

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-08-0370-3_改1
提出年月日	2021年11月2日

補足-370-3 ベント実施に伴う作業等の作業員の被ばく評価について

目次

補足1	原子炉格納容器漏えい率の設定について……………	補足1-1
補足2	原子炉格納容器内での除去効果について……………	補足2-1
補足3	原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着効果について……………	補足3-1
補足4	サプレッションプールでのスクラビングによる除去効果（無機よう素） について……………	補足4-1
補足5	原子炉格納容器外への核分裂生成物の放出割合の設定について……………	補足5-1
補足6	地表面への沈着速度の設定について……………	補足6-1
補足7	有機よう素の乾性沈着速度について……………	補足7-1
補足8	エアロゾルの乾性沈着速度について……………	補足8-1
補足9	実効放出継続時間の設定について……………	補足9-1
補足10	ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価で考慮している 線源の選定について……………	補足10-1
補足11	気象資料の代表性について……………	補足11-1
補足12	原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線， グランド シャインガンマ線評価モデルについて……………	補足12-1
補足13	ベント弁開操作時の作業員の被ばく評価における評価条件について…	補足13-1
補足14	ベント実施に伴う現場作業の作業員の被ばく評価について……………	補足14-1
補足15	重大事故等時におけるフィルタ装置室の遮蔽の熱除去の評価について…	補足15-1

原子炉格納容器漏えい率の設定について

原子炉格納容器からの原子炉建屋への漏えい率は、MAAP 内で模擬した漏えい孔の等価漏えい面積及び原子炉格納容器の圧力に応じて設定している。

模擬する漏えい孔の等価漏えい面積は、以下に示す原子炉格納容器圧力が 1Pd 以下の場合、1Pd～1.5Pd の場合及び 1.5Pd～2Pd の場合の 3 種類を設定する。

ただし、MAAP 解析においては、よう素の化学組成について考慮されておらず、全て粒子状よう素として扱われることから、無機よう素及び有機よう素の原子炉格納容器漏えい率は別途設定する。

(1) 原子炉格納容器圧力が 1Pd 以下の場合

原子炉格納容器圧力が 1Pd 以下の場合、427kPa[gage]で 0.9%/日となる等価漏えい面積（ドライウエル及びウェットウエルの総面積は約 $5 \times 10^{-6} \text{m}^2$ ）を設定し、MAAP 内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

427kPa[gage]での 0.9%/日の設定は AEC の評価式及び GE の評価式によって評価した漏えい率の結果を基にさらに保守的な値を設定した。

(2) 原子炉格納容器圧力が 1Pd～1.5Pd の場合

原子炉格納容器圧力が 1Pd～1.5Pd の場合、640kPa[gage]で 1.1%/日となる等価漏えい面積（ドライウエル及びウェットウエルの総面積は約 $6 \times 10^{-6} \text{m}^2$ ）を設定し、MAAP 内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

640kPa[gage]での 1.1%/日の設定は AEC の評価式及び GE の評価式によって評価した漏えい率の結果を基にさらに保守的な値を設定した。

(3) 原子炉格納容器圧力が 1.5Pd～2Pd 場合

原子炉格納容器圧力が 1.5Pd～2Pd の場合、854kPa[gage]で 1.3%/日となる等価漏えい面積（ドライウエル及びウェットウエルの総面積は約 $7 \times 10^{-6} \text{m}^2$ ）を設定し、MAAP 内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

854kPa[gage]での 1.3%/日の設定は AEC の評価式及び GE の評価式によって評価した漏えい率の結果を基にさらに保守的な値を設定した。

○AEC の評価式*1

<原子炉格納容器圧力が 1Pd の場合>

$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}} = 0.873\%$$

L : 事故時の原子炉格納容器漏えい率

L₀ : 設計漏えい率(圧力 Pd に対して(ここでは 0.9 Pd)) 【0.5 %/日】

Pt	: 事故時の原子炉格納容器内圧力	【528 kPa [abs]】
Pd	: 設計圧力	【485 kPa [abs]】
Pa	: 原子炉格納容器外の圧力	【101.325 kPa [abs]】
Rt	: 事故時の気体定数*2	【487.4 J/Kg・K】
Rd	: 空気の気体定数	【287 J/Kg・K】
Tt	: 事故時の原子炉格納容器内温度	【473.15 K】
Td	: 設計原子炉格納容器内温度 漏えい試験時の温度 (20 °C)	【293.15 K】

<原子炉格納容器圧力が 1.5Pd の場合>

$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}} = 1.069\%$$

L	: 事故時の原子炉格納容器漏えい率	
Pt	: 事故時の原子炉格納容器内圧力	【741 kPa [abs]】
Rt	: 事故時の気体定数*2	【487.4 J/Kg・K】
Tt	: 事故時の原子炉格納容器内温度	【473.15 K】

<原子炉格納容器圧力が 2Pd の場合>

$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}} = 1.235\%$$

L	: 事故時の原子炉格納容器漏えい率	
Pt	: 事故時の原子炉格納容器内圧力	【955 kPa [abs]】
Rt	: 事故時の気体定数*2	【487.4 J/Kg・K】
Tt	: 事故時の原子炉格納容器内温度	【473.15 K】

注記*1:United States Atomic Energy Commission report "reactor containment leakage testing and surveillance requirements" USAEC technical safety guide, Dec. 1966

*2:事故時の気体定数は水素(2.016):窒素(28.01):水蒸気(18.02)のガス組成 16%:16%:68%より計算している。AEC の評価式が事故時の気体定数に依存し、水素等のように気体定数が小さい気体の割合が大きい場合に漏えい率が高くなるため、燃料有効部被覆管が全てジルコニウム-水反応した場合の水素量発生(約990kg)を考慮して設定した。

○GE の評価式 (General Electric 社の漏えいモデル式)

<原子炉格納容器圧力が 1Pd の場合>

$$L = L_0 \frac{\sqrt{1 - \left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}}{\sqrt{1 - \left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}} = 0.502\%$$

- L : 事故時の原子炉格納容器漏えい率
L₀ : 設計漏えい率(圧力 Pd に対して(ここでは 0.9 Pd)) 【0.5 %/日】
P_t : 事故時の原子炉格納容器内圧力 【528 kPa [abs]】
P_d : 設計圧力 【485 kPa [abs]】
P_a : 原子炉格納容器外の圧力 【101.325 kPa [abs]】

<原子炉格納容器圧力が 1.5Pd の場合>

$$L = L_0 \frac{\sqrt{1 - \left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}}{\sqrt{1 - \left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}} = 0.506\%$$

- L : 事故時の原子炉格納容器漏えい率
P_t : 事故時の原子炉格納容器内圧力 【741 kPa [abs]】

<原子炉格納容器圧力が 2Pd の場合>

$$L = L_0 \frac{\sqrt{1 - \left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}}{\sqrt{1 - \left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}} = 0.508\%$$

- L : 事故時の原子炉格納容器漏えい率
P_t : 事故時の原子炉格納容器内圧力 【955 kPa [abs]】

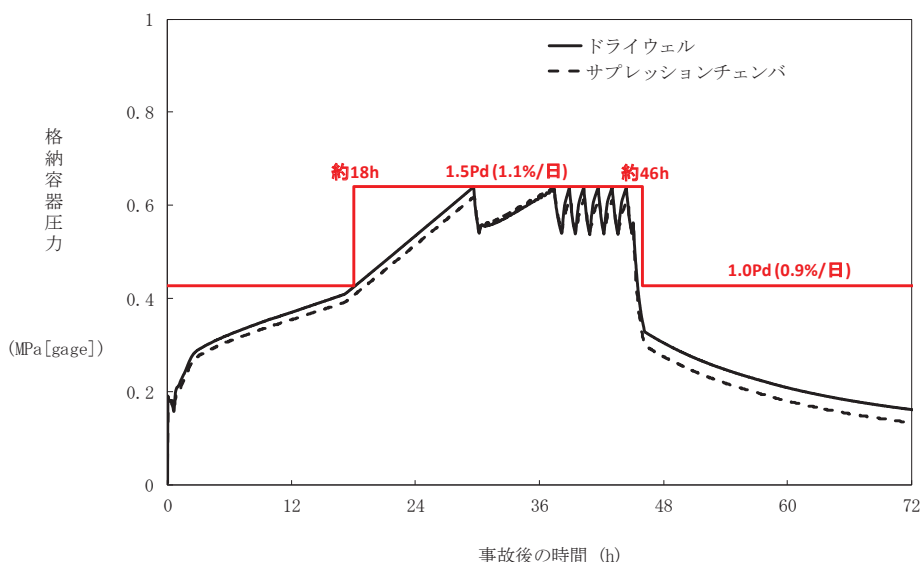
(4) 無機よう素及び有機よう素の原子炉格納容器漏えい率

a. 無機よう素

他の核種と同様に原子炉格納容器圧力に応じて漏えい率が変動すると考えるが、MAAP 解析において無機よう素を模擬していないため、MAAP 解析結果による原子炉格納容器圧力を基に漏えい率を設定する。

漏えい率の設定に当たっては、第 1 図のとおり MAAP 解析結果による原子炉格納容器圧力を包絡した原子炉格納容器圧力を設定し、その原子炉格納容器圧力に対する漏えい率を設定している。

このように設定した漏えい率は、1.0Pd 以下で 0.9%/日、1.0Pd~1.5Pd で 1.1%/日、1.5Pd 超過で 1.3%/日を一律に与えるものであり、MAAP 解析における漏えい率を包絡した保守的な設定であるとする。



第 1 図 原子炉格納容器圧力と漏えい率の時間変化
(無機よう素の原子炉格納容器漏えい率の設定)

b. 有機よう素

有機よう素についても、無機よう素と同様の漏えい率の設定が可能であるが、有機よう素がガス状として振る舞うこと及び原子炉格納容器内での除去効果を受けない点で希ガスに類似していることから、MAAP 解析における希ガスと同じ挙動を示すものとし、(1)及び(2)に基づき漏えい率を設定する。

原子炉格納容器内での除去効果について

MAAP におけるエアロゾルに対する原子炉格納容器内の除去効果として、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を考慮している。また、沈着については、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、核分裂生成物（以下「FP」という。）ガス凝縮/再蒸発で構成される。（「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」の「第 5 部 MAAP」（抜粋）参照）

「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」の
「第 5 部 MAAP」（抜粋）

(2) FP の状態変化・輸送モデル

高温燃料から出た希ガス以外の FP は雰囲気温度に依存して凝固し、エアロゾルへ変化する。気相及び液相中の FP の輸送においては、熱水力計算から求まる体積流量から FP 輸送量を計算する。FP がガス状とエアロゾル状の場合は、気体の流れに乗って、原子炉圧力容器内と原子炉格納容器内の各部に輸送される。水プール上に沈着した FP の場合は、区画内の水の領域間の移動に伴って輸送される。また、炉心あるいは溶融炉心中の FP の場合は、溶融炉心の移動量に基づいて輸送される。

FP の輸送モデルは上述の仮定に基づいており、炉心燃料から放出されてから原子炉格納容器に到達する経路としては、次のとおりである。燃料から原子炉圧力容器内に放出された FP は、原子炉圧力容器破損前には LOCA 破損口あるいは逃がし安全弁から原子炉格納容器へ放出される。また、原子炉圧力容器破損後には原子炉圧力容器破損口若しくは格納容器下部に落下した溶融炉心から FP が原子炉格納容器へ放出される。逃がし安全弁を通じて放出された FP はスクラビングによってサプレッション・チェンバ液相部へ移行する。原子炉格納容器の気相部へ放出された FP は、気体の流れに伴って原子炉格納容器内を移行する。

原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の気体、エアロゾル及び構造物表面上（沈着）の状態間の遷移を模擬している。原子炉格納容器内のF P輸送モデル概要を図3.3-15に示す。

エアロゾルの沈着の種類としては、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、F Pガス凝縮、F Pガス再蒸発を模擬している。なお、沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない。

重力沈降は、Stokesの重力沈降式とSmoluchowski方程式（エアロゾルの粒径分布に対する保存式）の解から得られる無次元相関式を用いて、浮遊するエアロゾル質量濃度から沈着率を求める。なお、Smoluchowski方程式を無次元相関式としているのは解析時間短縮のためであり、この相関式を使用したMAAPのモデルは様々な実験データと比較して検証が行われている。

拡散泳動による沈着は、水蒸気凝縮により生じるStefan流（壁面へ向かう流体力学的気流）のみを考慮して沈着率を求める。

熱泳動による沈着は、Epsteinのモデルを用い、沈着面での温度勾配による沈着速度及び沈着率を求める。

慣性衝突による沈着は、原子炉格納容器内でのみ考慮され、流れの中にある構造物に、流線から外れたエアロゾルが衝突するものと仮定し、沈着率は重力沈降の場合と同様にSmoluchowski方程式の解から得られる無次元相関式を用いて求める。

F Pガスの凝縮は、F Pガスの構造物表面への凝縮であり、雰囲気中の気体状F P圧力がF P飽和蒸気圧を超えると構造物表面への凝縮を計算する。

5-66

F Pガスの再蒸発は、凝縮と逆であり、気体状F Pの圧力がF Pの飽和蒸気圧を下回ると、蒸発が起こると仮定している。

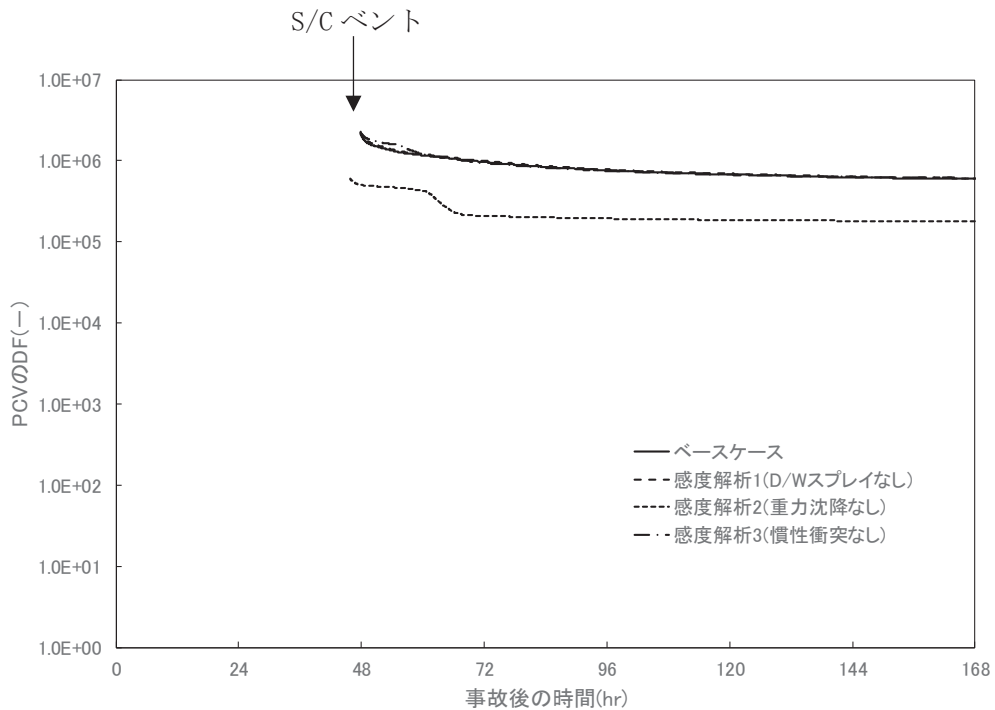
エアロゾルのプール水によるスクラビング現象による除去効果の取り扱いに関しては、スクラビングによる除染係数(DF)を設定し、エアロゾル除去効果が計算される。DFの値は、クエンチャ、垂直ベント、水平ベントの3つの種類のスクラビング機器に対し、詳細コード SUPRA^[9]を用いて、圧力、プール水深、キャリアガス中の水蒸気質量割合、プール水のサブクール度及びエアロゾル粒子径をパラメータとして評価した結果を内蔵しており、これらのデータから求める。

また、格納容器スプレーによるF P除去も模擬しており、スプレー液滴とエアロゾルとの衝突による除去率を衝突効率、スプレーの液滴径、流量及び落下高さから計算する。

(1) 沈着及びドライウェルスプレイによる除去効果

沈着及びドライウェルスプレイによる除去効果を確認するため、感度解析を行った。感度解析結果を第1図に示す。なお、感度解析では、MAAPで考慮しているエアロゾルに対する原子炉格納容器内の除去効果を確認するため、エアロゾル核種であるCsIを代表させ、以下の式により原子炉格納容器内の除去効果を算出している。

原子炉格納容器内 DF = 原子炉格納容器内への CsI 放出割合 / ベントラインから大気への CsI 放出割合



第1図 エアロゾルに対する原子炉格納容器内の除去効果（感度解析結果）

第1図より、全除去効果を考慮したベースケースにおけるDFとの比較から、重力沈降のDFは10程度であることがわかる。これより、エアロゾルに対する原子炉格納容器内の除去効果は重力沈降の影響が大きいと考える。

(2) サプレッションプールでのスクラビングによる除去効果

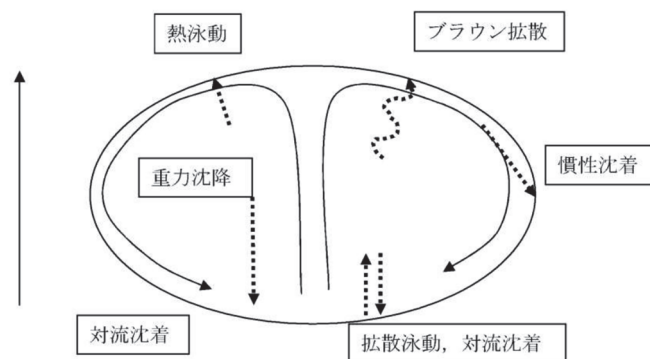
(a) スクラビング効果について

スクラビングは、エアロゾルを含む気体がプール内に移行する場合、気泡が分裂しながら上昇していく過程においてエアロゾルが気泡界面に到達した時点で水に溶解して気体から除去される現象である。スクラビングにおけるエアロゾル除去のメカニズムは、プールへの注入時の水との衝突や気泡がプール水中を上昇していく過程における慣性衝突等が考えられる。

(b) MAAP 解析上の扱いについて

スクラビングによる除去効果について、MAAP 解析ではスクラビング計算プログラム (SUPRA コード) により計算された DF 値のデータテーブルに、プール水深、エアロゾルの粒子径、キャリアガス中の水蒸気割合、原子炉格納容器圧力及びサブプレッションプールのサブクール度の条件を補間して求めている。

SUPRA コードでは、スクラビングに伴う初期気泡生成時及び気泡上昇時のエアロゾルの除去効果をモデル化しており、気泡挙動 (気泡サイズ及び気泡上昇速度)、初期気泡生成時の DF、気泡上昇時の DF を評価式により与えている。第 2 図に、気泡中のエアロゾルが気泡界面に到達するまでの過程を示す。気泡上昇時における各過程の除去速度を評価することでエアロゾルの DF を与えている。



第 2 図 スクラビングによるエアロゾル捕集効果

(c) SUPRA コードによる計算結果と実験結果の比較について

SUPRA コードによる計算結果については、電力共同研究*1にて実験結果との比較検討が行われている。試験条件及び試験装置の概要を第 1 表及び第 3 図に示す。また、試験結果を第 4 図から第 10 図に示す。

試験結果より、SUPRA コードによる計算結果と実験結果について、キャリアガス流量等のパラメータ値の増減による DF 値の傾向は概ね一致していることを確認した。

また、粒径 μm までの粒子について、SUPRA コードによる計算結果が実験結果より小さい DF 値を示しており、保守的な評価であることを確認した。

一方、粒径 μm の粒子について、SUPRA コードによる計算結果が実験結果より大きい DF 値を示しているが、これは実験と SUPRA コードで用いている粒子の違い (実験: LATEX 粒子 (密度 g/cm^3), SUPRA コード: CsOH (密度 g/cm^3)) が影響しているためである。SUPRA コードの計算結果を密度補正*2した第 7 図及び第 9 図では、SUPRA コードによる計算結果は実験結果より概ね小さい傾向となる DF 値を示すことが確認できる。

以上より、SUPRA コードにより計算された DF 値を用いることは妥当と考える。

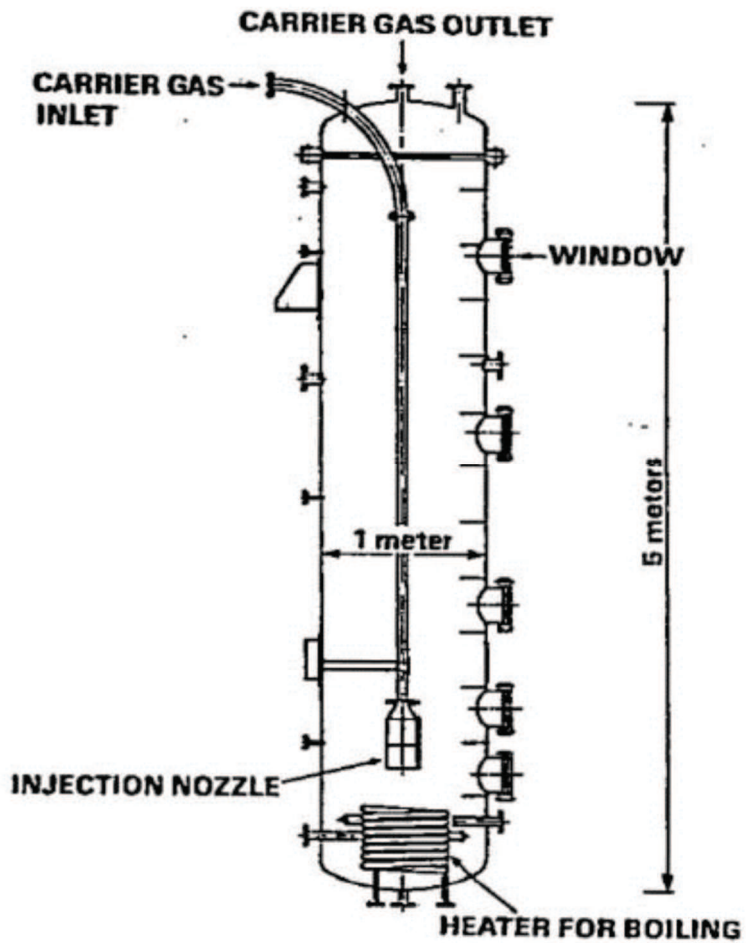
注記*1: 共同研究報告書「放射能放出低減装置に関する開発研究」(PHASE2) 最終報告書
平成 5 年 3 月

*2 : 実験では LATEX 粒子を用いているため、その粒径は []
[] となる。一方, SUPRA
コードでは CsOH の粒径を基にしているため, 粒径に粒子密度 ([] g/cm³)
の平方根を乗じることにより [] に換算する。

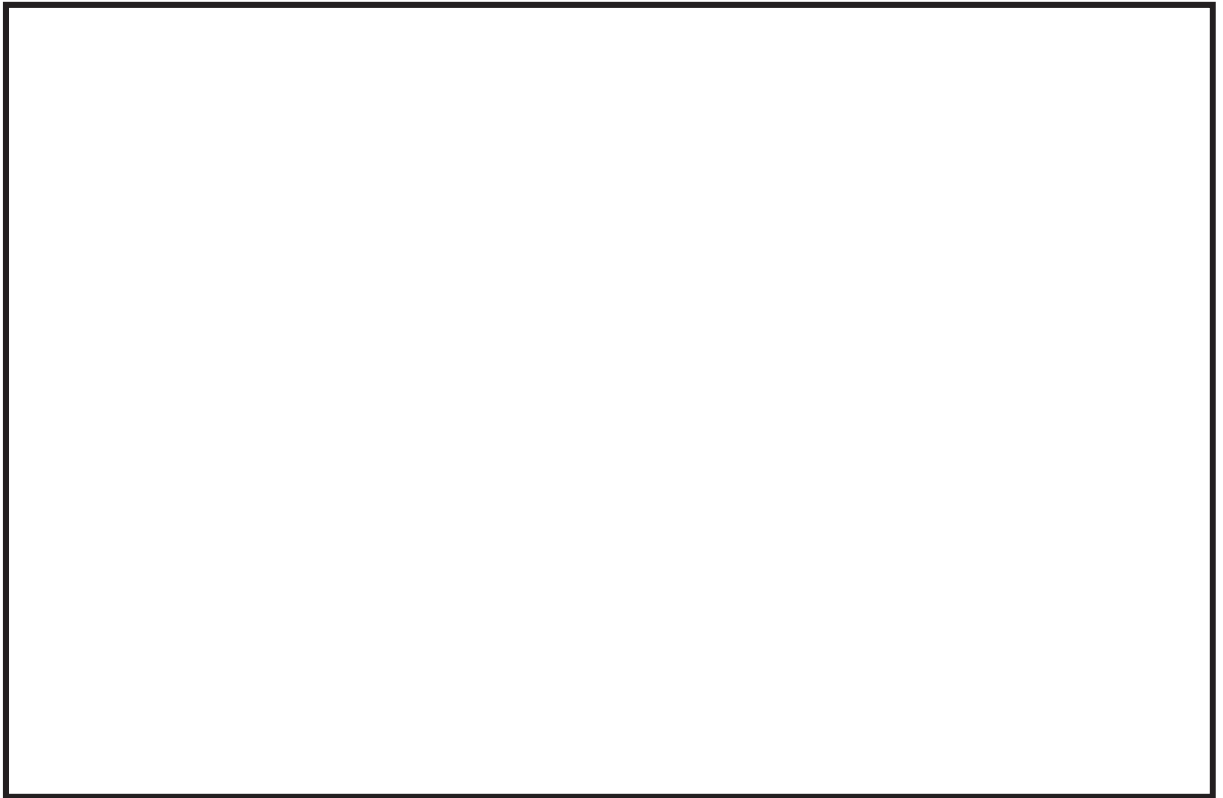
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第1表 試験条件

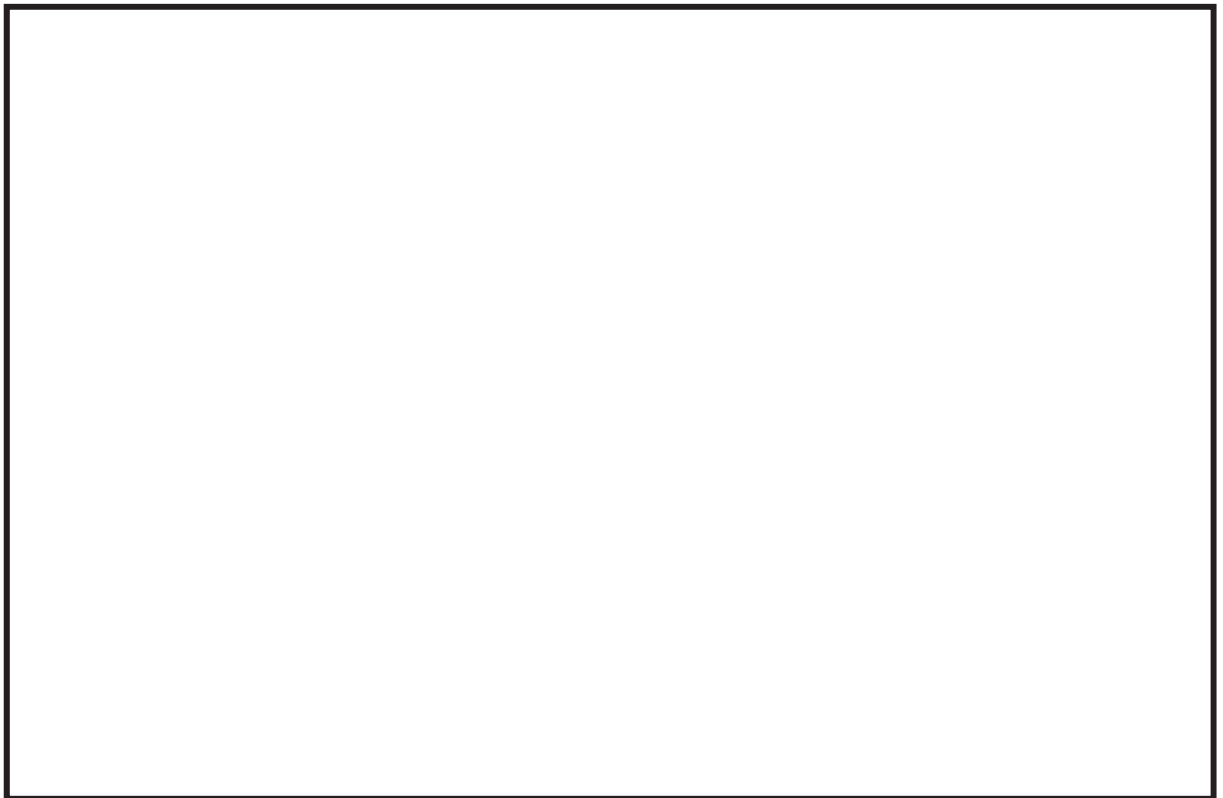
Parameter		Standard Value	Range
Geometric property	injection nozzle diameter (cm)	15	1~15
	scrubbing depth (meters)	2.7	0~3.8
Hydraulic property	pool water temperature (°C)	80	20~110
	carrier gas temperature (°C)	150	20~300
	steam fraction (vol.%)	50	0~80
	carrier gas flow rate (L/min)	500	300~2000
Aerosol property	particle diameter (μm)	0.21~1.1	0.1~1.9
	material	LATEX	LATEX, CsI



第3図 試験装置の概要

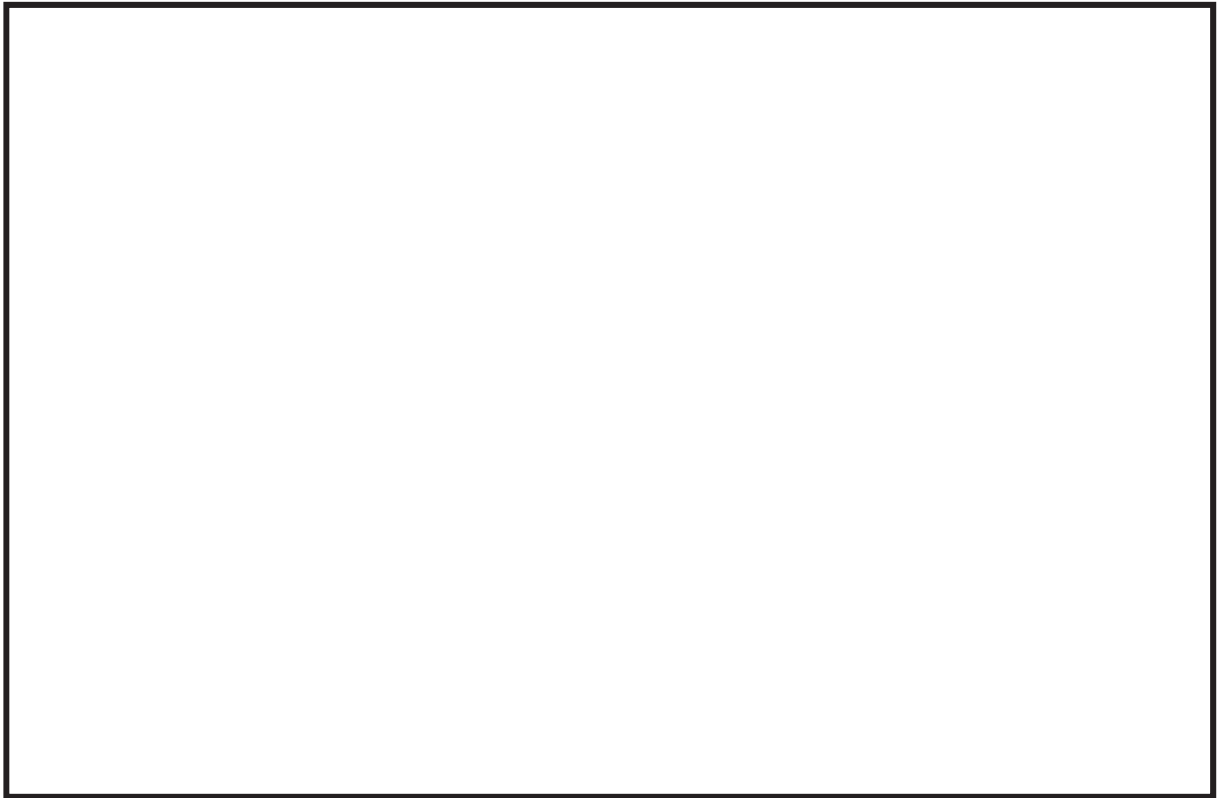


第4図 キャリアガス流量に対するDFの比較



第5図 プール水温に対するDFの比較

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 6 図 水蒸気割合に対する DF の比較



第 7 図 水蒸気割合に対する DF の比較（密度補正）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

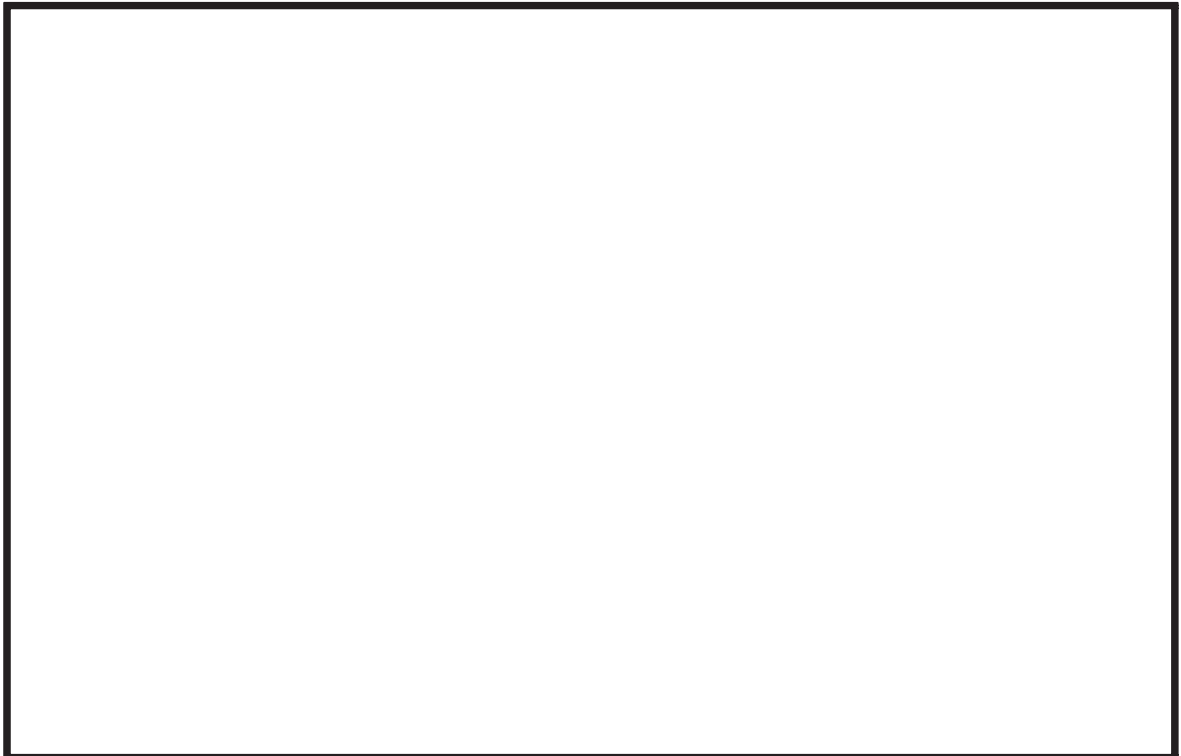


第8図 スクラビング水深に対するDFの比較



第9図 スクラビング水深に対するDFの比較（密度補正）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 10 図 ガス温度に対する DF の比較

(d) 沸騰による除去効果への影響について

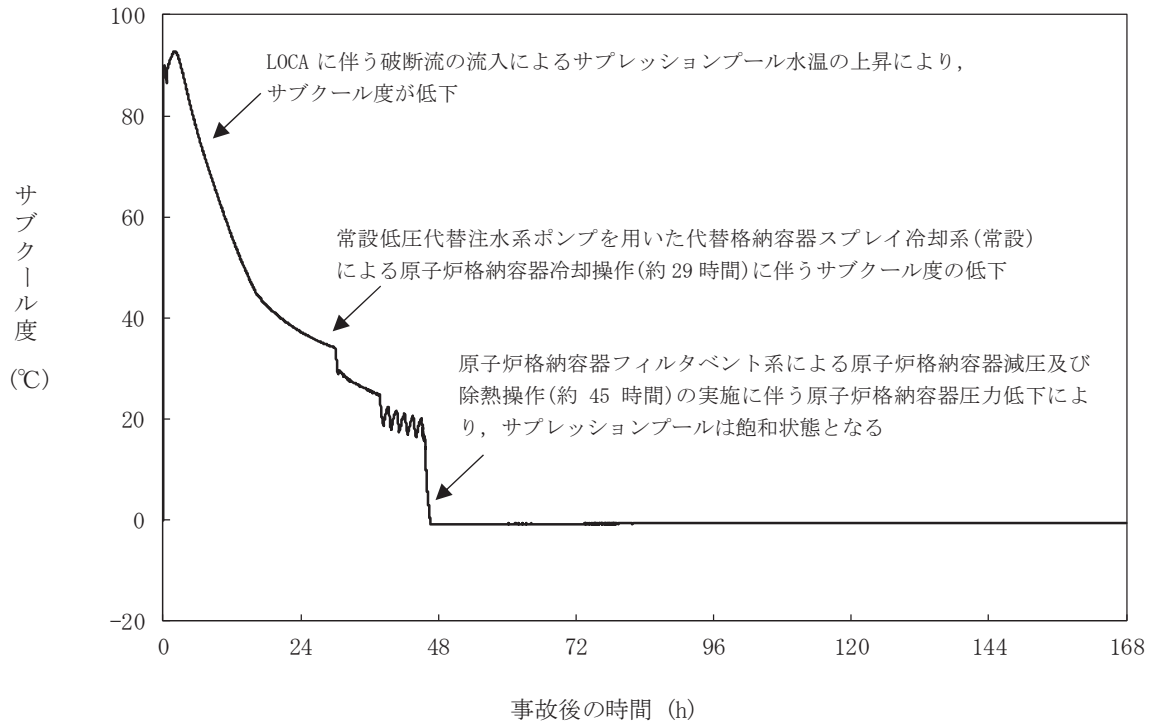
「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用できない場合における事故シーケンスでは、第 11 図のとおり、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱の実施に伴いサプレッションプールは飽和状態（沸騰状態）になるため、サプレッションプールの沸騰による除去効果への影響を確認した。MAAP 解析条件及び評価結果を第 2 表及び第 3 表に示す。なお、エアロゾルの粒径については、スクラビング前後でそれぞれ最も割合の多い粒径について除去効果への影響を確認した。その結果、第 3 表のとおり沸騰時の除去効果は非沸騰時に比べて小さいことを確認した。

ただし、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用できない場合における事故シーケンスにおいて、原子炉圧力容器内の放射性物質は大破断 LOCA により生じた破断口より原子炉格納容器内気相部へ移行し、その後、重力沈降等により、大部分が原子炉格納容器内液相部へ移行することになるが、第 12 図のとおり、MAAP 評価においてサプレッションプールのスクラビング効果に期待しているエアロゾル粒子のうち、被ばく影響への寄与が大きいヨウ素やセシウム（CsI 及び CsOH）は、事象発生 5 時間程度で大部分が原子炉格納容器内液相部へ移行し、この時点ではサプレッションプールは非沸騰状態であることから、サプレッションプールの沸騰による除去効果の減少の影響はほとんどないと考える。

また、CsI、CsOH の融点はそれぞれ 621 °C、272 °C 以上^{*3}であり、沸点はそれ以上の温度であることから、シビアアクシデント時に原子炉格納容器内で CsI、CsOH が揮発することは考えにくい。サプレッションプールの沸騰に伴い液相部中の CsI、CsOH の一部が気相部へ移行する可能性がある。ただし、その場合でも、ドライウェルから原子炉格納容器フィルタ

ベント系を介した場合における放射性物質の放出量に包絡されると考えられる。

注記*3：「化学大辞典 縮刷版」 共立出版



第 11 図 サプレッションプールのサブクール度の推移

第 2 表 評価条件

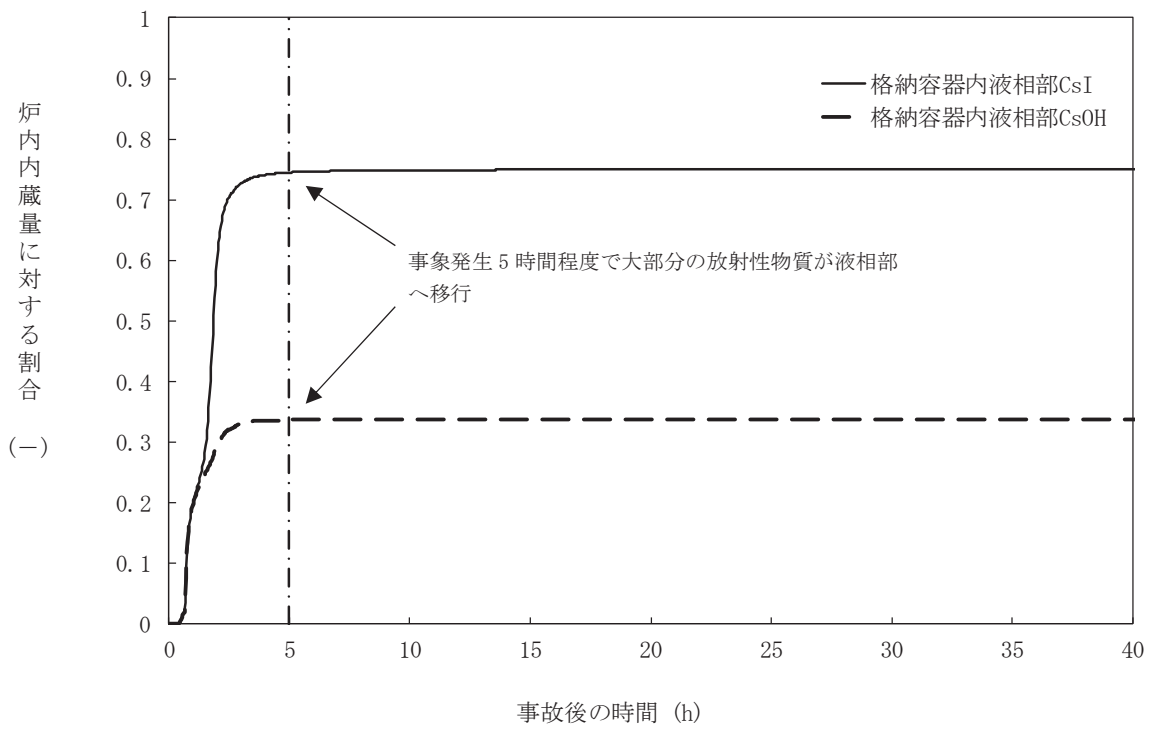
項目	評価条件*	選定理由
蒸気割合	□ %	格納容器ベント実施前のドライウェルにおける蒸気割合 (約68%) により, 保守的に □%を採用
原子炉格納容器圧力	□ kPa [gage]	格納容器ベント実施前の原子炉格納容器圧力 (554kPa [gage]) より, 設定上限値を採用
サプレッションプール水深	□ m	実機では水深 □ m 以上のため, 設定上限値を採用
サブクール度	□ °C	未飽和状態として設定 (設定上限値)
	□ °C	飽和状態として設定 (設定下限値)
エアロゾルの粒径 (半径)	□ μm	スクラビング前において最も割合が多い粒径 (約0.5 μm) および, スクラビング後において最も割合が多い粒径 (約0.4 μm) より, □ μm と □ μm を採用
	□ μm	

注記* : SUPRA コードにより計算されたデータテーブルの設定値を採用

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第3表 評価結果

粒径（半径）	DF	
	未飽和状態 （サブクール度 <input type="text"/> °C）	飽和状態 （サブクール度 <input type="text"/> °C）
<input type="text"/> μm		
<input type="text"/> μm		



第12図 原子炉格納容器内液相部中の存在割合

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着効果について

(1) 無機よう素の自然沈着率の設定

原子炉格納容器内での無機よう素の除去効果として、自然沈着率 9.0×10^{-4} (1/s) (原子炉格納容器内への積算放出量の 1/200 まで) を用いている。以下に、自然沈着率の算出に関する概要を示す。

原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着について、財団法人原子力発電技術機構 (以下「NUPEC」という。) による検討「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)」において、CSE (Containment Systems Experiment) A6 実験に基づく値が示されている。

原子炉格納容器内での無機よう素の自然沈着率を λ_d (1/s) とすると、原子炉格納容器内における無機よう素濃度 ρ の濃度変化 ($\mu\text{g}/\text{m}^3$) は式 1 で表され、自然沈着率 λ_d は時刻 t_0 における無機よう素濃度 ρ_0 と時刻 t_1 における無機よう素濃度 ρ_1 を用いて式 2 のとおりとなる。

$$\frac{d\rho}{dt} = -\lambda_d \rho \quad \dots \dots \dots \text{(式 1)}$$

$$\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \log\left(\frac{\rho_1}{\rho_0}\right) \quad \dots \dots \dots \text{(式 2)}$$

なお、NUPEC の報告書では、Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment” の記載 (CSE A6 実験) より、時刻 0 分における無機よう素の気相濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ 及び時刻 30 分における無機よう素の気相濃度 $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ を上式に代入することで、式 3 のとおり、無機よう素の自然沈着率 9.0×10^{-4} (1/s) を算出したとしている。

$$\lambda_d = -\frac{1}{30 \times 60 - 0} \log\left(\frac{1.995 \times 10^4}{10^5}\right) \approx 9.0 \times 10^{-4} \dots \dots \text{(式 3)}$$

この自然沈着率は、BNWL-1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report” の CSE A6 実験による無機よう素の気相部濃度の時間変化を表す図に基づくものである。時刻 0 分～30 分の濃度変化は、よう素の浮遊量が多く、格納容器スプレイを考慮していない事故初期の状態を模擬していると考えられる。(第 1 図参照)

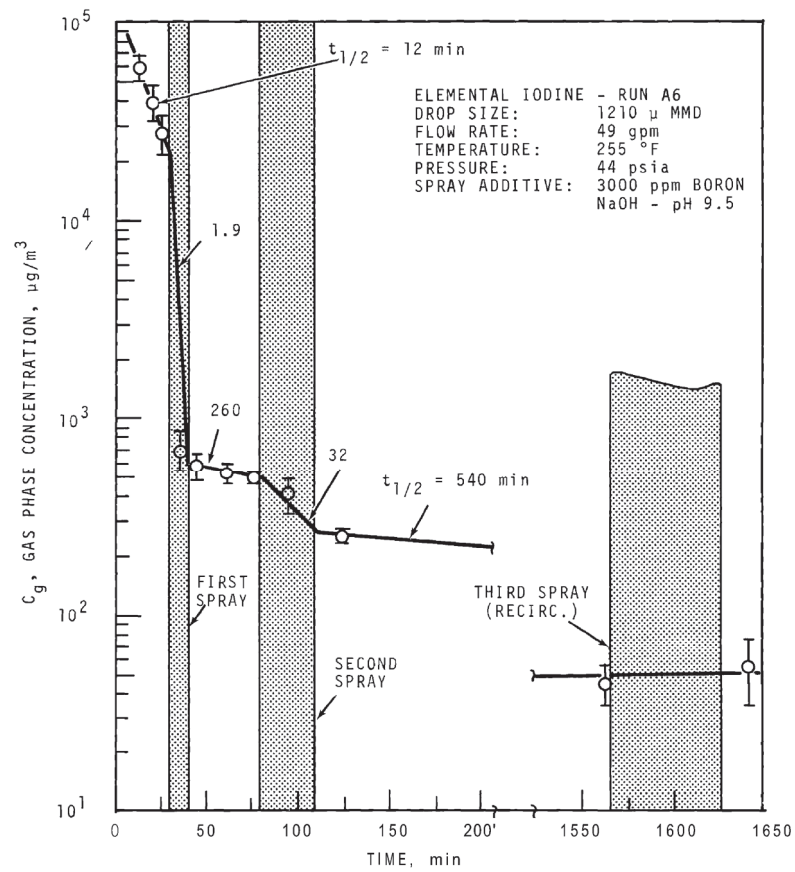


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

第1図 CSE A6 実験による無機よう素の濃度変化図

(2) CSE 実験の適用について

CSE 実験条件と女川原子力発電所第2号機の評価条件の比較を第1表に示す。

第1表 CSE 実験と女川2号機の評価条件の比較

	CSE実験のRun No.			女川2号機
	A6*1*2	A5*3	A11*3	
雰囲気	蒸気+空気	同左	同左	蒸気+窒素(+水素)
雰囲気圧力 (MPa [gage])	約0.20	約0.22	約0.24	約0.31*4
雰囲気温度 (°C)	約120	約120	約120	約170*4
格納容器スプレー	間欠*5	なし	なし	あり*6

注記*1: R.K.Hilliard et.al, "Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment", Nucl. Technol. Vol 10 pp499-519, 1971

*2: R.K.Hilliard et.al, "Removal of iodine and particles from containment

atmospheres by sprays”, BNWL-1244, 1970

- *3: R.K.Hilliard and L.F.Coleman, “Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment”, BNWL-1457, 1970
- *4: 格納容器破損防止対策の有効性評価の事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」において、炉心からよう素が大量放出された後（事象初期）の値
- *5: A6 実験はスプレイを伴う実験だが、自然沈着率の算出には 1 回目のスプレイ実施前における原子炉格納容器内の濃度変化より設定している
- *6: 格納容器スプレイを実施するが、評価上は無機よう素の除去効果に対しては自然沈着のみ考慮し、格納容器スプレイによる除去効果は考慮しない

スプレイを使用していない A5 及び A11 における無機よう素の原子炉格納容器内気相部濃度の時間変化を第 2 図に示す。初期の沈着については A6 と同様の傾向を示すとともに、初期濃度より数百分の 1 程度まで低下した後は緩やかとなる傾向が見られる。また、米国 S R P 6.5.2 では、原子炉格納容器内の無機よう素濃度が 1/200 になるまでは無機よう素の除去が見込まれるとしている。

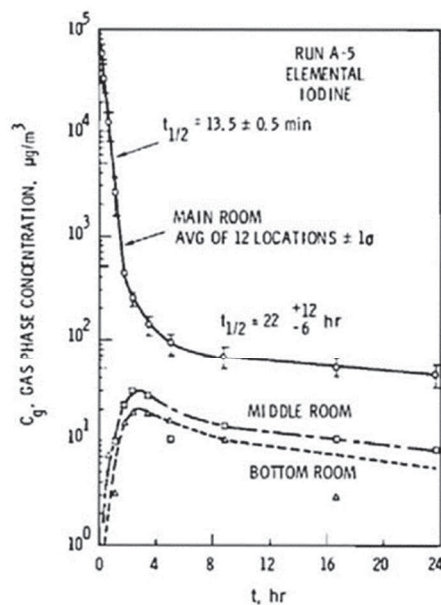


FIGURE B-5.
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-5

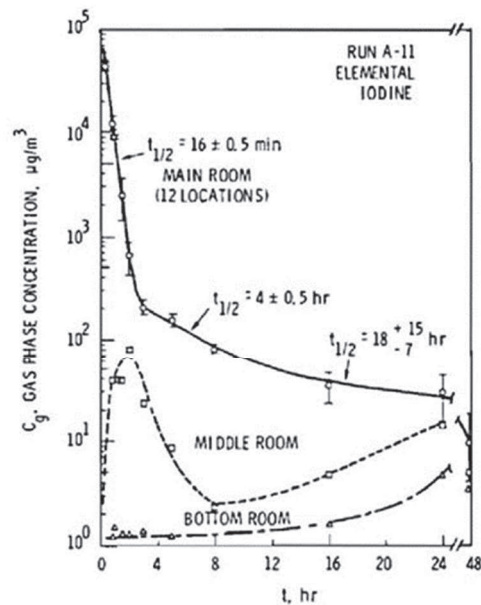


FIGURE B-6.
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-11

第 2 図 CSE A5 及び A11 実験における無機よう素の
原子炉格納容器内気相部濃度の時間変化

自然沈着率は、評価する体系の体積と内表面積の比である比表面積の影響を受け、比表面積が大きいほど自然沈着率は大きくなると考えられるため、CSE 実験における体系

と女川原子力発電所第2号機の比表面積について第2表に示す。表からCSE実験と女川原子力発電所第2号機の比表面積は同程度となっていることが確認できる。

第2表 CSE実験と女川2号機の比表面積の比較

	CSE実験体系	女川2号機
体積 (m ³)	約600	約13,000
表面積 (m ²)	約570	約12,000
比表面積 (1/m)	約0.96	約0.93

サブレーションプールでのスクラビングによる除去効果（無機よう素）について

サブレーションプールでのスクラビングによる無機よう素の除去効果（以下「DF」という。）として、Standard Review Plan 6.5.5に基づき DF5 を設定している。これは Standard Review Plan 6.5.5 において、「無機よう素のスクラビングによる除去効果として、Mark-II 及び Mark-III に対して DF10 以下、Mark-I に対して DF5 以下を主張する場合は、特に計算を必要とせず容認しても良い」との記載に基づくものであり（抜粋参照）、女川原子力発電所第 2 号機は Mark-I 型原子炉格納容器を採用していることから、サブレーションプールの沸騰の有無に関わらず、DF5 を適用することとしている。

なお、有機よう素についてはガス状の性質であることから、本 DF の効果には期待していない。粒子状よう素の DF については、MAAP 解析のスクラビング計算プログラム（SUPRA コード）にて評価している。

「Standard Review Plan 6.5.5」（抜粋）

1. **Pool Decontamination Factor.** The decontamination factor (DF) of the pool is defined as the ratio of the amount of a contaminant entering the pool to the amount leaving. Decontamination factors for each fission product form as functions of time can be calculated by the SPARC code. An applicant may use the SPARC code or other methods to calculate the retention of fission products within the pool, provided that these methods are described in the SAR adequately to permit review. If the time-integrated DF values claimed by the applicant for removal of particulates and elemental iodine are 10 or less for a Mark II or a Mark III containment, or are 5 or less for a Mark I containment, the applicant's values may be accepted without any need to perform calculations. A DF value of one (no retention) should be used for noble gases and for organic iodides. The applicant should provide justification for any DF values greater than those given above.
- The reviewer has an option to perform an independent confirmatory calculation of the DF. If the SPARC code is used for a confirmatory calculation of fission product decontamination, the review should take care in proper establishment of the input parameters for the calculations.

サプレッションプールでのスクラビングによる
無機よう素の除去効果に関する他の知見について

サプレッションプールでのスクラビングによる無機よう素の除去効果に関する他の知見として、SPARCコードによる計算結果並びにUKAEA及びPOSEIDONにて行われた実験がある。

なお、選定した事故シーケンスは、原子炉停止機能喪失であり、以下の事故進展を想定している。

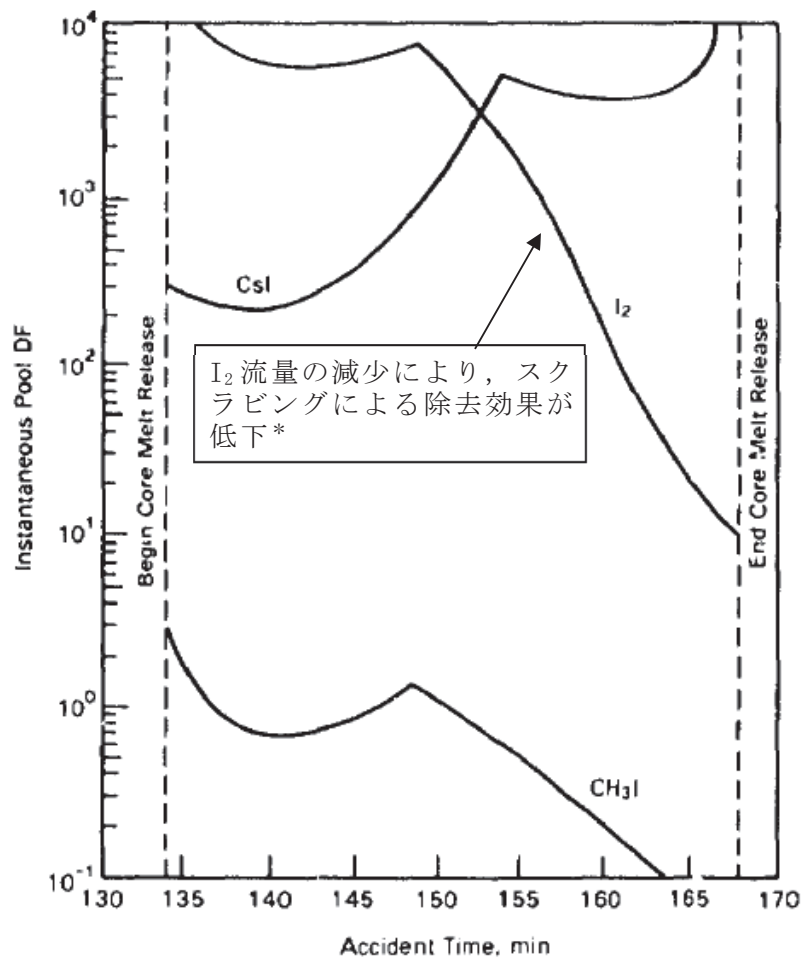
(1) SPARCコードによる計算結果

Standard Review Plan 6.5.5の引用文献*1において、SPARCコードを用いたよう素のスクラビングによる除去効果を計算している。当該文献では、Mark-I型原子炉格納容器を対象として無機よう素(I_2)、粒子状よう素(CsI)及び有機よう素(CH_3I)に対するスクラビングによる除去効果を計算している。計算結果は第1図のとおりであり、無機よう素に対するDFは最小で10程度である。

なお、選定した事故シーケンスは、原子炉停止機能喪失であり、以下の事故進展を想定している。

- ・ 過渡時において制御棒の挿入不良が発生
- ・ 緊急炉心冷却システムは作動するが、原子炉出力レベルはサプレッションプールの冷却能力を超過
- ・ 原子炉圧力容器の過圧破損の発生により冷却材が喪失した結果、炉心損傷が発生

注記*1: P. C. Owczarski and W. K. Winegarder, "Capture of Iodine in Suppression Pools", 19th DOE/NRC Nuclear Air Cleaning Conference.



第 1 図 SPARC 計算結果 (瞬時値 DF)

注記* : 文献中の記載 (抜粋)

“Here the I_2 flow rate is fairly high until 148.5min, then the rate (and incoming I_2 concentration) decreases. These decreases cause the pool scrubbing to become less effective at the iodine concentrations of pool.”

(2) UKAEA 及び POSEIDON にて行われた実験

無機よう素に対するスクラビングによる除去効果について，UKAEA*² 及び POSEIDON*³ において実験が行われている。実験体系を第 2 図及び第 3 図，実験条件及び実験結果を第 1 表及び第 2 表に示す*⁴。第 2 表のとおり，無機よう素の DF は最小で 14 である。

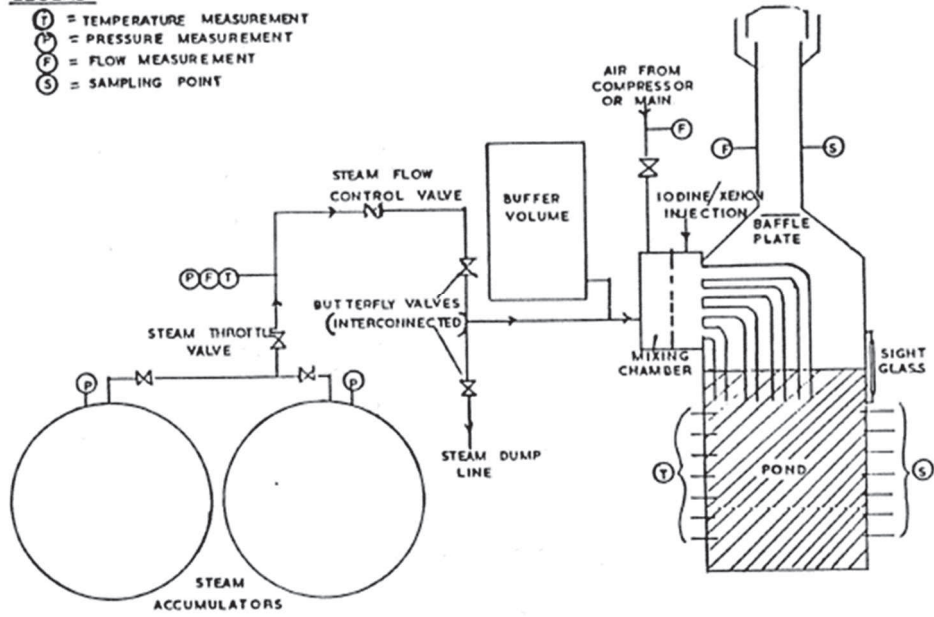
注記*² : イギリスのウィンフリス (重水減速沸騰軽水冷却炉 (SGHWR)) の蒸気抑制システムにおける核分裂生成物の保持を調べるための実験

*³ : スイスのポール・シェラー研究所で行われた水中へのガス状よう素のスクラビングに関する実験

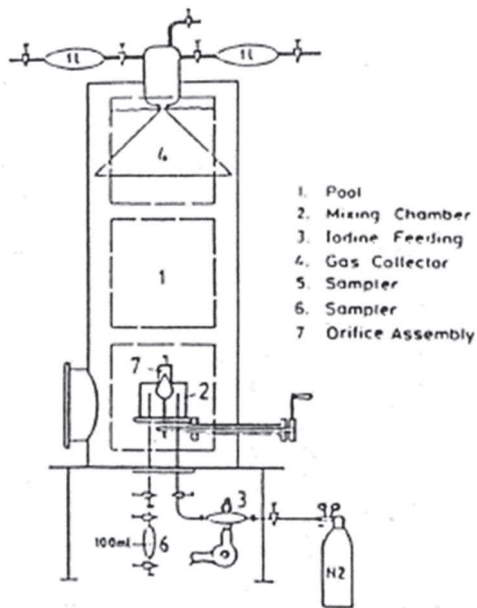
*⁴ : “State-of-the-art review on fission products aerosol pool scrubbing under severe accident conditions” , 1995

LEGEND

- (T) = TEMPERATURE MEASUREMENT
- (P) = PRESSURE MEASUREMENT
- (F) = FLOW MEASUREMENT
- (S) = SAMPLING POINT



第 2 図 UKAEA 実験体系



第 3 図 POSEIDON 実験体系

第 1 表 実験条件

Program	Aerosol	Aerosol size, μm	Carrier fluid	Steam mass fraction	Water temp., $^{\circ}\text{C}$	Pool pressure	Injector
ACE	CsI CsOH MnO	1.7 - 2.7 1.6 - 2.8 1.7 - 2.3	N_2 + steam	0.008 - 0.31	25 83	ambient	sparger
EPRI	CsI TeO_2 Sn	0.2 - 3.0 0.4 - 2.7 2.7	air, N_2 or He + steam	0 - 0.95	- ambient - near sa- - turated	ambient	single orifice
EPSI	CsI CsOH	~4.5 (radius)	steam	1	273 (initially)	1.1 MPa 3.1 MPa 6.1 MPa	single orifice
GE	Eu_2O_3 CsI	0.1 - 40.0 < 0.3	air	0	ambient	ambient	single orifice
JAERI	DOP	0.3 - 10.0	air	0	ambient	ambient	single orifice
LACE - España	CsI	1.7 - 7.2	N_2 + steam	0.07 - 0.85	110	3 bar (abs.)	-single orifice -multior.
SPARTA	CsI	0.7	air + N_2	0	close to saturation	ambient	2 orifices
UKAEA	Cr/Ni	0.06	air + steam	0.25 - 0.96	ambient	ambient	4 orifices (downco- mers)
UKAEA	I_2 vapour	-	air and/or steam	0 - 1	ambient	ambient	4 orifices (downco- mers)
POSEI- DON	I_2 vapour	-	N_2	0	ambient	ambient	-single orifice - multior.

第 2 表 実験結果

Experiments	Species tested	DF range
ACE	Cs Mn I DOP	145 - 3000 11 - 260 47 - 1500 6 - 12
EPRI	CsI, TeO_2 Sn	1.4 - 1600 110 - 6800
EPSI	CsI	2100 - 3300
GE	Eu_2O_3 CsI	68 - 2900 7 - 10
JAERI	DOP	10 - 150
LACE-España	CsI	16 - 3000
SPARTA	CsI	7 *
UKAEA	Ni/Cr I_2	15 - 1680 14 - 240
POSEIDON	I_2	20 - 300 000

* Only one test performed.

原子炉格納容器外への核分裂生成物の放出割合の設定について

大気への放出量は、炉内内蔵量に原子炉格納容器外への放出割合を乗じることで算出する。(参考 1 参照)

原子炉格納容器外への放出割合の評価に当たっては、想定事故シナリオ「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」において原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため、そのプラント状態を模擬可能な MAAP コードを用いることとするが、以下の考察から、より実態に即した原子炉格納容器外への核分裂生成物の放出割合を設定するため、NUREG-1465 の知見を用いて中・低揮発性核種の放出割合を補正する。なお、被ばく評価に与える影響としては高揮発性核種からの寄与がほとんどとなるが、NUREG-1465 の知見を用いて補正する中・低揮発性核種のうち短半減期核種についても被ばく評価への寄与が考えられ、MAAP コードの解析結果をそのまま適用すると過度に保守的な評価となることから、より実態に即した評価とするため NUREG-1465 の知見を用いた放出割合の補正を行う。

第 1 表 放出割合の評価結果 (MAAP 解析)

核種 グループ	原子炉格納容器から原子炉建屋 への漏えい割合*1		原子炉格納容器フィルタベント系 フィルタ装置への放出割合*1	
	S/C ベント	D/W ベント	S/C ベント	D/W ベント
希ガス類	約 2.2×10^{-2}	約 2.2×10^{-2}	約 9.6×10^{-1}	約 9.6×10^{-1}
CsI 類	約 7.0×10^{-5}	約 7.0×10^{-5}	約 1.3×10^{-6}	約 3.5×10^{-4}
CsOH 類	約 2.8×10^{-5}	約 2.8×10^{-5}	約 1.2×10^{-6}	約 3.2×10^{-4}
Sb 類	約 8.4×10^{-5}	約 8.4×10^{-5}	約 2.5×10^{-6}	約 7.1×10^{-4}
TeO ₂ 類	約 4.4×10^{-5}	約 4.4×10^{-5}	約 4.5×10^{-7}	約 7.5×10^{-5}
SrO 類	約 1.8×10^{-5}	約 1.6×10^{-5}	約 4.7×10^{-5}	約 1.9×10^{-2}
BaO 類	約 3.0×10^{-5}	約 2.9×10^{-5}	約 2.5×10^{-5}	約 9.8×10^{-3}
MoO ₂ 類	約 7.1×10^{-5}	約 7.1×10^{-5}	約 1.1×10^{-6}	約 1.9×10^{-4}
CeO _s 類	約 5.6×10^{-6}	約 3.6×10^{-6}	約 4.2×10^{-5}	約 1.3×10^{-2}
La ₂ O ₃ 類	約 5.4×10^{-6}	約 3.5×10^{-6}	約 4.2×10^{-5}	約 1.3×10^{-2}

注記*1：小数点第 2 位を切り上げ

第2表 放出割合の評価結果（中・低揮発性の核種グループに対する補正後）

核種 グループ	原子炉格納容器から原子炉建屋 への漏えい割合*1		原子炉格納容器フィルタベント系 フィルタ装置への放出割合*1	
	S/C ベント	D/W ベント	S/C ベント	D/W ベント
希ガス類	約 2.2×10^{-2}	約 2.2×10^{-2}	約 9.6×10^{-1}	約 9.6×10^{-1}
CsI 類	約 7.0×10^{-5}	約 7.0×10^{-5}	約 1.3×10^{-6}	約 3.5×10^{-4}
CsOH 類	約 2.8×10^{-5}	約 2.8×10^{-5}	約 1.2×10^{-6}	約 3.2×10^{-4}
Cs 類 ^{※2}	約 3.2×10^{-5}	約 3.2×10^{-5}	約 1.2×10^{-6}	約 3.3×10^{-4}
Sb 類	約 6.3×10^{-6}	約 6.3×10^{-6}	約 2.4×10^{-7}	約 6.5×10^{-5}
TeO ₂ 類	約 6.3×10^{-6}	約 6.3×10^{-6}	約 2.4×10^{-7}	約 6.5×10^{-5}
SrO 類	約 2.6×10^{-6}	約 2.6×10^{-6}	約 9.5×10^{-8}	約 2.6×10^{-5}
BaO 類	約 2.6×10^{-6}	約 2.6×10^{-6}	約 9.5×10^{-8}	約 2.6×10^{-5}
MoO ₂ 類	約 3.2×10^{-7}	約 3.2×10^{-7}	約 1.2×10^{-8}	約 3.3×10^{-6}
CeO ₂ 類	約 6.3×10^{-8}	約 6.3×10^{-8}	約 2.4×10^{-9}	約 6.5×10^{-7}
La ₂ O ₃ 類	約 2.6×10^{-8}	約 2.6×10^{-8}	約 9.5×10^{-10}	約 2.6×10^{-7}

注記*1：小数点第2位を切り上げ

*2：CsI 類及び CsOH 類の値から評価（評価式は式1）

①TMI や福島第一原子力発電所事故での観測事実について

第1表によると、高揮発性核種 (CsI, CsOH) のベントラインからの放出割合 (10^{-6} オーダー) と比べ、中・低揮発性核種の放出割合が大きい (10^{-5} オーダー) という結果になっている。

一方、TMI や福島第一原子力発電所事故での観測事実から、事故が発生した場合に最も多く放出される粒子状物質は、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て少量であることがわかっている。

第3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炉内内蔵量の半分程度放出される一方で、中・低揮発性核種はほぼ全量が原子炉圧力容器に保持されているという評価となっている。

第3表 TMI 事故後に評価された放射性核種の場所毎の存在割合*3

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	¹²⁹ 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(おもに地下水沈殿物)のため、ここでの保持量は炉心インベントリを大きく上回る分析結果となってしまふ。したがって、ここに保持されたIのインベントリはCsと同等であると考ええる。

注記*3: 存在割合 = サンプル試料の分析結果 / ORIGEN2 コード解析結果

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

また、第4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壤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 (ND) という結果となっている。

第4表 福島第一原子力発電所事故後に検出された土壤中の放射性核種

試料採取場所	【地点①】+I グラウンド (西北西約500m)*2			【地点②】+I 野鳥の糞 (西約500m)*2			【地点③】+I 産廃処分場遺物 (南南西約500m)*2		4号機サセキ と土前 (北約1000m)*2		5号機廃棄物貯 蔵庫1号機遺物 (北約500m)*2		6号機西 約500m)*2		7号機西 約750m)*2		8号機西 約1000m)*2	
	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22	3/22	3/22	3/24	3/24		
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	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	3/25	3/25	3/25	3/25	3/24	3/25		
核種	5.8E+06	5.7E+06	3.8E+06	3.0E+06	3.9E+04	1.2E+07	2.8E+06	4.6E+05	3.1E+06	7.9E+05	2.2E+06	5.4E+06	4.4	4.4	4.4	4.4		
I-132(約2時間)	4.4	4.4	2.3E+05	4.4	1.3E+02	4.4	1.5E+05	4.4	4.4	4.4	4.4	4.4	4.4	4.4	4.4	4.4		
Cs-134(約2年)	3.4E+05	4.9E+05	5.3E+05	7.7E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.7E+05	6.8E+04	5.9E+05	8.7E+03	1.7E+04	1.8E+05	3.4E+05	4.9E+05	5.3E+05	7.7E+04		
Cs-136(約13日)	7.2E+04	6.1E+04	3.3E+04	1.0E+04	2.9E+01	4.9E+02	9.9E+04	6.6E+03	1.1E+05	1.9E+03	2.2E+03	2.5E+04	3.4E+05	4.8E+05	5.1E+05	7.0E+04		
Cs-137(約30年)	3.4E+05	4.8E+05	5.1E+05	7.0E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.3E+05	6.7E+04	1.0E+06	2.0E+04	1.0E+04	1.8E+05	2.5E+05	2.9E+05	3.0E+05	3.0E+05		
Te-129m(約34日)	2.5E+05	2.9E+05	8.5E+05	5.3E+04	ND	2.7E+06	6.0E+05	2.8E+04	6.9E+05	9.5E+03	1.9E+04	1.7E+05	2.5E+05	2.9E+05	3.0E+05	3.0E+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	3.0E+05	3.4E+05	4.8E+05	5.1E+05	7.0E+04		
Ba-140(約13日)	1.3E+04	1.5E+04	ND	2.5E+03	ND	ND	ND	ND	6.0E+04	ND	ND	ND	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+04	ND	ND	7.9E+02	1.3E+04	1.5E+04	ND	ND		
Ru-106(約370日)	5.9E+04	ND	ND	6.4E+03	ND	2.7E+05	ND	ND	6.9E+04	1.9E+03	ND	3.2E+04	5.9E+04	ND	ND	ND		
Mo-99(約66時間)	2.1E+04	ND	ND	ND	ND	5.8E+04	ND	ND	ND	ND	ND	ND	2.1E+04	ND	ND	ND		
Tc-99m(約6時間)	2.3E+04	2.0E+04	ND	ND	ND	4.5E+04	ND	1.8E+03	2.3E+04	ND	ND	8.3E+03	3.4E+05	4.8E+05	5.1E+05	7.0E+04		
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+05	4.2E+02	6.2E+02	7.8E+03	1.3E+04	1.5E+04	ND	ND		
Ba-141(約53日)	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	3.2E+04	ND	ND	ND	1.3E+04	1.5E+04	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	1.3E+04	1.5E+04	ND	ND		

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

②各元素の放出挙動について

燃料からの核分裂生成物の放出及び移行挙動に関する研究結果より、各元素の放出挙動は以下のように整理されており*4、高揮発性核種が高温でほぼ全量放出されるのに対し、中・低揮発性核種は雰囲気条件に大きく左右されるものであり、高揮発性核種は中・低揮発性核種に比べ放出割合が大きくなる特徴をもつ。

希ガス：高温にてほぼ全量放出される。

I, Cs：高温にてほぼ全量放出される。放出速度は希ガスと同等。

Sb, Te：被覆管と反応した後、被覆管の酸化に伴い放出される。

Sr, Mo, Ru, Rh, Ba：雰囲気条件(酸化条件 or 還元条件)に大きな影響を受ける。

Ce, Np, Pu, Y, Zr, Nb：高温状態でも放出速度は低い。

注記*4：「化学形に着目した破損燃料からの核分裂生成物及びアクチニドの放出挙動評価のための研究 (JAEA-Review 2013-034, 2013年12月)」

③補正について

①及び②より、第1表の中・低揮発性核種の放出割合が高揮発性核種よりも大きいという結果は実態に即しておらず、これは、MAAP解析において、中・低揮発性核種の放出割合が過度に大きく評価されたためと考えられ、要因としては、熔融燃料が再冠水し熔融燃料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熔融燃料の平均温度を参照して放出量を評価していることや、熔融燃料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、MAAPコードの開発元であるEPRIからも、以下の報告がなされている。

- ・炉心が再冠水した場合の低揮発性核種 (Ru 及び Mo) の放出について、低温の熔融燃料表面付近ではなく、熔融燃料の平均温度を基に放出速度を算出しているため、MAAP解析が保守的な結果を与える場合がある。
- ・Moの放出量評価について、NUREG-1465よりもMAAPの方が放出量を多く評価する。

したがって、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、環境中への放出量を評価するため、中・低揮発性核種の放出割合を補正することとした。補正するに当たり、TMI事故を契機として行われたシビアアクシデントに係るソースターム研究を踏まえ、被覆管材であるジルコニウムの酸化量の違い等により核分裂生成物の放出量や放出タイミングに相違が生じることを考慮し、BWR及びPWRそれぞれに対して放出割合を設定する等、より現実的なソースタームの設定を目的として制定されたNUREG-1465の知見を利用する。事象発生後、炉心損傷が開始し、原子炉圧力容器が破損するまでのMAAP解析とNUREG-1465の想定と比較は第5表のとおりであり、想定事故シーケンスでは重大事故等対処設備による原子炉注水により原子炉圧力容器破損には至らないが、NUREG-1465の想定とMAAP解析の事象進展に大きな差はなく、本評価においてNUREG-1465の知見は利用可能と判断している。

第5表 MAAP事象進展とNUREG-1465の想定と比較

	燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉圧力容器を破損するまでの期間
MAAP	約5分～約30分*5	約30分～約3.0時間*6
NUREG-1465	～30分	30分～2時間

注記*5：炉心損傷開始（燃料被覆管 1000K）～燃料溶融開始（燃料温度 2500K）

*6：原子炉注水をしない場合における原子炉圧力容器破損時間（本評価においては原子炉注水により原子炉圧力容器破損には至らない）

以下、各核種グループにおける放出割合の具体的な評価手法を示す。

(1) 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解析結果から得られた放出割合を採用する。

なお、Csの放出割合については、CsIグループ及びCsOHグループの放出割合、I元素とCs元素の原子炉停止直後の炉内内蔵量より、式1を用いて評価する。（式1の導出過程は、参考2参照）

$$F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T)) \quad (\text{式1})$$

- $F_{Cs}(T)$: 時刻 T における Cs 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 : 停止直後の I の炉内内蔵量
- M_{Cs} : 停止直後の Cs の炉内内蔵量
- W_I : I の分子量
- W_{Cs} : Cs の分子量

(2) 中・低揮発性の核種グループ

中・低揮発性の核種グループについては、MAAP解析から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、希ガスグループの放出割合及びNUREG-1465の知見を利用して放出割合を評価する。

ここで、中・低揮発性の核種における放出割合の経時的な振る舞いは、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への放出については希ガス、原子炉建屋への漏えいについてはCsと同一になるものとし*7、事象発生から168時間経過時点における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NUREG-1465で得られた比率に等しいとして、式2及び式3に基づき評価する。

また、第6表に、NUREG-1465で評価された格納容器内への放出割合を示す。

【原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への放出】

$$F_i(T) = F_{Cs}(168h) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{Cs}} \times \frac{F_{NG}(T)}{F_{NG}(168h)} \quad (\text{式 2})$$

【原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい】

$$F_i(T) = F_{Cs}(T) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{Cs}} \quad (\text{式 3})$$

- $F_i(T)$: 時刻 T における i 番目の MAAP 核種グループの放出割合
 $F_{NG}(T)$: 時刻 T における希ガスグループの放出割合
 $F_{Cs}(T)$: 時刻 T における Cs 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

注記*7: 原子炉格納容器内に放出された中・低揮発性の核種グループは、粒子状として振る舞い、沈着やドライウェルスプレイ等による除去効果を受けると考えられる。したがって、中・低揮発性の核種グループの原子炉建屋への漏えいについては、沈着等による除去効果を受ける Cs の振る舞いに近いと考えられる。また、中・低揮発性の核種グループは、Cs に比べて原子炉格納容器内に放出される量が少なく、壁面等への付着量も少ない。したがって、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への放出については、格納容器ベントに伴い大気に放出された後も、壁面等に付着した放射性物質の再浮遊に伴い大気への放出が生じる Cs ではなく、原子炉格納容器気相部に浮遊し、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又は Cs の放出割合」に比例するものとする。

第 6 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	原子炉格納容器内への放出割合*8
Cs	0.25
TeO ₂ , Sb	0.05
SrO, BaO	0.02
MoO ₂	0.0025
CeO ₂	0.0005
La ₂ O ₃	0.0002

注記*8: NUREG-1465 の Table3.12 「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値の和 (NUREG-1465 では、「Gap Release」, 「Early In-Vessel」, 「Ex-Vessel」及び「Late In-Vessel」の各事象進展フェーズに対して原子炉格納容器内への放出割合を与えている。本評価事象は原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため、原子炉圧力容器損傷前までの炉心からの放出を想定する「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値を用いる。)

参考1 大気への放出量評価過程について

大気への放出量は、「核種ごとに評価した炉内内蔵量」に「MAAPにより評価した核種グループごとの格納容器外への放出割合」を乗じることで算出する。本評価において考慮したMAAPにおける核種グループと各グループの核種を第7表に示す。なお、MAAPにおける核種グループとNUREG-1465における核種グループの比較は第1図のとおりであり、分類数に違いはあるが、取り扱っている核種は同等である。

第7表 MAAPにおける核種グループと各グループの核種

核種グループ	核種*1
希ガス類	Kr, Xe
CsI類	I
CsOH類	Cs, Rb
Sb類	Sb
TeO ₂ 類	Te
SrO類	Sr
BaO類	Ba
MoO ₂ 類	Mo, Tc, Ru, Rh
CeO ₂ 類	Ce, Np, Pu
La ₂ O ₃ 類	La, Y, Zr, Nb, Pr, Nd, Am, Cm, Sm

注記*1：本評価において「Te₂類」及び「UO₂類」の核種グループに対するMAAP解析結果がゼロのため、対象外とした。

【FPの核種グループ】

(NUREG-1465)

グループ	核種
1	希ガス/Xe, Kr
2	ハロゲン/I, Br
3	アルカリ金属/Cs, Rb
4	テルルグループ/ Te, Sb, Se
5	バリウム・ストロンチウム/ Ba, Sr
6	貴金属/ Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co
7	ランタノイド/ La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am
8	セリウムグループ/ Ce, Pu, Np

(MAAP)

グループ	核種
1	希ガス
2	CsI
3	TeO ₂
4	SrO
5	MoO ₂
6	CsOH
7	BaO
8	La ₂ O ₃
9	CeO ₂
10	Sb
11	Te ₂
12	UO ₂

第1図 MAAP及びNUREG-1465における核種グループの比較（「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」の「第5部 MAAP」(抜粋)）

参考2 Csの放出割合の評価式について

Csの放出割合については、CsIグループ及びCsOHグループの放出割合、I及びCsの原子炉停止直後の炉内内蔵量並びにI及びCsの分子量を用いて、下記の式1により評価している。

ここでは、式1の導出過程について示す。

$$F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T)) \quad (\text{式1})$$

$F_{Cs}(T)$:	時刻TにおけるCs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	:	停止直後のIの炉内内蔵量
M_{Cs}	:	停止直後のCsの炉内内蔵量
W_I	:	Iの分子量
W_{Cs}	:	Csの分子量

1. CsIに含まれるCs

Iは全てCsIとして存在しているため、CsI中に含まれるCsは、CsI中に含まれるIの重量にI及びCsの分子量の比を乗ずることで算出する。

$$M_{Cs(CsI)}(T) = M_I \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times F_{CsI}(T)$$

$M_{Cs(CsI)}(T)$: 時刻TにおけるCsI中に含まれるCsの放出量

2. CsOHに含まれるCs

CsはCsI又はCsOHのいずれかの形態で存在しているため、CsOH中に含まれるCsは、1.で算出したCsI中に含まれるCsを差引くことで算出する。

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

$M_{Cs(CsOH)}(T)$: 時刻TにおけるCsOH中に含まれるCsの放出量

3. Cs の放出割合

1. 及び 2. で得られた Cs の放出量を Cs の炉内内蔵量で除することで、Cs の放出割合を算出する。

$$\begin{aligned} F_{Cs}(T) &= \frac{M_{Cs(CsI)}(T) + M_{Cs(CsOH)}(T)}{M_{Cs}} \\ &= \frac{M_I \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times F_{CsI}(T) + (M_{Cs} - M_{Cs(CsI)}) \times F_{CsOH}(T)}{M_{Cs}} \\ &= \frac{M_I \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times F_{CsI}(T) + (M_{Cs} - M_I \times \frac{W_{Cs}}{W_I}) \times F_{CsOH}(T)}{M_{Cs}} \\ &= F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T)) \end{aligned}$$

参考3 MAAP解析結果及びNUREG-1465の放出割合について

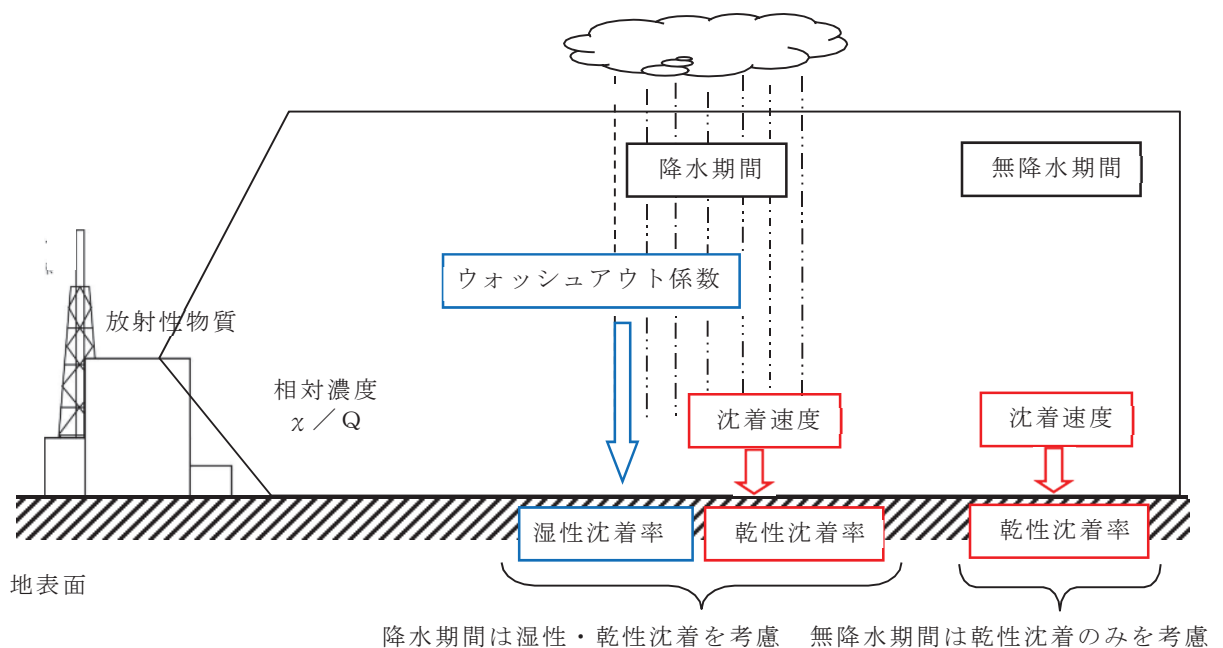
被ばく評価への寄与が大きい核種に対する MAAP 解析結果及びNUREG-1465の放出割合を第8表に示す。第8表のとおり、Cs及びIについてはMAAP解析結果の方が大きい。また、希ガスについては、NUREG-1465の放出割合の方が大きい。これは女川原子力発電所2号機の想定事故シナリオでは、原子炉注水により炉心が再冠水することで炉心内に健全な状態の燃料が一部存在するためと考える。

第8表 MAAP解析結果及びNUREG-1465の放出割合

	MAAP	NUREG-1465
希ガス	約 0.98	1
I	約 0.76	0.30
Cs	約 0.38	0.25

地表面への沈着速度の設定について

地表面への放射性物質の沈着は、第 1 図に示すように乾性沈着と湿性沈着によって発生する。乾性沈着は地上近くの放射性物質が、地面状態等によって決まる沈着割合（沈着速度）に応じて地表面に沈着する現象であり、放射性物質の地表面濃度に沈着速度をかけることで計算される。湿性沈着は降水によって放射性物質が雨水に取り込まれ、地表面に落下・沈着する現象であり、大気中の放射性物質の濃度分布と降水強度及び沈着の割合を示すウォッシュアウト係数によって計算される。



第 1 図 地表面沈着のイメージ

現場作業の線量影響評価においては、地表面の放射性物質（エアロゾル粒子及び無機よう素）の乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮した地表面沈着速度として 0.4cm/s を用いる。

以下では、無機よう素の湿性沈着を考慮した地表面沈着速度として 0.4cm/s^1 を用いることの適用性について確認した。

注記*1：有機よう素の地表面への沈着速度としては $1.4 \times 10^{-3} \text{ cm/s}$

(1) 評価手法

湿性沈着を考慮した地表面沈着速度 (0.4cm/s) 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% 値を求め、乾性沈着率の累積出現頻度 97% 値との比を求める。その比と乾性沈着速度(0.3cm/s, 補足 8 参照)の積が 0.4cm/s を超えていないことを確認する。乾性沈着率及び湿性沈着率は以下のように定義される。

(a) 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)」【【解説 5.3】】に従い、放出経路ごとの相対濃度を用いて評価した。

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

$(\chi/Q)_D(x,y,z)_i$: 時刻 i での乾性沈着率 [$1/m^2$]

$\chi/Q(x,y,z)_i$: 時刻 i での相対濃度 [s/m^3]

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

(b) 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。

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

$(\chi/Q)_W(x,y)_i$: 時刻 i での湿性沈着率 [$1/m^2$]

$\chi/Q(x,y,0)_i$: 時刻 i での地表面高さでの相対濃度 [s/m^3]

Λ_i : 時刻 i でのウォッシュアウト係数 [$1/s$]
($=9.5 \times 10^{-5} \times P_{ri}^{0.8}$ 学会標準より)

P_{ri} : 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。

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 (①+②)

乾性沈着率の累積出現頻度 97%値 (①)

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

(2) 地表面沈着率の累積出現頻度 97%値の求め方

地表面沈着率の累積出現頻度は、気象指針に記載されている χ/Q の累積出現頻度 97%値の求め方*2 に基づいて計算した。具体的には以下の手順で計算を行った (第 2 図参照)。

(a) 各時刻における気象条件から、式①及び式②を用いて χ/Q 、乾性沈着率、湿性沈着率を 1 時間ごとに算出する。なお、評価対象方位以外に風が吹いた時刻については、評価対象方位における χ/Q がゼロとなるため、地表面沈着率 (乾性沈着率+湿性沈着率) もゼロとなる。

第 2 図の例は、評価対象方位を SW とした場合であり、 χ/Q による乾性沈着率及び降水による湿性沈着率から地表面沈着率を算出する。評価対象方位 SW 以外の方角に風が吹いた時刻については、地表面沈着率はゼロとなる。

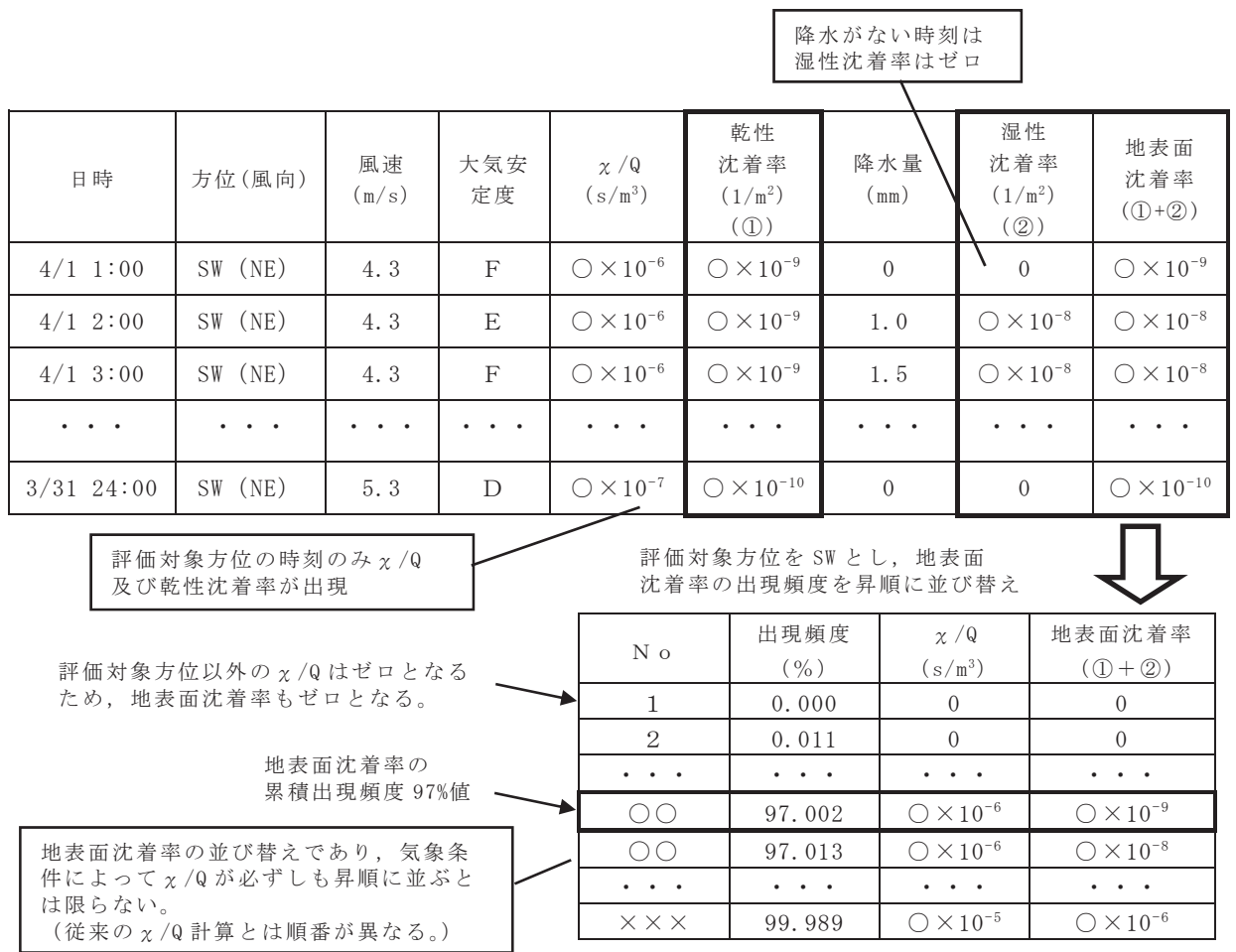
(b) 上記 (1) で求めた 1 時間ごとの地表面沈着率を値の大きさ順に並びかえ、小さい方から数えて累積出現頻度が 97%値を超えたところの沈着率を、地表面沈着率の 97%値とする (地表面沈着率の累積出現頻度であるため、 χ/Q の累積出現頻度と異なる)。

注記*2 : (気象指針解説抜粋)

VI. 想定事故時等の大気拡散の解析方法

1. 線量計算に用いる相対濃度

(2) 着目地点の相対濃度は、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。



第 2 図 地表面沈着率の累積出現頻度 97% 値の求め方
(評価対象方位が SW の場合)

(3) 評価結果

各放出点の地表面沈着率の評価結果を第1表、地表面沈着率の累積出現頻度97%値付近の値を第2表～第4表に示す。

気象指針では、大気拡散評価においてめったに遭遇しないと思われる厳しい気象条件として累積出現頻度97%値を採用^{*3}している。このことから、地表面沈着率の評価においても同様に、実際の降雨を考慮してめったに遭遇しないと思われる気象条件として累積出現頻度97%値を評価した。その結果、各地表面沈着率（乾性+湿性）は乾性沈着率の約1.02倍～1.09倍程度となった。なお、風速、風向、大気安定度、降雨状況等様々な条件から計算を行うため、厳しい気象条件として選定される地表面沈着率の累積出現頻度97%値は、必ずしも降雨があるとは限らない。

以上より、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（0.3cm/s）の1.32倍（0.4cm/s）を設定することは適切であると考えられる。また、有機よう素の湿性沈着を考慮した沈着速度は、NRPB-B322レポートから乾性沈着速度 10^{-3} （cm/s）を引用（補足7参照）し、乾性沈着速度（ 10^{-3} cm/s）に対して上記と同じ倍率（=0.4/0.3）から 1.4×10^{-3} cm/sを採用した。

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。

注記*3：（気象指針解説抜粋）

I. 指針作成の考え方

想定事故時における安全解析は、想定事故期間中の線量を評価するものであるため、この場合には、想定事故が任意の時刻に起こること及び実効的な放出継続時間が短いことを考慮して、平均的な気象条件よりもむしろ出現頻度からみてめったに遭遇しないと思われる厳しい気象条件を用いる必要がある。このため、指針では、気象観測資料を基に出現確率的観点から想定事故期間中の相対濃度を解析し、その出現頻度が極めて小さいものを選ぶことによって、放射性物質の濃度が厳しい気象条件に相当するものとなるように考慮することとした。

VI. 想定事故時の大気拡散の解析方法

1. 相対濃度

指針では、想定事故時においてめったに遭遇しない気象条件下の濃度を導くため、相対濃度の出現確率は過去の経験に照らして97%を採用して解析することとした。

第 1 表 沈着率評価結果

放出点	相対濃度 (s/m^3)	乾性沈着率 (①) ($1/m^2$)	地表面沈着率 (①+②) ($1/m^2$)	③比 ((①+②)/①)	湿性沈着を考慮 した沈着速度 (cm/s)
原子炉建屋 ブローアウト パネル	約 1.9×10^{-3}	約 5.7×10^{-6}	約 5.8×10^{-6}	約1.02	約0.31
原子炉格納 容器フィル タベント系 排気管	約 9.5×10^{-4}	約 2.9×10^{-6}	約 2.9×10^{-6}	約1.02	約0.31
排気筒	約 2.9×10^{-6}	約 8.7×10^{-9}	約 9.5×10^{-9}	約1.09	約0.33

第2表 女川2号機における地表面沈着率（放出点：原子炉建屋ブローアウトパネル）

No	方位* (風向)	降水量 (mm/h)	χ / Q (s/m ³)	地表面沈着率 (1/m ²) (①+②)	乾性沈着率の累積出現 頻度 97%値との 比率(③)	累積出現頻度 (%)
...
8449	ESE (WNW)	0.0	約 1.9×10^{-3}	約 5.8×10^{-6}	約 1.02	96.991
8450	ESE (WNW)	0.0	約 1.9×10^{-3}	約 5.8×10^{-6}	約 1.02	97.003
8451	ESE (WNW)	0.0	約 1.9×10^{-3}	約 5.8×10^{-6}	約 1.02	97.014
...

注記*：評価対象方位（N, NNE, NE, ENE, E, ESE, WNW, NW, NNW）

第3表 女川2号機における地表面沈着率
（放出点：原子炉格納容器フィルタベント系排気管）

No	方位* (風向)	降水量 (mm/h)	χ / Q (s/m ³)	地表面沈着率 (1/m ²) (①+②)	乾性沈着率の累積出現 頻度 97%値との比率 (③)	累積出現頻度 (%)
...
8449	SE (NW)	0.0	約 9.7×10^{-4}	約 2.9×10^{-6}	約 1.02	96.991
8450	ESE (WNW)	0.0	約 9.7×10^{-4}	約 2.9×10^{-6}	約 1.02	97.003
8451	SSW (NNE)	0.0	約 9.7×10^{-4}	約 2.9×10^{-6}	約 1.02	97.014
...

注記*：評価対象方位（NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW）

第4表 女川2号機における地表面沈着率（放出点：排気筒）

No	方位* (風向)	降水量 (mm/h)	χ / Q (s/m ³)	地表面沈着率 (1/m ²) (①+②)	乾性沈着率の累積出現 頻度 97%値との比率 (③)	累積出現頻度 (%)
...
8407	E (W)	0.0	約 3.2×10^{-6}	約 9.5×10^{-9}	約 1.09	96.999
8408	E (W)	0.0	約 3.2×10^{-6}	約 9.5×10^{-9}	約 1.09	97.011
8409	E (W)	0.0	約 3.2×10^{-6}	約 9.5×10^{-9}	約 1.09	97.022
...

注記*：評価対象方位（E）

(4) 降雨時における被ばく低減について

事故発生後は、原子炉建屋を取り囲むようにモニタリングポスト又は可搬型モニタリングポストを設置し、敷地内の放射線環境状況を監視するとともに、作業の際は個人線量計を着用し、作業員の被ばく線量を管理することとしている。

降雨時においては、屋外の移動又は作業をする場合には、現場作業員はアノラック、ゴム手袋及び長靴を着用することにより、体表面の汚染を防止する。

また、実際には、事故時の降雨や風向といった気象条件によって、敷地内の放射性物質の沈着の濃淡ができると考えられることから、モニタリングポスト等の測定値より著しい線量率の上昇がある方位や作業時及び移動時に携行するサーベイメータ等により高線量となる場所を把握し、著しく線量率が高くなると想定されるルート等を避けて移動することやルート上の高線量物の移動などの運用により、被ばく低減を図ることが可能である。

有機よう素の乾性沈着速度について

原子炉建屋から放出されるよう素のうち、無機よう素はエアロゾルと同じ沈着速度を用いる。有機よう素についてはエアロゾルと別に設定した。以下にその根拠を示す。

(1) 英国放射線防護庁 (NRPB) による報告

英国放射線防護庁 大気拡散委員会による年次レポート (NRPB-R322*) に沈着速度に関する報告がなされている。本レポートでは、有機よう素について、植物に対する沈着速度に関する知見が整理されており、以下のとおり報告されている。

- ・植物に対する沈着速度の” best judgement” として 10^{-5} m/s (10^{-3} cm/s) を推奨

(2) 日本原子力学会による報告

日本原子力学会標準レベル 3PSA 解説 4.8 に沈着速度に関する以下の報告がなされている。

- ・ヨウ化メチルは非反応性の化合物であり、沈着速度が小さく、実験では 10^{-4} cm/s ~ 10^{-2} cm/s の範囲である。
- ・ヨウ化メチルの沈着は、公衆のリスクに対し僅かな寄与をするだけであり、事故影響評価においてはその沈着は無視できる。

以上のことから、有機よう素の乾性沈着速度はエアロゾルの乾性沈着速度 0.3cm/s に比べて小さいことがいえる。

また、原子力発電所内は、コンクリート、道路、芝生及び木々で構成されているがエアロゾルへの沈着速度の実験結果 (NUREG/CR-4551) によると、沈着速度が大きいのは芝生や木々であり、植物に対する沈着速度が大きくなる傾向であった。

したがって、有機よう素の乾性沈着速度として、NRPB-R322の植物に対する沈着速度である 10^{-3} cm/s を用いるのは妥当と判断した。

注記* : NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99

2.2.2 Meadow grass and crops

Methyl iodide

There are fewer data for methyl iodide than for elemental iodine, but all the data indicate that it is poorly absorbed by vegetation, such that surface resistance is by far the dominant resistance component. The early data have been reviewed elsewhere (Underwood, 1988; Harper *et al.*, 1994) and no substantial body of new data is available. The measured values range between 10^{-6} and 10^{-4} m s^{-1} approximately. Again, there are no strong reasons for taking r_s to be a function of windspeed, so it is recommended that v_d is taken to be a constant. Based on the limited data available, the 'best judgement' value of v_d is taken as 10^{-5} m s^{-1} and the 'conservative' value as 10^{-4} m s^{-1} . Where there is uncertainty as to the chemical species of the iodine, it is clearly safest to assume that it is all in elemental form from the viewpoint of making a conservative estimate of deposition flux.

2.2.3 Urban

Methyl iodide

There appear to be no data for the deposition of methyl iodide to building surfaces: the deposition velocity will be limited by adsorption processes and chemical reactions (if any) at the surface, for which specific data are required. No recommendations are given in this case. For vegetation within the urban area (lawns and parks etc), it is recommended that the values for extended grass surfaces be used.

エアロゾルの乾性沈着速度について

現場作業の線量影響評価では、地表面への放射性物質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（0.4cm/s，補足 6 参照）を用いており，沈着速度の評価に当たっては，乾性沈着速度として 0.3cm/s を用いている。以下に，乾性沈着速度の設定の考え方を示す。

エアロゾルの乾性沈着速度は，NUREG/CR-4551^{*1}に基づき 0.3cm/s と設定した。NUREG/CR-4551 では郊外を対象としており，郊外とは道路，芝生及び木々で構成されるとしている。原子力発電所内も同様の構成であるため，この沈着速度が適用できると考えられる。また，NUREG/CR-4551 では $0.5\mu\text{m}$ ～ $5\mu\text{m}$ の粒径に対して検討されているが，原子炉格納容器内の除去過程で，相対的に粒子径の大きなエアロゾルは原子炉格納容器内に十分捕集されるため，粒径の大きなエアロゾルの放出はされにくいと考えられる。

また，W.G.N.Slinn の検討^{*2}によると，草や水，小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており，これによると $0.1\mu\text{m}$ ～ $5\mu\text{m}$ の粒径では沈着速度は 0.3cm/s 程度（第 1 図）である。以上のことから，現場作業の線量影響評価におけるエアロゾルの乾性の沈着速度として 0.3cm/s を適用できると判断した。

ENVIRONMENTAL EFFECTS

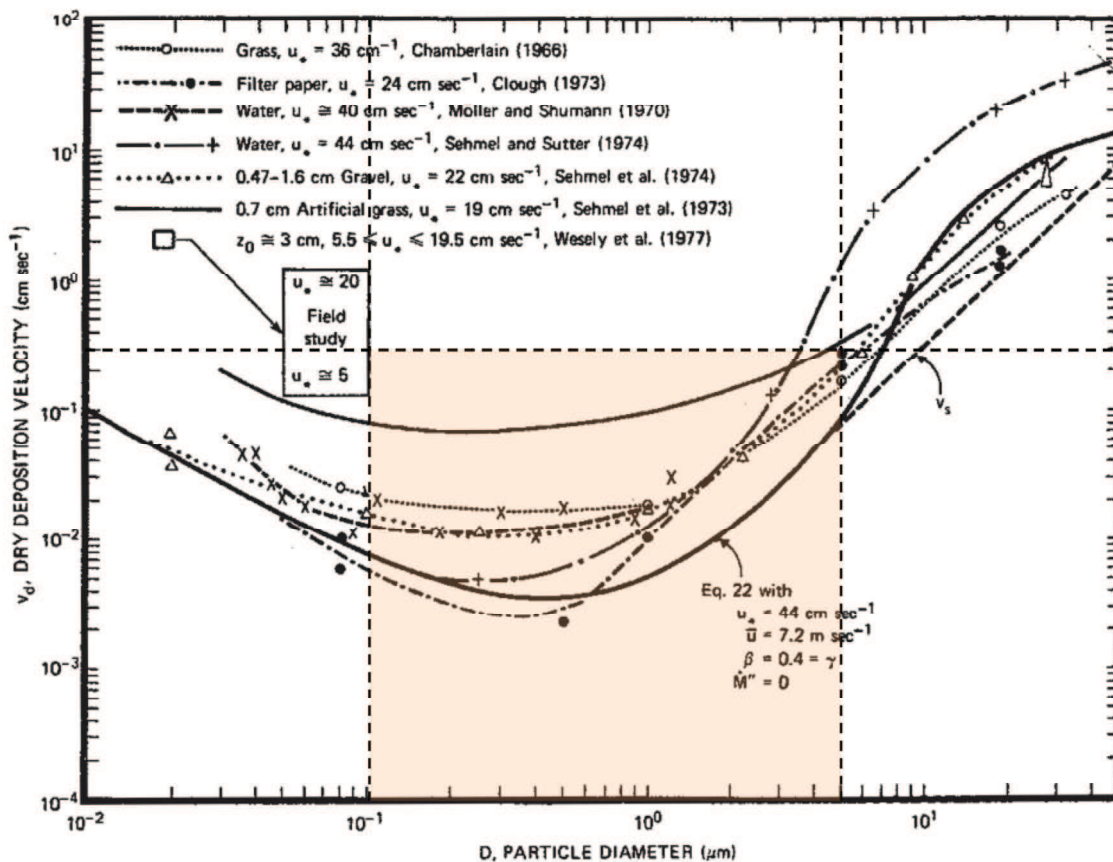


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.¹⁹⁻²⁵ The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

第1図 様々な粒径における地表沈着速度 (Nuclear Safety Vol.19^{*2})

注記*1: J.L. Sprung 等: Evaluation of severe accident risks: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4451 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990

*2: W.G.N. Slinn: Environmental Effects, Parameterizations for Resuspension and for Wet and Dry Deposition of Particles and Gases for Use in Radiation Dose Calculations, Nuclear Safety Vol.19 No.2, 1978

シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径について

シビアアクシデント時に原子炉格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾル粒径分布として「 $0.1\mu\text{m}$ 以上」の範囲であることは、粒径分布に関して実施されている研究を基に設定している。

シビアアクシデント時には原子炉格納容器内にスプレイ等による注水が実施されることから、シビアアクシデント時の粒径分布を想定し、「原子炉格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「原子炉格納容器内の水の存在の考慮」といった観点で実施された第1表の②、⑤に示す試験等を調査した。さらに、シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関（NRC等）や各国の合同で実施されているシビアアクシデント時のエアロゾルの挙動の試験等（第1表の①、③、④）を調査した。以上の調査結果を第1表に示す。

この表で整理した試験等は、想定するエアロゾル発生源、挙動範囲（原子炉格納容器、原子炉冷却材配管等）、水の存在等に違いがあるが、エアロゾル粒径の範囲に大きな違いはなく、原子炉格納容器内環境でのエアロゾル粒径はこれらのエアロゾル粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

したがって、過去の種々の調査・研究により示されている範囲をカバーする値として、 $0.1\mu\text{m}$ 以上のエアロゾルを想定することは妥当である。

第1表 シビアアクシデント時のエアロゾル粒径についての文献調査結果

番号	試験名又は 報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考
①	LACE LA2* ¹	約0.5～5 (第1図参照)	シビアアクシデント時の評価に使用されるコードでの原子炉格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件とした比較試験
②	NUREG/CR-5901* ²	0.25～2.5 (参考1-1)	原子炉格納容器内に水が存在し、熔融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート
③	AECLが実施した 試験* ³	0.1～3.0 (参考1-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
④	PBF-SFD* ³	0.29～0.56 (参考1-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
⑤	PHEBUS-FP* ³	0.5～0.65 (参考1-2)	シビアアクシデント時のFP挙動の実験 (左記のエアロゾル粒径はPHEBUS FP実験の格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果)

注記*1: J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNL

*2: D. A. Powers and J. L. Sprung, NUREG/CR-5901, A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete

*3: STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R (2009)5

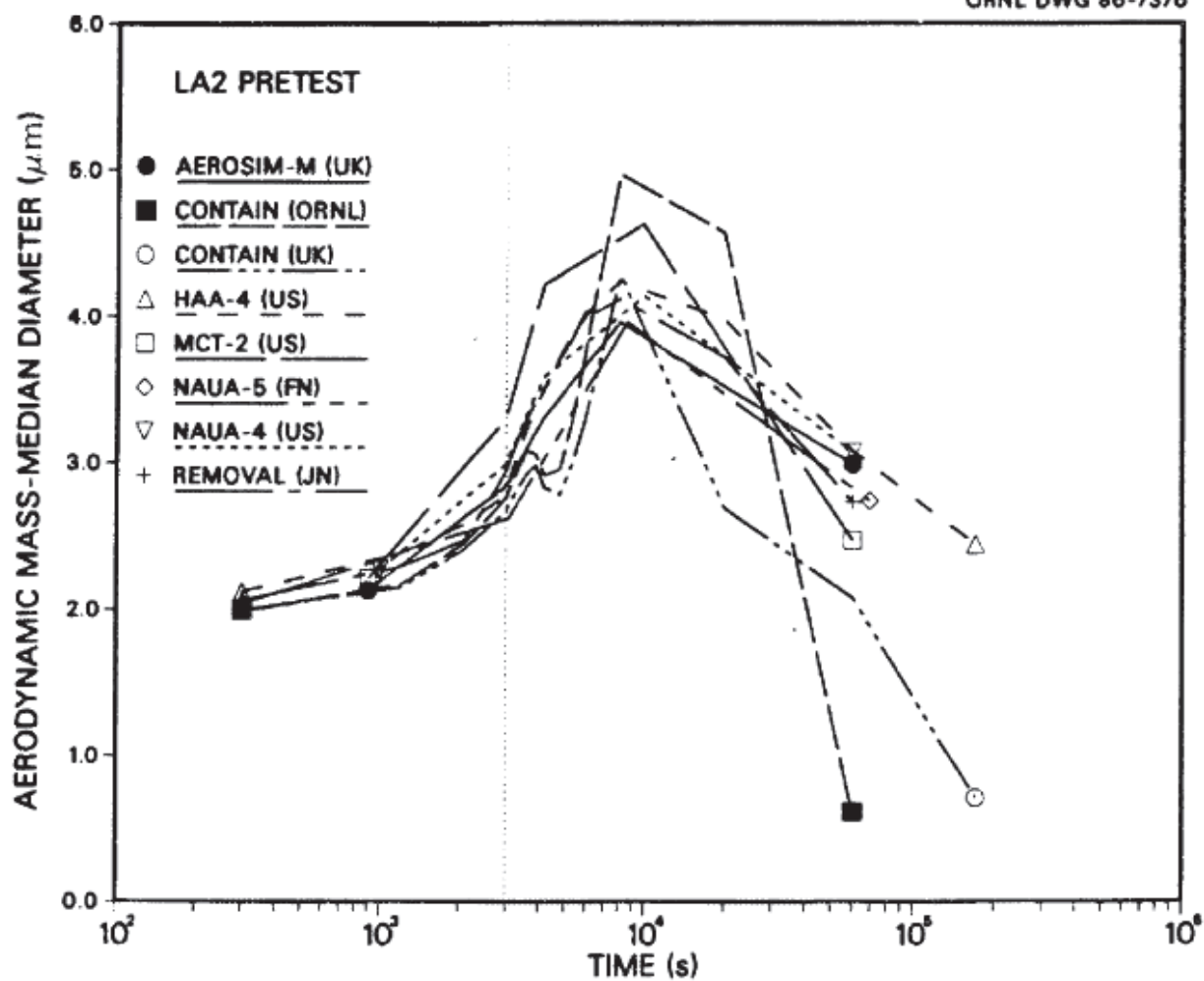


Fig. 11. LA2 pretest calculations — aerodynamic mass median diameter vs time.

第1図 LACE LA2でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒径の時間変化グラフ

so-called "quench" temperature. At temperatures below this quench temperature the kinetics of gas phase reactions among CO, CO₂, H₂, and H₂O are too slow to maintain chemical equilibrium on useful time scales. In the sharp temperature drop created by the water pool, very hot gases produced by the core debris are suddenly cooled to temperatures such that the gas composition is effectively "frozen" at the equilibrium composition for the "quench" temperature. Experimental evidence suggest that the "quench" temperature is 1300 to 1000 K. The value of the quench temperature was assumed to be uniformly distributed over this temperature range for the calculations done here.

(6) Solute Mass. The mass of solutes in water pools overlying core debris attacking concrete has not been examined carefully in the experiments done to date. It is assumed here that the logarithm of the solute mass is uniformly distributed over the range of $\ln(0.05 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = -3.00$ to $\ln(100 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = 4.61$.

(7) Volume Fraction Suspended Solids. The volume fraction of suspended solids in the water pool will increase with time. Depending on the available facilities for replenishing the water, this volume fraction could become quite large. Models available for this study are, however, limited to volume fractions of 0.1. Consequently, the volume fraction of suspended solids is taken to be uniformly distributed over the range of 0 to 0.1.

(8) Density of Suspended Solids. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are Ca(OH)₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) or SiO₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) from the concrete and UO₂ ($\rho = 10 \text{ g/cm}^3$) or ZrO₂ ($\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm³. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO₂ will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.

(9) Surface Tension of Water. The surface tension of the water can be increased or decreased by dissolved materials. The magnitude of the change is taken here to be $S\sigma(w)$ where S is the weight fraction of dissolved solids. The sign of the change is taken to be minus or plus depending on whether a random variable ϵ is less than 0.5 or greater than or equal to 0.5. Thus, the surface tension of the liquid is:

$$\sigma_1 = \begin{cases} \sigma(w) (1-S) & \text{for } \epsilon < 0.5 \\ \sigma(w) (1+S) & \text{for } \epsilon \geq 0.5 \end{cases}$$

where $\sigma(w)$ is the surface tension of pure water.

(10) Mean Aerosol Particle Size. The mass mean particle size for aerosols produced during melt/concrete interactions is known only for situations in which no water is present. There is reason to believe smaller particles will be produced if a water pool is present. Examination of aerosols produced during melt/concrete interactions shows that the primary particles are about 0.1 μm in diameter. Even with a water pool present, smaller particles would not be expected.

Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from $\ln(0.25 \mu\text{m}) = -1.39$ to $\ln(2.5 \mu\text{m}) = 0.92$.

(11) Geometric Standard Deviation of the Particle Size Distribution. The aerosols produced during core debris-concrete interactions are assumed to have lognormal size distributions. Experimentally determined geometric standard deviations for the distributions in cases with no water present vary between 1.6 and 3.2. An argument can be made that the geometric standard deviation is positively correlated with the mean size of the aerosol. Proof of this correlation is difficult to marshal because of the sparse data base. It can also be argued that smaller geometric standard deviations will be produced in situations with water present. It is unlikely that data will ever be available to demonstrate this contention. The geometric standard deviation of the size distribution is assumed to be uniformly distributed over the range of 1.6 to 3.2. Any correlation of the geometric standard deviation with the mean size of the aerosol is neglected.

(12) Aerosol Material Density. Early in the course of core debris interactions with concrete, UO_2 with a solid density of around 10 g/cm^3 is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about 5.5 g/cm^3 and condensed products of concrete decomposition such as Na_2O , K_2O , Al_2O_3 , SiO_2 , and CaO with densities of 1.3 to 4 g/cm^3 become the dominant aerosol species. Condensation and reaction of water with the species may alter the apparent material densities. Coagglomeration of aerosolized materials also complicates the prediction of the densities of materials that make up the aerosol. As a result the material density of the aerosol is considered uncertain. The material density used in the calculation of aerosol trapping is taken to be an uncertain parameter uniformly distributed over the range of 1.5 to 10.0 g/cm^3 .

Note that the mean aerosol particle size predicted by the VANESA code [6] is correlated with the particle material density to the $-1/3$ power. This correlation of aerosol particle size with particle material density was taken to be too weak and insufficiently supported by experimental evidence to be considered in the uncertainty analyses done here.

(13) Initial Bubble Size. The initial bubble size is calculated from the Davidson-Schular equation:

$$D_b = \epsilon \left(\frac{6}{\pi} \right)^{1/3} \frac{V_s^{0.4}}{g^{0.2}} \text{ cm}$$

where ϵ is assumed to be uniformly distributed over the range of 1 to 1.54. The minimum bubble size is limited by the Fritz formula to be:

$$D_b = 0.0105 \Psi[\sigma_l / g(\rho_l - \rho_g)]^{1/2}$$

where the contact angle is assumed to be uniformly distributed over the range of 20 to 120° . The maximum bubble size is limited by the Taylor instability model to be:

9.2.1 *Aerosols in the RCS*

9.2.1.1 *AECL*

The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3 μm formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0 μm in size at the point of measurement. The composition of the particles was found to be dominated by Cs, Sn and U: while the Cs and Sn mass contributions remained constant and very similar in mass, U was relatively minor in the first hour at 1860 K evolving to be the main contributor in the third (very approximately: 42 % U, 26 % Sn, 33 % Cs). Neither break down of composition by particle size nor statistical size information was measured.

9.2.1.2 *PBF-SFD*

Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56 μm (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56 μm) while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and "below detection limit" is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1.

9.2.2 *Aerosols in the containment*

9.2.2.1 *PHÉBUS FP*

The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4 μm at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5 μm before stabilizing at 3.35 μm ; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0 μm . Geometric-mean diameter (d_{50}) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65 μm ; a SEM image of a deposit is shown in Fig. 9.2-2. In both tests the geometric standard deviation of the lognormal distribution was fairly constant at a value of around 2.0. There was clear evidence that aerosol composition varied very little as a function of particle size except for the late settling phase of the FPT1 test: during this period, the smallest particles were found to be cesium-rich. In terms of chemical speciation, X-ray techniques were used on some deposits and there also exist many data on the solubilities of the different elements in numerous deposits giving a clue as to the potential forms of some of the elements. However, post-test oxidation of samples cannot be excluded since storage times were long (months) and the value of speculating on potential speciation on the basis of the available information is debatable. Nevertheless, there is clear evidence that some elements reached higher states of oxidation in the containment when compared to their chemical form in the circuit.

試験名又は報告書名等	試験の概要
AFCLが実施した実験	CANDUのジルカロイ被覆管燃料を使用した、1次系での核分裂生成物の挙動についての試験
PBF-SFD	米国アイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい並びに核分裂生成物及び水素の放出についての試験
PHEBUS FP	フランスカのダラッシュ研究所のPHEBUS研究炉で実施された、シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て原子炉格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験

実効放出継続時間の設定について

大気拡散評価に用いる実効放出継続時間は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」*に従い、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計算する。実効放出継続時間は、大気拡散評価で放出継続時間を考慮した拡散係数を求めるために設定するものであり、被ばく評価においては、評価対象期間の放出率に拡散係数を乗じることにより大気拡散を考慮した評価を行う。

実効放出継続時間は放出経路ごとに設定しており、原子炉建屋、排気筒及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管のそれぞれの放出経路について実効放出継続時間を計算した結果を第 1 表及び第 2 表に示す。

原子炉建屋漏えい及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出の実効放出継続時間は 1 時間程度であり、排気筒からの放出の実効放出継続時間は 60 時間～70 時間程度となっている。

大気拡散評価に用いる風速、風向などの気象データは、1 時間ごとのデータとして整理されており、実効放出継続時間として設定できる最小単位は 1 時間である。

また、実効放出継続時間を 2 時間以上で設定した場合、その期間に同一風向の風が吹き続けることを想定し、拡散係数の平均をその期間の拡散係数としている。なお、平均する期間に異なる風向が含まれる場合は、拡散係数を 0 として平均を計算する。このため、実効放出継続時間が長くなるほど平均される期間が長くなり拡散係数は小さい傾向となる。

このことから、ベント実施に伴う被ばく評価では、保守的に被ばく評価上の影響が大きい原子炉建屋漏えい及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出における実効放出継続時間である 1 時間を排気筒放出に対しても適用し大気拡散評価を行った。

なお、参考として実効放出継続時間の違いによる拡散係数（相対濃度、相対線量）の変化について第 3 表に示す。

また、評価対象期間の放出率及び拡散係数（相対線量）から行う被ばく評価の例として、第一隔離弁開操作時（S/C からベントを行う場合）の大気中へ放出された放射性物質による移動中の外部被ばく評価結果について第 4 表に示す。

注記*：（気象指針解説抜粋）

(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ひとつの方法である。

第1表 S/C からベントを行う場合の実効放出継続時間

放出経路	① 放出量 (Bq)			② 最大放出率 (Bq/h)			①÷② 実効放出継続時間 (h)		
	原子炉建屋 漏えい分	排気筒放出分	原子炉格納容器 フィルタベント 系排気管放出分	原子炉建屋 漏えい分	排気筒放出分	原子炉格納容器 フィルタベント 系排気管放出分	原子炉建屋 漏えい分	排気筒放出分	原子炉格納容器 フィルタベント 系排気管放出分
ガンマ線実効 エネルギー 0.5MeV 換算値	約 3.7×10^{15}	約 1.4×10^{16}	約 5.4×10^{17}	約 2.8×10^{15}	約 2.0×10^{14}	約 2.3×10^{17}	約1.3	約67.9	約2.3
I-131 等価 量-成人実 効線量係数 換算	約 1.0×10^{14}	約 1.6×10^{15}	約 1.4×10^{15}	約 8.0×10^{13}	約 2.4×10^{13}	約 5.9×10^{14}	約1.3	約66.4	約2.3

第2表 D/W からベントを行う場合の実効放出継続時間

放出経路	① 放出量 (Bq)			② 最大放出率 (Bq/h)			①÷② 実効放出継続時間 (h)		
	原子炉建屋 漏えい分	排気筒放出分	原子炉格納容器 フィルタベント 系排気管放出分	原子炉建屋 漏えい分	排気筒放出分	原子炉格納容器 フィルタベント 系排気管放出分	原子炉建屋 漏えい分	排気筒放出分	原子炉格納容器 フィルタベント 系排気管放出分
ガンマ線実効 エネルギー 0.5MeV 換算値	約 3.7×10^{15}	約 1.4×10^{16}	約 5.4×10^{17}	約 2.8×10^{15}	約 2.0×10^{14}	約 2.4×10^{17}	約1.3	約68.0	約2.3
I-131 等価 量-成人実 効線量係数 換算	約 1.0×10^{14}	約 1.6×10^{15}	約 1.4×10^{15}	約 8.0×10^{13}	約 2.4×10^{13}	約 6.2×10^{14}	約1.3	約66.6	約2.3

第3表 実効放出継続時間の違いによる拡散係数の変更

	相対濃度 (s/m ³)	相対線量 (Gy/Bq)
1 時間	約2.9×10 ⁻⁶	約1.2×10 ⁻¹⁹
5 時間	約2.9×10 ⁻⁶	約8.7×10 ⁻²⁰
10 時間	約1.9×10 ⁻⁶	約7.8×10 ⁻²⁰
20 時間	約1.6×10 ⁻⁶	約6.6×10 ⁻²⁰
60 時間	約1.2×10 ⁻⁶	約4.0×10 ⁻²⁰

第4表 第一隔離弁開操作後（S/Cからベントを行う場合）に大気に放出された放射性物質による移動中の外部被ばく評価結果

項目	ベント実施後に大気中へ放出された放射性物質による移動中の外部被ばく評価		備考
放出経路	排気筒	原子炉格納容器フィルタ ベント系排気管	ベント実施後の放出経路
放出率 (Bq/h)	約2.0×10 ¹⁴	約3.9×10 ¹⁷	(①) 事故後約45時間～ 約46時間（ベント後1時間） の放出率
相対線量 (Gy/Bq)	約1.2×10 ⁻¹⁹ *2	約6.7×10 ⁻¹⁸ *3	(②) 実効放出継続時間 1時間の相対線量 (拡散係数)
線量率*1 (mSv/h)	約1.3×10 ⁻¹⁰	約2.9×10 ⁻⁶	(①×②×コンクリートに よる減衰率×10 ³) 評価対象期間の線量率
移動時 線量率 (mSv/h)	約2.9×10 ⁻⁶		

注釈*1：事故時においては換算係数を1Sv/Gyとして計算

*2：相対線量97%値の高所風の風速は3.8m/s，風下方位はE（2012年度の高所風平均風速は5.2m/s）

*3：相対線量97%値の地上風の風速は0.5m/s，風下方位はNNE，NE，ENE，E，ESE，SE，SSE，S，SSW（2012年度の地上風平均風速は1.9m/s）

ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価で考慮している線源の選定について

ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価では，放出される放射性物質による被ばく経路として以下の被ばく経路を考慮している。

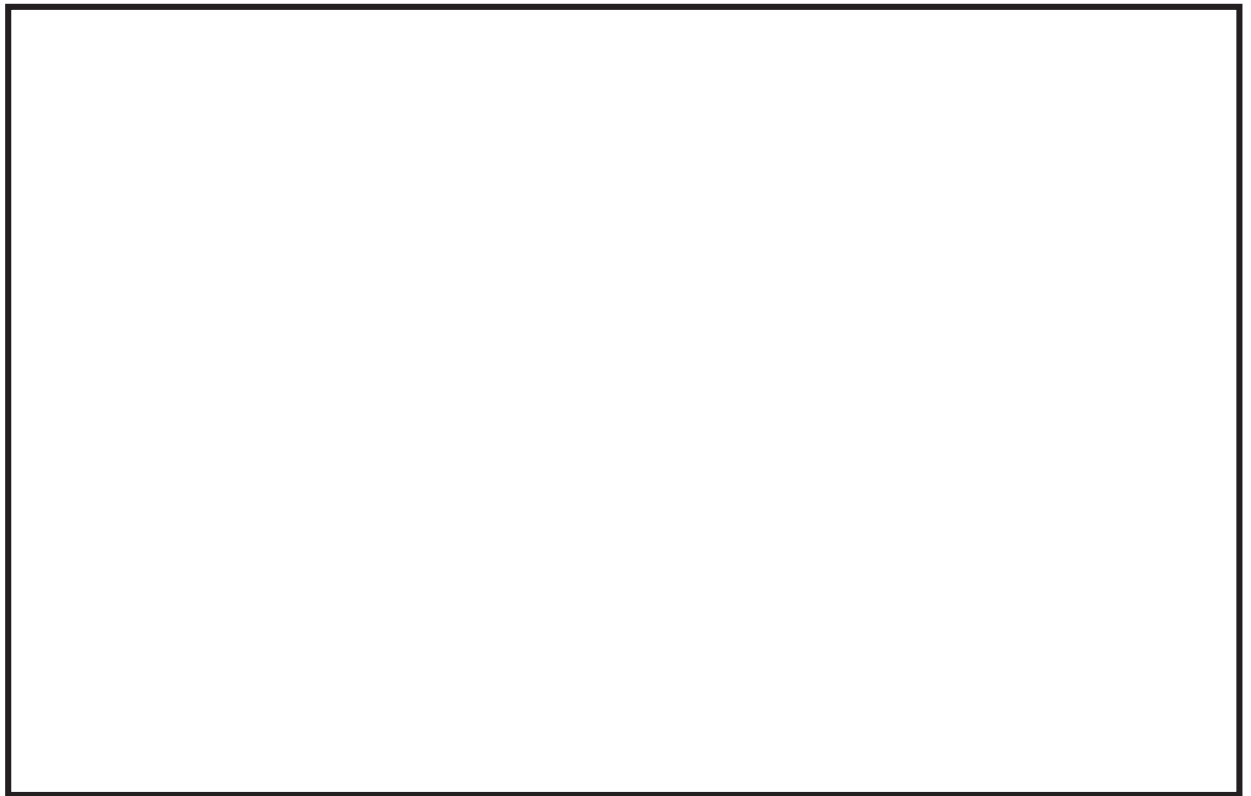
- ・ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく
- ・ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく
- ・ 大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく
- ・ 外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばく
- ・ 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく
- ・ 原子炉格納容器フィルタベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく

上記の被ばく経路以外にアクセスルート等には，第 1 表に示すとおり，換気系フィルタ等の線源となる設備があるが，設備からアクセスルート等が十分に離れていること，設備とアクセスルートの間の壁に十分な遮蔽効果が得られること，移動時間を考慮すると設備からの影響は短時間であることなどから，被ばく評価への影響が小さいため評価上考慮していない。設備とアクセスルート等の関係を第 1 図～第 6 図に示す。

第1表 線源となる設備とアクセスルート等への影響について

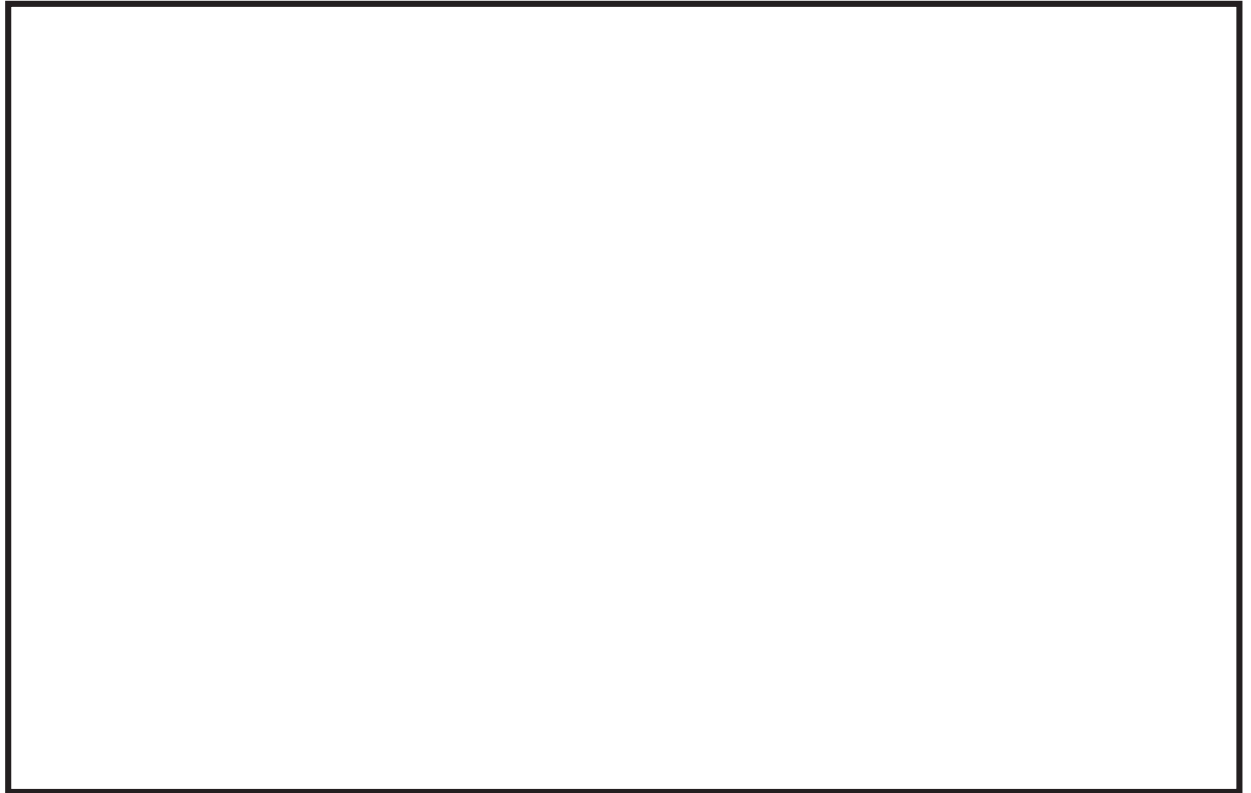
設備*	考慮していない理由	遮蔽厚, 隔離距離	アクセスルート等 における線量率	設備位置
非常用ガス処理系フィルタ装置	原子炉建屋地上二階の設備であり、アクセスルートから十分離れており、設備とアクセスルートの間には原子炉建屋原子炉棟の壁がある。また、移動時における影響は短時間であることから被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚（壁）： 約 50cm 距離：10m 以上	3 mSv/h 以下	① (第 2 図)
中央制御室再循環フィルタ装置	制御建屋地下二階の設備であり、アクセスルートから十分に離れており、設備とアクセスルートの間には制御建屋の床がある。また、移動時における影響は短時間であることから被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚（床）： 約 120cm 距離：10m 以上	10 ⁻² mSv/h 以下	② (第 5 図及 び第 6 図)

注記*：表の設備以外にも貯蔵タンク等があるが、アクセスルートは管理区域外の区域区分 A (0.006mSv/h 以下) であるため、被ばく評価上影響は小さい。



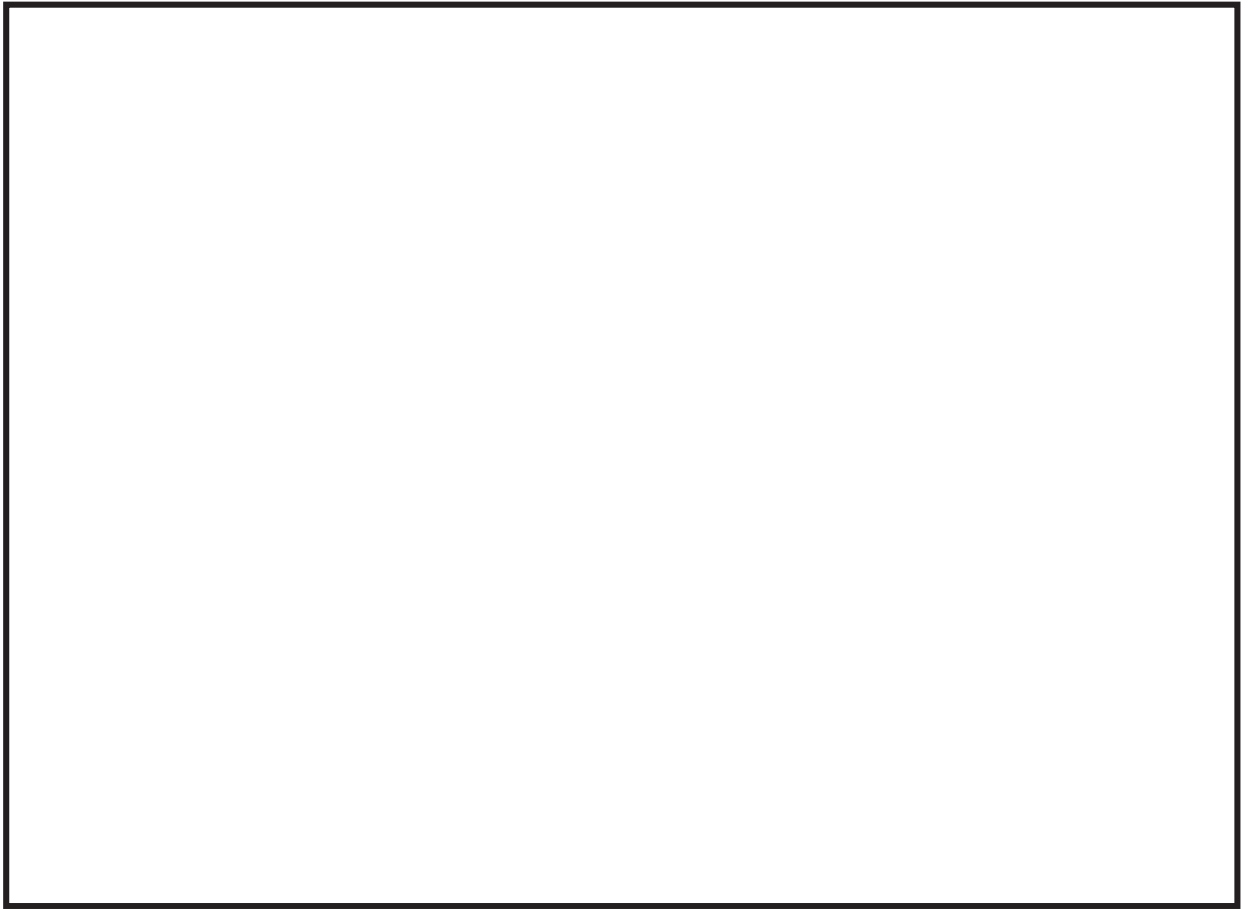
第 1 図 原子炉建屋地上三階及び制御建屋地上三階の操作場所及びアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



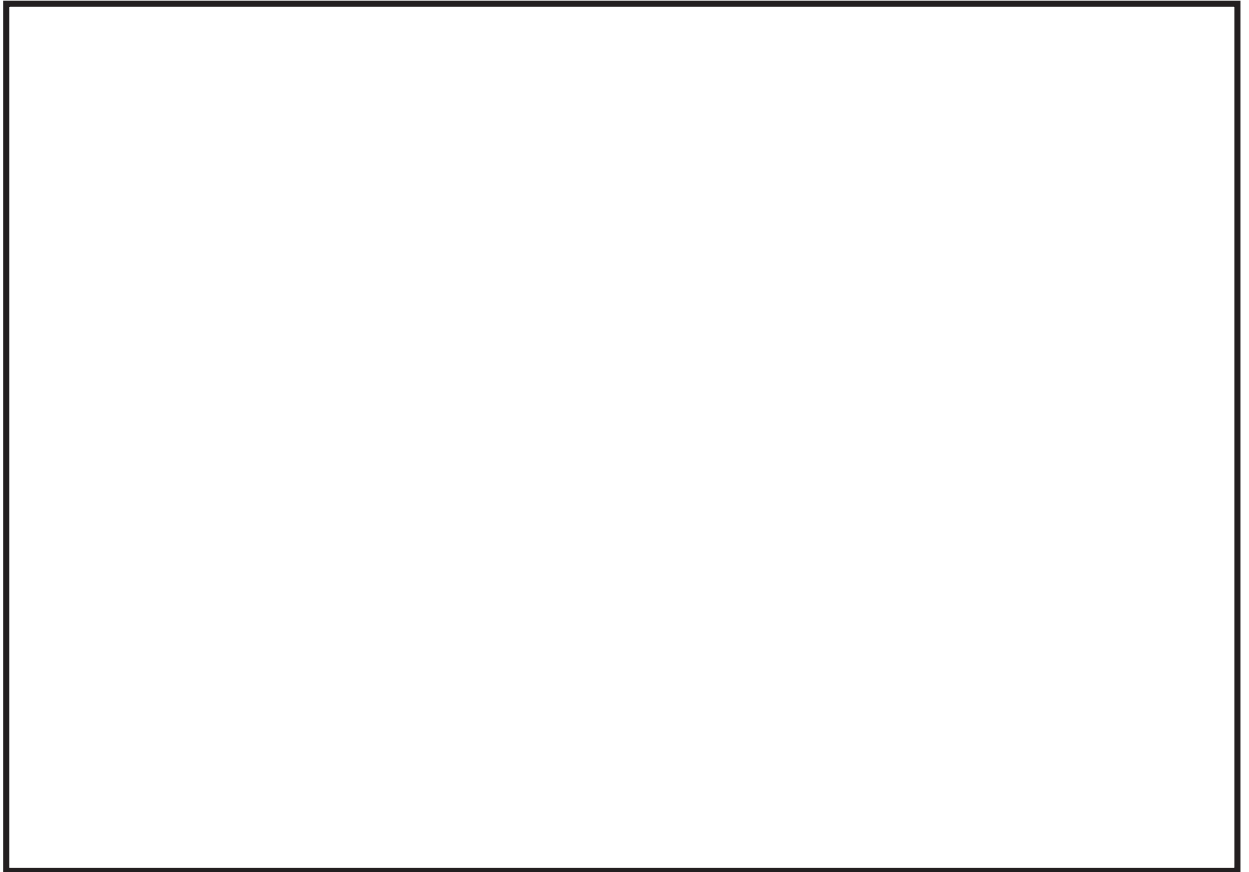
第2図 原子炉建屋地上二階，タービン建屋地上二階及び制御建屋地上二階の操作場所
及びアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



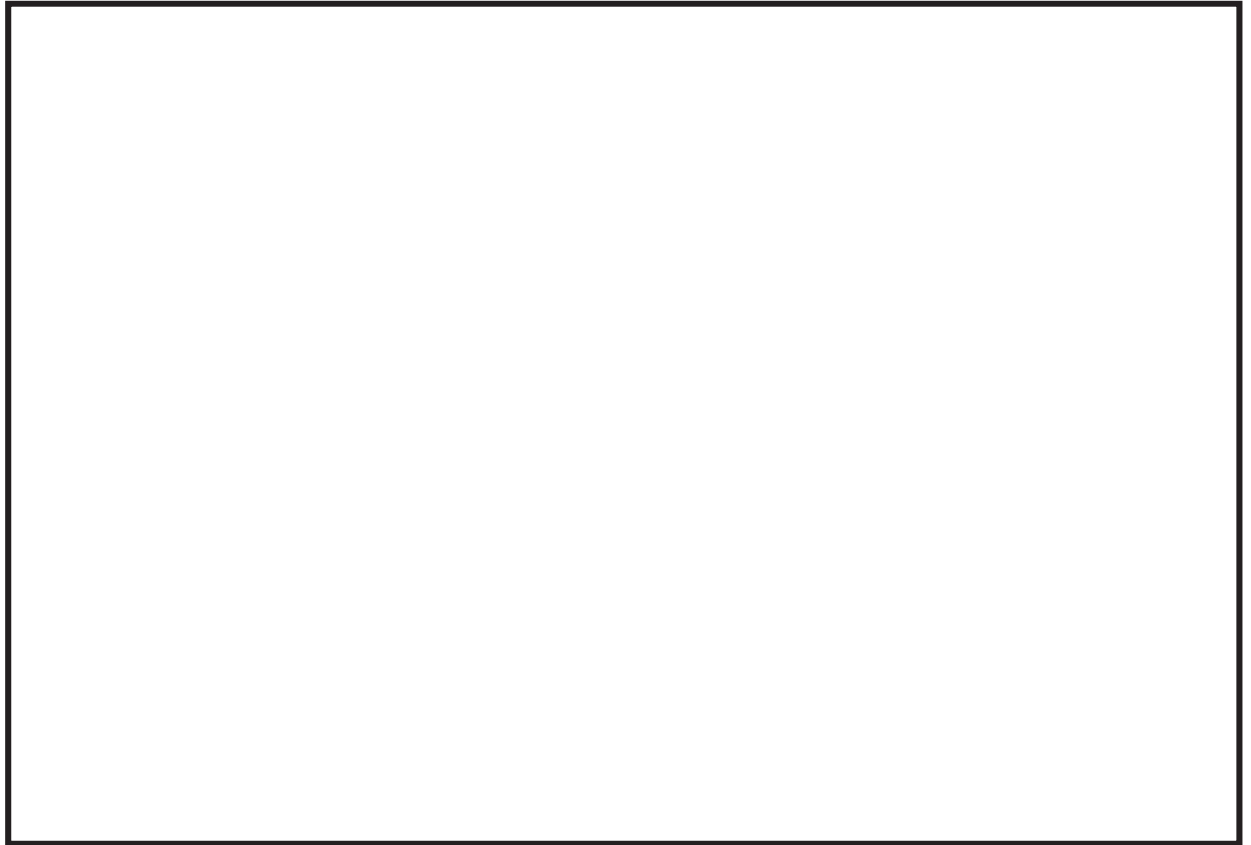
第3図 原子炉建屋地上一階，タービン建屋地上一階及び制御建屋地上一階の操作場所
及びアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



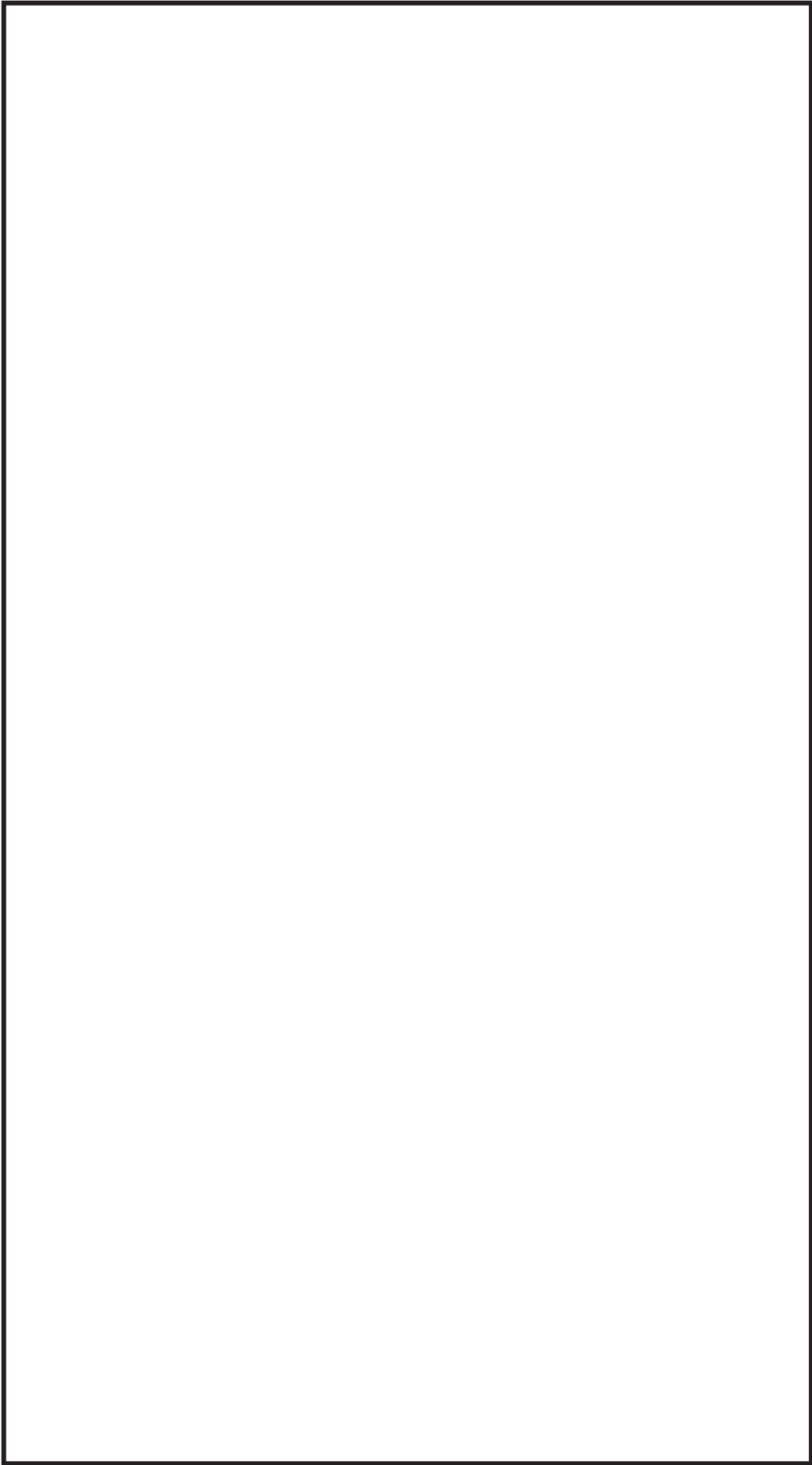
第4図 原子炉建屋地下一階，タービン建屋地下一階及び制御建屋地下一階の操作場所
及びアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



第5図 原子炉建屋地下二階，タービン建屋地下二階及び制御建屋地下二階の操作場所
及びアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



第6図 制御建屋断面図

気象資料の代表性について

被ばく評価を実施するに当たって、安全解析に用いる気象条件について、その妥当性を確認した。この結果、第 1 表～第 5 表に示すとおり、これまで、安全解析に用いてきた 1991 年 11 月から 1992 年 10 月までの 1 年間の気象条件は、申請時の至近 10 年間（2002 年 1 月～2011 年 12 月）の気象観測結果による検定の結果、棄却数が多くなっていることから、安全解析に用いる気象条件の見直しを行った。

新たに採用した 2012 年 1 月から 2012 年 12 月まで 1 年間の気象条件については、申請時の至近 10 年間（2002 年 1 月～2011 年 12 月）及び最新の至近 10 年間（2008 年 1 月～2018 年 12 月（2012 年の 1 年間を除く））の気象観測結果による検定を行い、敷地内の代表性の確認を行っている。この結果について、申請時における検定結果を第 1 表及び第 6 表～第 9 表に、今回の検定結果を第 1 表及び第 10 表～第 13 表に示す。

（1）検定方法

a. 検定に用いた観測記録

気象資料の代表性を確認するに当たっては、通常は被ばく評価上重要な排気筒高風を用いて検定するものの、被ばく評価では保守的に地上風を使用することもあることから、排気筒高さ付近を代表する標高 175m（地上高 71m 及び地上高 115m）の観測データに加え、参考として標高 70m（地上高 10m）の観測データを用いて検定を行った。気象観測設備の配置を第 1 図に示す。

b. データ統計期間

統計年（申請時）	: 2002 年 1 月～2011 年 12 月（10 年間）
統計年（今回）	: 2008 年 1 月～2018 年 12 月（2012 年を除く 10 年間）
検定年（従来）	: 1991 年 11 月～1992 年 10 月（1 年間）
検定年（新規設定）	: 2012 年 1 月～2012 年 12 月（1 年間）

c. 検定方法

F 分布検定

（2）検定結果

第 2 表～第 5 表に従来の気象条件の検定結果を、第 6 表～第 9 表に申請時の気象条件の検定結果を、第 10 表～第 13 表に今回の気象条件の検定結果を示す。

従来、安全解析に用いた気象条件については、標高 70m（地上高 10m）での観測点では 28 項目のうち、有意水準（危険率）5%で棄却された項目が 17 個であり、標高 175m（地上高 71m）での観測点では 28 項目のうち、有意水準（危険率）5%で棄却された項目が 5 個であった。

一方、今回新たに安全解析に用いた気象条件については、申請時の統計年における結果では、標高 70m（地上高 10m）での観測点では 28 項目のうち、有意水準（危険率）5%で棄却された項

目が1個であり、標高175m（地上高71m）での観測点では28項目のうち、有意水準（危険率）5%で棄却された項目はなかった。また、今回の統計年における結果では、標高70m（地上高10m）及び標高175m（地上高71m及び地上高115m）での観測点ともに有意水準（危険率）5%で棄却された項目はなかったことから、検定年が十分長期間の気象状態を代表していると判断した。

第1表 異常年検定結果

検定年	観測点	観測項目	検定結果
1991年11月～ 1992年10月 (統計年：2002年1月～2011年12月)	標高70m (地上高10m)	風向出現頻度	棄却数 9
		風速出現頻度	棄却数 8
	標高175m (地上高71m)	風向出現頻度	棄却数 5
		風速出現頻度	棄却なし
2012年1月～ 2012年12月 (統計年：2002年1月～2011年12月)	標高70m (地上高10m)	風向出現頻度	棄却数 1
		風速出現頻度	棄却なし
	標高175m (地上高71m)	風向出現頻度	棄却なし
		風速出現頻度	棄却なし
2012年1月～ 2012年12月 (統計年：2008年1月～2018年12月)	標高70m (地上高10m)	風向出現頻度	棄却なし
		風速出現頻度	棄却なし
	標高175m (地上高71m及び115m)	風向出現頻度	棄却なし
		風速出現頻度	棄却なし

第2表 棄却検定表（風向）（標高70m）

検定年：敷地内A点（標高70m，地上高10m）1991年11月～1992年10月
 統計期間：敷地内A点（標高70m，地上高10m）2002年1月～2011年12月
 (%)

統計年 風 向	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値	検定年度 1991	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	6.78	6.42	4.08	4.87	6.19	7.63	7.40	7.86	6.30	6.35	6.39	3.32	9.19	3.58	×
NNE	3.72	3.90	2.58	4.16	2.76	2.82	2.98	2.21	2.09	2.52	2.97	3.97	4.67	1.27	○
NE	3.58	3.15	2.49	3.22	4.67	4.19	4.66	3.60	3.09	3.05	3.56	7.22	5.29	1.84	×
ENE	6.15	5.46	5.00	5.69	7.48	5.44	6.40	5.78	5.53	4.50	5.74	3.61	7.67	3.81	×
E	4.48	5.99	5.23	6.04	6.99	5.45	6.57	6.57	5.96	5.06	5.83	2.94	7.67	3.98	×
ESE	2.67	2.81	2.30	3.21	2.83	2.33	2.46	2.68	2.72	1.66	2.57	4.02	3.56	1.59	×
SE	4.61	5.99	5.17	5.05	6.44	5.02	5.92	6.12	5.43	4.80	5.45	5.76	6.93	3.97	○
SSE	1.67	1.97	2.19	1.91	2.13	1.86	1.97	2.18	1.58	1.90	1.93	3.34	2.41	1.46	×
S	2.91	2.47	3.16	2.68	3.01	3.34	3.36	3.91	3.48	3.80	3.21	4.62	4.31	2.12	×
SSW	7.84	6.91	7.98	6.65	5.27	6.86	5.62	7.31	7.31	7.15	6.91	6.55	8.97	4.84	○
SW	12.07	11.53	16.25	13.46	11.77	13.45	11.53	12.58	15.60	15.27	13.37	7.61	17.60	9.14	×
WSW	3.88	3.41	4.86	4.42	3.14	4.73	4.21	4.08	4.66	4.98	4.24	4.23	5.71	2.78	○
W	12.01	10.50	11.59	12.47	11.03	11.71	12.16	11.99	11.77	12.45	11.77	12.67	13.23	10.31	○
WNW	14.06	15.20	15.26	13.55	11.14	10.93	9.78	9.64	9.95	10.12	11.98	18.84	17.44	6.52	×
NW	5.19	6.01	5.09	5.40	6.27	7.41	6.59	6.55	7.30	8.19	6.38	4.11	8.81	3.95	○
NNW	2.99	2.89	2.09	2.04	2.28	3.09	2.34	2.09	2.55	2.24	2.46	3.20	3.40	1.52	○
CALM	5.40	5.37	4.69	5.17	6.60	3.76	6.04	4.87	4.66	5.96	5.23	3.98	7.17	3.28	○

第3表 棄却検定表（風速）（標高70m）

検定年：敷地内A点（標高70m，地上高10m）1991年11月～1992年10月
 統計期間：敷地内A点（標高70m，地上高10m）2002年1月～2011年12月
 (%)

統計年 風速(m/s)	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値	検定年度 1991	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	5.40	5.37	4.69	5.17	6.60	3.76	6.04	4.87	4.66	5.96	5.23	3.98	7.17	3.28	○
0.5～1.4	34.04	34.09	31.73	33.29	38.00	35.73	40.82	38.53	37.30	39.08	36.20	25.93	43.16	29.25	×
1.5～2.4	29.75	28.20	28.64	30.49	28.23	31.70	29.52	28.47	30.39	28.80	29.44	29.84	32.21	26.68	○
2.5～3.4	16.45	16.81	17.14	16.74	14.32	16.95	13.26	15.18	15.24	15.79	15.81	16.85	18.85	12.76	○
3.5～4.4	8.41	8.58	9.44	8.46	7.54	7.88	6.84	7.66	7.47	6.76	7.92	9.94	9.89	5.95	×
4.5～5.4	3.59	4.06	4.72	3.68	3.46	2.55	2.14	3.42	3.35	2.35	3.35	5.79	5.23	1.47	×
5.5～6.4	1.28	1.81	2.25	1.42	1.34	0.97	1.02	1.26	1.17	0.99	1.36	3.58	2.31	0.41	×
6.5～7.4	0.65	0.66	0.86	0.56	0.35	0.30	0.27	0.41	0.33	0.18	0.46	2.35	0.97	-0.05	×
7.5～8.4	0.25	0.36	0.32	0.15	0.11	0.09	0.04	0.15	0.08	0.05	0.16	1.03	0.43	-0.11	×
8.5～9.4	0.11	0.05	0.16	0.02	0.03	0.03	0.04	0.03	0.00	0.01	0.05	0.48	0.17	-0.07	×
9.5以上	0.06	0.01	0.06	0.00	0.01	0.02	0.01	0.01	0.00	0.00	0.02	0.23	0.07	-0.03	×

第4表 棄却検定表（風向）（標高175m）

検定年：敷地内B点（標高175m，地上高71m）1991年11月～1992年10月
 統計期間：敷地内B点（標高175m，地上高71m）2002年1月～2011年12月
 (%)

統計年 風 向	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値	検定年度 1991	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
											上限		下限		
N	2.61	2.85	2.05	2.33	2.73	3.15	2.89	3.12	3.15	2.57	2.75	2.41	3.61	1.88	○
NNE	3.27	3.43	2.11	3.16	3.70	3.64	3.77	3.84	2.82	2.66	3.24	3.45	4.58	1.91	○
NE	7.31	7.60	4.20	6.63	7.85	8.08	9.13	7.12	5.48	6.41	6.98	6.98	10.29	3.67	○
ENE	6.50	7.58	5.73	6.35	7.88	6.27	6.40	6.37	6.55	5.90	6.56	4.28	8.16	4.95	×
E	5.25	5.99	5.47	5.56	7.59	5.32	6.49	6.23	5.29	4.69	5.79	4.90	7.75	3.84	○
ESE	2.70	3.53	2.97	3.35	3.43	2.63	3.06	3.55	3.25	2.67	3.12	2.33	3.97	2.26	○
SE	2.69	2.78	2.07	2.30	3.13	2.64	2.84	3.04	3.60	2.07	2.72	4.27	3.87	1.57	×
SSE	3.55	3.53	2.84	3.40	4.26	3.45	3.77	3.81	3.17	2.85	3.47	3.90	4.50	2.43	○
S	3.12	3.49	2.81	3.05	3.60	2.77	3.84	3.92	3.00	3.29	3.29	4.26	4.26	2.31	○
SSW	4.52	4.85	6.46	4.87	4.49	5.31	5.13	5.21	5.37	4.43	5.07	8.97	6.49	3.64	×
SW	7.77	8.00	11.13	8.44	6.85	8.42	7.01	8.03	10.79	9.54	8.59	6.67	12.06	5.13	○
WSW	6.31	4.59	6.04	5.21	4.99	5.07	4.58	4.74	5.96	6.00	5.35	7.01	6.92	3.77	×
W	8.24	6.35	9.38	7.96	6.86	8.03	7.68	8.11	9.40	9.59	8.15	7.83	10.70	5.61	○
WNW	15.11	14.49	17.51	18.32	13.32	14.88	12.86	14.19	13.60	15.58	14.98	18.58	19.16	10.80	○
NW	15.64	15.19	14.56	14.34	14.93	15.76	15.83	14.00	13.57	17.17	15.08	9.44	17.59	12.58	×
NNW	3.95	4.02	3.30	2.70	2.95	3.62	3.29	3.35	3.51	3.24	3.39	2.89	4.36	2.43	○
CALM	1.48	1.73	1.37	2.03	1.44	0.98	1.44	1.39	1.48	1.35	1.47	1.83	2.11	0.83	○

第5表 棄却検定表（風速）（標高175m）

検定年：敷地内B点（標高175m，地上高71m）1991年11月～1992年10月
 統計期間：敷地内B点（標高175m，地上高71m）2002年1月～2011年12月
 (%)

統計年 風速(m/s)	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値	検定年度 1991	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
											上限		下限		
0.0～0.4	1.48	1.73	1.37	2.03	1.44	0.98	1.44	1.39	1.48	1.35	1.47	1.83	2.11	0.83	○
0.5～1.4	9.43	8.36	7.98	8.18	10.11	8.36	10.99	8.87	9.64	9.20	9.11	7.71	11.38	6.84	○
1.5～2.4	12.93	13.70	12.09	12.06	15.86	12.66	15.36	14.10	14.75	13.93	13.74	12.48	16.87	10.61	○
2.5～3.4	14.26	14.48	13.32	12.39	14.62	15.09	14.91	15.12	14.79	14.98	14.39	13.76	16.49	12.30	○
3.5～4.4	12.70	13.10	12.70	12.33	11.94	14.10	12.74	13.00	12.16	12.46	12.73	13.48	14.15	11.30	○
4.5～5.4	10.22	10.40	10.27	10.16	9.33	10.24	8.91	9.83	10.28	10.89	10.05	10.97	11.39	8.71	○
5.5～6.4	8.46	7.95	8.74	9.00	7.87	8.79	7.94	7.75	7.62	8.29	8.24	9.28	9.39	7.09	○
6.5～7.4	7.33	6.79	7.45	7.43	6.09	7.27	6.67	6.47	6.30	6.58	6.84	6.77	8.03	5.66	○
7.5～8.4	5.89	5.32	5.89	6.18	5.32	6.08	5.28	5.18	5.58	5.60	5.63	5.35	6.49	4.78	○
8.5～9.4	4.62	4.56	4.49	5.68	4.04	4.73	4.19	4.74	4.59	4.57	4.62	4.51	5.65	3.59	○
9.5以上	12.69	13.60	15.69	14.56	13.38	11.71	11.55	13.55	12.81	12.15	13.18	13.87	16.22	10.13	○

第6表 棄却検定表（風向）（標高70m）

検定年：敷地内A点（標高70m，地上高10m）2012年1月～2012年12月
 統計期間：敷地内A点（標高70m，地上高10m）2002年1月～2011年12月
 (%)

統計年 風 向	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値	検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	6.78	6.42	4.08	4.87	6.19	7.63	7.40	7.86	6.30	6.35	6.39	6.73	9.19	3.58	○
NNE	3.72	3.90	2.58	4.16	2.76	2.82	2.98	2.21	2.09	2.52	2.97	2.50	4.67	1.27	○
NE	3.58	3.15	2.49	3.22	4.67	4.19	4.66	3.60	3.09	3.05	3.56	3.24	5.29	1.84	○
ENE	6.15	5.46	5.00	5.69	7.48	5.44	6.40	5.78	5.53	4.50	5.74	6.13	7.67	3.81	○
E	4.48	5.99	5.23	6.04	6.99	5.45	6.57	6.57	5.96	5.06	5.83	6.23	7.67	3.98	○
ESE	2.67	2.81	2.30	3.21	2.83	2.33	2.46	2.68	2.72	1.66	2.57	2.41	3.56	1.59	○
SE	4.61	5.99	5.17	5.05	6.44	5.02	5.92	6.12	5.43	4.80	5.45	6.49	6.93	3.97	○
SSE	1.67	1.97	2.19	1.91	2.13	1.86	1.97	2.18	1.58	1.90	1.93	2.19	2.41	1.46	○
S	2.91	2.47	3.16	2.68	3.01	3.34	3.36	3.91	3.48	3.80	3.21	5.18	4.31	2.12	×
SSW	7.84	6.91	7.98	6.65	5.27	6.86	5.62	7.31	7.31	7.15	6.91	7.45	8.97	4.84	○
SW	12.07	11.53	16.25	13.46	11.77	13.45	11.53	12.58	15.60	15.27	13.37	10.95	17.60	9.14	○
WSW	3.88	3.41	4.86	4.42	3.14	4.73	4.21	4.08	4.66	4.98	4.24	4.00	5.71	2.78	○
W	12.01	10.50	11.59	12.47	11.03	11.71	12.16	11.99	11.77	12.45	11.77	11.42	13.23	10.31	○
WNW	14.06	15.20	15.26	13.55	11.14	10.93	9.78	9.64	9.95	10.12	11.98	9.27	17.44	6.52	○
NW	5.19	6.01	5.09	5.40	6.27	7.41	6.59	6.55	7.30	8.19	6.38	7.52	8.81	3.95	○
NNW	2.99	2.89	2.09	2.04	2.28	3.09	2.34	2.09	2.55	2.24	2.46	2.43	3.40	1.52	○
CALM	5.40	5.37	4.69	5.17	6.60	3.76	6.04	4.87	4.66	5.96	5.23	5.86	7.17	3.28	○

第7表 棄却検定表（風速）（標高70m）

検定年：敷地内A点（標高70m，地上高10m）2012年1月～2012年12月
 統計期間：敷地内A点（標高70m，地上高10m）2002年1月～2011年12月
 (%)

統計年 風速(m/s)	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値	検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
											上限		下限		
0.0～0.4	5.40	5.37	4.69	5.17	6.60	3.76	6.04	4.87	4.66	5.96	5.23	5.86	7.17	3.28	○
0.5～1.4	34.04	34.09	31.73	33.29	38.00	35.73	40.82	38.53	37.30	39.08	36.20	38.52	43.16	29.25	○
1.5～2.4	29.75	28.20	28.64	30.49	28.23	31.70	29.52	28.47	30.39	28.80	29.44	30.05	32.21	26.68	○
2.5～3.4	16.45	16.81	17.14	16.74	14.32	16.95	13.26	15.18	15.24	15.79	15.81	15.76	18.85	12.76	○
3.5～4.4	8.41	8.58	9.44	8.46	7.54	7.88	6.84	7.66	7.47	6.76	7.92	6.46	9.89	5.95	○
4.5～5.4	3.59	4.06	4.72	3.68	3.46	2.55	2.14	3.42	3.35	2.35	3.35	2.30	5.23	1.47	○
5.5～6.4	1.28	1.81	2.25	1.42	1.34	0.97	1.02	1.26	1.17	0.99	1.36	0.71	2.31	0.41	○
6.5～7.4	0.65	0.66	0.86	0.56	0.35	0.30	0.27	0.41	0.33	0.18	0.46	0.21	0.97	-0.05	○
7.5～8.4	0.25	0.36	0.32	0.15	0.11	0.09	0.04	0.15	0.08	0.05	0.16	0.10	0.43	-0.11	○
8.5～9.4	0.11	0.05	0.16	0.02	0.03	0.03	0.04	0.03	0.00	0.01	0.05	0.03	0.17	-0.07	○
9.5以上	0.06	0.01	0.06	0.00	0.01	0.02	0.01	0.01	0.00	0.00	0.02	0.00	0.07	-0.03	○

第8表 棄却検定表（風向）（標高 175m）

検定年：敷地内B点（標高 175m, 地上高 71m）2012年1月～2012年12月
 統計期間：敷地内B点（標高 175m, 地上高 71m）2002年1月～2011年12月
 (%)

統計年 風 向	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値	検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	2.61	2.85	2.05	2.33	2.73	3.15	2.89	3.12	3.15	2.57	2.75	2.68	3.61	1.88	○
NNE	3.27	3.43	2.11	3.16	3.70	3.64	3.77	3.84	2.82	2.66	3.24	3.03	4.58	1.91	○
NE	7.31	7.60	4.20	6.63	7.85	8.08	9.13	7.12	5.48	6.41	6.98	7.41	10.29	3.67	○
ENE	6.50	7.58	5.73	6.35	7.88	6.27	6.40	6.37	6.55	5.90	6.56	6.66	8.16	4.95	○
E	5.25	5.99	5.47	5.56	7.59	5.32	6.49	6.23	5.29	4.69	5.79	5.99	7.75	3.84	○
ESE	2.70	3.53	2.97	3.35	3.43	2.63	3.06	3.55	3.25	2.67	3.12	3.32	3.97	2.26	○
SE	2.69	2.78	2.07	2.30	3.13	2.64	2.84	3.04	3.60	2.07	2.72	2.99	3.87	1.57	○
SSE	3.55	3.53	2.84	3.40	4.26	3.45	3.77	3.81	3.17	2.85	3.47	4.28	4.50	2.43	○
S	3.12	3.49	2.81	3.05	3.60	2.77	3.84	3.92	3.00	3.29	3.29	3.83	4.26	2.31	○
SSW	4.52	4.85	6.46	4.87	4.49	5.31	5.13	5.21	5.37	4.43	5.07	5.65	6.49	3.64	○
SW	7.77	8.00	11.13	8.44	6.85	8.42	7.01	8.03	10.79	9.54	8.59	7.46	12.06	5.13	○
WSW	6.31	4.59	6.04	5.21	4.99	5.07	4.58	4.74	5.96	6.00	5.35	4.34	6.92	3.77	○
W	8.24	6.35	9.38	7.96	6.86	8.03	7.68	8.11	9.40	9.59	8.15	7.21	10.70	5.61	○
WNW	15.11	14.49	17.51	18.32	13.32	14.88	12.86	14.19	13.60	15.58	14.98	14.76	19.16	10.80	○
NW	15.64	15.19	14.56	14.34	14.93	15.76	15.83	14.00	13.57	17.17	15.08	15.14	17.59	12.58	○
NNW	3.95	4.02	3.30	2.70	2.95	3.62	3.29	3.35	3.51	3.24	3.39	3.66	4.36	2.43	○
CALM	1.48	1.73	1.37	2.03	1.44	0.98	1.44	1.39	1.48	1.35	1.47	1.60	2.11	0.83	○

第9表 棄却検定表（風速）（標高175m）

検定年：敷地内B点（標高175m，地上高71m）2012年1月～2012年12月

統計期間：敷地内B点（標高175m，地上高71m）2002年1月～2011年12月

(%)

統計年 風速(m/s)	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値	検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	1.48	1.73	1.37	2.03	1.44	0.98	1.44	1.39	1.48	1.35	1.47	1.60	2.11	0.83	○
0.5～1.4	9.43	8.36	7.98	8.18	10.11	8.36	10.99	8.87	9.64	9.20	9.11	9.22	11.38	6.84	○
1.5～2.4	12.93	13.70	12.09	12.06	15.86	12.66	15.36	14.10	14.75	13.93	13.74	13.84	16.87	10.61	○
2.5～3.4	14.26	14.48	13.32	12.39	14.62	15.09	14.91	15.12	14.79	14.98	14.39	13.48	16.49	12.30	○
3.5～4.4	12.70	13.10	12.70	12.33	11.94	14.10	12.74	13.00	12.16	12.46	12.73	12.56	14.15	11.30	○
4.5～5.4	10.22	10.40	10.27	10.16	9.33	10.24	8.91	9.83	10.28	10.89	10.05	10.28	11.39	8.71	○
5.5～6.4	8.46	7.95	8.74	9.00	7.87	8.79	7.94	7.75	7.62	8.29	8.24	8.39	9.39	7.09	○
6.5～7.4	7.33	6.79	7.45	7.43	6.09	7.27	6.67	6.47	6.30	6.58	6.84	7.07	8.03	5.66	○
7.5～8.4	5.89	5.32	5.89	6.18	5.32	6.08	5.28	5.18	5.58	5.60	5.63	5.89	6.49	4.78	○
8.5～9.4	4.62	4.56	4.49	5.68	4.04	4.73	4.19	4.74	4.59	4.57	4.62	4.23	5.65	3.59	○
9.5以上	12.69	13.60	15.69	14.56	13.38	11.71	11.55	13.55	12.81	12.15	13.18	13.43	16.22	10.13	○

第 10 表 棄却検定表（風向）（標高 70m）

検定年：敷地内 A 点（標高 70m，地上高 10m）2012 年 1 月～2012 年 12 月
 統計期間：敷地内 A 点（標高 70m，地上高 10m）2008 年 1 月～2018 年 12 月
 (%)

統計年 風 向	2008	2009	2010	2011	2013	2014	2015	2016	2017	2018	平均値	検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	7.22	7.86	6.31	6.34	5.89	6.27	7.16	9.08	7.13	7.37	7.06	6.73	9.29	4.84	○
NNE	2.91	2.21	2.10	2.52	1.87	1.94	2.95	3.80	2.75	3.94	2.69	2.50	4.42	0.96	○
NE	4.46	3.60	3.10	3.04	3.13	3.13	4.16	3.12	3.22	2.60	3.36	3.24	4.69	2.03	○
ENE	6.10	5.78	5.53	4.49	5.27	4.81	5.42	7.19	7.02	7.61	5.92	6.13	8.40	3.45	○
E	6.33	6.57	5.96	5.05	6.49	5.67	5.63	3.86	4.18	2.71	5.27	6.23	8.31	2.22	○
ESE	2.37	2.68	2.72	1.66	2.61	1.93	2.55	2.14	2.14	1.77	2.27	2.41	3.18	1.35	○
SE	5.74	6.12	5.42	4.80	5.40	6.17	5.64	4.40	3.96	3.37	5.12	6.49	7.35	2.89	○
SSE	2.03	2.18	1.58	1.89	1.74	1.88	2.39	4.21	3.55	3.94	2.55	2.19	4.87	0.24	○
S	3.43	3.91	3.47	3.81	3.90	4.33	5.40	5.28	3.84	3.76	4.11	5.18	5.76	2.47	○
SSW	5.67	7.31	7.30	7.15	7.82	5.96	6.16	7.48	7.24	6.85	6.89	7.45	8.59	5.19	○
SW	11.88	12.58	15.58	15.29	13.35	15.46	15.41	14.38	17.20	14.90	14.58	10.95	18.36	10.80	○
WSW	4.21	4.08	4.66	4.97	4.37	6.68	8.01	6.54	7.15	7.16	5.78	3.99	9.26	2.29	○
W	12.67	11.99	11.75	12.46	12.67	12.80	9.68	9.20	10.69	9.21	11.32	11.42	14.84	7.80	○
WNW	10.04	9.64	9.94	10.11	9.61	8.59	6.23	6.42	7.47	10.98	8.90	9.28	12.83	4.98	○
NW	6.84	6.55	7.29	8.23	7.36	5.66	3.68	3.51	3.06	3.56	5.57	7.52	10.18	0.96	○
NNW	2.32	2.09	2.56	2.24	2.41	2.26	2.71	3.13	2.49	3.46	2.57	2.43	3.58	1.55	○
CALM	5.79	4.87	4.72	5.95	6.11	6.45	6.60	6.23	6.90	6.79	6.04	5.85	7.80	4.27	○

第 11 表 棄却検定表 (風速) (標高 70m)

検定年：敷地内 A 点 (標高 70m, 地上高 10m) 2012 年 1 月～2012 年 12 月
 統計期間：敷地内 A 点 (標高 70m, 地上高 10m) 2008 年 1 月～2018 年 12 月

統計年 風速(m/s)	2008	2009	2010	2011	2013	2014	2015	2016	2017	2018	平均値	検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	5.79	4.87	4.72	5.95	6.11	6.45	6.60	6.23	6.90	6.79	6.04	5.85	7.80	4.27	○
0.5～1.4	39.84	38.53	37.31	39.13	40.87	39.27	40.79	37.24	37.29	37.71	38.81	38.51	42.15	35.47	○
1.5～2.4	29.60	28.47	30.35	28.81	28.15	29.73	30.07	31.11	29.23	30.07	29.56	30.04	31.72	27.40	○
2.5～3.4	13.84	15.18	15.22	15.79	14.06	15.21	14.84	14.97	15.68	14.57	14.92	15.76	16.42	13.42	○
3.5～4.4	7.23	7.66	7.46	6.74	6.97	6.22	5.89	6.19	6.87	6.79	6.81	6.47	8.17	5.45	○
4.5～5.4	2.25	3.42	3.35	2.35	2.50	2.22	1.49	2.52	2.49	2.41	2.50	2.30	3.82	1.19	○
5.5～6.4	1.05	1.26	1.17	0.99	0.95	0.63	0.27	1.07	1.01	0.99	0.94	0.71	1.62	0.26	○
6.5～7.4	0.31	0.41	0.33	0.18	0.28	0.21	0.03	0.49	0.40	0.41	0.31	0.21	0.63	-0.02	○
7.5～8.4	0.05	0.15	0.08	0.05	0.09	0.03	0.01	0.17	0.09	0.19	0.09	0.10	0.23	-0.05	○
8.5～9.4	0.03	0.03	0.00	0.01	0.02	0.01	0.00	0.01	0.04	0.05	0.02	0.03	0.06	-0.02	○
9.5以上	0.01	0.01	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.01	0.01	0.01	0.01	0.00	0.02	-0.01	○

第12表 棄却検定表（風向）（標高175m）

検定年：敷地内B点（標高175m，地上高71m）2012年1月～2012年12月

統計期間：敷地内B点（標高175m，地上高71m）2008年1月～2017年1月まで

敷地内A点（標高175m，地上高115m）2017年1月～2018年12月まで

(%)

統計年 風向	2008	2009	2010	2011	2013	2014	2015	2016	2017	2018	平均値	検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	2.89	3.12	3.15	2.57	2.31	2.01	2.88	2.51	2.16	3.14	2.68	2.68	3.68	1.67	○
NNE	3.77	3.84	2.82	2.66	2.76	2.15	3.13	2.81	6.40	6.55	3.67	3.03	7.35	-0.02	○
NE	9.13	7.12	5.48	6.41	4.65	4.82	7.13	7.60	7.42	8.82	6.84	7.41	10.48	3.20	○
ENE	6.40	6.37	6.55	5.90	6.28	5.79	6.55	6.69	4.08	3.31	5.81	6.66	8.55	3.07	○
E	6.49	6.23	5.29	4.69	6.90	5.54	5.58	4.51	2.80	2.32	5.07	5.99	8.64	1.49	○
ESE	3.06	3.55	3.25	2.67	3.74	3.54	3.58	2.76	1.90	2.24	3.05	3.32	4.52	1.57	○
SE	2.84	3.04	3.60	2.07	3.34	2.74	2.70	1.95	2.96	2.93	2.82	2.99	4.02	1.62	○
SSE	3.77	3.81	3.17	2.85	3.39	4.26	3.31	3.43	2.62	3.44	3.42	4.28	4.54	2.29	○
S	3.84	3.92	3.00	3.29	3.07	2.89	3.06	3.63	3.37	3.70	3.37	3.83	4.27	2.48	○
SSW	5.13	5.21	5.37	4.43	3.93	3.57	4.50	5.21	8.18	7.42	5.27	5.65	8.73	1.82	○
SW	7.01	8.03	10.79	9.54	8.36	8.40	8.47	9.03	8.15	8.16	8.59	7.46	11.00	6.19	○
WSW	4.58	4.74	5.96	6.00	4.66	5.86	5.38	5.44	7.26	7.84	5.75	4.34	8.32	3.18	○
W	7.68	8.11	9.40	9.59	8.40	9.34	8.06	7.20	11.65	10.03	8.92	7.21	12.06	5.78	○
WNW	12.86	14.19	13.60	15.58	13.31	15.18	13.33	13.17	18.51	16.66	14.60	14.76	18.95	10.25	○
NW	15.83	14.00	13.57	17.17	19.01	18.30	16.79	17.80	8.33	8.49	14.98	15.14	24.12	5.84	○
NNW	3.29	3.35	3.51	3.24	4.33	3.86	3.74	5.26	2.70	3.78	3.71	3.66	5.37	2.05	○
CALM	1.44	1.39	1.48	1.35	1.55	1.74	1.82	1.01	1.53	1.15	1.45	1.60	2.02	0.87	○

第13表 棄却検定表（風速）（標高175m）

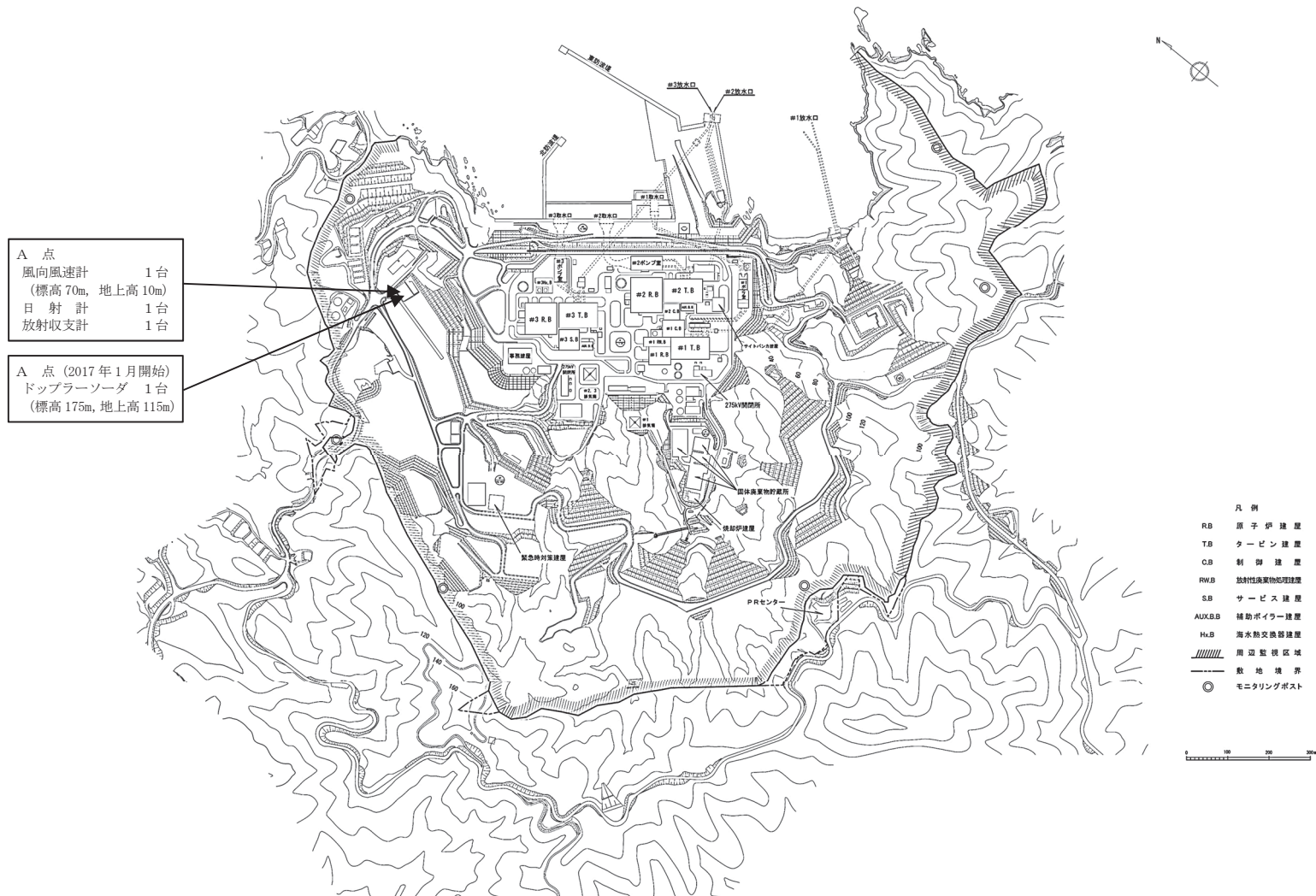
検定年：敷地内B点（標高175m，地上高71m）2012年1月～2012年12月

統計期間：敷地内B点（標高175m，地上高71m）2008年1月～2017年1月まで

敷地内A点（標高175m，地上高115m）2017年1月～2018年12月まで

(%)

統計年 風速(m/s)	2008	2009	2010	2011	2013	2014	2015	2016	2017	2018	平均値	検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	1.44	1.39	1.48	1.35	1.55	1.74	1.82	1.01	1.53	1.15	1.45	1.60	2.02	0.87	○
0.5～1.4	10.99	8.87	9.64	9.20	9.36	9.87	9.16	7.18	8.43	9.16	9.20	9.22	11.52	6.87	○
1.5～2.4	15.36	14.10	14.75	13.93	13.81	12.77	13.39	11.50	10.39	11.09	13.14	13.84	17.03	9.25	○
2.5～3.4	14.91	15.12	14.79	14.98	13.65	13.10	13.96	14.16	11.72	13.56	14.01	13.48	16.51	11.50	○
3.5～4.4	12.74	13.00	12.16	12.46	12.68	11.92	11.48	12.30	12.17	13.01	12.39	12.56	13.55	11.24	○
4.5～5.4	8.91	9.83	10.28	10.89	9.82	9.77	9.69	10.55	10.64	10.76	10.10	10.28	11.56	8.64	○
5.5～6.4	7.94	7.75	7.62	8.29	7.89	8.43	8.03	8.95	10.53	9.33	8.46	8.39	10.59	6.32	○
6.5～7.4	6.67	6.47	6.30	6.58	6.70	7.08	6.39	7.58	9.30	8.85	7.17	7.07	9.70	4.65	○
7.5～8.4	5.28	5.18	5.58	5.60	5.73	6.03	5.81	6.82	7.17	6.67	5.98	5.89	7.58	4.37	○
8.5～9.4	4.19	4.74	4.59	4.57	4.76	5.01	5.02	5.77	5.89	5.74	5.02	4.23	6.40	3.63	○
9.5以上	11.55	13.55	12.81	12.15	14.06	14.28	15.25	14.19	12.24	10.68	13.10	13.43	16.48	9.71	○



第1図 気象観測設備配置図 (1/2)



第1図 気象観測設備配置図 (2/2)

(参考) F 分布検定の計算方法について

気象データの代表性は F 分布検定法を用いて評価している。F 分布検定法は、正規分布をなす母集団から取り出した標本のうち、不良標本と見られるものを X_0 、その他のものを X_1, X_2, \dots, X_n とした場合、 X_0 を除く他の n 個の標本の平均を $\bar{X} = \sum_{i=1}^n (X_i \times 1/n)$ として、標本の分散からみて X_0 と \bar{X} との差が有意ならば X_0 を棄却とする方法である。F 分布検定の計算方法を以下に示す。

(1) 風向別、風速階級別で年単位に出現回数を求める。

(2) (1) のデータを基に、次の計算をする。

$$\text{[平均値]} \quad \bar{X} = \sum_{i=1}^n (X_i \times 1/n)$$

$$\text{[分散]} \quad S^2 = \sum_{i=1}^n (X_i - \bar{X})^2 / n$$

$$\text{[標準偏差]} \quad S = \sqrt{\sum_{i=1}^n (X_i - \bar{X})^2 / n}$$

$$\text{[F 値]} \quad F_0 = \frac{(n-1) \cdot (X_0 - \bar{X})^2}{(n+1) \cdot s^2}$$

$$\text{[棄却限界値]} \quad X_0 = \bar{X} \pm S \sqrt{\frac{(n+1)}{(n-1)} \cdot F_{n-1}^1(\alpha)}$$

(全統計年の標準偏差に判断の誤りの偏差で重みづけした値)

X_i : 年別出現回数

n : 統計年数

X_0 : 検定年の出現回数

$F_{n-1}^1(\alpha)$: 有意水準 (危険率) α に対する F 値

有意水準 (危険率) α : 5%

(棄却限界値を超え異常と判断した時に、その判断が誤っている確率)

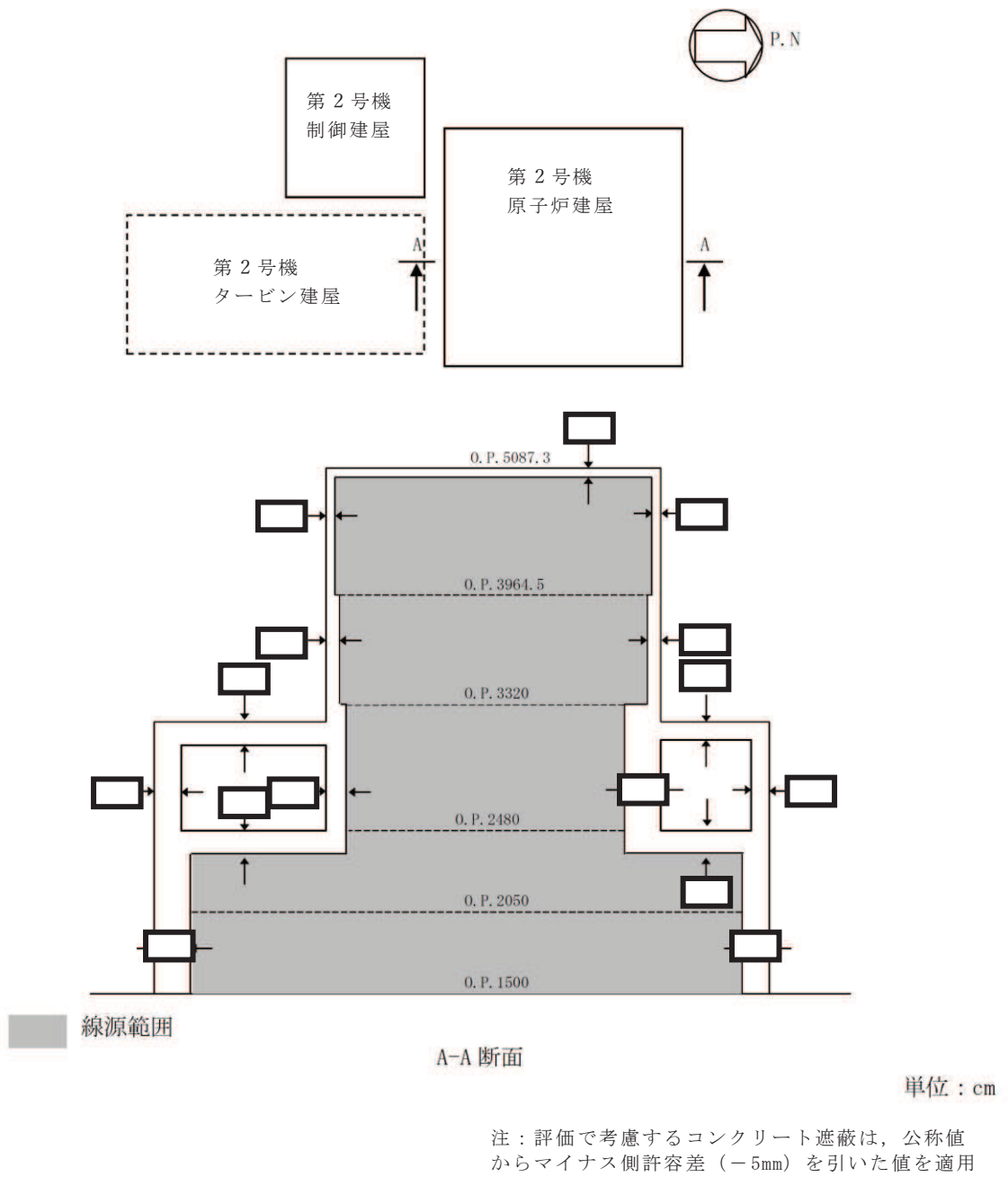
$$n=10 \text{ の場合} \quad F_{n-1}^1(0.05) = 5.12$$

(3) F_0 と $F_{n-1}^1(\alpha)$ を比較し検定する。

$F_0 \geq F_{n-1}^1(\alpha)$ なら異常年として棄却し、 $F_0 < F_{n-1}^1(\alpha)$ なら採択する。なお、 $F_0 < F_{n-1}^1(\alpha)$ は $\bar{X} - S \sqrt{\frac{(n+1)}{(n-1)} \cdot F_{n-1}^1(\alpha)} < X_0 < \bar{X} + S \sqrt{\frac{(n+1)}{(n-1)} \cdot F_{n-1}^1(\alpha)}$ と同義である。

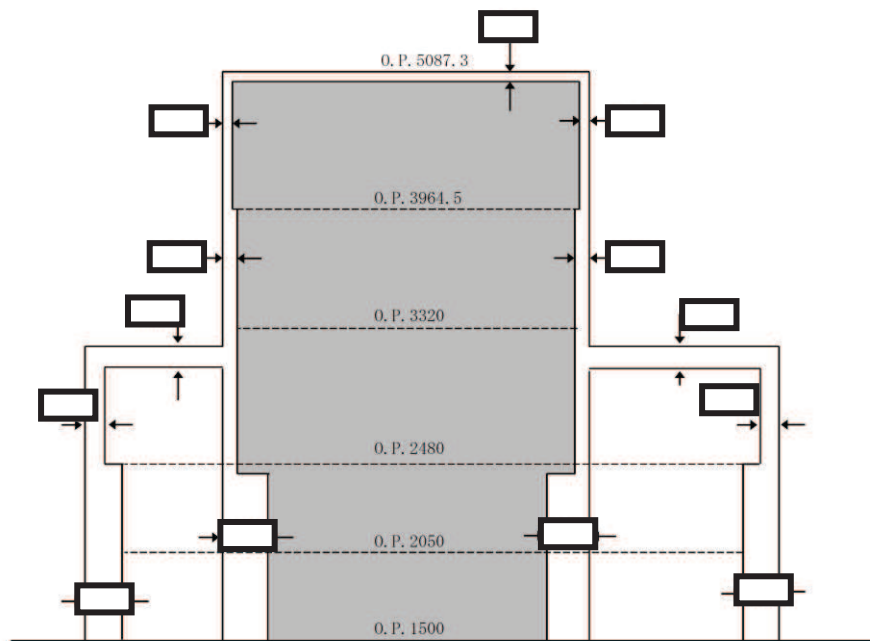
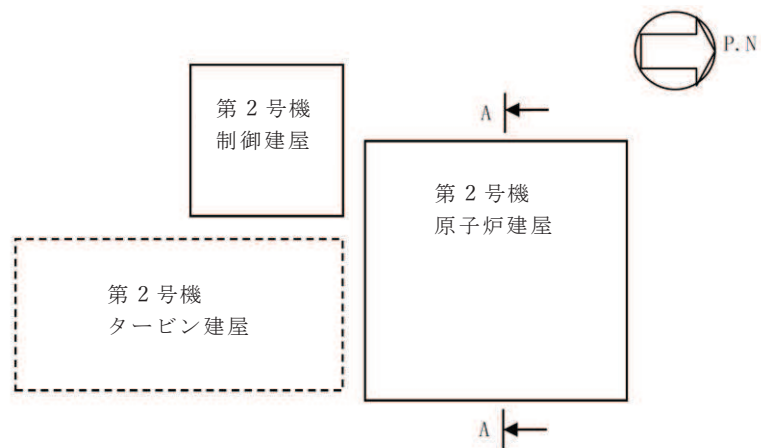
原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線、
グラウンドシャインガンマ線評価モデルについて

原子炉建屋原子炉棟からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価は、原子炉建屋外壁（二次遮蔽）及び中央制御室遮蔽の遮蔽効果を考慮し評価している。また、グラウンドシャインガンマ線評価は、大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質を線源とし、線源は地表面に均一分布しているものとする。各評価モデルを第1図～第5図に示す。



第1図 直接ガンマ線評価モデル（原子炉建屋）（1/2）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



線源範囲

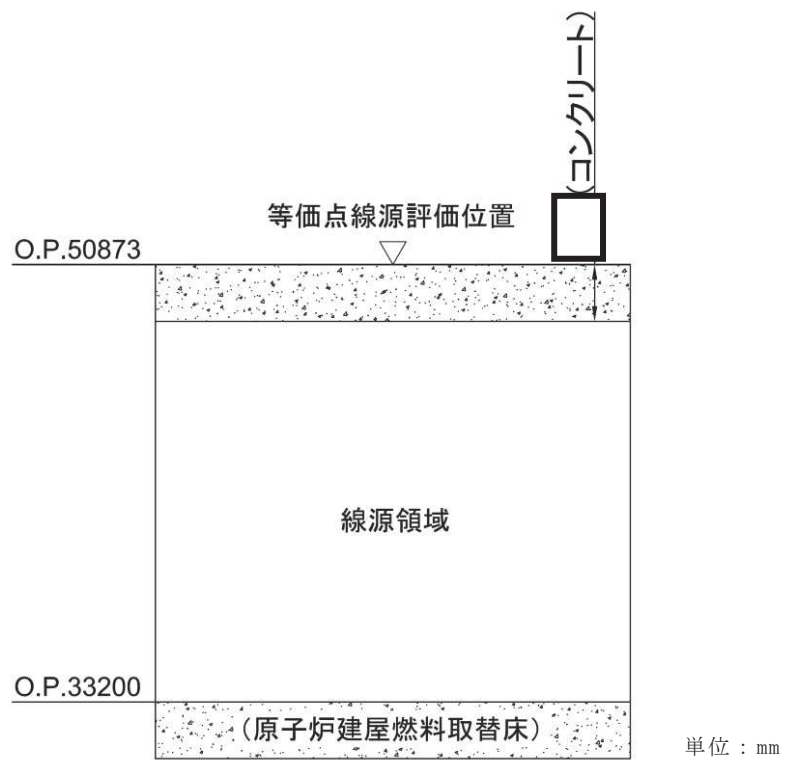
A-A 断面

単位：cm

注：評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用

第1図 直接ガンマ線評価モデル（原子炉建屋）（2/2）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

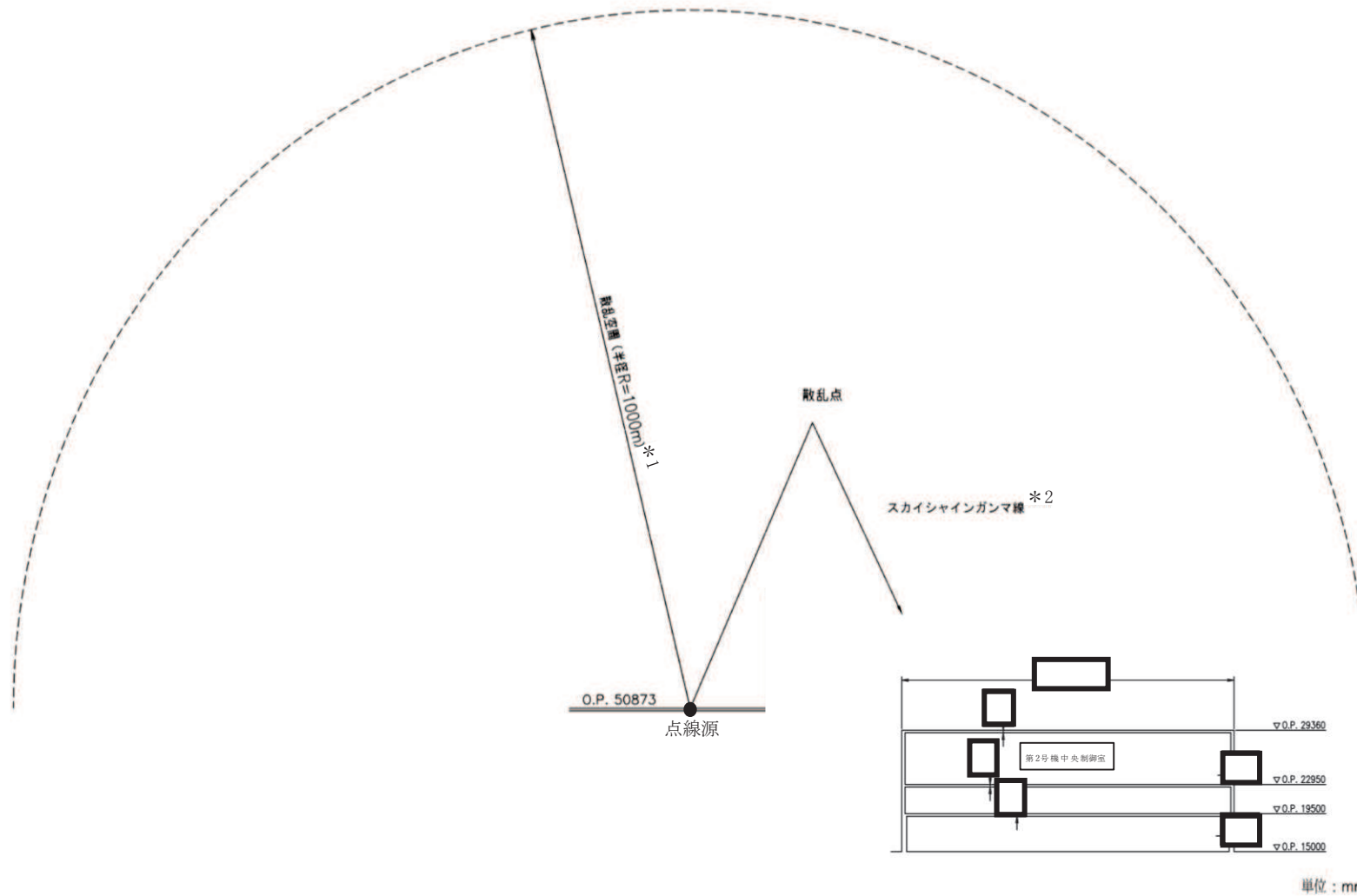


線源計算モデル (ANISN コードの計算モデル)

第 2 図 スカイシャインガンマ線評価モデル (原子炉建屋) (1/2)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

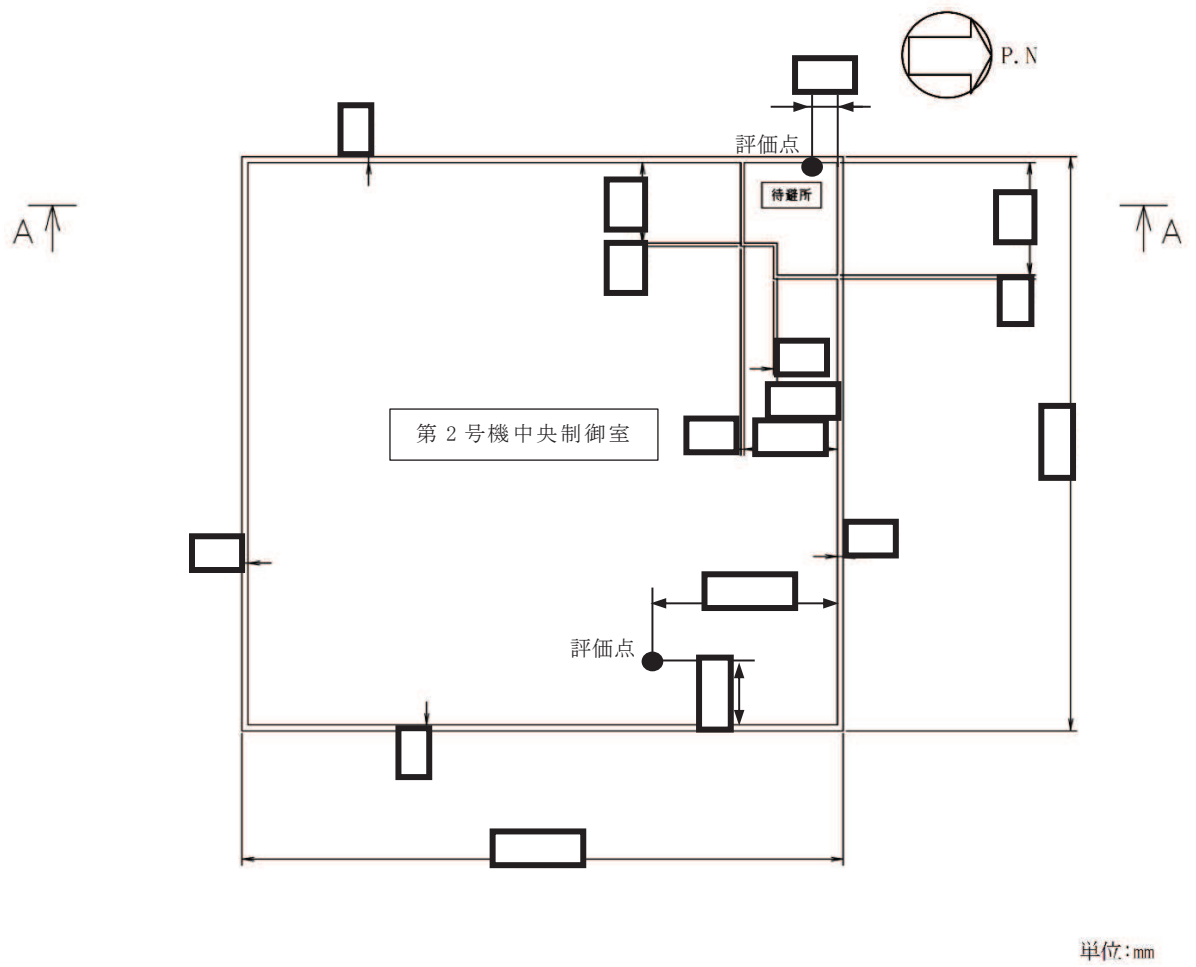
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注記*1: 散乱空間は原子炉建屋から制御建屋までを包絡する距離として設定
*2: 本評価モデルはスカイシャインガンマ線の評価モデル

散乱計算モデル (G33-GP2R コードの計算モデル)

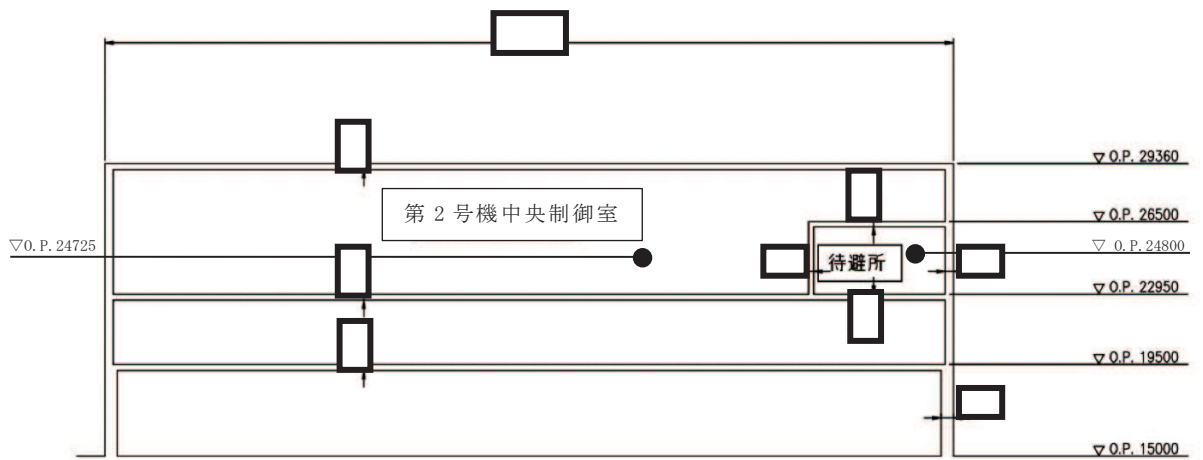
第2図 スカイシャインガンマ線評価モデル (原子炉建屋) (2/2)



注：評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用

第3図 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価モデル（制御建屋）（1/2）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



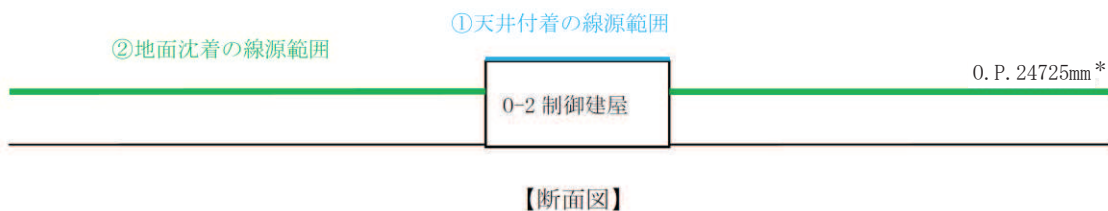
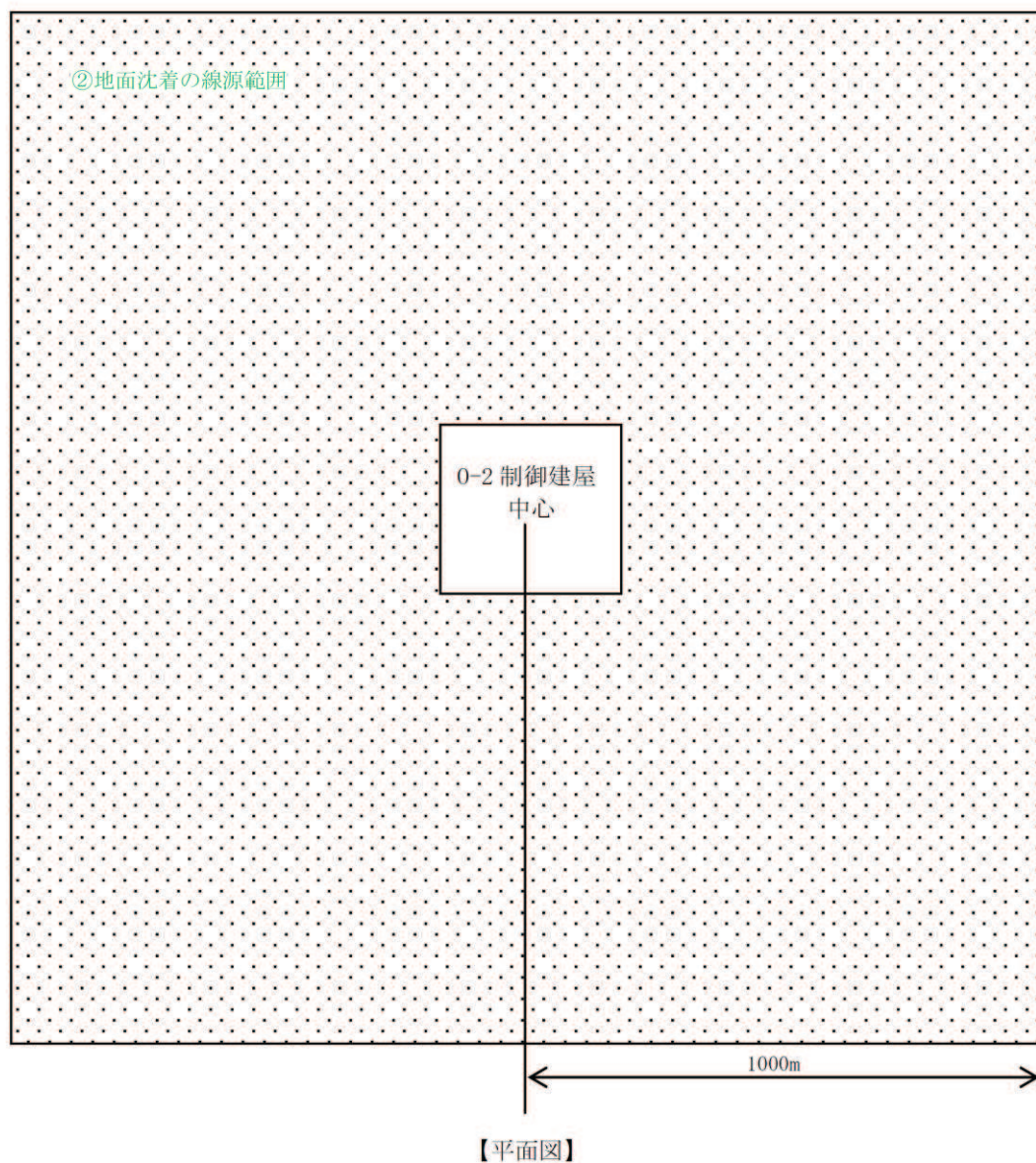
A-A 断面図

単位：mm

注：評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用

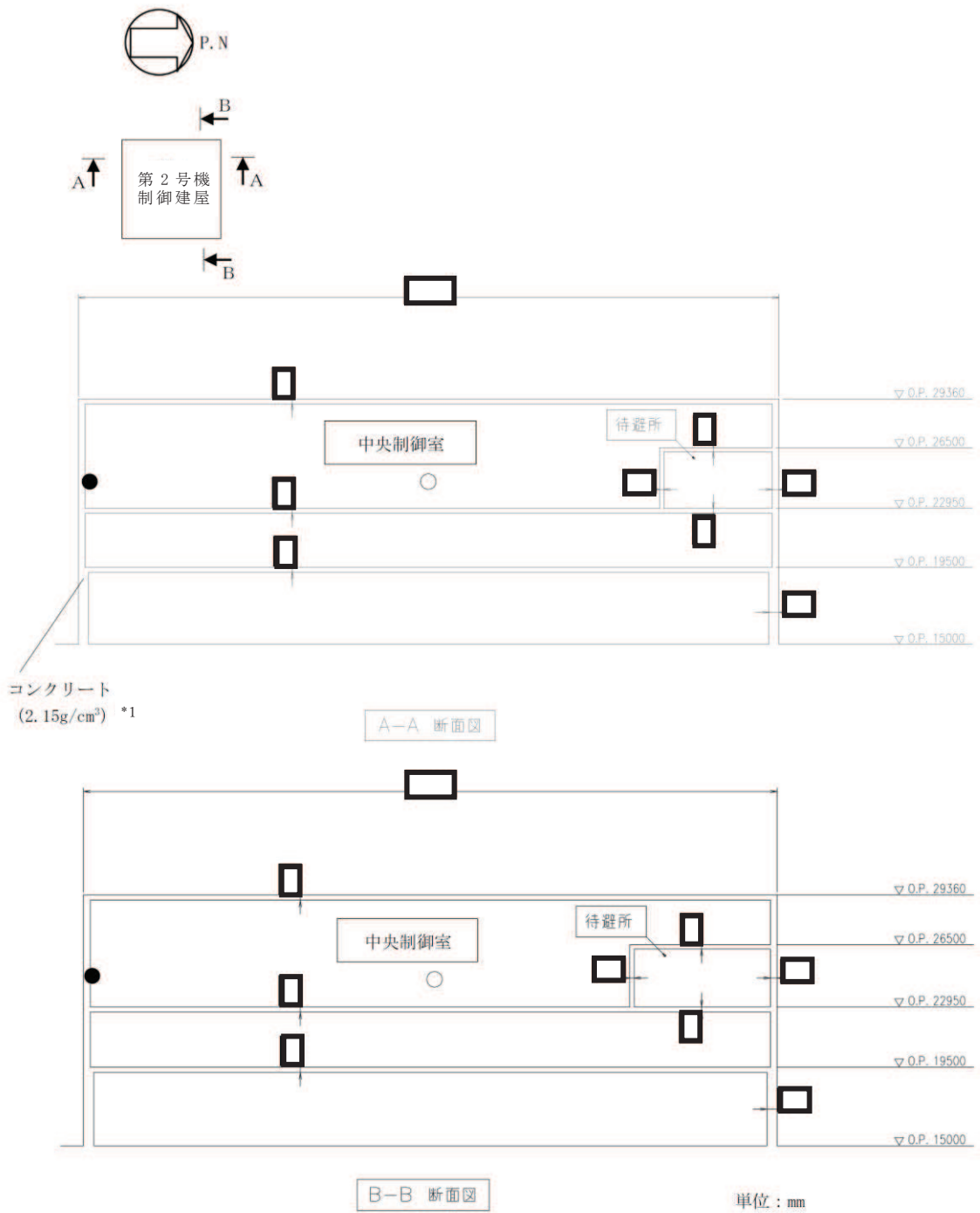
第3図 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価モデル（制御建屋）（2/2）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注記 中央制御室内を評価する際の線源範囲の高さを表す。待避所内を評価する際は 0. P. 24800mm とする。

第4図 グランドシャインガンマ線評価モデル



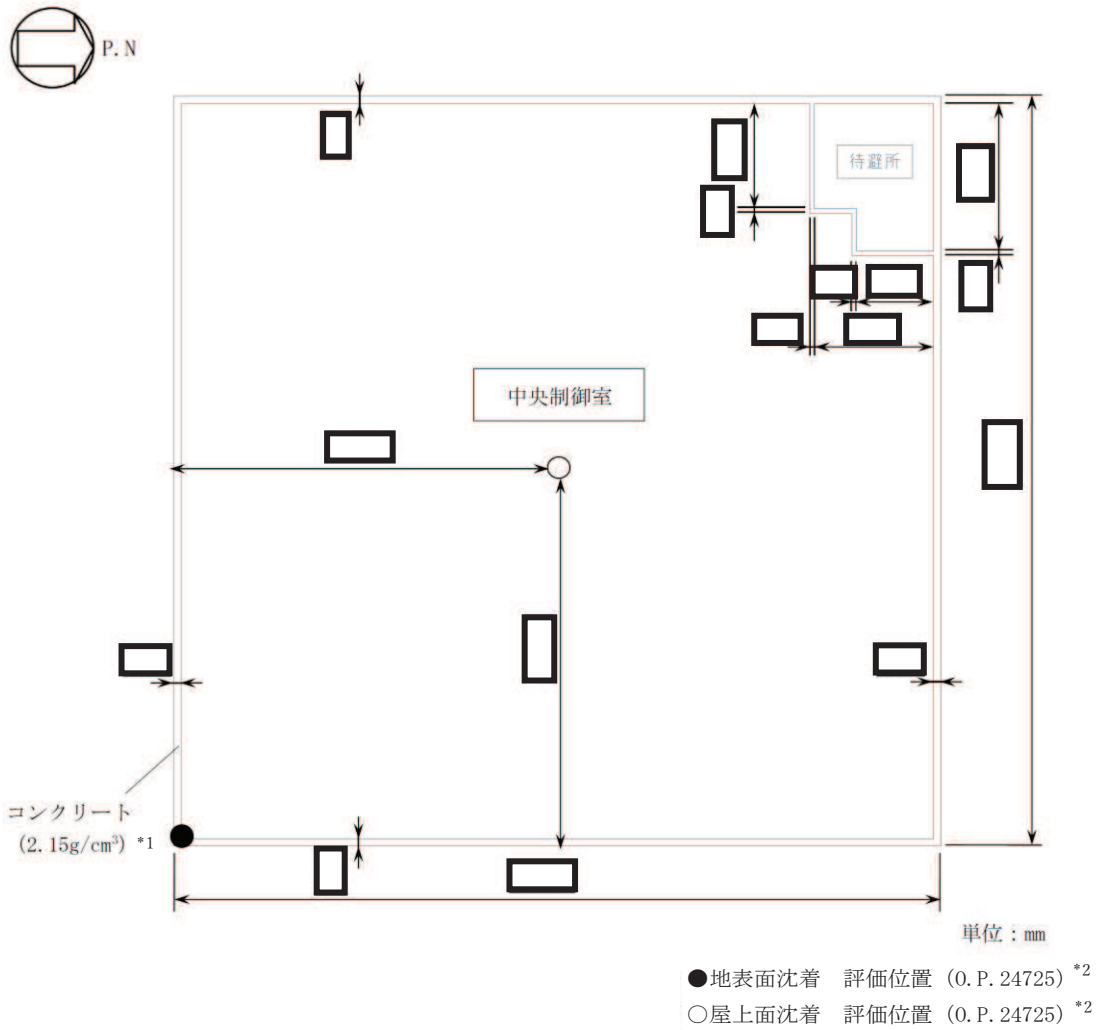
- 地表面沈着 評価位置 (O.P. 24725) *2
- 屋上面沈着 評価位置 (O.P. 24725) *2

注記*1: 評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

*2: 床面 (フリーアクセスフロア) から 1.2m の高さ

第 5 図 グランドシャインガンマ線評価点位置 (中央制御室滞在時) (1/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

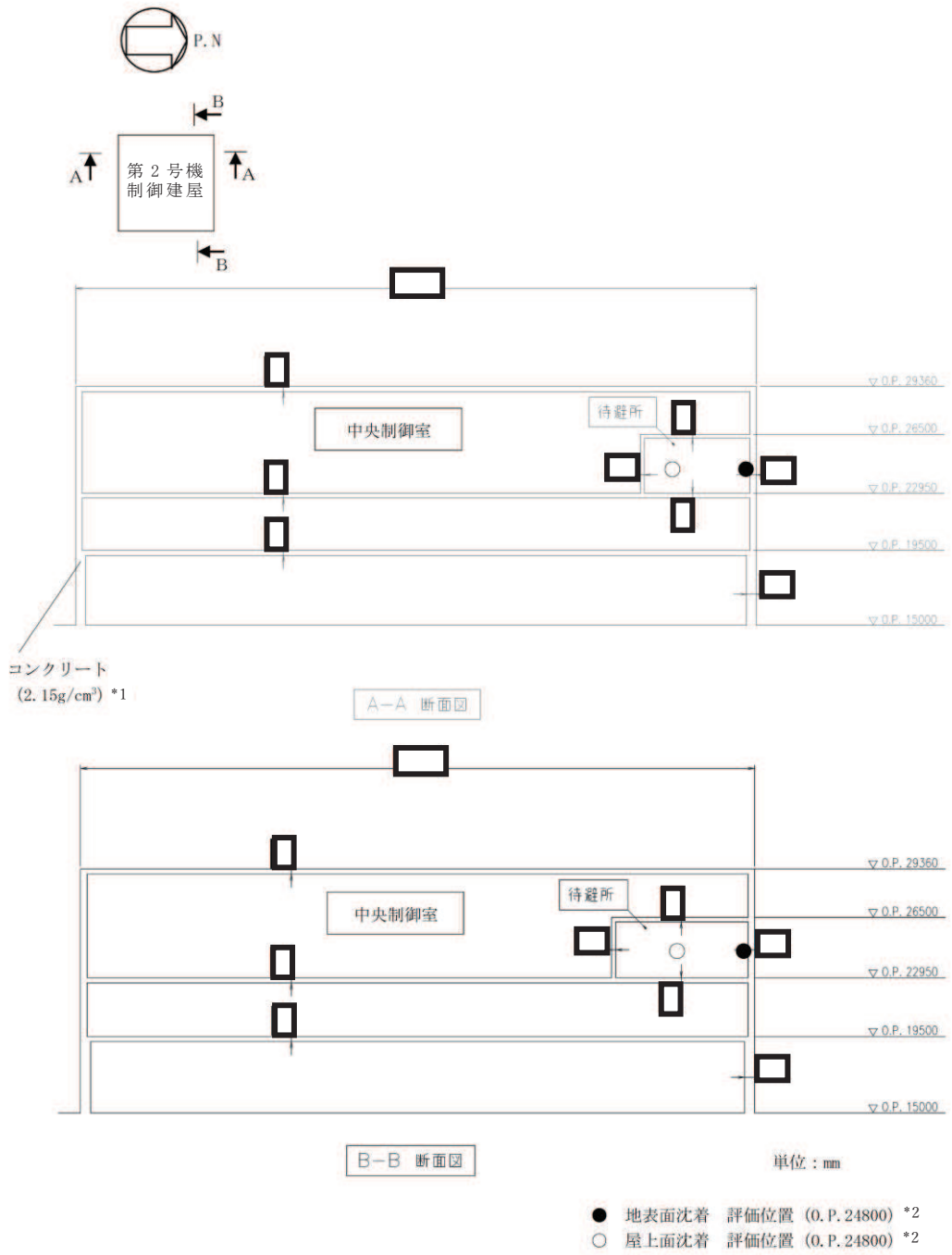


注記*1: 評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

*2: 床面 (フリーアクセスフロア) から 1.2m の高さ

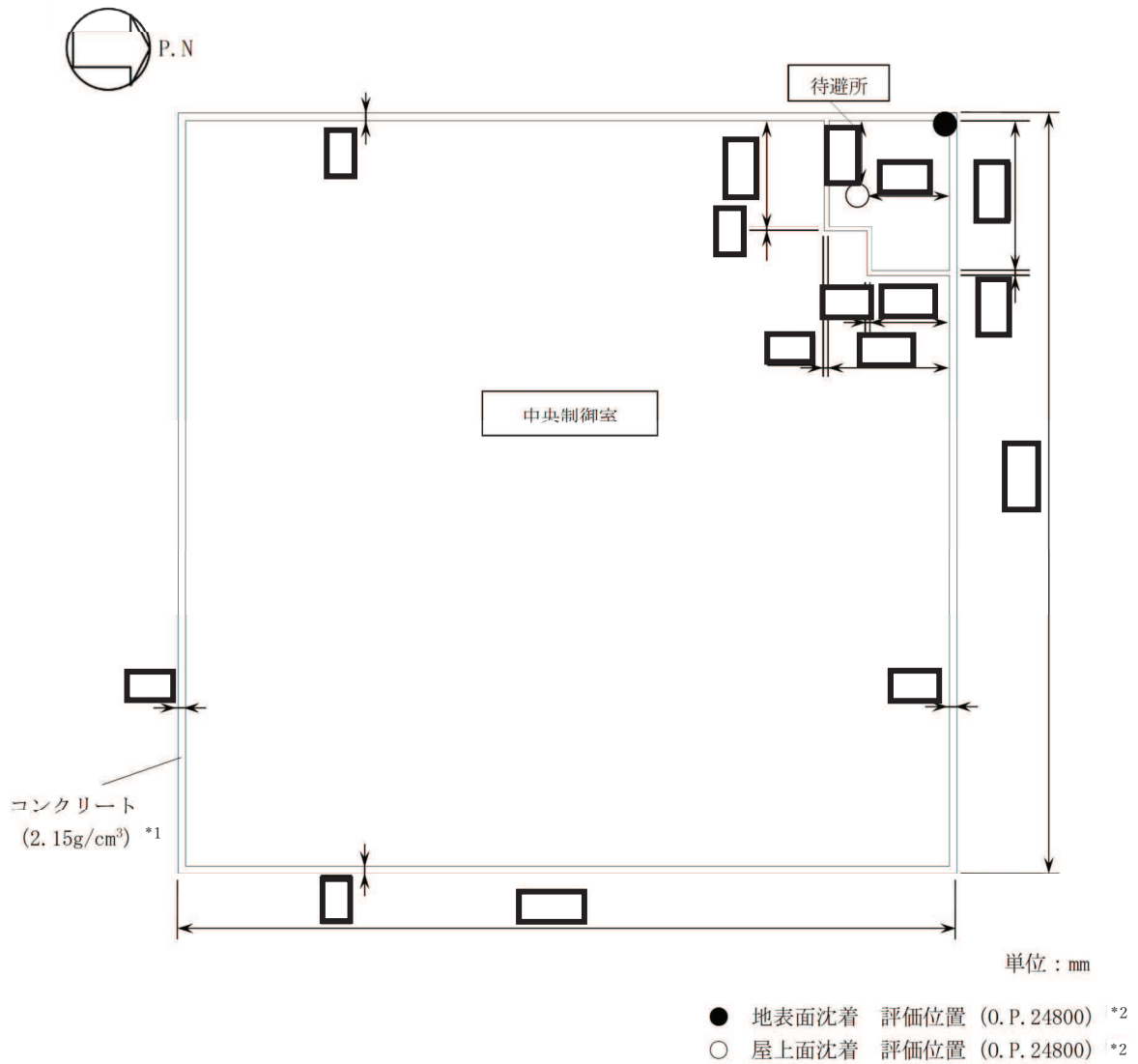
第 5 図 グランドシャインガンマ線評価点位置 (中央制御室滞在時) (2/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第5図 グランドシャインガンマ線評価点位置 (中央制御室待避所滞在時) (3/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 5 図 グランドシャインガンマ線評価点位置 (中央制御室待避所滞在時) (4/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

ベント弁開操作時の作業員の被ばく評価における評価条件について

ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価においては、サブプレッションチェンバ（以下「S/C」という。）からのベントを行う場合及びドライウエル（以下「D/W」という。）からのベントを行う場合について評価を行っている。それぞれの評価条件の違いについて以下に示す。

1. 放出量評価における評価条件の違い

放出量評価における S/C ベント，D/W ベントの条件の違いは，原子炉格納容器の除去効果であり，その違いは第 1 表に示すとおりである。

第 1 表 放出量評価条件の違い

項 目		評価条件	
		S/C	D/W
原子炉格納容器内での除去効果 (無機よう素)		サブプレッション プールでのスク ラビングによる 除去効果：5	サブプレッション プールでのスク ラビングによる 除去効果：考慮し ない
原子炉格納容器から原子炉 建屋への漏えい割合	希ガス類	約 2.2×10^{-2}	約 2.2×10^{-2}
	よう素類	約 8.3×10^{-4}	約 8.3×10^{-4}
	Cs類	約 3.1×10^{-6}	約 3.1×10^{-6}
	Te類	約 6.3×10^{-7}	約 6.3×10^{-7}
	Ba類	約 2.5×10^{-7}	約 2.5×10^{-7}
	Ru類	約 3.1×10^{-8}	約 3.1×10^{-8}
	La類	約 2.5×10^{-9}	約 2.5×10^{-9}
原子炉格納容器フィルタベ ント系フィルタ装置への放 出割合	希ガス類	約 9.5×10^{-1}	約 9.5×10^{-1}
	よう素類	約 3.0×10^{-2}	約 3.3×10^{-2}
	Cs類	約 1.2×10^{-6}	約 3.2×10^{-4}
	Te類	約 2.4×10^{-7}	約 6.4×10^{-5}
	Ba類	約 9.4×10^{-8}	約 2.6×10^{-5}
	Ru類	約 1.2×10^{-8}	約 3.2×10^{-6}
	La類	約 9.4×10^{-10}	約 2.6×10^{-7}
Ce類	約 2.4×10^{-9}	約 6.4×10^{-7}	

2. 被ばく評価条件の違い

S/C ベント, D/W ベント実施に伴う作業のうち, 原子炉格納容器第一隔離弁開操作については S/C ベント, D/W ベントでアクセスルート及び作業場所に違いがあるため, 被ばく評価における評価点をそれぞれ設定しており, 評価条件に違いがあるが, 大気拡散評価においては S/C ベント, D/W ベントで共通の評価点で代表させている。また, 原子炉格納容器第二隔離弁開操作, ベントの準備, 実施, 継続中, 停止に係るその他作業については S/C ベント, D/W ベントでアクセスルート及び作業場所は同じであり評価条件の違いはない。

(1) 大気拡散条件

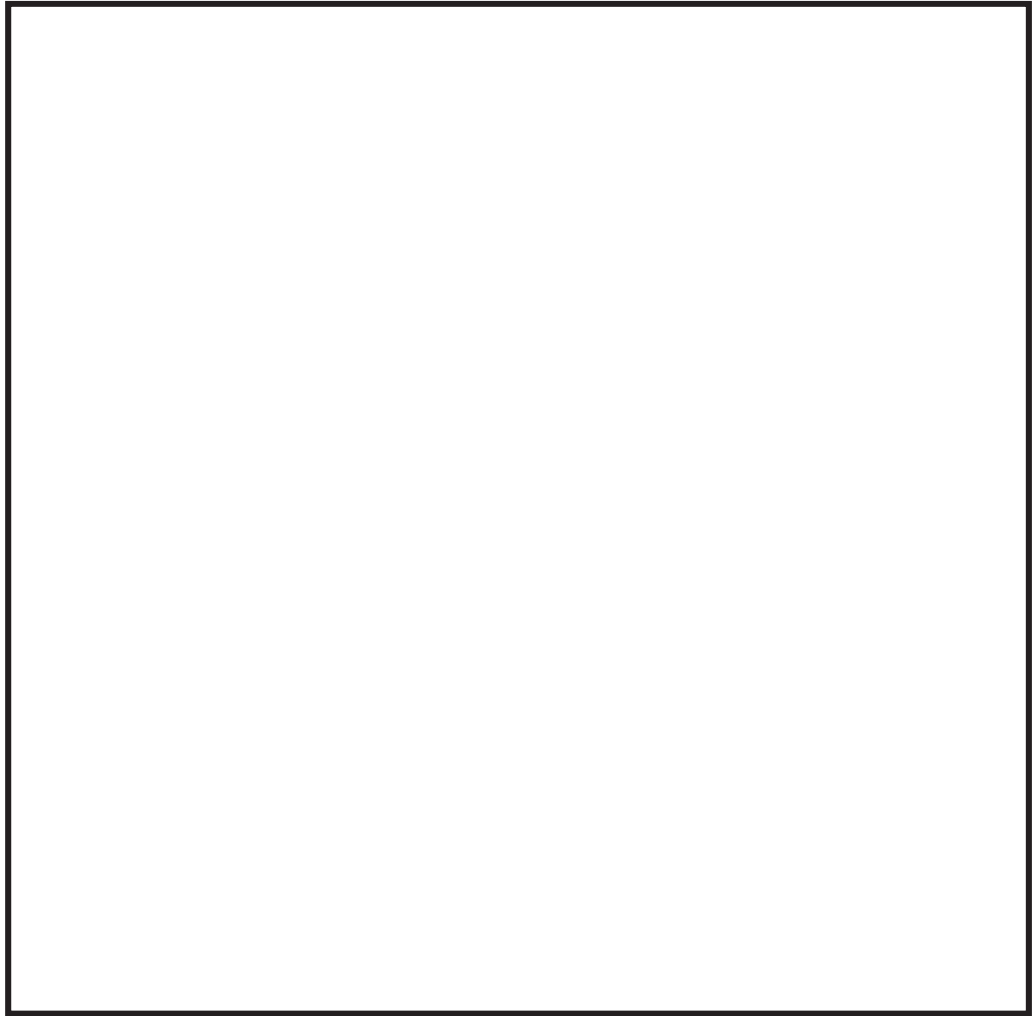
S/C ベント, D/W ベントにおける原子炉格納容器第一隔離弁開操作時の被ばく評価に係る大気拡散評価条件を第 2 表に, 大気拡散評価の評価点を第 1 図に示す。

第 2 表 大気拡散評価

項目			評価条件		備考
			S/C	D/W	
原子炉格納容器第一隔離弁開操作	移動時	原子炉格納容器 フィルタベント系 排気管	χ / Q (s/m^3)	約 9.5×10^{-4}	約 9.5×10^{-4}
			D/Q (Gy/Bq)	約 6.7×10^{-18}	約 6.7×10^{-18}
		原子炉建屋 ブローアウトパネル (原子炉建屋漏えい)	χ / Q (s/m^3)	約 1.9×10^{-3}	約 1.9×10^{-3}
			D/Q (Gy/Bq)	約 7.0×10^{-18}	約 7.0×10^{-18}
		排気筒	χ / Q (s/m^3)	約 2.9×10^{-6}	約 2.9×10^{-6}
			D/Q (Gy/Bq)	約 1.2×10^{-19}	約 1.2×10^{-19}
	作業時	原子炉格納容器 フィルタベント系 排気管	χ / Q (s/m^3)	約 9.5×10^{-4}	約 9.5×10^{-4}
			D/Q (Gy/Bq)	約 6.7×10^{-18}	約 6.7×10^{-18}
		原子炉建屋 ブローアウトパネル (原子炉建屋漏えい)	χ / Q (s/m^3)	約 1.9×10^{-3}	約 1.9×10^{-3}
			D/Q (Gy/Bq)	約 7.0×10^{-18}	約 7.0×10^{-18}
		排気筒	χ / Q (s/m^3)	約 2.9×10^{-6}	約 2.9×10^{-6}
			D/Q (Gy/Bq)	約 1.2×10^{-19}	約 1.2×10^{-19}

屋内作業場所への移動経路は全て原子炉建屋内であるため, 移動中の被ばくは屋内作業場所における評価で代表させる。

注記* : 原子炉格納容器第二隔離弁開操作については S/C ベント及び D/W ベントで作業場所は同じであり条件の違いはない。



第 1 図 大気拡散評価の評価点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系配管からの直接ガンマ線の遮蔽条件

S/C ベント，D/W ベントにおける原子炉格納容器第一隔離弁開操作時の原子炉格納容器フィルタベント系配管からの直接ガンマ線の評価点における遮蔽厚さ，配管からの距離の違いを第3表に，原子炉格納容器第一隔離弁開操作時の評価点を第2図及び第3図に示す。

第3表 遮蔽条件の違い*1

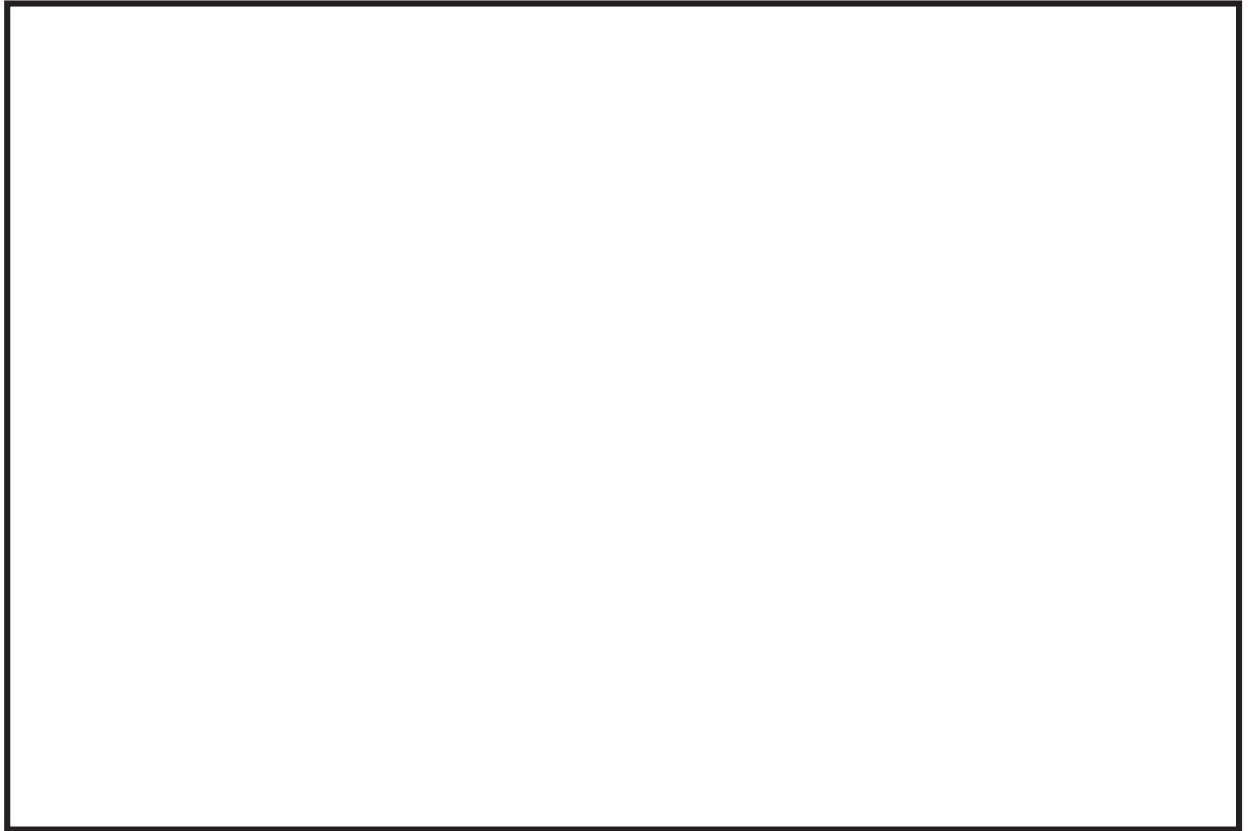
項目		配管位置	配管向き	遮蔽厚さ及び距離 (cm)	備考
遮蔽厚さ	S/Cベント	地下一階	上下方向	□ *2	移動時における評価条件は作業時と同じとする。 遮蔽厚は作業場所における最小厚さを設定する。
		地上一階	南北方向	□ *3	
		地上一階	東西方向		
		地上一階	上下方向		
	D/Wベント	地上一階	南北方向	□ *2	
		地上一階	東西方向		
		地上一階	上下方向		
		地上二階	南北方向		
地上二階		東西方向			
配管中心から評価点までの距離	S/Cベント	地下一階	上下方向	270	
		地上一階	南北方向	880	
		地上一階	東西方向	270	
		地上一階	上下方向	270	
	D/Wベント	地上一階	南北方向	880	
		地上一階	東西方向	270	
		地上一階	上下方向	270	
		地上二階	南北方向	180	
		地上二階	東西方向	180	

注記*1：原子炉格納容器第二隔離弁開操作についてはS/C及びD/Wで作業場所
は同じであり条件の違いはない。

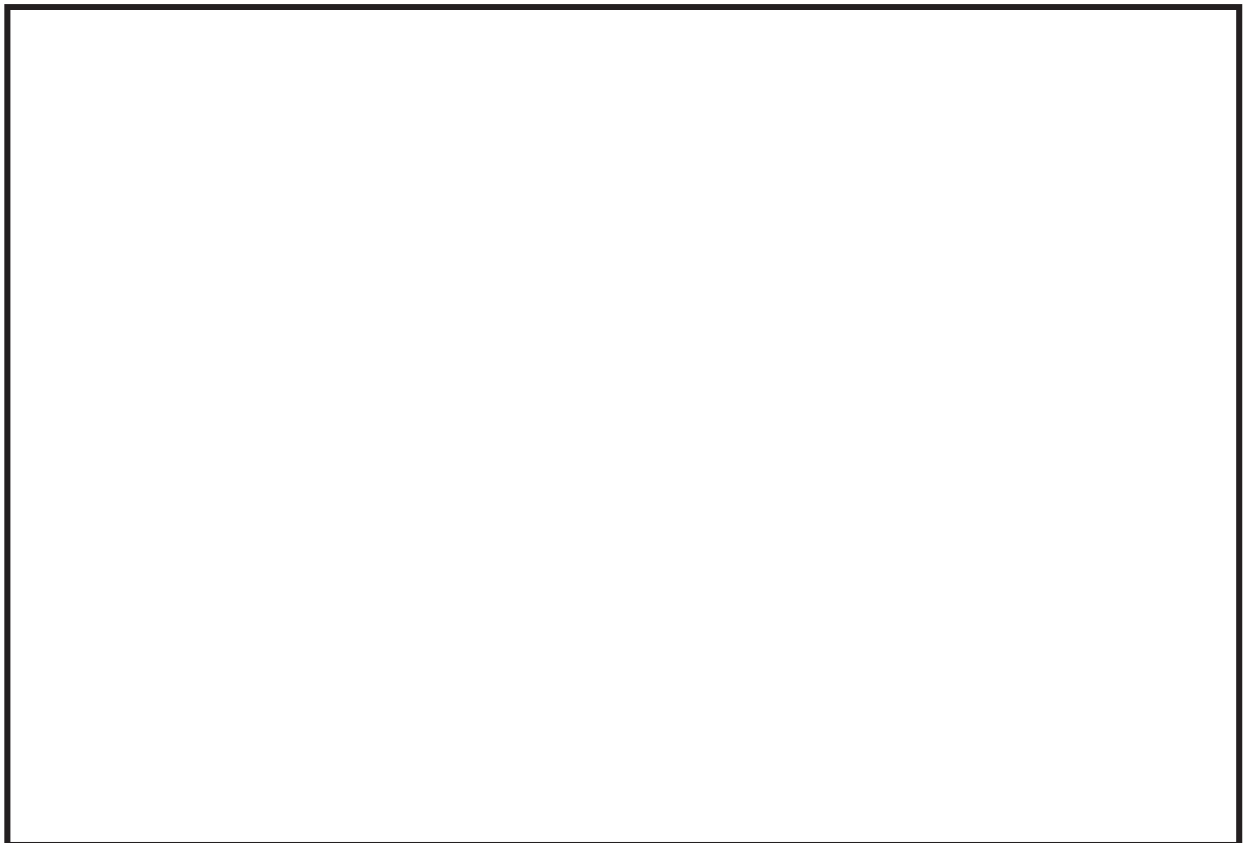
*2：原子炉建屋原子炉棟躯体一枚に対してマイナス側許容差を考慮

*3：原子炉建屋原子炉棟躯体二枚に対してマイナス側許容差を考慮

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 2 図 原子炉格納容器第一隔離弁開操作（S/C）の評価点



第 3 図 原子炉格納容器第一隔離弁開操作（D/W）の評価点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 被ばく評価結果の違い

S/C ベント, D/W ベントにおける原子炉格納容器第一隔離弁開操作時の被ばく評価結果の違いを第4表に示す。

第4表 被ばく評価結果の違い

(単位: mSv/h)

被ばく経路	原子炉格納容器第一隔離弁 (サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁)		
	作業時	屋内移動時 (中央制御室⇒作業場所)	屋内移動時 (作業場所⇒中央制御室)
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 6.6×10^{-6}	約 2.0×10^{-3}	約 6.6×10^{-6}
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく	約 2.9×10^{-6}	約 1.4×10^{-10}
	内部被ばく	屋内に流入する放射性物質の影響に包絡される	
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による被ばく	約 3.3×10^{-5}	約 3.0×10^{-5}	約 3.3×10^{-5}
外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばく	外部被ばく	約 4.6×10^1	約 3.1×10^{-4}
	内部被ばく*	0	0
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 3.9×10^{-10}	ベント実施前の作業のため対象外	約 3.9×10^{-10}
原子炉格納容器フィルタベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 1.1×10^{-4}		約 1.1×10^{-4}
作業線量率	約 4.6×10^1	約 2.3×10^{-3}	約 1.4×10^2
作業時間及び移動時間	84分	6分	6分
作業員の実効線量 (作業時及び移動時)	約 6.5×10^1 mSv	約 2.3×10^{-4} mSv	約 1.4×10^1 mSv
作業員の実効線量 (合計)	約 7.8×10^1 mSv		

注記*: 自給式呼吸器の使用により内部被ばくはないものとする。

(単位: mSv/h)

被ばく経路	原子炉格納容器第一隔離弁 (ドライウエルベント用出口隔離弁)		
	作業時	屋内移動時 (中央制御室⇒作業場所)	屋内移動時 (作業場所⇒中央制御室)
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 6.7×10^{-6}	約 2.0×10^{-3}	約 6.7×10^{-6}
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく	約 2.2×10^{-2}	約 1.5×10^{-6}
	内部被ばく	屋内に流入する放射性物質の影響に包絡される	
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による被ばく	約 3.3×10^{-5}	約 3.0×10^{-5}	約 3.3×10^{-5}
外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばく	外部被ばく	約 4.2×10^1	約 3.1×10^{-4}
	内部被ばく*	0	0
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 6.1×10^{-7}	ベント実施前の作業のため対象外	約 6.1×10^{-7}
原子炉格納容器フィルタベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 3.4×10^{-2}		約 3.4×10^{-2}
作業線量率	約 4.2×10^1	約 2.3×10^{-3}	約 1.2×10^2
作業時間及び移動時間	84分	6分	6分
作業員の実効線量 (作業時及び移動時)	約 5.9×10^1 mSv	約 2.3×10^{-4} mSv	約 1.2×10^1 mSv
作業員の実効線量 (合計)	約 7.1×10^1 mSv		

注記*: 自給式呼吸器の使用により内部被ばくはないものとする。

ベント実施に伴う現場作業の作業員の被ばく評価について

重大事故等時に原子炉格納容器フィルタベント系を使用した場合において、屋内外作業の作業員の実効線量が緊急作業時の線量限度である 100mSv 以下となることを以下のとおり確認した。

1. 可搬型窒素ガス供給装置の準備及び窒素供給操作の作業員の被ばく評価

可搬型窒素ガス供給装置の準備及び窒素供給操作における作業員の被ばく評価を以下のとおり行った。

(1) 評価条件

a. 放出量評価条件

想定事象としては、ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価と同様の事故シーケンスにおいて、代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。ベント後に実施する窒素供給操作については、サブプレッションチェンバからのベントを行う場合及びドライウェルからのベントを行う場合のそれぞれについて被ばく評価を行った。また、放出量評価条件及び大気中への放出過程も同様とする。

b. 被ばく評価条件

被ばく経路は、第 1 図及び第 2 図に示すとおりであり、経路ごとに以下に示す評価を行った。

大気中へ放出される放射性物質については、第 1 表及び第 2 表に示すように、ガウスプルームモデルを用いて拡散効果を考慮した外部被ばく及び内部被ばくの評価を行った。

屋内で実施する窒素供給操作に関して、外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばくについては、屋外の放射性物質の濃度と作業場所の放射性物質の濃度を同じとし、外部被ばくについては、第 3 表に示すとおり作業場所の空間体積と等価な半球状とし、半球の中心の線量を評価した。

内部被ばくについては、第 4 表に示す線量換算係数、呼吸率及びマスクの効果を考慮し評価を行った。

大気中に放出され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については、ガウスプルームモデルを用いて拡散効果を考慮して放射性物質濃度を求めた後、第 4 表に示す地表面への沈着速度を考慮し評価を行った。

原子炉格納容器フィルタベント系配管内（ベント時に放射性物質が流入する原子炉格納容器調気系配管及び耐圧強化ベント系配管を含む。）の放射性物質からの直接ガンマ線による被ばく、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の放射

性物質からの直接ガンマ線による被ばく，原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくについては第5表～第7表に示す原子炉建屋壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。フィルタベント系配管及びフィルタ装置の配置を第6図に示す。

c. 評価点

評価点は，第7図に示すとおりであり，可搬型窒素ガス供給装置の準備及び窒素供給操作の作業場所を評価点とする。アクセスルートの評価点は，作業場所と同じ評価点とする。なお，作業及び移動に必要な時間は常に上記の評価点にいるものとし，被ばく線量を評価した。

d. 作業時間

可搬型窒素ガス供給装置の準備作業はベント前の事故発生約19時間後に実施し，窒素供給操作は原子炉格納容器フィルタベント開始10時間後に実施すると想定する。可搬型窒素ガス供給装置の準備は320分間（移動時間（往復）40分：作業時間280分）とする。また，窒素供給操作は21分間（移動時間（往復）12分：作業時間9分）とする。

(2) 評価結果

可搬型窒素ガス供給装置の準備作業における作業員の実効線量は約28mSvである。窒素供給操作について，サブプレッションチェンバからのベントを行う場合の作業員の実効線量は約0.19mSv，ドライウェルからのベントを行う場合の作業員の実効線量は約0.20mSvとなり，作業員の実効線量は緊急作業時の線量限度である100 mSv以下であり，可搬型窒素ガス供給装置の準備及び窒素供給操作を行うことができることを確認した。実効線量の内訳を第8表及び第9表に示す。

2. 水源及び燃料確保の作業員の被ばく評価

水源及び燃料確保作業の被ばく評価を行った。

(1) 評価条件

a. 放出量評価条件

想定事象としては，ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価と同様の事故シーケンスにおいて，代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。また，放出量評価条件及び大気中への放出過程も同様とする。

b. 被ばく評価条件

被ばく経路は，第3図に示すとおりであり，経路ごとに以下に示す評価を行った。

大気中へ放出される放射性物質については，第1表及び第2表に示すガウスプルームモデルを用いて拡散効果を考慮した外部被ばくの評価を行った。

なお，内部被ばくについては，第4表に示す線量換算係数，呼吸率及びマスクの効果を考慮し評価を行った。

大気中に放出され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については、ガウスプルームモデルを用いて拡散効果を考慮して放射性物質濃度を求めた後、第4表に示す地表面への沈着速度を考慮し評価を行った。

原子炉建屋原子炉棟内等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については、第7表に示す原子炉建屋原子炉棟外壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。

c. 評価点

評価点は、第7図に示すとおりであり、水源及び燃料確保の作業場所を評価点とする。アクセスルートの評価点は、作業場所と同じ評価点とする。なお、作業及び移動に必要な時間は常に上記の評価点にいるものとし、被ばく線量を評価した。

d. 作業時間

水源の確保作業は事故発生約3時間40分後から開始し、作業時間は400分（移動時間（往復）40分＋作業時間6時間）とする。燃料の確保作業は事故発生約7時間後から開始し、燃料の給油準備の作業時間は155分（移動時間（往復）40分＋作業時間115分）とし、燃料給油の作業時間は60分（移動時間（往復）20分＋作業時間40分）とする。

(2) 評価結果

水源の確保における作業員の実効線量は約55mSv、燃料の確保における作業員の実効線量は約23mSvとなり、作業員の実効線量は緊急作業時の線量限度である100mSv以下であり、水源及び燃料の確保作業を行うことができることを確認した。実効線量の内訳を第10表及び第11表に示す。

3. フィルタ装置への水及び薬液補給の作業員の被ばく評価

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への水及び薬液の補給作業における作業員の被ばく評価を以下のとおり行った。

(1) 評価条件

a. 放出量評価条件

想定事象としては、ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価と同様の事故シーケンスにおいて、代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定し、サブプレッションチェンバからのベントを行う場合及びドライウェルからのベントを行う場合のそれぞれについて被ばく評価を行った。また、放出量評価条件及び大気中への放出過程も同様とする。

b. 被ばく評価条件

被ばく経路は、第4図に示すとおりであり、経路ごとに以下に示す評価を行った。

大気中へ放出される放射性物質については、第1表及び第2表に示すように、ガウスプルームモデルを用いて拡散効果を考慮して外部被ばくの評価を行った。

なお、内部被ばくについては、第4表に示す線量換算係数、呼吸率及びマスクの効果を考慮し評価を行った。

大気中に放出され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については、ガウスプルームモデルを用いて拡散効果を考慮して放射性物質の濃度を求めた後、第4表に示す地表面への沈着速度を考慮し評価を実施する。

原子炉格納容器フィルタベント系配管内の放射性物質からの直接ガンマ線による被ばく、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の放射性物質からの直接ガンマ線による被ばく、原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくについては第5表～第7表に示す原子炉建屋壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。フィルタベント系配管及びフィルタ装置の配置を第6図に示す。

c. 評価点

評価点は、第7図に示すとおりであり、フィルタ装置への水及び薬液補給の作業場所を評価点とする。アクセスルートの評価点は、作業場所と同じ評価点とする。なお、作業及び移動に必要な時間は常に上記の評価点にいるものとし、被ばく線量を評価した。

d. 作業時間

フィルタ装置への水及び薬液補給はベントで放出された放射線雲の通過を想定して原子炉格納容器フィルタベント開始10時間後に実施すると想定する。フィルタ装置への水及び薬液補給の作業時間は610分（移動時間（往復）40分：作業時間570分）とする。

(2) 評価結果

フィルタ装置への水及び薬液補給について、サプレッションチェンバからのベントを行う場合の作業員の実効線量は約63mSv、ドライウェルからのベントを行う場合の作業員の実効線量は約63mSvとなり、作業員の実効線量は緊急作業時の線量限度である100 mSv以下であり、フィルタ装置への水及び薬液補給作業を行うことができることを確認した。実効線量の内訳を第12表及び第13表に示す。

4. ベント停止に伴う隔離弁閉操作の作業員の被ばく評価

ベント停止に伴う隔離弁閉操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価を以下のとおり行った。

ベント停止に伴う隔離弁閉操作として原子炉格納容器第一隔離弁（S/C ベント用出口隔離弁及びD/W ベント用出口隔離弁）及び原子炉格納容器第二隔離弁（FCVS ベントライン隔離弁(A)/(B)）の閉操作時の被ばく評価を行った。

(1) 評価条件

a. 放出量評価条件

想定事象としては、ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価と同様の事故シーケンスにおいて、代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定し、サプレッションチェンバからのベントを行う場合及びドライウェルからのベントを行う場合のそれぞれについて被ばく評価を行った。また、放出量評価条件及び大気中への放出過程も同様とする。

b. 被ばく評価条件

被ばく経路は、第5図に示すとおりであり、経路ごとに以下に示す評価を行った。

大気中へ放出される放射性物質については、第1表及び第2表に示すガウスプルームモデルを用いて拡散効果を考慮した外部被ばく及び内部被ばくの評価を行った。

外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばくについては、屋外の放射性物質の濃度と作業場所の放射性物質の濃度を同じとし、外部被ばくについては、第3表に示すとおり作業場所の空間体積と等価な半球状とし、半球の中心の線量を評価した。内部被ばくについては、第4表に示す線量換算係数、呼吸率及びマスクの効果を考慮し評価を行った。

大気中に放出され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については、ガウスプルームモデルを用いて拡散効果を考慮して放射性物質の濃度を求めた後、第4表に示す地表面への沈着速度を考慮し評価を行った。

原子炉格納容器フィルタベント系配管内の放射性物質からの直接ガンマ線による被ばく、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の放射性物質からの直接ガンマ線による被ばく、原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からの直接ガンマ線による被ばくについては第5表～第7表に示す原子炉建屋壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。フィルタベント系配管及びフィルタ装置の配置を第6図に示す。

c. 評価点

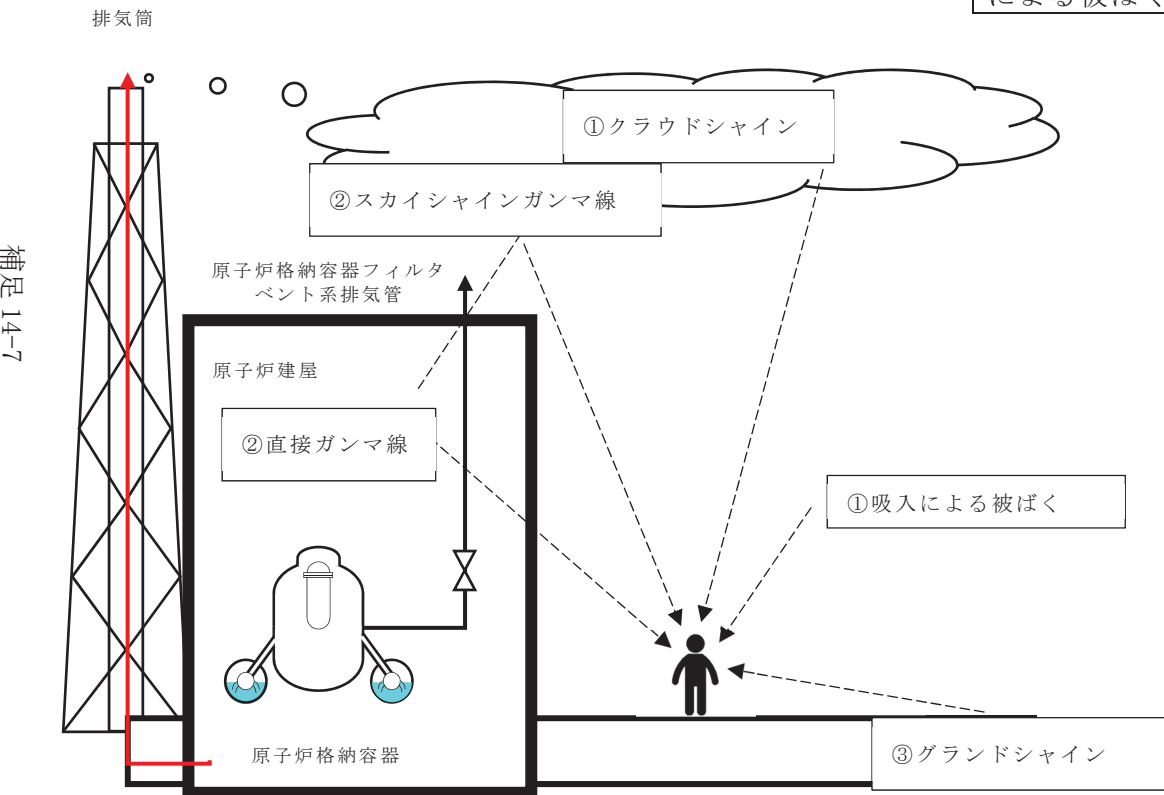
評価点は、第7図に示すとおりであり、ベント停止に伴う隔離弁閉操作の作業場所を評価点とする。アクセスルートの評価点は、作業場所と同じ評価点とする。なお、作業及び移動に必要な時間は常に上記の評価点にいるものとし、被ばく線量を評価した。

d. 作業時間

原子炉格納容器第二隔離弁（FCVS ベントライン隔離弁）の閉操作は、サプレッションチェンバ側及びドライウェル側共通で原子炉格納容器第二隔離弁の作業時間は66分（移動時間（往復）12分＋作業時間54分）とする。また、原子炉格納容器第一隔離弁（S/C ベント用出口隔離弁及びD/W ベント用出口隔離弁）の閉操作は、作業時間は96分（移動時間（往復）12分＋作業時間（原子炉格納容器第一隔離弁作業場所滞在）84分）とする。

(2) 評価結果

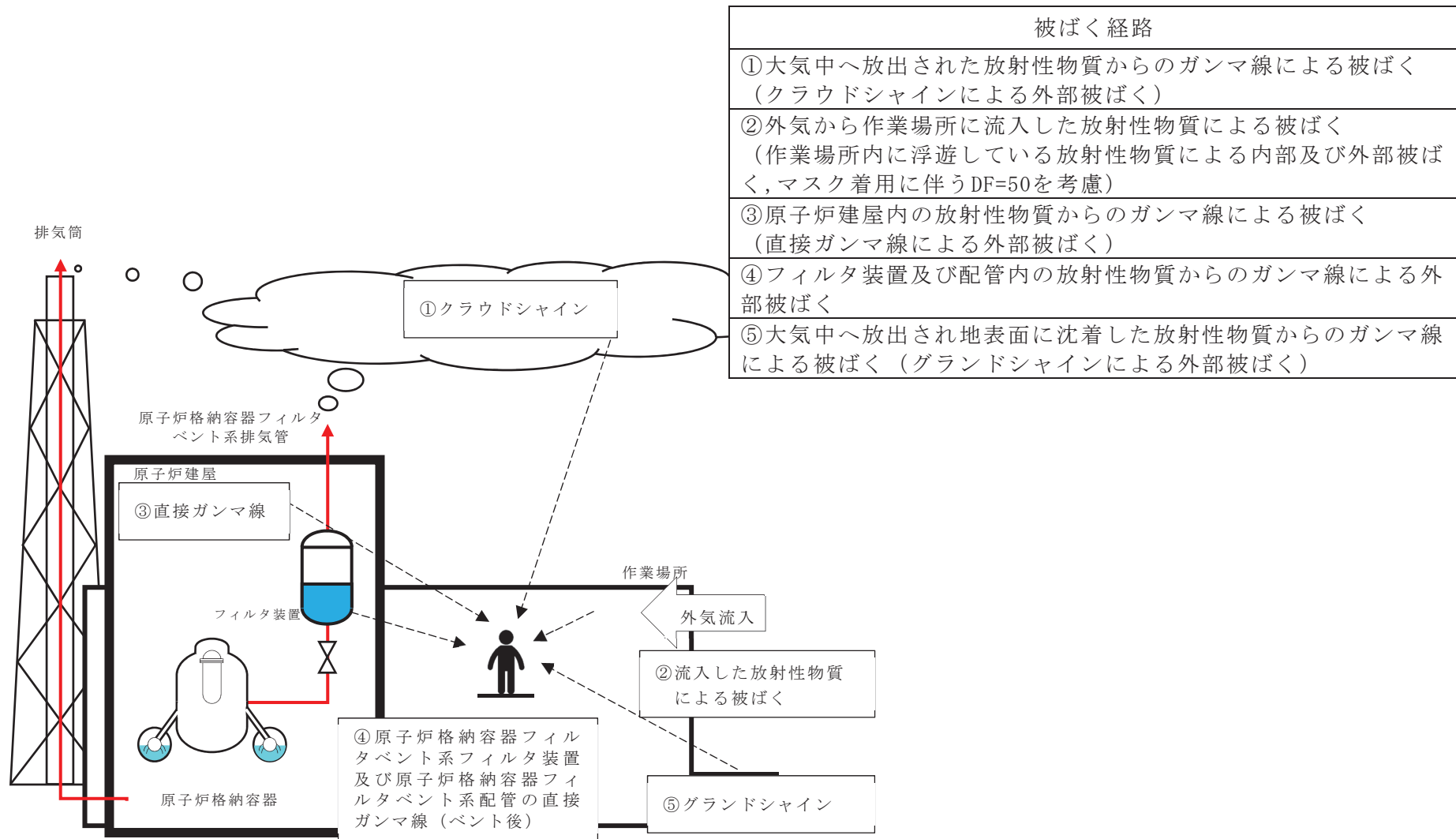
ベント停止に伴う隔離弁閉操作を手動で行う場合について、の作業員の被ばく評価結果は以下に示すとおりであり、サプレッションチェンバからのベントを行う場合の作業員の実効線量は、原子炉格納容器第二隔離弁（FCVS ベントライン隔離弁）の閉操作で約 0.59mSv、原子炉格納容器第一隔離弁（S/C ベント用出口隔離弁）の閉操作で約 0.85mSv となる。また、ドライウエルからのベントを行う場合の作業員の実効線量は、原子炉格納容器第二隔離弁（FCVS ベントライン隔離弁）の閉操作で約 0.62mSv、原子炉格納容器第一隔離弁（D/W ベント用出口隔離弁）の閉操作で約 0.90mSv となり、作業員の実効線量は緊急作業時の線量限度である 100mSv 以下であり、ベント停止に伴う隔離弁閉操作を手動で行うことができることを確認した。実効線量の内訳を第 14 表及び第 15 表に示す。



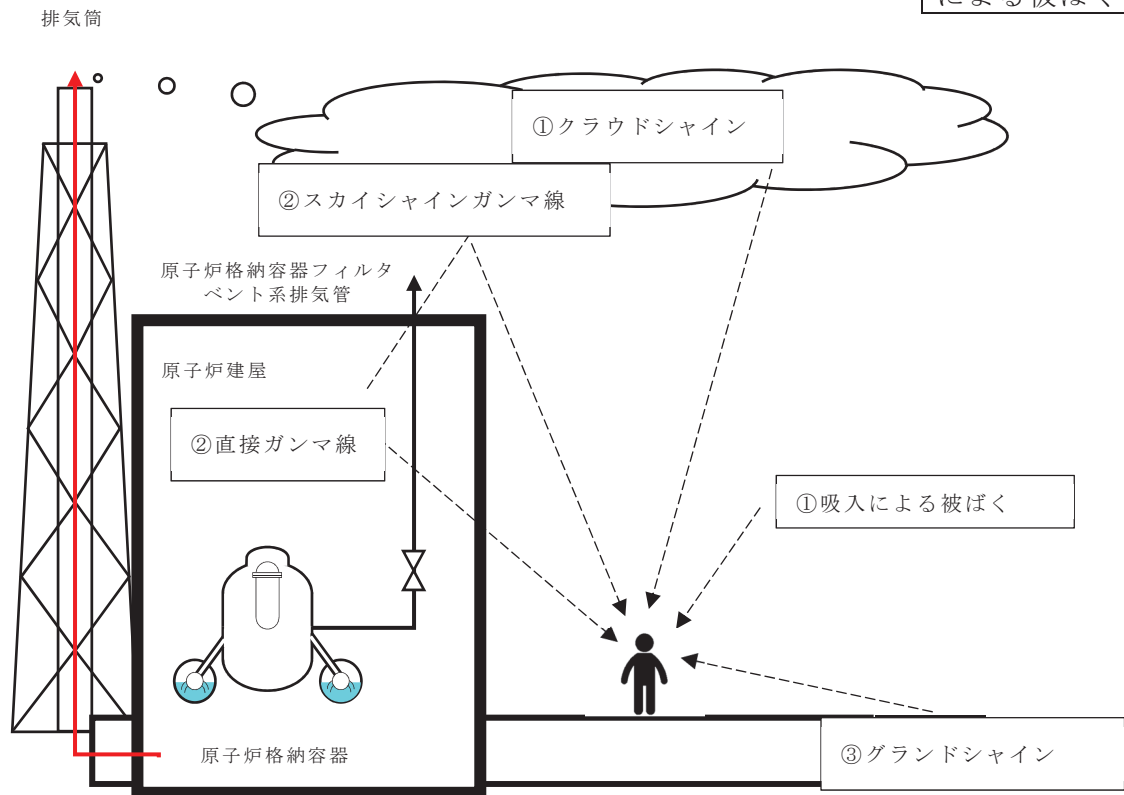
補足 14-7

被ばく経路
①大気中へ放出された放射性物質による被ばく（クラウドシャインによる外部被ばく及び吸入による内部被ばく，マスク着用に伴うDF=50を考慮）
②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（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）
③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による被ばく（グラウンドシャインによる外部被ばく）

第1図 可搬型窒素ガス供給装置の準備に係る作業時の被ばく評価経路イメージ（屋外作業及び屋外移動時）

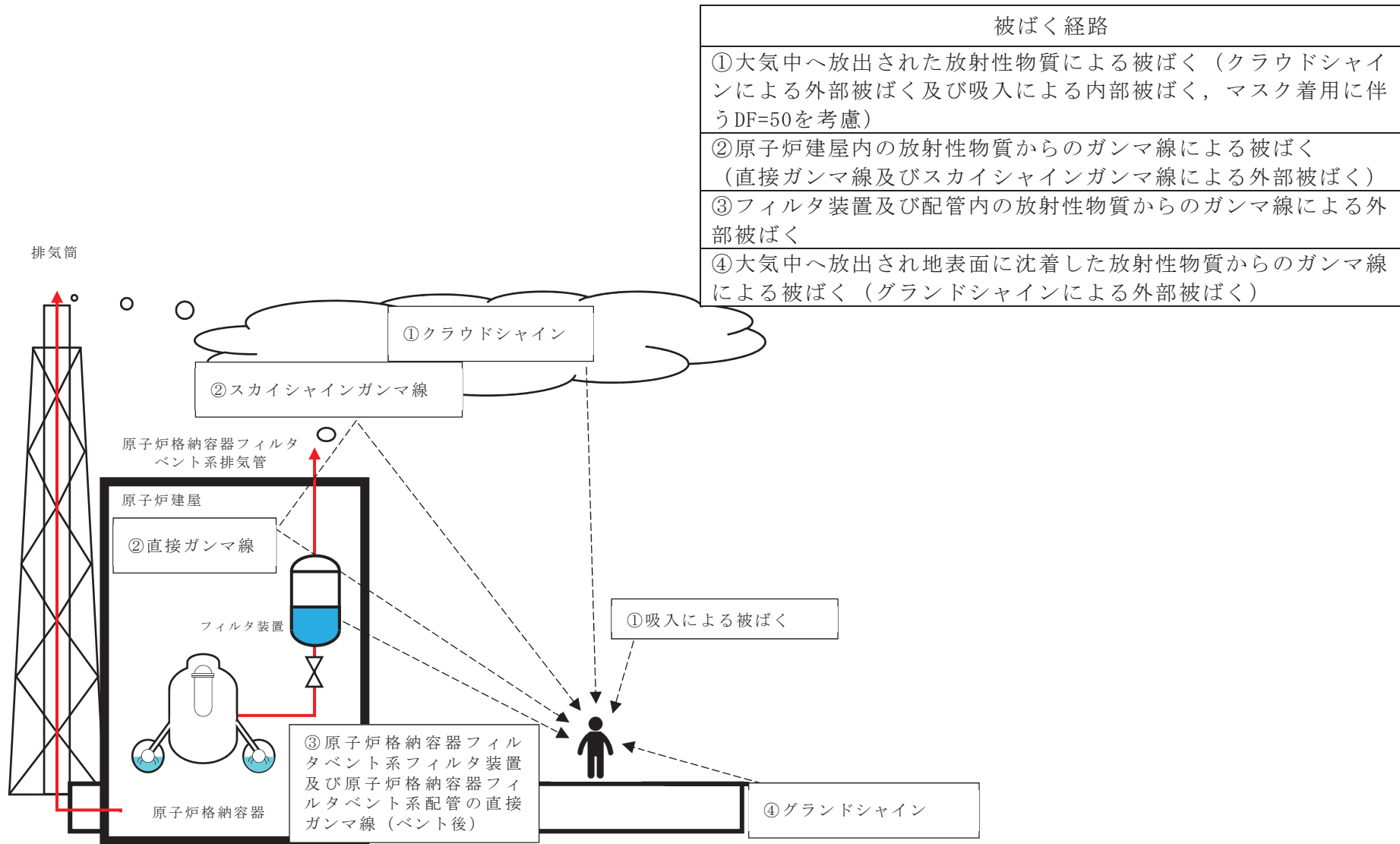


第 2 図 窒素供給操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ (屋内作業及び屋内移動時)

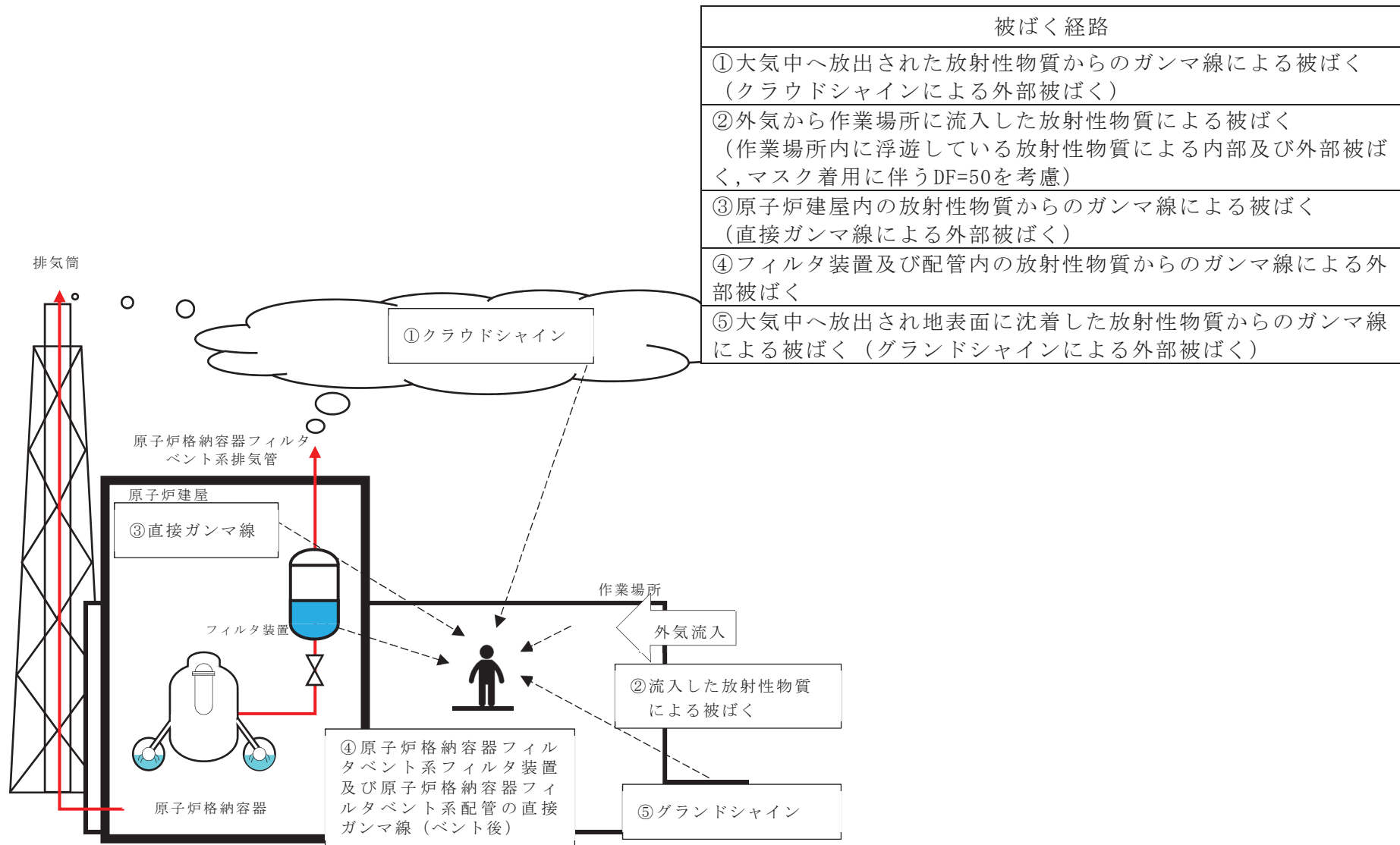


被ばく経路
①大気中へ放出された放射性物質による被ばく（クラウドシャインによる外部被ばく及び吸入による内部被ばく，マスク着用に伴うDF=50を考慮）
②原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
③大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グラウンドシャインによる外部被ばく）

第3図 水源及び燃料確保に係る作業時の被ばく評価経路イメージ（屋外作業及び屋外移動時）



第 4 図 フィルタ装置への水及び薬液補給に係る作業時の被ばく評価経路イメージ（屋外作業及び屋外移動時）

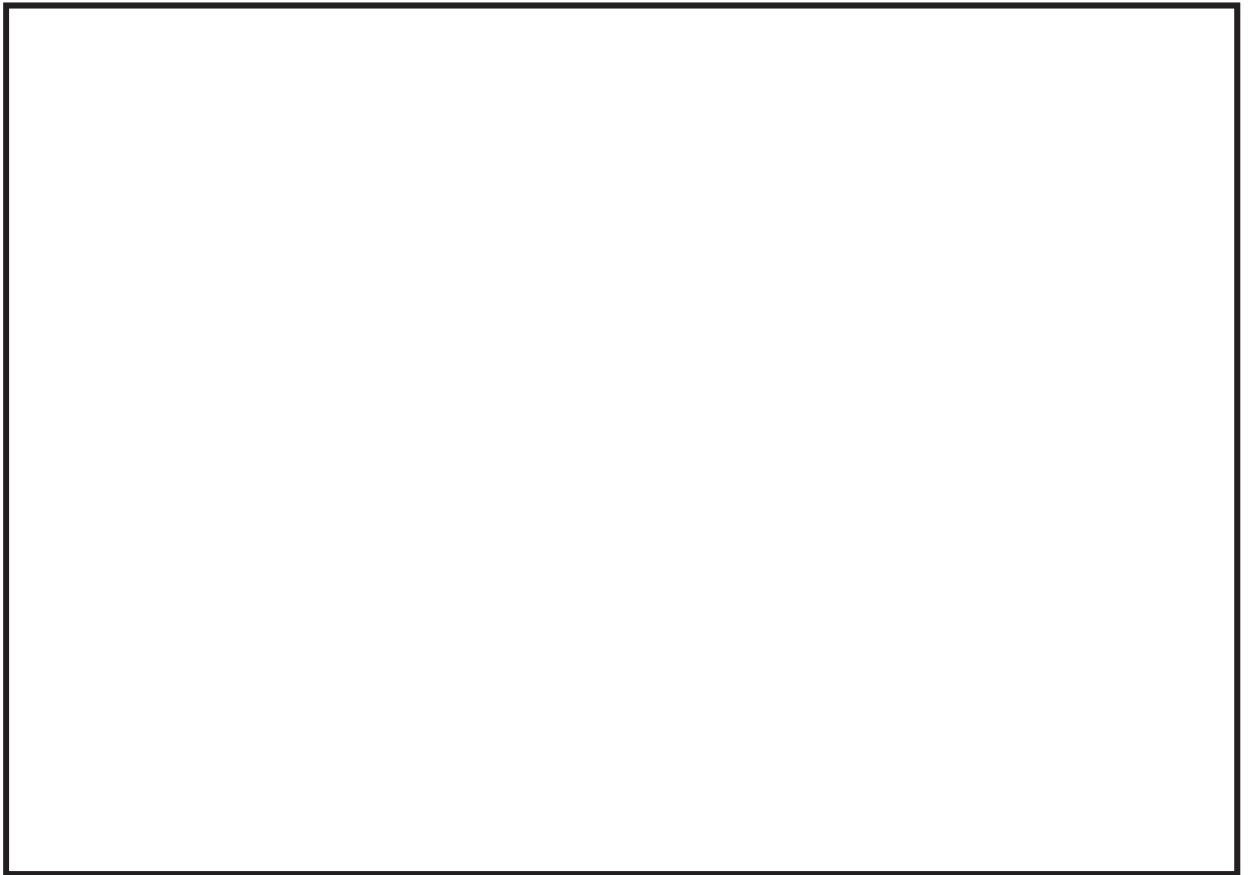


第5図 ベント停止に伴う隔離弁閉操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ (屋内作業及び屋内移動時)



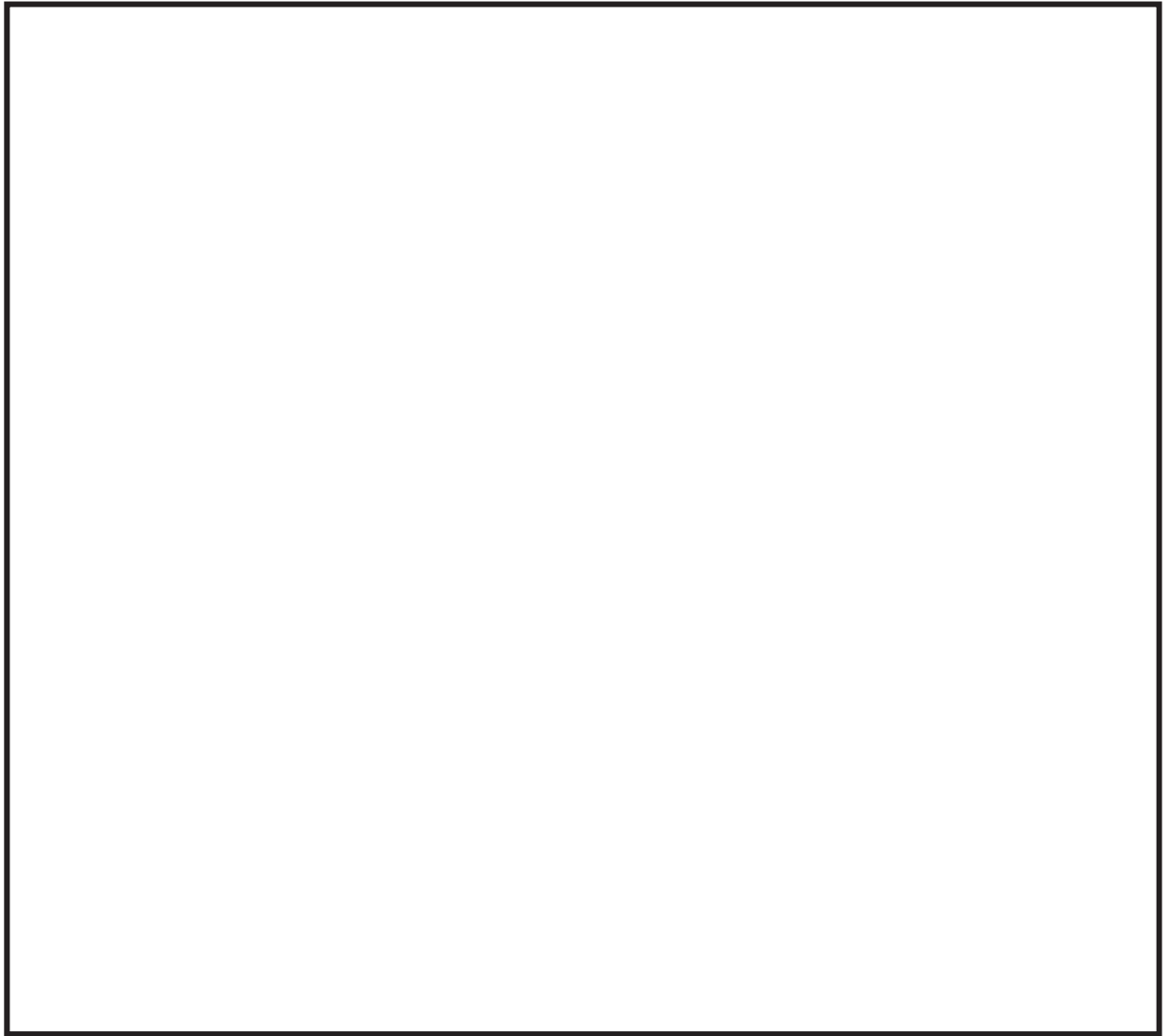
第 6 図 (1) フィルタベント系配管及びフィルタ装置の配置 (原子炉建屋地下一階)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 6 図 (2) フィルタベント系配管及びフィルタ装置の配置 (原子炉建屋地上一階)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第7図 大気中に放出された放射性物質の濃度評価点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第1表 大気拡散評価条件

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針に基づき評価
気象データ	女川原子力発電所における1年間の気象データ(2012年1月～2012年12月) 地上風 : 地上約10m 排気筒風 : 地上71m	原子炉格納容器フィルタベント系排気管及び原子炉建屋からの放出は地上風(地上10m)の気象データを使用。排気筒からの放出は排気筒風(地上71m)の気象データを使用
放出源及び放出源高さ(有効高さ)	原子炉建屋漏えい : 地上0m 原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出 : 地上36m 排気筒からの放出 : 地上90m	原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出は建屋影響を考慮し原子炉建屋屋上からの放出と想定し設定 なお、建屋巻き込みの影響を受けない排気筒の放出源高さは、敷地境界における有効高さを使用
実効放出継続時間	1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定
累積出現頻度	小さい方から97%	気象指針に基づき設定
建屋の影響	原子炉建屋漏えい : 考慮する 原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出 : 考慮する 排気筒からの放出 : 考慮しない	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 排気筒については高さが周囲の建屋の2.5倍以上あるため巻き込みの影響を受けない
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定
大気拡散評価点	第7図参照	屋内移動時の評価点は作業場所と同一とする
着目方位	排気筒 : 1方位 原子炉建屋及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管 : 9方位	排気筒については評価点の方位とし、原子炉建屋漏えい及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管については放出源が評価点に近いことから、180度をカバーする方位を対象とする
建屋影響	2050m ²	原子炉建屋の最小投影断面積を設定
形状係数	0.5	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針に基づき設定

第2表 評価に使用する相対濃度及び相対線量 (1/4)

作業内容		放出源	相対濃度及び相対線量	
可搬型窒素ガス供給装置の準備	屋外移動時 ／ 屋外作業時	原子炉建屋ブローアウトパネル	相対濃度 (s/m ³)	約1.8×10 ⁻³
			相対線量 (Gy/Bq)	約7.0×10 ⁻¹⁸
		排気筒	相対濃度 (s/m ³)	約4.0×10 ⁻⁶
			相対線量 (Gy/Bq)	約1.4×10 ⁻¹⁹
窒素供給操作	屋内移動時 ／ 屋内作業時	原子炉格納容器フィルタベント系排気管	相対濃度 (s/m ³)	約9.7×10 ⁻⁴
			相対線量 (Gy/Bq)	約6.7×10 ⁻¹⁸
		原子炉建屋ブローアウトパネル	相対濃度 (s/m ³)	約1.9×10 ⁻³
			相対線量 (Gy/Bq)	約7.0×10 ⁻¹⁸
		排気筒	相対濃度 (s/m ³)	約2.9×10 ⁻⁶
			相対線量 (Gy/Bq)	約1.2×10 ⁻¹⁹

第2表 評価に使用する相対濃度及び相対線量 (2/4)

作業内容		放出源	相対濃度及び相対線量	
水源確保	屋外移動時 ／ 屋外作業時	原子炉建屋ブロー アウトパネル	相対濃度 (s/m ³)	約1.8×10 ⁻³
			相対線量 (Gy/Bq)	約7.0×10 ⁻¹⁸
		排気筒	相対濃度 (s/m ³)	約4.0×10 ⁻⁶
			相対線量 (Gy/Bq)	約1.4×10 ⁻¹⁹
燃料確保 (給油準備及び 給油作業)	屋外移動時 ／ 屋外作業時	原子炉建屋ブロー アウトパネル	相対濃度 (s/m ³)	約1.8×10 ⁻³
			相対線量 (Gy/Bq)	約7.0×10 ⁻¹⁸
		排気筒	相対濃度 (s/m ³)	約4.0×10 ⁻⁶
			相対線量 (Gy/Bq)	約1.4×10 ⁻¹⁹

第2表 評価に使用する相対濃度及び相対線量 (3/4)

作業内容		放出源	相対濃度及び相対線量	
フィルタ装置 への水及び薬 液補給	屋外移動時 ／ 屋外作業時	原子炉格納容器フィルタ ベント系排気管	相対濃度 (s/m ³)	約 9.7×10^{-4}
			相対線量 (Gy/Bq)	約 6.7×10^{-18}
		原子炉建屋ブロー アウトパネル	相対濃度 (s/m ³)	約 1.8×10^{-3}
			相対線量 (Gy/Bq)	約 7.0×10^{-18}
		排気筒	相対濃度 (s/m ³)	約 4.0×10^{-6}
			相対線量 (Gy/Bq)	約 1.4×10^{-19}

第2表 評価に使用する相対濃度及び相対線量 (4/4)

作業内容		放出源	相対濃度及び相対線量	
原子炉格納容器 第一隔離弁 (S/Cベント用 出口隔離弁) 閉操作	屋内移動時 / 屋内作業時	原子炉格納容器フィルタ ベント系排気管	相対濃度 (s/m ³)	約9.7×10 ⁻⁴
			相対線量 (Gy/Bq)	約6.7×10 ⁻¹⁸
		原子炉建屋ブロー アウトパネル	相対濃度 (s/m ³)	約1.9×10 ⁻³
			相対線量 (Gy/Bq)	約7.0×10 ⁻¹⁸
		排気筒	相対濃度 (s/m ³)	約2.9×10 ⁻⁶
			相対線量 (Gy/Bq)	約1.2×10 ⁻¹⁹
原子炉格納容器 第一隔離弁 (D/Wベント用 出口隔離弁) 閉操作	屋内移動時 / 屋内作業時	原子炉格納容器フィルタ ベント系排気管	相対濃度 (s/m ³)	約9.7×10 ⁻⁴
			相対線量 (Gy/Bq)	約6.7×10 ⁻¹⁸
		原子炉建屋ブロー アウトパネル	相対濃度 (s/m ³)	約1.9×10 ⁻³
			相対線量 (Gy/Bq)	約7.0×10 ⁻¹⁸
		排気筒	相対濃度 (s/m ³)	約2.9×10 ⁻⁶
			相対線量 (Gy/Bq)	約1.2×10 ⁻¹⁹
原子炉格納容器 第二隔離弁 (FCVSベントラ イン隔離弁) 閉操作	屋内移動時 / 屋内作業時	原子炉格納容器フィルタ ベント系排気管	相対濃度 (s/m ³)	約9.7×10 ⁻⁴
			相対線量 (Gy/Bq)	約6.7×10 ⁻¹⁸
		原子炉建屋ブロー アウトパネル	相対濃度 (s/m ³)	約1.9×10 ⁻³
			相対線量 (Gy/Bq)	約7.0×10 ⁻¹⁸
		排気筒	相対濃度 (s/m ³)	約2.9×10 ⁻⁶
			相対線量 (Gy/Bq)	約1.2×10 ⁻¹⁹

第3表 建屋内に流入した放射性物質による外部被ばく評価条件

項目	評価条件	選定理由
評価式	$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot Q_Y \cdot \chi/Q \cdot E_Y \cdot (1 - e^{-\mu \cdot R}) \cdot 3600$ <p>D : 放射線量率 (Sv/h)</p> <p>Q_Y : 大気に放出された放射性物質放出率 (Bq/s) (0.5MeV換算値)</p> <p>E_Y : ガンマ線エネルギー (0.5MeV/dis)</p> <p>μ : 空気に対するガンマ線エネルギー吸収係数 (3.9×10^{-3} /m)</p> <p>R : 作業エリア等の空間体積と等価な半球の半径 (m)</p> $R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_R}{2 \cdot \pi}}$ <p>V_R : 作業エリア等の空間体積 (m³)</p>	—
作業場所等の空間体積 (V _R)	<p><窒素供給操作></p> <p>操作場所 : 1840m³</p> <p>屋内移動アクセスルート : 4760m³</p> <p><サブプレッションチェンバから弁閉操作を行う場合></p> <ul style="list-style-type: none"> ・FCVS ベントライン隔離弁 <p>操作場所 : 1840m³</p> <p>屋内移動アクセスルート : 4760m³</p> ・S/C ベント用出口隔離弁 <p>操作場所 : 1840m³</p> <p>屋内移動アクセスルート : 4760m³</p> <p><ドライウエルから弁閉操作を行う場合></p> <ul style="list-style-type: none"> ・FCVS ベントライン隔離弁 <p>操作場所 : 1840m³</p> <p>屋内移動アクセスルート : 4760m³</p> ・D/W ベント用出口隔離弁 <p>操作場所 : 1840m³</p> <p>屋内移動アクセスルート : 4760m³</p> 	<p>アクセスルートとなる建屋内の区画で最も線量率が高くなる区画の空間体積で設定</p> <p>操作エリアは作業区画の空間体積で設定</p>

第4表 線量換算係数及び呼吸率等

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を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種はICRP Pub. 71, 72に基づく	ICRP Publication 71, 72に基づく
呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定
マスクの除染係数	DF50	性能上期待できる値から設定
地表面への沈着速度	エアロゾル粒子 : 0.4 cm/s 無機よう素 : 0.4 cm/s 有機よう素 : 1.4×10^{-3} cm/s	女川原子力発電所の実気象から求めた沈着速度から保守的に設定

第5表 原子炉格納容器フィルタベント系配管内の放射性物質からの
直接ガンマ線による被ばく

項目		作業場所における評価条件			選定理由	
		配管位置	配管向き*1	遮蔽厚さ(cm)		
窒素供給 操作	地上一階 DG(A)室	地上1階	南北方向		作業エリアにおける 原子炉建屋原子炉棟壁等 を考慮	
		地上1階	東西方向			
		地上1階	上下方向			
		地上2階	南北方向			
		地上2階	東西方向			
フィルタ装置への 水及び薬液補給		屋外	上下方向		屋外配管からの直接線であるため、原子炉建屋原子炉棟壁等を考慮しない	
ベント停止 に伴う 隔離弁閉操作	地上一階 DG(A)室	地上1階	南北方向			作業エリアにおける 原子炉建屋原子炉棟壁等 を考慮 保守的に遮蔽厚さの薄い 地上一階DG(A)室で代表
		地上1階	東西方向			
		地上1階	上下方向			
		地上2階	南北方向			
		地上2階	東西方向			
許容差		評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた値を適用				建築工事標準仕様書JASS5N・同解説(原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会)に基づき設定
コンクリート密度		2.15g/cm ³				建築工事標準仕様書JASS5N・同解説(原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会)に基づき設定

注記*1: 原子炉格納容器フィルタベント系配管は方向毎に評価

*2: 原子炉建屋原子炉棟躯体一枚に対してマイナス側許容差を考慮

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 6 表 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の
放射性物質からの直接ガンマ線による被ばく

評価点		遮蔽厚さ*1 (cm)	選定理由
窒素供給 操作	地上 1 階 DG(A)室		作業エリアにおける 原子炉建屋原子炉棟壁 等を考慮
フィルタ装置への水及び 薬液補給			屋外操作エリアにおけ る原子炉建屋原子炉棟 壁等を考慮
ベント停止 に伴う 隔離弁閉操作	地上 1 階 DG(A)室		作業エリアにおける原 子炉建屋原子炉棟壁等 を考慮 保守的に遮蔽厚さの薄 い地上一階 DG(A)室で 代表

注記*1：評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差
(-5mm) を引いた値を適用

*2：原子炉建屋原子炉棟躯体一枚に対してマイナス側許容差を考慮

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第7表 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からの直接ガンマ線及び
スカイシャインガンマ線による被ばく

項目	評価条件	選定理由
遮蔽厚さ	□ cm ~ □ cm*	原子炉建屋原子炉棟外壁（2次しゃへい壁）の厚さを設定
原子炉建屋原子炉棟内線源強度分布	原子炉建屋原子炉棟内に放出された放射性物質が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定
原子炉建屋原子炉棟のモデル	原子炉建屋原子炉棟の幾何形状をモデル化	原子炉建屋原子炉棟外壁を遮蔽体として考慮
直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価コード	直接ガンマ線評価：QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線評価： ANISN G33-GP2R	現行許認可（添十）に同じ

注記*：評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第8表 可搬型窒素ガス供給装置の準備及び窒素供給操作における被ばく評価
(サブプレッションチェンバからのベントを行う場合)

(単位：mSv/h)

被ばく経路		可搬型窒素ガス供給装置の準備		窒素供給操作	
		準備作業	移動時	作業時	移動時
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		約 3.8×10^{-1}	約 3.8×10^{-1}	約 5.4×10^{-4}	約 5.4×10^{-4}
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく	約 2.3×10^{-2}	約 2.3×10^{-2}	約 2.3×10^{-6}	約 2.3×10^{-6}
	内部被ばく	約 5.3×10^{-3}	約 5.3×10^{-3}	—	—
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による被ばく		約 4.9×10^0	約 4.9×10^0	約 2.0×10^{-5}	約 2.0×10^{-5}
外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばく	外部被ばく	—	—	約 4.0×10^{-2}	約 5.5×10^{-2}
	内部被ばく	—	—	約 2.2×10^{-2}	約 2.2×10^{-2}
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		—	—	約 4.6×10^{-1}	約 4.6×10^{-1}
原子炉格納容器フィルタベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		—	—	約 7.8×10^{-3}	約 7.8×10^{-3}
作業線量率		約 5.3×10^0	約 5.3×10^0	約 5.3×10^{-1}	約 5.5×10^{-1}
作業時間及び移動時間		280分	40分	9分	12分
作業員の実効線量(作業時及び移動時) (mSv)		約 2.5×10^1	約 3.5×10^0	約 8.0×10^{-2}	約 1.1×10^{-1}
作業員の実効線量(合計) (mSv)		約 2.8×10^1		約 1.9×10^{-1}	

注記*：可搬型窒素ガス供給装置の準備はベント前の作業であるため、サブプレッションチェンバからのベント、ドライウェルからのベントの線量は同じである。

第9表 可搬型窒素ガス供給装置の準備及び窒素供給操作における被ばく評価
(ドライウェルからのベントを行う場合)

(単位：mSv/h)

被ばく経路		可搬型窒素ガス供給装置の準備		窒素供給操作	
		準備作業	移動時	作業時	移動時
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		約 3.8×10^{-1}	約 3.8×10^{-1}	約 5.5×10^{-4}	約 5.5×10^{-4}
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく	約 2.3×10^{-2}	約 2.3×10^{-2}	約 4.2×10^{-7}	約 4.2×10^{-7}
	内部被ばく	約 5.3×10^{-3}	約 5.3×10^{-3}	—	—
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による被ばく		約 4.9×10^0	約 4.9×10^0	約 2.2×10^{-5}	約 2.2×10^{-5}
外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばく	外部被ばく	—	—	約 4.4×10^{-4}	約 6.0×10^{-4}
	内部被ばく	—	—	約 8.1×10^{-3}	約 8.1×10^{-3}
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		—	—	約 4.7×10^{-1}	約 4.7×10^{-1}
原子炉格納容器フィルタベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		—	—	約 8.3×10^{-2}	約 8.3×10^{-2}
作業線量率		約 5.3×10^0	約 5.3×10^0	約 5.6×10^{-1}	約 5.6×10^{-1}
作業時間及び移動時間		280分	40分	9分	12分
作業員の実効線量(作業時及び移動時) (mSv)		約 2.5×10^1	約 3.5×10^0	約 8.4×10^{-2}	約 1.2×10^{-1}
作業員の実効線量(合計) (mSv)		約 2.8×10^1		約 2.0×10^{-1}	

注記*：可搬型窒素ガス供給装置の準備はベント前の作業であるため、サプレッションチェンバからのベント、ドライウェルからのベントの線量は同じである。

第10表 水源及び燃料確保における被ばく評価
(サプレッションチェンバからのベントを行う場合)

(単位：mSv/h)

被ばく経路		水源確保				燃料確保	
		作業中		移動中	移動中	給油準備	給油作業
		事故後4h～	事故後7h～	緊急時対策所から 作業場所	作業場所から 緊急時対策所		
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		約 3.8×10^{-1}	約 3.8×10^{-1}	約 3.8×10^{-1}	約 3.8×10^{-1}	約 3.8×10^{-1}	約 3.8×10^{-1}
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく	約 2.0×10^{-2}	約 2.2×10^{-2}	約 2.0×10^{-2}	約 2.3×10^{-2}	約 2.2×10^{-2}	約 2.3×10^{-2}
	内部被ばく	約 3.5×10^{-3}	約 4.4×10^{-3}	約 3.5×10^{-3}	約 5.3×10^{-3}	約 4.4×10^{-3}	約 5.3×10^{-3}
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による被ばく		約 8.9×10^0	約 6.2×10^0	約 1.7×10^1	約 4.9×10^0	約 6.2×10^0	約 4.9×10^0
外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばく	外部被ばく	—	—	—	—	—	—
	内部被ばく	—	—	—	—	—	—
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		—	—	—	—	—	—
原子炉格納容器フィルタベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		—	—	—	—	—	—
作業線量率		約 9.3×10^0	約 6.6×10^0	約 1.7×10^1	約 5.3×10^0	約 6.6×10^0	約 5.3×10^0
作業時間及び移動時間		180分	180分	20分	20分	155分	60分
作業員の実効線量(作業時及び移動時) (mSv)		約 2.8×10^1	約 2.0×10^1	約 5.7×10^0	約 1.8×10^0	約 1.7×10^1	約 5.3×10^0
作業員の実効線量(合計) (mSv)		約 5.5×10^1				約 2.3×10^1	

注記*：水源及び燃料確保はベント前の作業であるため、サプレッションチェンバからのベント、ドライウエルからのベントの線量は同じである。

第11表 水源及び燃料確保における被ばく評価
(ドライウエルからのベントを行う場合)

(単位：mSv/h)

被ばく経路		水源確保				燃料確保	
		作業中		移動中	移動中	給油準備	給油作業
		事故後4h～	事故後7h～	緊急時対策所から 作業場所	作業場所から 緊急時対策所		
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		約 3.8×10^{-1}	約 3.8×10^{-1}	約 3.8×10^{-1}	約 3.8×10^{-1}	約 3.8×10^{-1}	約 3.8×10^{-1}
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく	約 2.0×10^{-2}	約 2.2×10^{-2}	約 2.0×10^{-2}	約 2.3×10^{-2}	約 2.2×10^{-2}	約 2.3×10^{-2}
	内部被ばく	約 3.5×10^{-3}	約 4.4×10^{-3}	約 3.5×10^{-3}	約 5.3×10^{-3}	約 4.4×10^{-3}	約 5.3×10^{-3}
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による被ばく		約 8.9×10^0	約 6.2×10^0	約 1.7×10^1	約 4.9×10^0	約 6.2×10^0	約 4.9×10^0
外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばく	外部被ばく	—	—	—	—	—	—
	内部被ばく	—	—	—	—	—	—
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		—	—	—	—	—	—
原子炉格納容器フィルタベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		—	—	—	—	—	—
作業線量率		約 9.3×10^0	約 6.6×10^0	約 1.7×10^1	約 5.3×10^0	約 6.6×10^0	約 5.3×10^0
作業時間及び移動時間		180分	180分	20分	20分	155分	60分
作業員の実効線量(作業時及び移動時) (mSv)		約 2.8×10^1	約 2.0×10^1	約 5.7×10^0	約 1.8×10^0	約 1.7×10^1	約 5.3×10^0
作業員の実効線量(合計) (mSv)		約 5.5×10^1				約 2.3×10^1	

注記*：水源及び燃料確保はベント前の作業であるため、サプレッションチェンバからのベント，ドライウエルからのベントの線量は同じである。

第12表 フィルタ装置への水及び薬液補給における被ばく評価
 (サプレッションチェンバからのベントを行う場合)

(単位：mSv/h)

被ばく経路	フィルタ装置への水及び薬液補給	
	作業時	移動時
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 4.3×10^{-2}	約 4.3×10^{-2}
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく	約 2.6×10^{-1}
	内部被ばく	約 2.5×10^{-2}
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による被ばく	約 1.4×10^0	約 1.4×10^0
外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばく	外部被ばく	—
	内部被ばく	—
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の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	約 4.5×10^0
原子炉格納容器フィルタベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 7.2×10^{-3}	約 7.2×10^{-3}
作業線量率	約 6.2×10^0	約 6.2×10^0
作業時間及び移動時間	570分	40分
作業員の実効線量(作業時及び移動時) (mSv)	約 5.9×10^1	約 4.1×10^0
作業員の実効線量(合計) (mSv)	約 6.3×10^1	

第13表 フィルタ装置への水及び薬液補給における被ばく評価
 (ドライウェルからのベントを行う場合)

(単位：mSv/h)

被ばく経路	フィルタ装置への水及び薬液補給	
	作業時	移動時
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 4.3×10^{-2}	約 4.3×10^{-2}
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく	約 1.8×10^{-2}
	内部被ばく	約 1.1×10^{-2}
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による被ばく	約 1.5×10^0	約 1.5×10^0
外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばく	外部被ばく	—
	内部被ばく	—
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 4.6×10^0	約 4.6×10^0
原子炉格納容器フィルタベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 3.9×10^{-2}	約 3.9×10^{-2}
作業線量率	約 6.2×10^0	約 6.2×10^0
作業時間及び移動時間	570分	40分
作業員の実効線量(作業時及び移動時) (mSv)	約 5.9×10^1	約 4.1×10^0
作業員の実効線量(合計) (mSv)	約 6.3×10^1	

第 14 表 ベント停止に伴う隔離弁閉操作における被ばく評価
(サプレッションチェンバからのベントを行う場合)

(単位：mSv/h)

被ばく経路		原子炉格納容器第二隔離弁 (FCVSベントライン隔離弁)			原子炉格納容器第一隔離弁 (S/Cベント用出口隔離弁)		
		作業時	屋内移動時 (中央制御室⇒作業場所)	屋内移動時 (作業場所⇒中央制御室)	作業時	屋内移動時 (中央制御室⇒作業場所)	屋内移動時 (作業場所⇒中央制御室)
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		約 5.4×10^{-4}	約 5.4×10^{-4}	約 5.4×10^{-4}	約 5.4×10^{-4}	約 5.4×10^{-4}	約 5.4×10^{-4}
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく	約 2.3×10^{-6}	約 2.3×10^{-6}	約 2.3×10^{-6}	約 2.3×10^{-6}	約 2.3×10^{-6}	約 2.3×10^{-6}
	内部被ばく	—	—	—	—	—	—
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく		約 2.0×10^{-5}	約 2.0×10^{-5}	約 2.0×10^{-5}	約 2.0×10^{-5}	約 2.0×10^{-5}	約 2.0×10^{-5}
外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばく	外部被ばく	約 4.0×10^{-2}	約 5.5×10^{-2}	約 5.5×10^{-2}	約 4.0×10^{-2}	約 5.5×10^{-2}	約 5.5×10^{-2}
	内部被ばく	約 2.2×10^{-2}	約 2.2×10^{-2}	約 2.2×10^{-2}	約 2.2×10^{-2}	約 2.2×10^{-2}	約 2.2×10^{-2}
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		約 4.6×10^{-1}	約 4.6×10^{-1}	約 4.6×10^{-1}	約 4.6×10^{-1}	約 4.6×10^{-1}	約 4.6×10^{-1}
原子炉格納容器フィルタベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		約 7.8×10^{-3}	約 7.8×10^{-3}	約 7.8×10^{-3}	約 7.8×10^{-3}	約 7.8×10^{-3}	約 7.8×10^{-3}
作業線量率		約 5.3×10^{-1}	約 5.5×10^{-1}	約 5.5×10^{-1}	約 5.3×10^{-1}	約 5.5×10^{-1}	約 5.5×10^{-1}
作業時間及び移動時間		54分	6分	6分	84分	6分	6分
作業員の実効線量(作業時及び移動時) (mSv)		約 4.8×10^{-1}	約 5.5×10^{-2}	約 5.5×10^{-2}	約 7.4×10^{-1}	約 5.5×10^{-2}	約 5.5×10^{-2}
作業員の実効線量(合計) (mSv)		約 5.9×10^{-1}			約 8.5×10^{-1}		

第 15 表 ベント停止に伴う隔離弁閉操作における被ばく評価
(ドライウエルからのベントを行う場合)

(単位：mSv/h)

被ばく経路		原子炉格納容器第二隔離弁 (FCVSベントライン隔離弁)			原子炉格納容器第一隔離弁 (D/Wベント用出口隔離弁)		
		作業時	屋内移動時 (中央制御室⇒作業場所)	屋内移動時 (作業場所⇒中央制御室)	作業時	屋内移動時 (中央制御室⇒作業場所)	屋内移動時 (作業場所⇒中央制御室)
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		約 5.5×10^{-4}	約 5.5×10^{-4}	約 5.5×10^{-4}	約 5.5×10^{-4}	約 5.5×10^{-4}	約 5.5×10^{-4}
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく	約 4.2×10^{-7}	約 4.2×10^{-7}	約 4.2×10^{-7}	約 4.2×10^{-7}	約 4.2×10^{-7}	約 4.2×10^{-7}
	内部被ばく	—	—	—	—	—	—
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく		約 2.2×10^{-5}	約 2.2×10^{-5}	約 2.2×10^{-5}	約 2.2×10^{-5}	約 2.2×10^{-5}	約 2.2×10^{-5}
外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばく	外部被ばく	約 4.4×10^{-4}	約 6.0×10^{-4}	約 6.0×10^{-4}	約 4.4×10^{-4}	約 6.0×10^{-4}	約 6.0×10^{-4}
	内部被ばく	約 8.1×10^{-3}	約 8.1×10^{-3}	約 8.1×10^{-3}	約 8.1×10^{-3}	約 8.1×10^{-3}	約 8.1×10^{-3}
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		約 4.7×10^{-1}	約 4.7×10^{-1}	約 4.7×10^{-1}	約 4.7×10^{-1}	約 4.7×10^{-1}	約 4.7×10^{-1}
原子炉格納容器フィルタベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		約 8.3×10^{-2}	約 8.3×10^{-2}	約 8.3×10^{-2}	約 8.3×10^{-2}	約 8.3×10^{-2}	約 8.3×10^{-2}
作業線量率		約 5.6×10^{-1}	約 5.6×10^{-1}	約 5.6×10^{-1}	約 5.6×10^{-1}	約 5.6×10^{-1}	約 5.6×10^{-1}
作業時間及び移動時間		54分	6分	6分	84分	6分	6分
作業員の実効線量(作業時及び移動時) (mSv)		約 5.1×10^{-1}	約 5.6×10^{-2}	約 5.6×10^{-2}	約 7.8×10^{-1}	約 5.6×10^{-2}	約 5.6×10^{-2}
作業員の実効線量(合計) (mSv)		約 6.2×10^{-1}			約 9.0×10^{-1}		

重大事故等時におけるフィルタ装置室の遮蔽の熱除去の評価について

フィルタ装置室のフィルタ装置遮蔽（配管遮蔽含む。）について，重大事故等時の熱除去の評価を行う。熱除去の評価では，伝熱理論に基づいた解析手法により遮蔽体中の温度上昇が最も厳しい箇所において評価する。

1. フィルタ装置室遮蔽壁の入射線量の設定方法

フィルタ装置室遮蔽内の線源機器は，フィルタ装置室のフィルタ装置，フィルタ装置の入口配管であるため，これらに含まれる放射性物質からの直接ガンマ線の合計の入射線量を設定する。線源機器と評価対象の遮蔽は一定の距離があるが，フィルタ装置の入口配管については評価点を保守的に線源機器表面とする。フィルタ装置室のフィルタ装置については評価点を線源機器表面からフィルタ装置室遮蔽までの最短距離とする。

2. 温度上昇の計算方法

遮蔽体は主にコンクリートで構成されており，評価上，コンクリートのみとして評価する。重大事故等時における7日間積算のフィルタ装置室内の線源機器に含まれる放射性物質からの直接ガンマ線の線源に基づく，フィルタ装置遮蔽壁への入射線量は約118kGyであり，当該入射線量からフィルタ装置遮蔽壁表面の7日間積算のガンマ発熱量を求めると，約 $2.6 \times 10^{-1} \text{ kJ/cm}^3$ *1となる。これによる温度上昇は次式で算出する。

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

ΔT	: 温度上昇 (°C)
Q	: 7日間積算のガンマ発熱量 (約 $2.6 \times 10^{-1} \text{ kJ/cm}^3$)
c	: コンクリートの比熱 ($1.05 \text{ kJ/(kg} \cdot \text{°C)}$) *2
ρ	: コンクリートの密度 (2.15 g/cm^3)

これより，フィルタ装置室遮蔽の外側及び内側表面の熱伝達を保守的に断熱状態としても，遮蔽体（コンクリート）の温度上昇は113°Cとなる。

注記*1：入射線量及びコンクリートの密度より算出 ($1.18 \times 10^5 \text{ (J/kg)} \times 2.15 \text{ (g/cm}^3)$)

*2：2007年制定 コンクリート標準示方書【設計編】，土木学会

3. 温度上昇のまとめ

フィルタ装置室のコンクリート遮蔽体表面でのガンマ線による温度上昇は113℃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℃／周辺最高温度149℃）以下であることを確認した。