

補足-270-4 【原子炉格納施設の設計条件に関する説明書に係る補足説明資料（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	コンクリート密度の根拠について	補足12-1
補足13	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評価モデルについて	補足13-1
補足14	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14-1
補足15	ベント実施に伴う屋外作業の作業員の被ばく評価について	補足15-1
補足16	重大事故等時における格納容器圧力逃がし装置格納槽の遮蔽の熱除去の評価について	補足16-1

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最高使用圧力である310 kPa [gage] (1 Pd) 以下の場合と最高使用圧力を超過した後の場合の2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最高使用圧力以下の場合

原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合、設計漏えい率 (0.9 Pdで0.5 %/日) を基に算出した等価漏えい面積 (約 $3 \times 10^{-6}$  m<sup>2</sup>) を設定し、MAAP内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

(2) 原子炉格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合

原子炉格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合、2 Pdで漏えい率1.3 %/日となる等価漏えい面積 (約 $7 \times 10^{-5}$  m<sup>2</sup>) を設定し、(1)と同様にMAAP内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

2 Pdにおける漏えい率1.3 %/日は、以下のAECの評価式、GEの評価式及び定常流の式によって評価した漏えい率の結果を包絡する値として設定した。これらの式は、設計基準事故の原子炉冷却材喪失時の評価において原子炉格納容器漏えい率の評価に用いている理論式<sup>\*1</sup>である。原子炉格納容器圧力620kPa [gage] (2 Pd) 及び原子炉格納容器雰囲気温度200 °Cまでは、事故後7日間に渡り、原子炉格納容器本体並びに開口部及び貫通部の健全性が確保されていることを確認している。

なお、以下のとおり、AECの評価式、GEの評価式及び定常流の式によって評価した結果、最大の原子炉格納容器漏えい率となるAECの評価式によって算出した約1.28 %/日 (原子炉格納容器圧力2 Pd及び原子炉格納容器雰囲気温度200 °C時点) を包絡する設定として、2 Pdで漏えい率1.3 %/日となる等価漏えい面積を設定している。

○AECの評価式

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

L	: 事故時の原子炉格納容器漏えい率 (2 Pd)	【約1.28 %/日】
L <sub>0</sub>	: 設計漏えい率 (0.9 Pd)	【0.5 %/日】
P <sub>t</sub>	: 事故時の原子炉格納容器内圧力 (2 Pd)	【721.325 kPa [abs]】
P <sub>d</sub>	: 設計圧力 (0.9 Pd)	【380.325 kPa [abs]】
P <sub>a</sub>	: 原子炉格納容器外の圧力 (大気圧)	【101.325 kPa [abs]】
R <sub>t</sub>	: 事故時の気体定数 <sup>*2</sup>	【523.7 J/Kg・K】
R <sub>d</sub>	: 空気の気体定数	【287 J/Kg・K】
T <sub>t</sub>	: 事故時の原子炉格納容器雰囲気温度 (200 °C)	【473.15 K】
T <sub>d</sub>	: 原子炉格納容器雰囲気温度 (20 °C) <sup>*3</sup>	【293.15 K】

○GEの評価式 (General Electric社の漏えいモデル式)

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

L	: 事故時の原子炉格納容器漏えい率 (2 Pd)	【約0.51 %/日】
L <sub>0</sub>	: 設計漏えい率 (0.9 Pd)	【0.5 %/日】
P <sub>t</sub>	: 事故時の原子炉格納容器内圧力 (2 Pd)	【721.325 kPa [abs]】
P <sub>d</sub>	: 設計圧力 (0.9 Pd)	【380.325 kPa [abs]】
P <sub>a</sub>	: 原子炉格納容器外の圧力 (大気圧)	【101.325 kPa [abs]】

○定常流の式

$$L = L_0 \sqrt{\frac{\rho_d(P_t - P_a)}{\rho_t(P_d - P_a)}}$$

L	: 事故時の原子炉格納容器漏えい率 (2 Pd)	【約0.93 %/日】
L <sub>0</sub>	: 設計漏えい率 (0.9 Pd)	【0.5 %/日】
ρ <sub>t</sub>	: 事故時の原子炉格納容器内気体の平均密度 <sup>※4</sup>	【2.9 kg/m <sup>3</sup> 】
ρ <sub>d</sub>	: 設計温度・圧力における原子炉格納容器内気体の平均密度 <sup>※5</sup>	【4.5 kg/m <sup>3</sup> 】
P <sub>t</sub>	: 事故時の原子炉格納容器内圧力 (2 Pd)	【721.325 kPa [abs]】
P <sub>d</sub>	: 設計圧力 (0.9 Pd)	【380.325 kPa [abs]】
P <sub>a</sub>	: 原子炉格納容器外の圧力 (大気圧)	【101.325 kPa [abs]】

※1 「沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について (平成16年1月)」 (株式会社日立製作所)

※2 事故時の気体定数R<sub>t</sub>は、以下の式により算出した。

$$R_t \text{ [J/kg}\cdot\text{K]} = \text{モル気体定数約}8.314 \text{ [J/K}\cdot\text{mol]} \text{ / 平均分子量M [kg/mol]}$$

AECの評価式より、事故時の気体定数が大きくなるほど漏えい率は高くなる。また、上記計算式より、事故時の気体定数は、平均分子量が小さくなるほど大きくなる。事故時の原子炉格納容器内は水素、窒素及び水蒸気で構成されるため、分子量の小さい水素の割合が増加するほど平均分子量は小さくなり、結果として事故時の気体定数は大きくなる。平均分子量の設定に当たり、水素、窒素及び水蒸気のガス組成を34 % : 33 % : 33 %とし、水素の割合 (34 %) は、有効性評価 (「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 」) における水素発生量 (約700 kg (内訳: ジルコニウム-水反応 約325 kg, アルミニウム/亜鉛の反応 約246 kg, 水の放射線分解 約115 kg)) を包含した値であることから、保守的な設定であると考え。

※3 原子炉格納容器の設計漏えい試験における通常時の試験温度の代表として設定した。

※4 事故時の原子炉格納容器内気体の平均密度ρ<sub>t</sub>は、以下の式により算出した。

$$\rho_t \text{ [kg/m}^3\text{]} = \text{平均分子量M [kg/mol]} \times \text{物質質量n [mol]} \text{ / 原子炉格納容器体積V [m}^3\text{]}$$

定常流の式より、事故時の原子炉格納容器内気体の平均密度が小さくなるほど漏えい率は大

きくなる。また、上記計算式より、事故時の原子炉格納容器内気体の平均密度は、平均分子量が小さくなるほど小さくなる。平均分子量は※2と同じであり、保守的な設定であると考えられる。

※5 原子炉格納容器内気体の平均密度  $\rho_d$  は、以下の式により算出した。

$$\rho_d [\text{kg/m}^3] = 1.205 [\text{kg/m}^3] \times (P_d [\text{Pa}] / P_a [\text{Pa}])$$

1.205 [kg/m<sup>3</sup>] : 乾燥空気密度 (20℃)

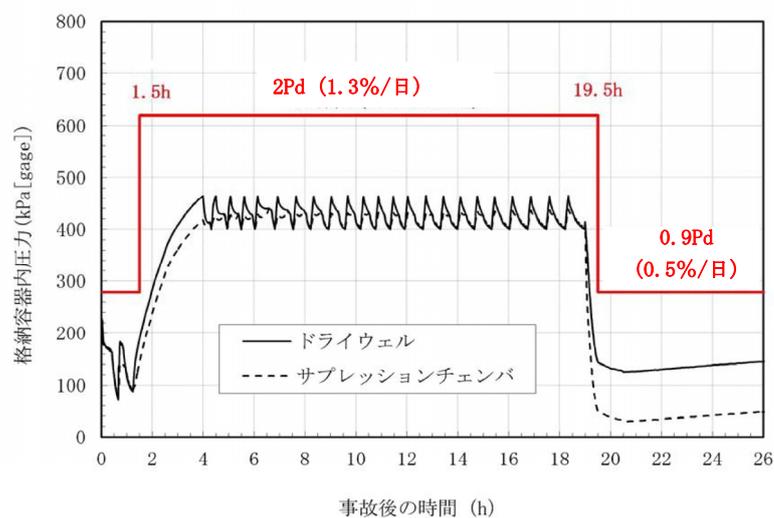
### (3) 無機よう素及び有機よう素の原子炉格納容器漏えい率

#### (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、0.9 Pd以下で0.5 %/日、0.9 Pd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考えられる。



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ーを考慮している。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。

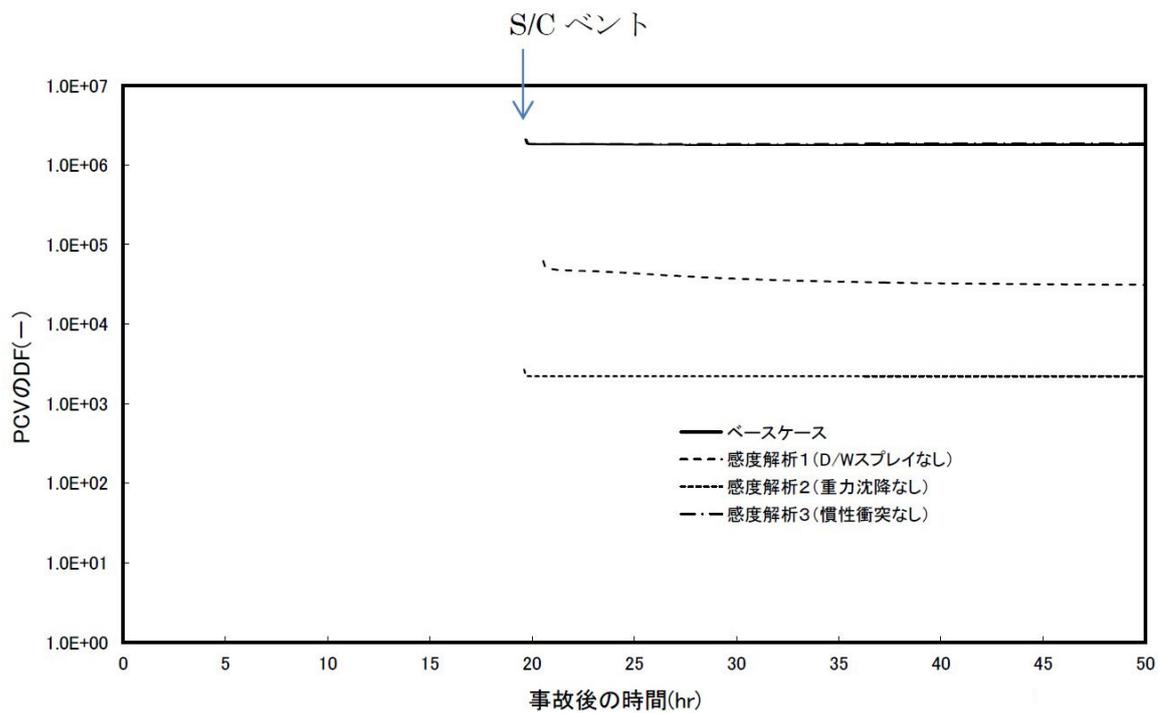
エアロゾルのプール水によるスクラビング現象による除去効果の取り扱いに関しては、スクラビングによる除染係数(D F)を設定し、エアロゾル除去効果が計算される。D Fの値は、クエンチャ、垂直ベント、水平ベントの3つの種類のスクラビング機器に対し、詳細コード SUPRA<sup>[9]</sup>を用いて、圧力、プール水深、キャリアガス中の水蒸気質量割合、プール水のサブクール度及びエアロゾル粒子径をパラメータとして評価した結果を内蔵しており、これらのデータから求める。

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（ $10^6$ オーダー）との比較から、重力沈降のDFは $10^3$ 程度、ドライウェルスプレイのDFは $10 \sim 10^2$ 程度であることがわかる。これより、重力沈降及びドライウェルスプレイ両方によるDFは $10^4 \sim 10^5$ 程度となるため、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及びドライウェルスプレイ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

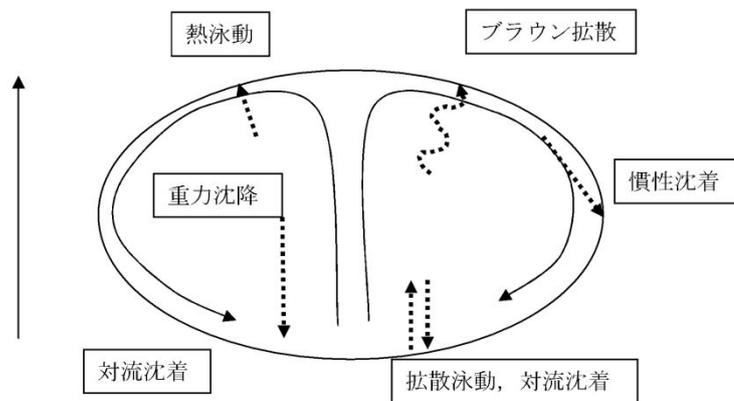
(a) スクラビング効果について

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) MAA P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<sup>\*1</sup>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   $\mu\text{m}$  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   $\mu\text{m}$  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   $\text{g}/\text{cm}^3$ ）、SUPRAコード：CsOH（密度   $\text{g}/\text{cm}^3$ ））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<sup>\*2</sup>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。

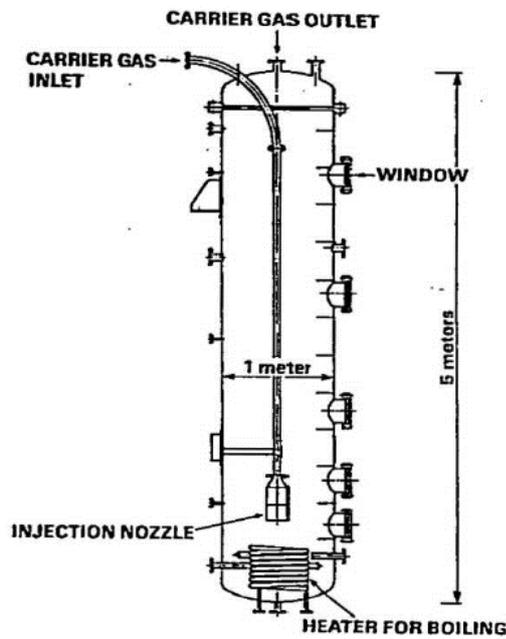
※1 共同研究報告書「放射能放出低減装置に関する開発研究」（PHASE 2）最終報告書

平成5年3月

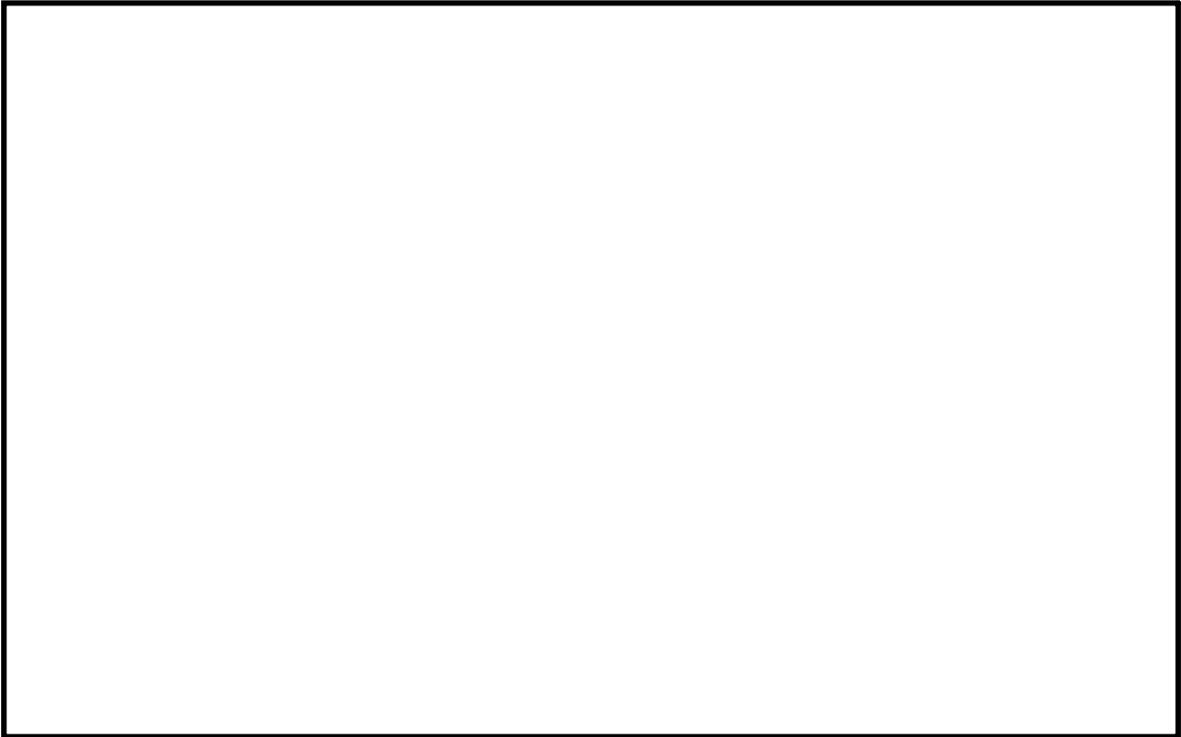
※2 実験ではL A T E X粒子を用いているため、その粒径は [ ] となる。一方、S U P R AコードではC s O Hの粒径を基にしているため、粒径に粒子密度 [ ] (g/cm<sup>3</sup>) の平方根を乗じることにより [ ] に換算する。

第1表 試験条件

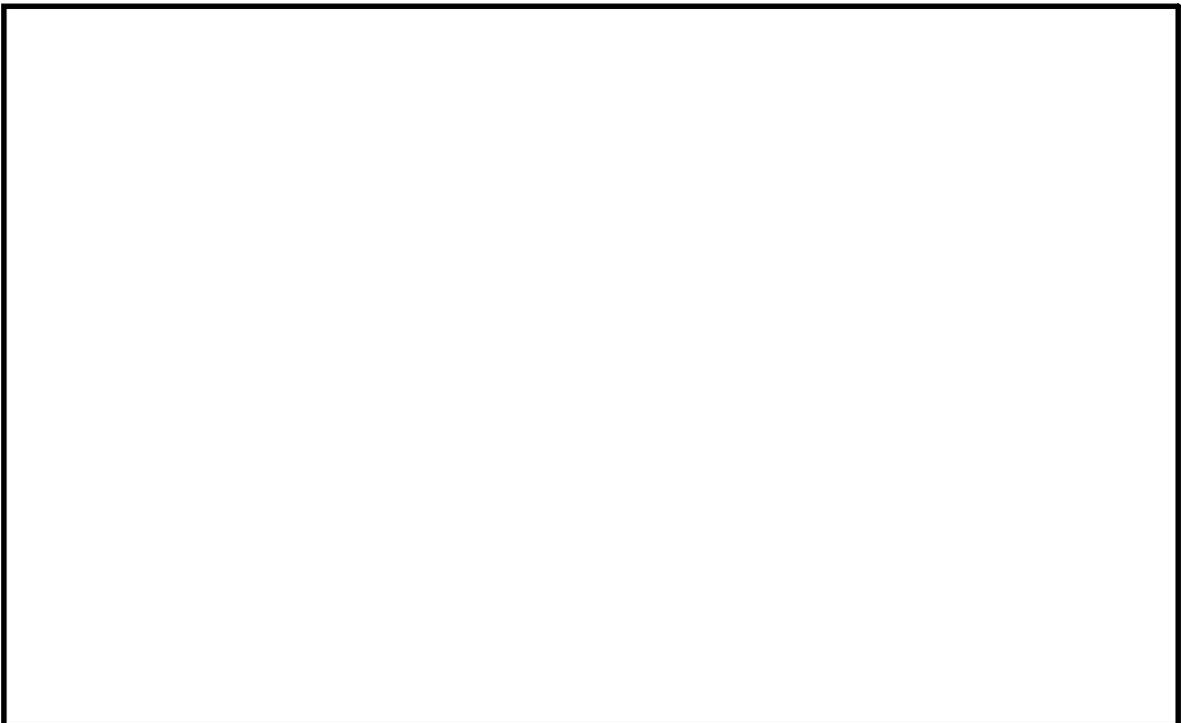
Parameter		Standard Value	Range
Geometric property	injection nozzle diameter (cm)	15	1~15
	scrubbing depth (meters)	2.7	0~3.8
Hydraulic property	pool water temperature (°C)	80	20~110
	carrier gas temperature (°C)	150	20~300
	steam fraction (vol.%)	50	0~80
	carrier gas flow rate (L/min)	500	300~2000
Aerosol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



第3図 試験装置の概要



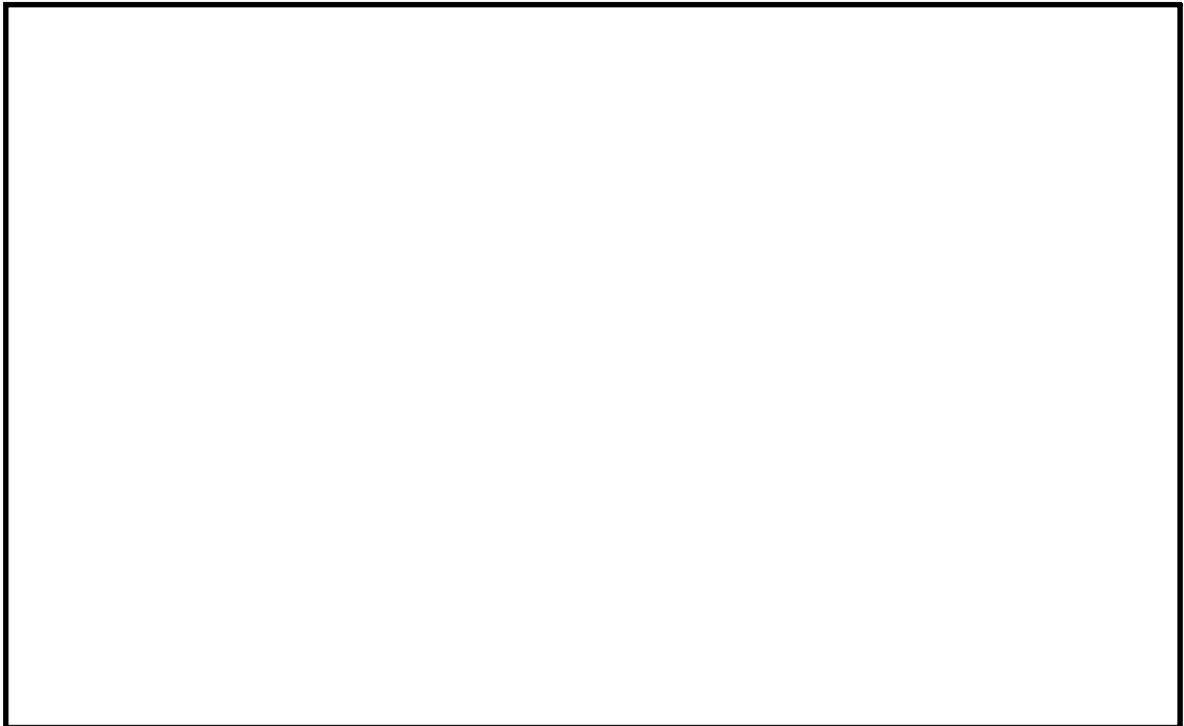
第4図 キャリアガス流量に対するDFの比較



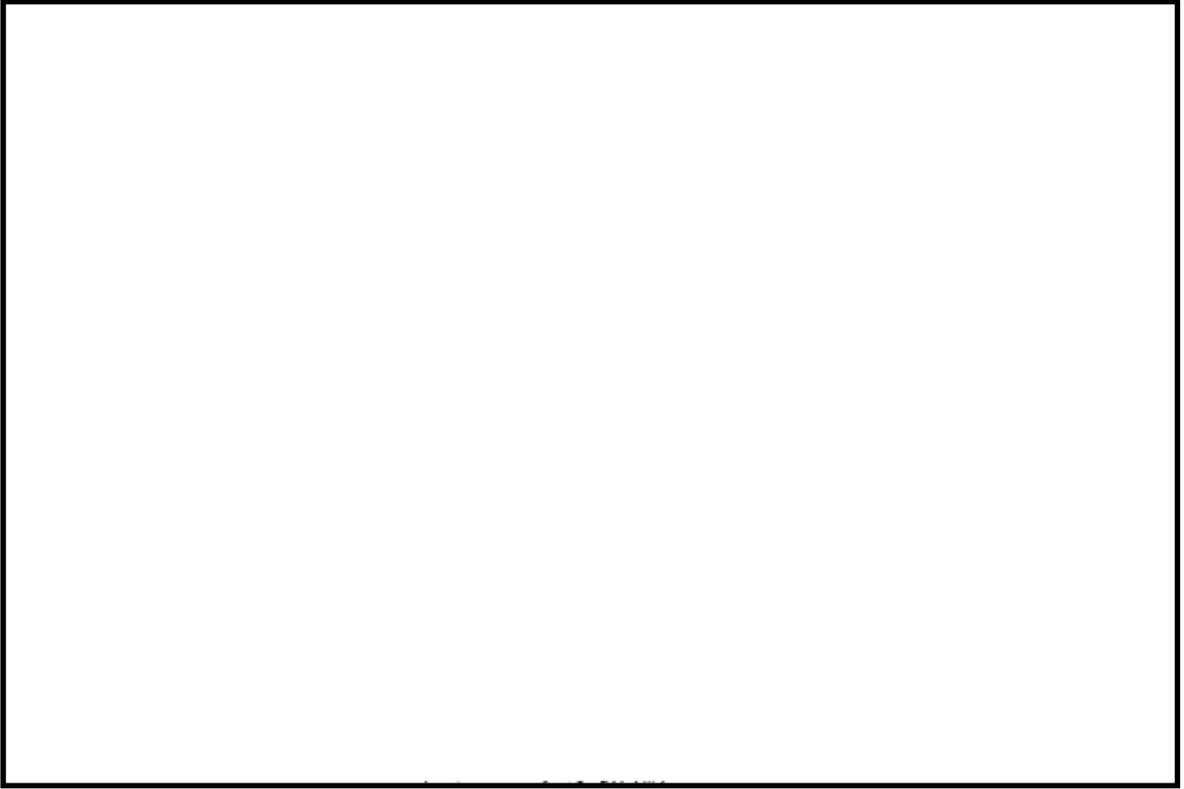
第5図 プール水温に対するDFの比較



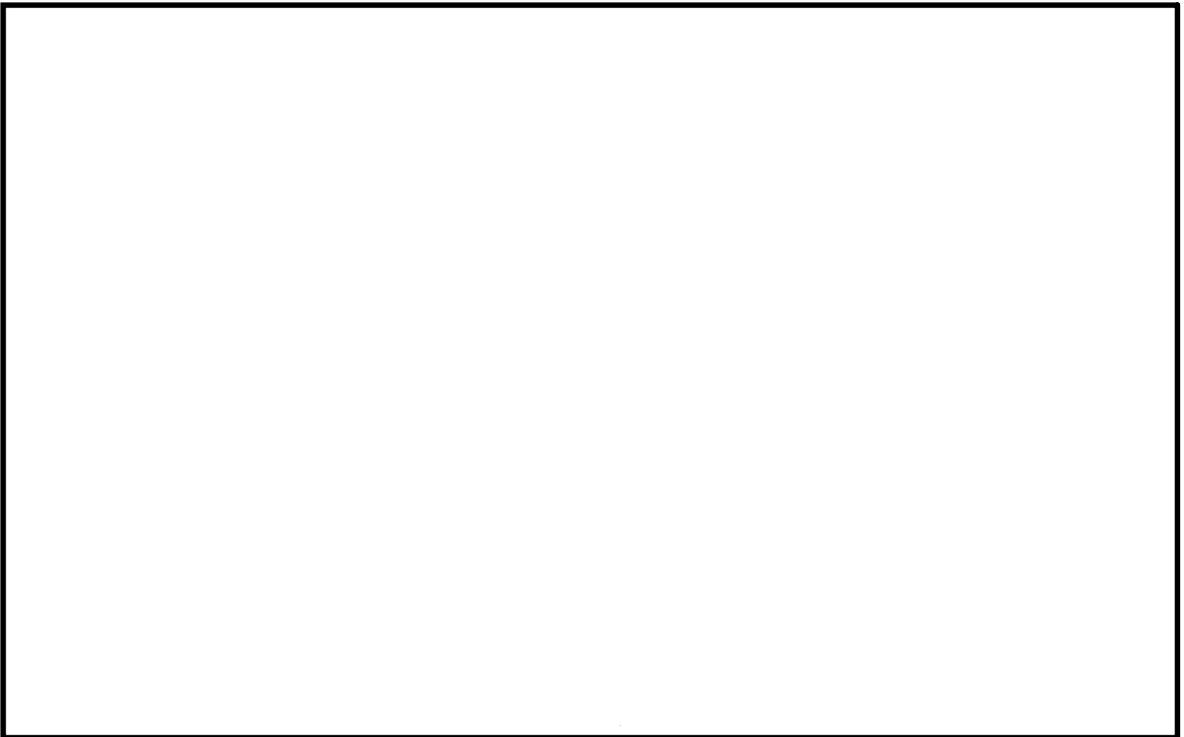
第6図 水蒸気割合に対するDFの比較



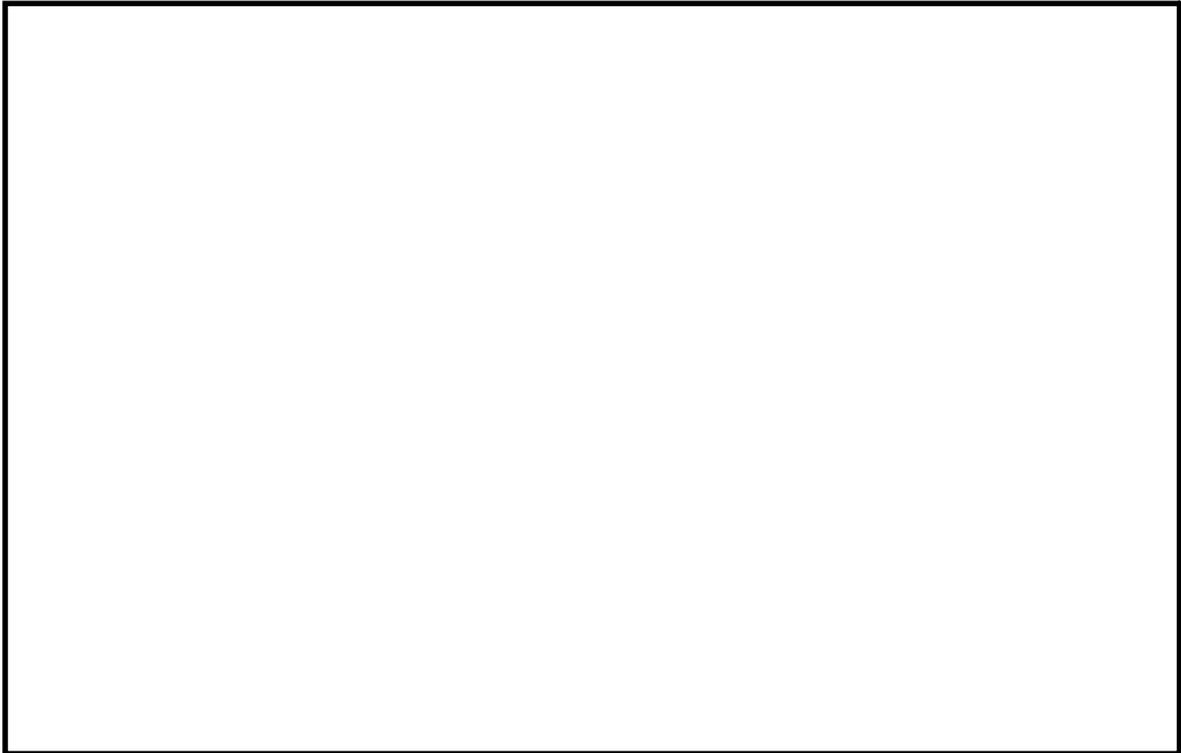
第7図 水蒸気割合に対するDFの比較（密度補正）



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）



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

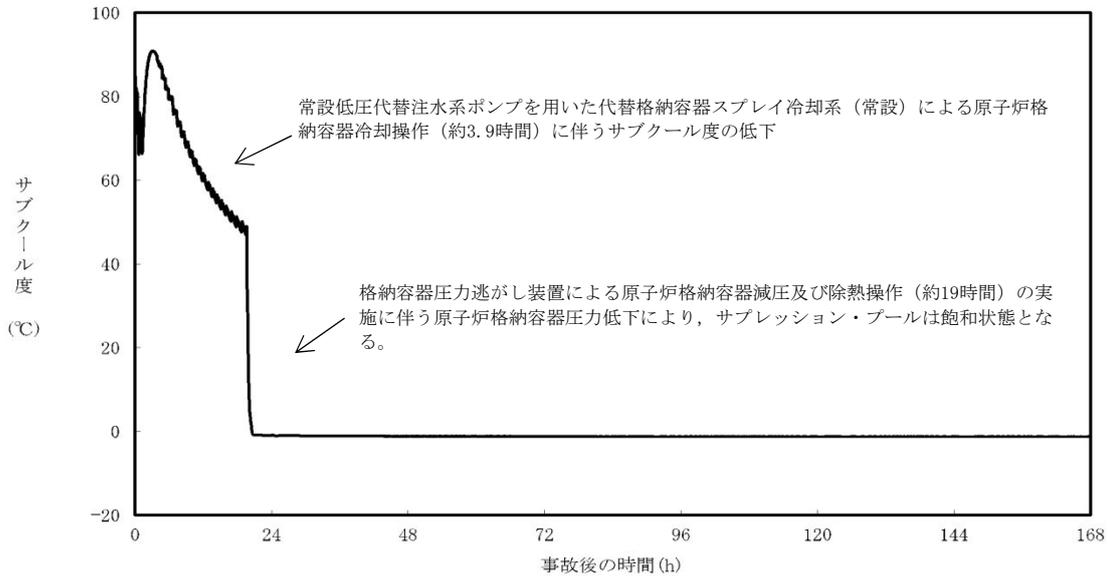
「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用できない場合における事故シーケンスでは、第11図のとおり、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱の実施に伴いサプレッション・プールは飽和状態（沸騰状態）になるため、サプレッション・プールの沸騰による除去効果への影響を確認した。MAAP解析条件及び評価結果を第2表及び第3表に示す。なお、エアロゾルの粒径については、スクラビング前後でそれぞれ最も割合の多い粒径について除去効果への影響を確認した。その結果、第3表のとおり沸騰時の除去効果は非沸騰時に比べて小さいことを確認した。

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られる。

また、CsI、CsOHの沸点はそれぞれ1,280℃、272.3℃以上<sup>\*3</sup>であり、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、ドライウェルから格納容器圧力逃がし装置を介した場合

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。

※3 化合物の辞典 高本 進・稲本直樹・中原勝儼・山崎 昶[編集] 1997年11月20日



第11図 サブレーション・プールのサブクール度の推移

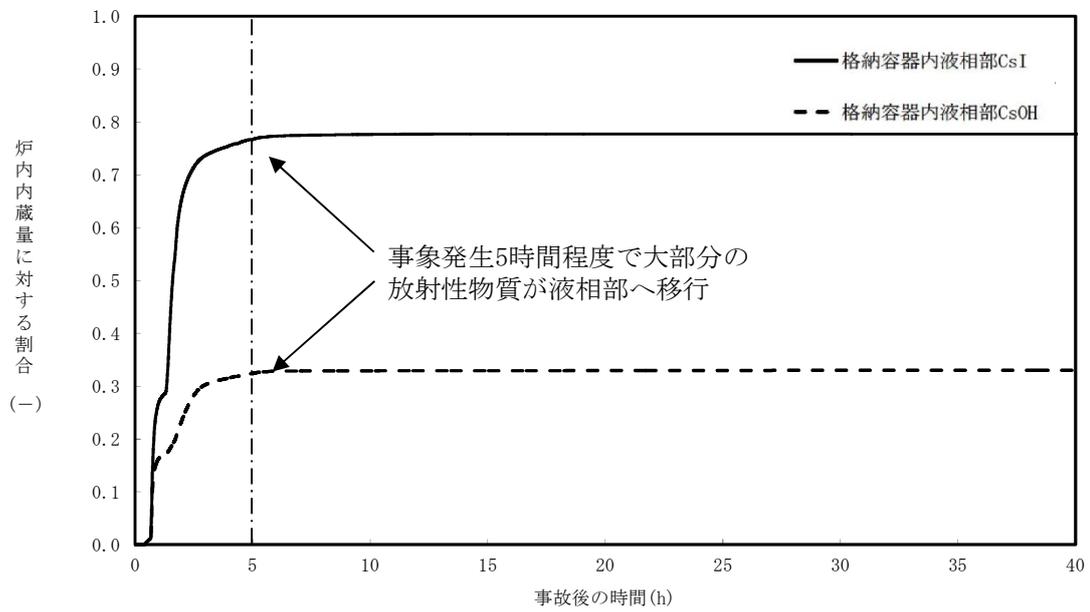
第2表 評価条件

項目	評価条件※	選定理由
蒸気割合	<input type="text"/> %	格納容器ベント実施前のドライウエルにおける蒸気割合（約55 %）相当
原子炉格納容器圧力	<input type="text"/> kPa [gage]	格納容器ベント実施前の原子炉格納容器圧力（400～465 kPa [gage]）相当
サブレーション・プール水深	<input type="text"/> m	実機では水深 <input type="text"/> m以上のため、設定上限値を採用
サブクール度	<input type="text"/> °C	未飽和状態として設定（設定上限値）
	<input type="text"/> °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）	<input type="text"/> μm	スクラビング前において、最も割合が多い粒径
	<input type="text"/> μm	スクラビング後において、最も割合が多い粒径

※ 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

第3表 評価結果

粒径 (半径)	D F	
	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"/> μ m	<input type="text"/>	
<input type="text"/> μ m		



第12図 原子炉格納容器内液相部中の存在割合

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 $9.0 \times 10^{-4}$  (1/s) (原子炉格納容器内の最大存在量から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 $\lambda_d$  ( $\mu\text{g}/\text{m}^3$ ) とすると、原子炉格納容器内における無機よう素濃度 $\rho$ の濃度変化(1/s)は式1で表され、自然沈着率 $\lambda_d$ は時刻 $t_0$ における無機よう素濃度 $\rho_0$ と時刻 $t_1$ における無機よう素濃度 $\rho_1$ を用いて式2のとおりとなる。

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

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

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 $9.0 \times 10^{-4}$  (1/s) を算出したとしている。

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

この自然沈着率は、BNWL-1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Spray-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)

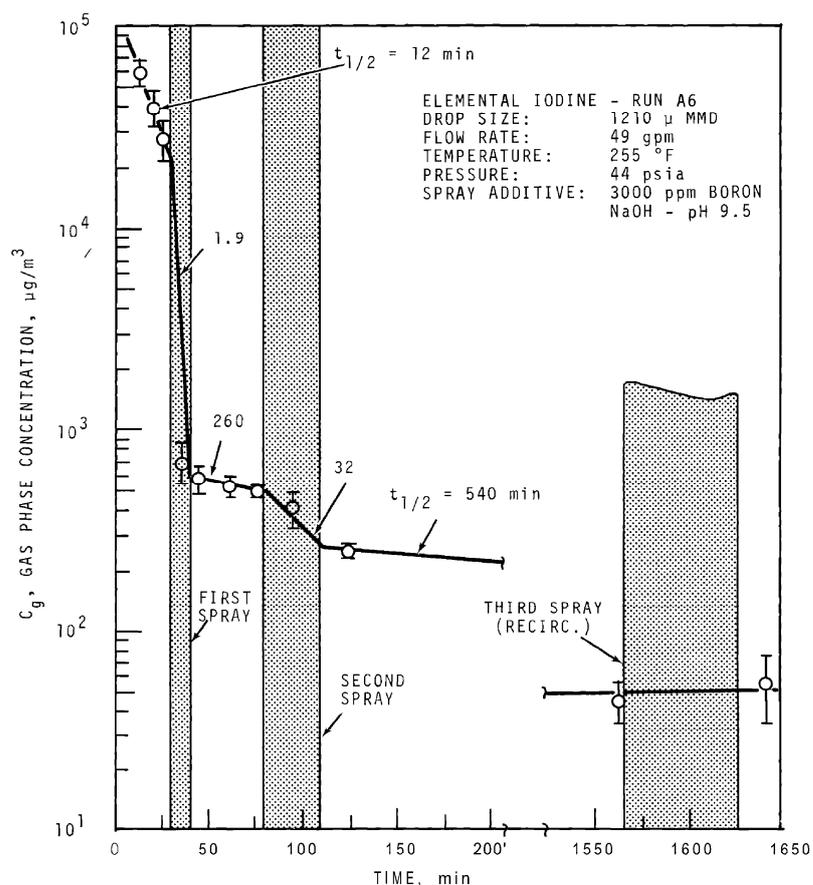


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

第1図 CSE A6実験による無機ヨウ素の濃度変化図

(2) CSE実験の適用について

CSE実験条件と東海第二発電所の評価条件の比較を第1表に示す。

第1表 CSE実験と東海第二発電所の評価条件の比較

	CSE実験のRun No.			東海第二発電所
	A6 <sup>※1, ※2</sup>	A5 <sup>※3</sup>	A11 <sup>※3</sup>	
雰囲気	蒸気+空気	同左	同左	同左
雰囲気圧力 (MPa [gage])	約0.20	約0.22	約0.24	約0.47以下 <sup>※4</sup>
雰囲気温度 (°C)	約120	約120	約120	約200以下 <sup>※4</sup>
格納容器スプレイ	間欠 <sup>※5</sup>	なし	なし	間欠 <sup>※6</sup>

※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 atmospherics by sprays", BNWL-1244

※3 R.K.Hilliard and L.F.Coleman, "Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment", BNWL-1457

※4 評価事故シーケンスにおける格納容器圧力及び雰囲気温度のMAAP解析結果より記載

- ※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SRP6.5.2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。

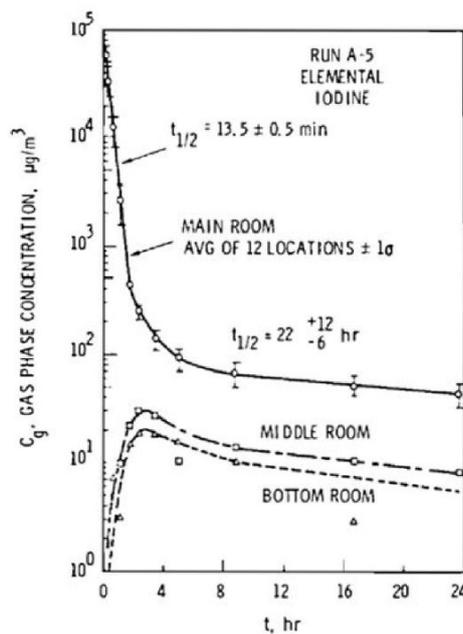


FIGURE B-5.  
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-5

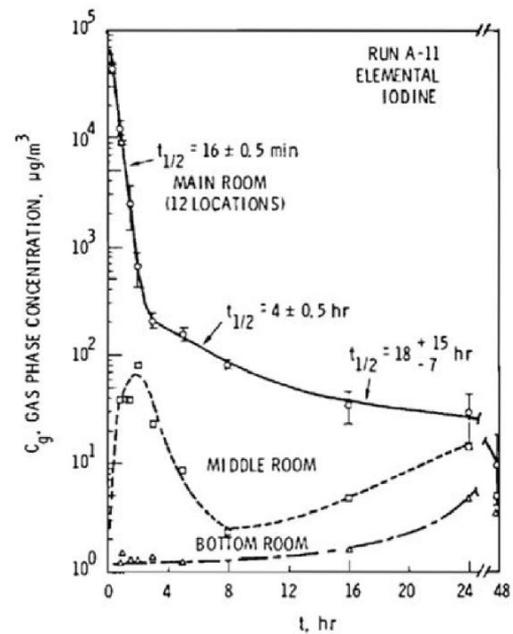


FIGURE B-6.  
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-11

第2図 C S E 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、C S E実験における体系と東海第二発電所の比表面積について第2表に示す。表からC S E実験と東海第二発電所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 C S E実験と東海第二発電所の比表面積の比較

	C S E 実験体系	東海第二発電所
体積 (m³)	約600	約5,700
表面積 (m²)	約570	約5,900
比表面積 (1/m)	約0.96	約1.04

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

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（以下「DF」という。）として、Standard Review Plan 6.5.5に基づきDF10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）、東海第二発電所はMark - II型原子炉格納容器を採用していることから、サプレッション・プールの沸騰の有無に関わらず、DF10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）

- |  |
|--|
| <p>1. <b>Pool Decontamination Factor.</b> 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.</p> <p>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.</p> |
|--|

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、S P A R C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。

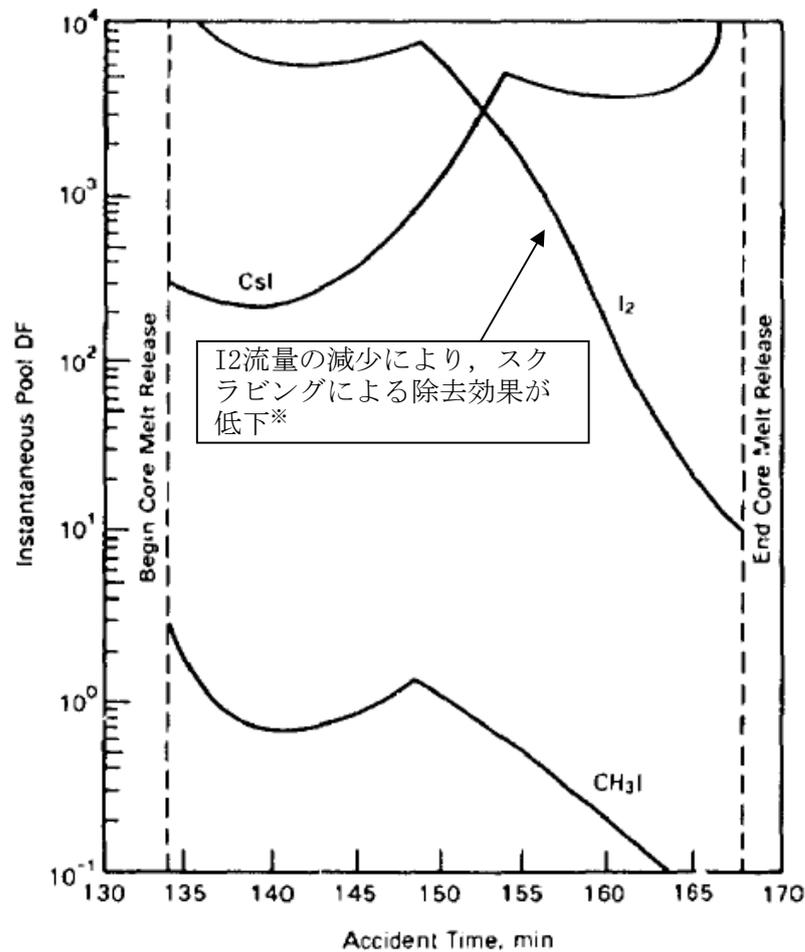
(1) S P A R Cコードによる計算結果

Standard Review Plan 6.5.5の引用文献<sup>※1</sup>において、S P A R C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、M a r k - 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

※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)

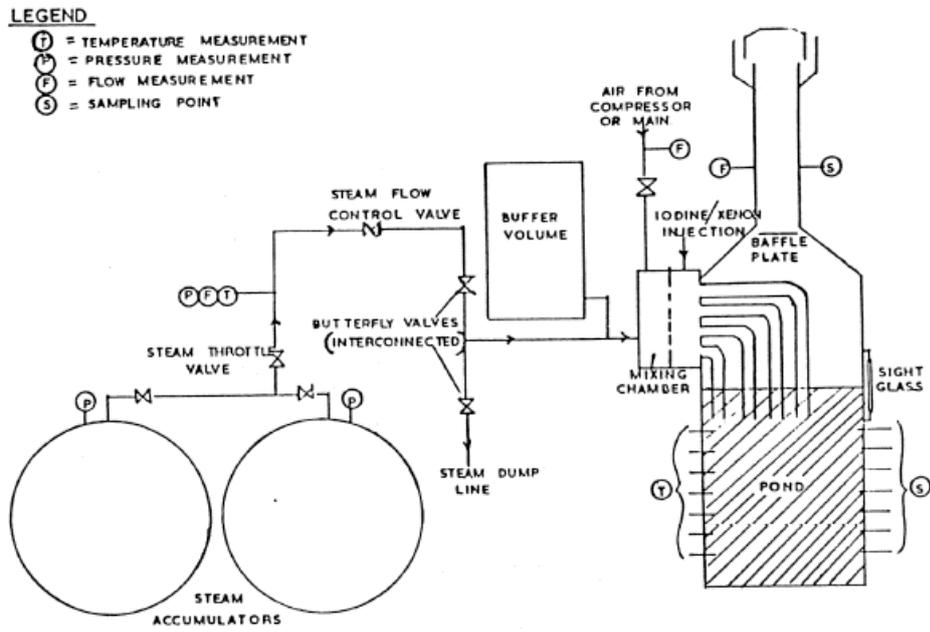
※ 文献中の記載 (抜粋)

“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.”

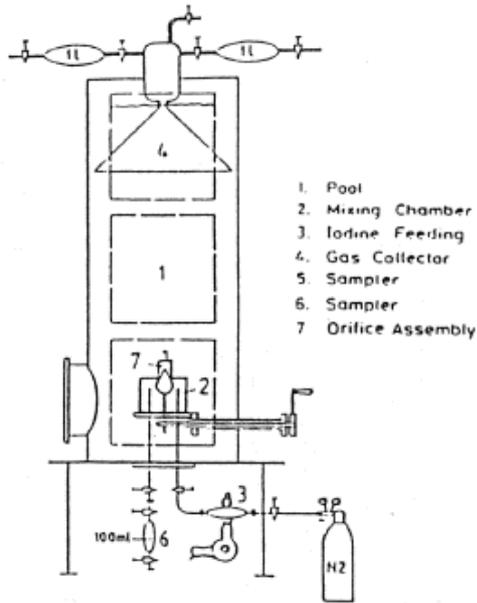
(2) UKAEA及びPOSEIDONにて行われた実験

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<sup>※2</sup>及びPOSEIDON<sup>※3</sup>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<sup>※4</sup>。第2表のとおり, 無機よう素のDFは最小で14である。

- ※2 イギリスのウィンフリス (重水減速沸騰軽水冷却炉(SGHR)) 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



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, $\mu\text{m}$	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	$\text{N}_2$ + steam	0.008 - 0.31	25 83	ambient	sparger
EPRI	CsI $\text{TeO}_2$ Sn	0.2 - 3.0 0.4 - 2.7 2.7	air, $\text{N}_2$ or He + steam	0 - 0.95	- ambient - near sa- - turated	ambient	single orifice
EPSI	CsI CsOH	$\sim 4.5$ (radius)	steam	1	273 (initially)	1.1 MPa 3.1 MPa 6.1 MPa	single orifice
GE	$\text{Eu}_2\text{O}_3$ 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	$\text{N}_2$ + steam	0.07 - 0.85	110	3 bar (abs.)	-single orifice -multior.
SPARTA	CsI	0.7	air + $\text{N}_2$	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	$\text{I}_2$ vapour	-	air and/or steam	0 - 1	ambient	ambient	4 orifices (downco- mers)
POSEI- DON	$\text{I}_2$ vapour	-	$\text{N}_2$	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, $\text{TeO}_2$ Sn	1.4 - 1600 110 - 6800
EPSI	CsI	2100 - 3300
GE	$\text{Eu}_2\text{O}_3$ CsI	68 - 2900 7 - 10
JAERI	DOP	10 - 150
LACE-España	CsI	16 - 3000
SPARTA	CsI	7 *
UKAEA	Ni/Cr $\text{I}_2$	15 - 1680 14 - 240
POSEIDON	$\text{I}_2$	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、炉内蓄積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+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）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 <sup>※1</sup>		格納容器圧力逃がし装置への放出割合 <sup>※1</sup>	
	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 $4.3 \times 10^{-3}$	約 $4.3 \times 10^{-3}$	約 $9.5 \times 10^{-1}$	約 $9.5 \times 10^{-1}$
CsI類	約 $6.2 \times 10^{-5}$	約 $6.2 \times 10^{-5}$	約 $1.0 \times 10^{-6}$	約 $3.9 \times 10^{-3}$
CsOH類	約 $3.1 \times 10^{-5}$	約 $3.2 \times 10^{-5}$	約 $4.0 \times 10^{-7}$	約 $7.5 \times 10^{-3}$
Sb類	約 $7.6 \times 10^{-5}$	約 $7.5 \times 10^{-5}$	約 $2.7 \times 10^{-6}$	約 $1.8 \times 10^{-2}$
TeO <sub>2</sub> 類	約 $4.4 \times 10^{-5}$	約 $4.4 \times 10^{-5}$	約 $3.8 \times 10^{-7}$	約 $9.9 \times 10^{-4}$
SrO類	約 $8.6 \times 10^{-5}$	約 $7.1 \times 10^{-5}$	約 $2.6 \times 10^{-5}$	約 $2.4 \times 10^{-1}$
BaO類	約 $9.1 \times 10^{-5}$	約 $8.3 \times 10^{-5}$	約 $1.5 \times 10^{-5}$	約 $1.4 \times 10^{-1}$
MoO <sub>2</sub> 類	約 $9.1 \times 10^{-5}$	約 $9.0 \times 10^{-5}$	約 $3.5 \times 10^{-6}$	約 $3.0 \times 10^{-2}$
CeO <sub>2</sub> 類	約 $1.6 \times 10^{-5}$	約 $8.3 \times 10^{-6}$	約 $1.1 \times 10^{-5}$	約 $7.1 \times 10^{-2}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	約 $1.6 \times 10^{-5}$	約 $8.3 \times 10^{-6}$	約 $1.1 \times 10^{-5}$	約 $7.1 \times 10^{-2}$

※1 小数点第2位を四捨五入

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 <sup>※1</sup>		格納容器圧力逃がし装置への 放出割合 <sup>※1</sup>	
	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 $4.3 \times 10^{-3}$	約 $4.3 \times 10^{-3}$	約 $9.5 \times 10^{-1}$	約 $9.5 \times 10^{-1}$
CsI類	約 $6.2 \times 10^{-5}$	約 $6.2 \times 10^{-5}$	約 $1.0 \times 10^{-6}$	約 $3.9 \times 10^{-3}$
CsOH類	約 $3.1 \times 10^{-5}$	約 $3.2 \times 10^{-5}$	約 $4.0 \times 10^{-7}$	約 $7.5 \times 10^{-3}$
Cs類 <sup>※2</sup>	約 $3.4 \times 10^{-5}$	約 $3.4 \times 10^{-5}$	約 $4.5 \times 10^{-7}$	約 $7.2 \times 10^{-3}$
Sb類	約 $6.7 \times 10^{-6}$	約 $6.8 \times 10^{-6}$	約 $8.9 \times 10^{-8}$	約 $1.4 \times 10^{-3}$
TeO <sub>2</sub> 類	約 $6.7 \times 10^{-6}$	約 $6.8 \times 10^{-6}$	約 $8.9 \times 10^{-8}$	約 $1.4 \times 10^{-3}$
SrO類	約 $2.7 \times 10^{-6}$	約 $2.7 \times 10^{-6}$	約 $3.6 \times 10^{-8}$	約 $5.8 \times 10^{-4}$
BaO類	約 $2.7 \times 10^{-6}$	約 $2.7 \times 10^{-6}$	約 $3.6 \times 10^{-8}$	約 $5.8 \times 10^{-4}$
MoO <sub>2</sub> 類	約 $3.4 \times 10^{-7}$	約 $3.4 \times 10^{-7}$	約 $4.5 \times 10^{-9}$	約 $7.2 \times 10^{-5}$
CeO <sub>2</sub> 類	約 $6.7 \times 10^{-8}$	約 $6.8 \times 10^{-8}$	約 $8.9 \times 10^{-10}$	約 $1.4 \times 10^{-5}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	約 $2.7 \times 10^{-8}$	約 $2.7 \times 10^{-8}$	約 $3.6 \times 10^{-10}$	約 $5.8 \times 10^{-6}$

※1 小数点第2位を四捨五入

※2 CsI類及びCsOH類の値から評価（評価式は式1）

① TMI 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（Cs I，Cs OH）の格納容器圧力逃がし装置からの放出割合（ $10^{-6} \sim 10^{-7}$ オーダー）と比べ、中・低揮発性核種の放出割合の方が大きい（ $10^{-5}$ 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蓄積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ごとの存在割合※3

核種	低揮発性			中揮発性			高揮発性		
	<sup>144</sup> Ce	<sup>154</sup> Eu	<sup>155</sup> Eu	<sup>90</sup> Sr	<sup>106</sup> Ru	<sup>125</sup> Sb	<sup>137</sup> Cs	<sup>129</sup> I	<sup>85</sup> 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) <sup>†</sup>	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ー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のインベントリーはCsと同等であると考えられる。

※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（渡会偵祐，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壌中放射性核種のサンプリング結果であるが、最も多く検出されているのは高揮発性核種（セシウムやよう素）であり、多くの中・低揮発性核種は不検出（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壌中の放射性核種

試料採取場所	【定点①】*1 グランド (西北西約500m)*2		【定点②】*1 野島の森 (西約500m)*2		【定点③】*1 産廃処分場近傍 (南南西約500m)*2		④5.6号機サーベ ィル前 (北約1,000m)*2	⑤固体廃棄物貯 蔵庫12棟近傍 (北約500m)*2	⑥南南西 約500m*2	⑦南南西 約750m*2	⑧南南西 約1,000m*2		
	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22	3/22	
試料採取日	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22	3/22	
分析機関	JAEA	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	
測定日	3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/25	3/25	3/24	3/25	
核種	I-131(約8日)	5.8E+06	5.7E+06	3.8E+06	3.0E+06	3.9E+04	1.2E+07	2.6E+06	4.6E+05	3.1E+06	7.9E+05	2.2E+06	5.4E+06
I-132(約2時間)	*4	*4	2.3E+05	*4	1.3E+02	*4	1.5E+05	*4	*4	*4	*4	*4	*4
Cs-134(約2年)	3.4E+05	4.9E+05	5.3E+05	7.7E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.7E+05	6.8E+04	9.5E+05	8.7E+03	1.7E+04	1.6E+05	
Cs-136(約13日)	7.2E+04	6.1E+04	3.3E+04	1.0E+04	2.8E+01	4.6E+05	6.9E+04	8.6E+03	1.1E+05	1.9E+03	2.2E+03	2.5E+04	
Cs-137(約30年)	3.4E+05	4.8E+05	5.1E+05	7.6E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.3E+05	6.7E+04	1.0E+06	2.0E+04	1.8E+04	1.6E+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	8.9E+05	9.5E+03	1.9E+04	1.7E+05	
Te-132(約3日)	6.1E+05	3.4E+05	3.0E+05	6.5E+04	1.4E+02	3.1E+06	2.0E+05	3.2E+04	1.9E+06	2.1E+04	3.9E+04	3.8E+05	
Ba-140(約13日)	1.3E+04	1.5E+04	ND	2.5E+03	ND	ND	ND	ND	8.0E+04	ND	ND	ND	
Nb-95(約35日)	1.7E+03	2.4E+03	ND	ND	ND	5.3E+03	ND	ND	8.1E+03	ND	ND	7.9E+02	
Ru-106(約37日)	5.3E+04	ND	ND	6.4E+03	ND	2.7E+05	ND	ND	6.8E+04	1.9E+03	ND	3.2E+04	
Mo-99(約66時間)	2.1E+04	ND	ND	ND	ND	6.6E+04	ND	ND	ND	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	
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	
Be-7(約53日)	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	3.2E+04	ND	ND	ND	
Ag-110m(約250日)	1.1E+03	2.6E+03	ND	ND	ND	ND	ND	1.7E+02	1.8E+04	ND	ND	ND	

出典：東京電力ホールディングス株式会社 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<sup>\*4</sup>、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, C s : 高温にてほぼ全量放出される。放出速度は希ガスと同等。

S b, T e : 被覆管と反応した後、被覆管の酸化に伴い放出される。

S r, M o, R u, R h, B a : 雰囲気条件（酸化条件or還元条件）に大きな影響を受ける。

C e, N p, P u, Y, Z r, N b : 高温状態でも放出速度は低い。

※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ノイ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、溶融燃料が再冠水し溶融燃料の外周部が固化した後も、燃料デブリ表面からの放射性物質の放出評価において溶融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、溶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（R u及びM o）の放出について、低温の溶融燃料表面付近ではなく、溶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。
- ・M o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、原子炉压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压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 MAA P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、溶融燃料が原子炉压力容器破損するまでの期間
MAAP	約4分～約27分 <sup>※5</sup>	約27分～約3.3時間 <sup>※6</sup>
NUREG-1465	～30分	30分～2時間

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

※6 原子炉注水をしない場合における原子炉压力容器破損時間（本評価においては原子炉注水により原子炉压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蓄積重量より、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の炉内蓄積重量

$M_{Cs}$  : 停止直後のCsの炉内蓄積重量

$W_I$  : 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、格納容器圧力逃がし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<sup>※7</sup>、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。

【格納容器圧力逃がし装置への放出】

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

【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

$\gamma_i$  : 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

$\gamma_{Cs}$  : 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

※7 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、格納容器圧力逃がし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	原子炉格納容器への放出割合※8
Cs	0.25
TeO <sub>2</sub> , Sb	0.05
SrO, BaO	0.02
MoO <sub>2</sub>	0.0025
CeO <sub>2</sub>	0.0005
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.0002

※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蓄積量」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 <sup>※1</sup>
希ガス類	Kr, Xe
CsI類	I
CsOH類	Cs, Rb
Sb類	Sb
TeO <sub>2</sub> 類	Te
SrO類	Sr
BaO類	Ba
MoO <sub>2</sub> 類	Mo, Co, Tc, Ru, Rh
CeO <sub>2</sub> 類	Ce, Np, Pu
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	La, Y, Zr, Nb, Pr, Nd, Am, Cm

※1 本評価において「Te<sub>2</sub>類」及び「UO<sub>2</sub>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)

(MAAP)

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

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、Cs Iグループ及びCs OHグループの放出割合、I及びCsの原子炉停止直後の炉内蓄積重量並びに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。

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

$F_{Cs}(T)$  : 時刻TにおけるCsの放出割合

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

$F_{CsI}(T)$  : 時刻TにおけるCs Iグループの放出割合

$M_I$  : 停止直後のIの炉内蓄積重量

$M_{Cs}$  : 停止直後のCsの炉内蓄積重量

$W_I$  : Iの分子量

$W_{Cs}$  : Csの分子量

1. Cs Iに含まれるCs

Iは全てCs Iとして存在しているため、Cs I中に含まれるCsは、Cs I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Cs I中に含まれるCsの放出量

2. Cs OHに含まれるCs

CsはCs I又はCs OHのいずれかの形態で存在しているため、Cs OH中に含まれるCsは、1. で算出したCs I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Cs OH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の炉内蓄積重量で除することで、Csの放出割合を算出する。

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

参考3 M A A P解析結果及びN U R E G - 1465の放出割合について

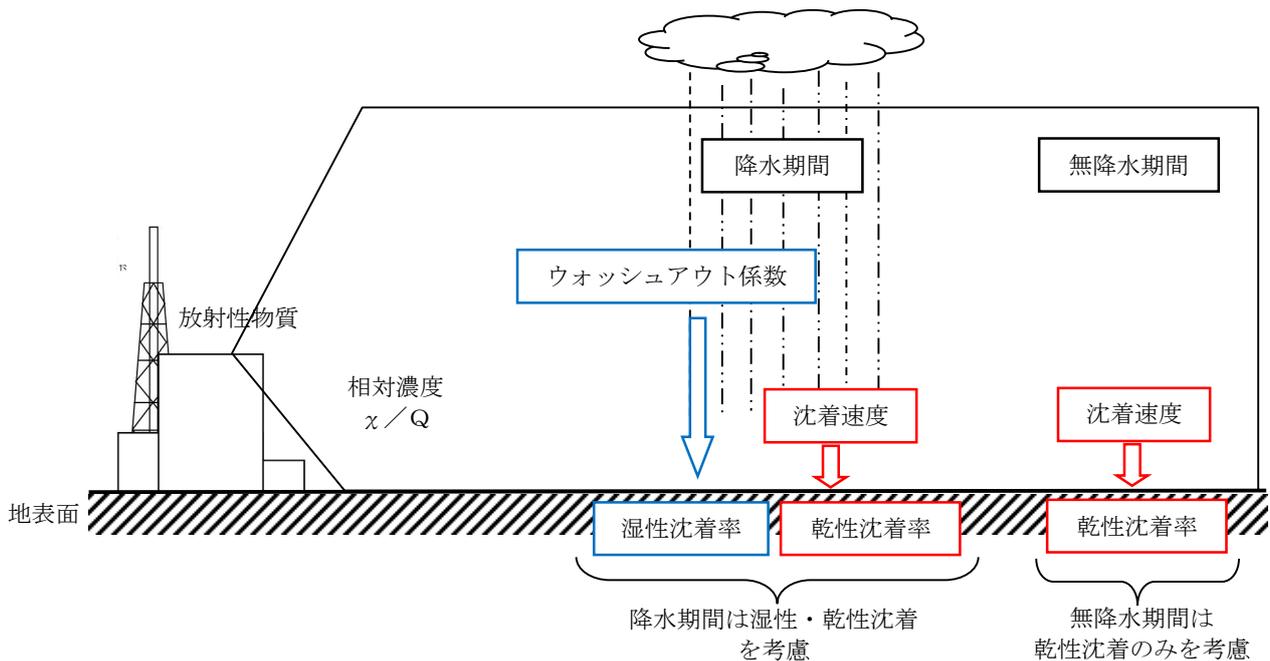
被ばく評価への寄与が大きい核種に対するM A A P解析結果及びN U R E G - 1465の放出割合を第8表に示す。第8表のとおり，C s及びIについてはM A A P解析結果の方が大きい。また，希ガスについては，N U R E G - 1465の放出割合の方が大きい，これは東海第二の想定事故シナリオでは，原子炉注水により炉心が再冠水することで炉心内に健全な状態の燃料が一部存在するためと考える。

第8表 M A A P解析結果及びN U R E G - 1465の放出割合

	M A A P	N U R E G - 1465
希ガス	約0.95	1
I	約0.78	0.30
C s	約0.37	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の沈着速度として、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0.5 cm/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0.5 cm/s<sup>※1</sup>を用いることの適用性について確認した。

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

#### (1) 評価手法

湿性沈着を考慮した地表面沈着速度（0.5 cm/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（0.3 cm/s、補足8参照）の積が0.5 cm/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】(1) に従い、放出経路ごとの相対濃度を用いて評価した。

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

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

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

$V_d$  : 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。

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

..... $\textcircled{2}$

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

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

$\Lambda_i$  : 時刻 i でのウォッシュアウト係数 [1/s]

(=  $9.5 \times 10^{-5} \times Pr_i^{0.8}$  学会標準より)

$P_{ri}$  : 時刻 i での降水強度 [mm/h]

$\Sigma_{zi}$  : 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 ( $\textcircled{1} + \textcircled{2}$ )

乾性沈着率の累積出現頻度 97 % 値 ( $\textcircled{1}$ )

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

(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  $\chi/Q$  の累積出現頻度 97 % 値の求め方<sup>※2</sup>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  $\chi/Q$ 、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  $\chi/Q$  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、 $\chi/Q$  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 以外の方位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。

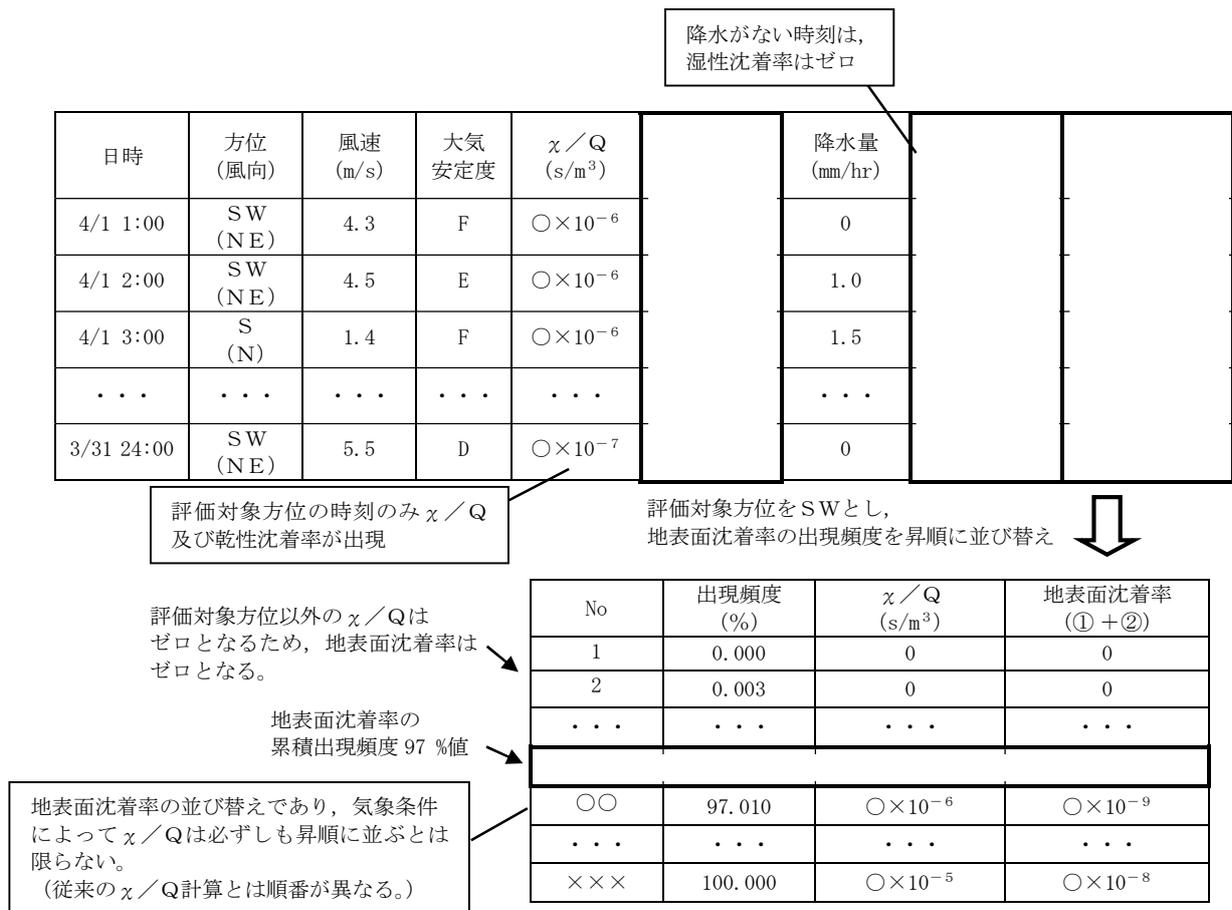
- (b) 上記 (1) で求めた 1 時間ごとの地表面沈着率を値の大きさ順に並びかえ、小さい方から数えて累積出現頻度が 97 % 値を超えたところの沈着率を、地表面沈着率の 97 % 値とする（地表面沈着率の累積出現頻度であるため、 $\chi/Q$  の累積出現頻度と異なる）。

※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<sup>※3</sup>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 1.22 倍～1.34 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 (0.3 cm/s) の 1.34 倍 (約 0.4 cm/s) から保守的に 0.5 cm/s と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 (=0.5 / 0.3) から  $1.7 \times 10^{-3}$  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 1.2 cm/s を採用している。

※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 <sup>3</sup> )	乾性沈着率 (①) (1/m <sup>2</sup> )	地表面沈着率 (①+②) (1/m <sup>2</sup> )	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	約 8.3×10 <sup>-4</sup>	約 2.5×10 <sup>-6</sup>	約 3.0×10 <sup>-6</sup>	約 1.22	約 0.36
原子炉 建屋屋上	約 4.2×10 <sup>-4</sup>	約 1.2×10 <sup>-6</sup>	約 1.5×10 <sup>-6</sup>	約 1.22	約 0.36
排気筒	約 3.0×10 <sup>-6</sup>	約 8.9×10 <sup>-9</sup>	約 1.2×10 <sup>-8</sup>	約 1.34	約 0.40

第2表 東海第二発電所における地表面沈着率（放出点：原子炉建屋）

No	方位 <sup>※4</sup> (風向)	降水量 (mm/hr)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	地表面沈着率 (1/m <sup>2</sup> ) (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 (%)
...	...	...	...	...	...	...
8497	SW (NE)	14.0	約 6.4×10 <sup>-5</sup>	約 2.9×10 <sup>-6</sup>	約 1.22	96.990
<b>8498</b>	<b>SW (NE)</b>	<b>5.0</b>	<b>約 1.4×10<sup>-4</sup></b>	<b>約 3.0×10<sup>-6</sup></b>	<b>約 1.22</b>	<b>97.001</b>
8499	SW (NE)	3.0	約 2.0×10 <sup>-4</sup>	約 3.0×10 <sup>-6</sup>	約 1.22	97.013
...	...	...	...	...	...	...

※4 評価対象方位（E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW, WSW, W）

第3表 東海第二発電所における地表面沈着率（放出点：原子炉建屋屋上）

No	方位 <sup>※5</sup> (風向)	降水量 (mm/hr)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	地表面沈着率 (1/m <sup>2</sup> ) (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 (%)
...	...	...	...	...	...	...
8497	SW (NE)	14.0	約 3.2×10 <sup>-5</sup>	約 1.5×10 <sup>-6</sup>	約 1.22	96.990
<b>8498</b>	<b>SW (NE)</b>	<b>5.0</b>	<b>約 7.0×10<sup>-5</sup></b>	<b>約 1.5×10<sup>-6</sup></b>	<b>約 1.22</b>	<b>97.001</b>
8499	SW (NE)	3.0	約 1.0×10 <sup>-4</sup>	約 1.5×10 <sup>-6</sup>	約 1.22	97.013
...	...	...	...	...	...	...

※5 評価対象方位（E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW, WSW, W）

第4表 東海第二発電所における地表面沈着率（放出点：排気筒）

No	方位 <sup>※6</sup> (風向)	降水量 (mm/hr)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	地表面沈着率 (1/m <sup>2</sup> ) (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 (%)
...	...	...	...	...	...	...
8497	SW (NE)	0.5	約 7.1×10 <sup>-7</sup>	約 1.2×10 <sup>-8</sup>	約 1.33	96.983
<b>8498</b>	<b>SW (NE)</b>	<b>0</b>	<b>約 4.0×10<sup>-6</sup></b>	<b>約 1.2×10<sup>-8</sup></b>	<b>約 1.34</b>	<b>97.006</b>
8499	SW (NE)	0	約 4.0×10 <sup>-6</sup>	約 1.2×10 <sup>-8</sup>	約 1.34	97.018
...	...	...	...	...	...	...

※6 評価対象方位（SW）

(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<sup>※1</sup>) 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  $10^{-4}$  cm/s $\sim$  $10^{-2}$  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 0.3 cm/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。

※1 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  $10^{-4}$   $\text{m s}^{-1}$  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  $10^{-5}$   $\text{m s}^{-1}$  and the 'conservative' value as  $10^{-4}$   $\text{m s}^{-1}$ . 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（0.5 cm/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 0.3 cm/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<sup>\*1</sup>に基づき 0.3 cm/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，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. Slimm の検討<sup>\*2</sup>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 0.3 cm/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 0.3 cm/s を適用できると判断した。

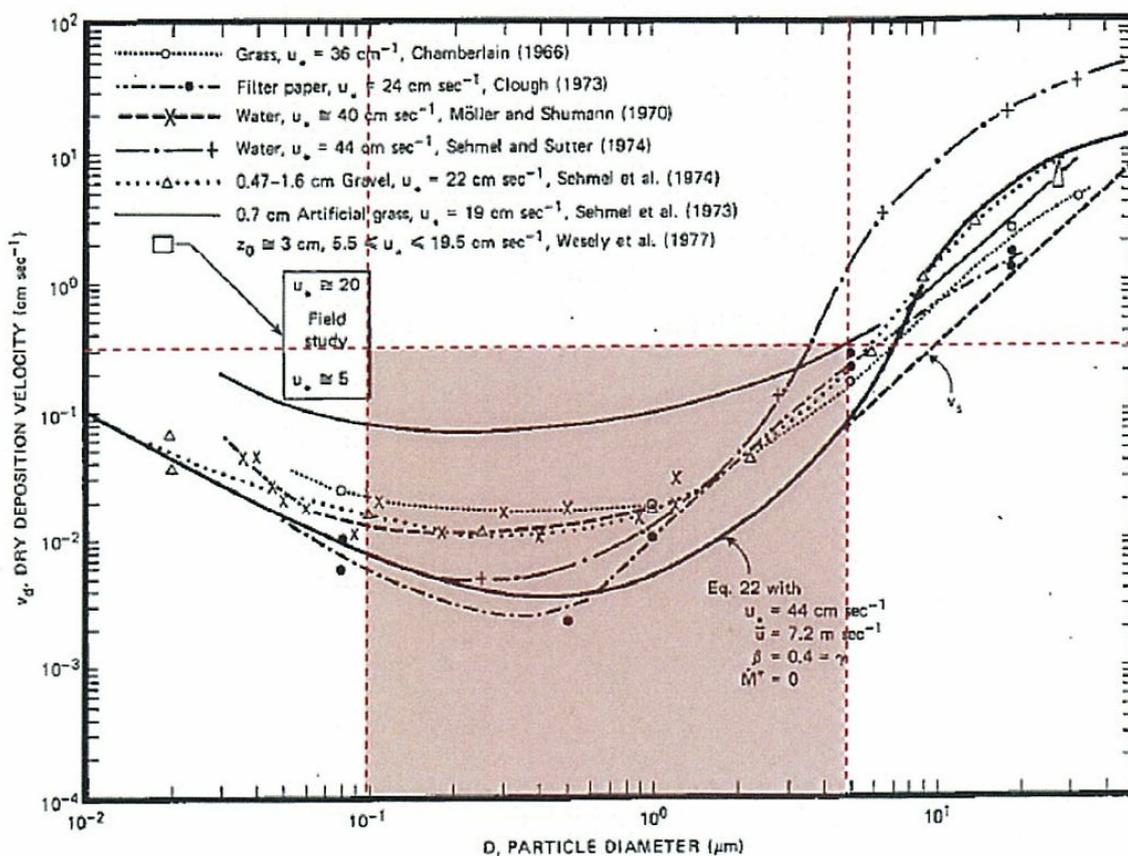


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.<sup>1,9-22</sup> The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for  $u_*$  and that Eq. 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<sup>\*2</sup>)

- ※1 J.L. Sprung 等 : Evaluation of severe accident risk : 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「 $0.1 \mu\text{m}$ ～ $5 \mu\text{m}$ 」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、「格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「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（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、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、 $0.1 \mu\text{m}$ ～ $5 \mu\text{m}$ 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 ( $\mu\text{m}$ )	備考
①	LACE LA2 <sup>※1</sup>	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 <sup>※2</sup>	0.25~2.5 (参考1-1)	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 <sup>※3</sup>	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 <sup>※3</sup>	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 <sup>※3</sup>	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)

※1 J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNL A. L. Wright, J. H. Wilson and P.C. Arwood, PRETEST AEROSOL CODE COMPARISONS FOR LWR AEROSOL CONTAINMENT TESTS LA1 AND LA2

※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)

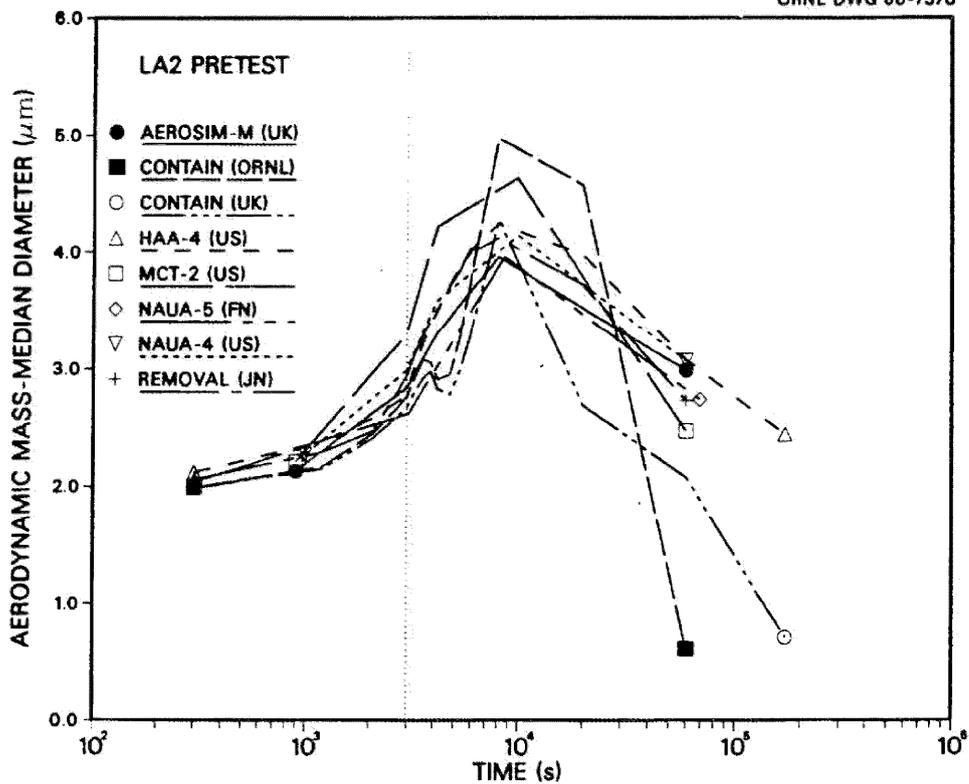


Fig. 11. LA2 pretest calculations — aerodynamic mass median diameter vs time.

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, CO<sub>2</sub>, H<sub>2</sub>, and H<sub>2</sub>O 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)<sub>2</sub> ( $\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$ ) or SiO<sub>2</sub> ( $\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$ ) from the concrete and UO<sub>2</sub> ( $\rho = 10 \text{ g/cm}^3$ ) or ZrO<sub>2</sub> ( $\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$ ) 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/cm<sup>3</sup>. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO<sub>2</sub> 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  $\epsilon$  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  $\mu\text{m}$  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,  $\text{UO}_2$  with a solid density of around  $10 \text{ g/cm}^3$  is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about  $5.5 \text{ g/cm}^3$  and condensed products of concrete decomposition such as  $\text{Na}_2\text{O}$ ,  $\text{K}_2\text{O}$ ,  $\text{Al}_2\text{O}_3$ ,  $\text{SiO}_2$ , and  $\text{CaO}$  with densities of  $1.3$  to  $4 \text{ g/cm}^3$  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  $10.0 \text{ g/cm}^3$ .

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  $\epsilon$  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  $120^\circ$ . 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  $\mu\text{m}$  formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0  $\mu\text{m}$  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  $\mu\text{m}$  (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56  $\mu\text{m}$ ) 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 *PHEBUS FP*

The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4  $\mu\text{m}$  at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5  $\mu\text{m}$  before stabilizing at 3.35  $\mu\text{m}$ ; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0  $\mu\text{m}$ . Geometric-mean diameter ( $d_{50}$ ) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65  $\mu\text{m}$ ; 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次系でも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」※1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単位時間当たりの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、非常用ガス処理系排気筒及び格納容器圧力逃がし装置排気口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～第2表に示す。

原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置からの放出の実効放出継続時間は1時間程度であり、非常用ガス処理系排気筒からの放出の実効放出継続時間は20時間～30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、その期間の拡散係数の平均を単位時間当たり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及び格納容器圧力逃がし装置からの放出における実効放出継続時間である1時間を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、第二弁開操作後（S/Cからベントを行う場合）に大気中へ放出された放射性物質による屋外移動時の外部被ばく評価結果について第4表に示す。

#### ※1 （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 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	ベント 放出分	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	ベント 放出分	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	ベント 放出分
希ガス	約 $4.6 \times 10^{15}$	約 $3.1 \times 10^{16}$	約 $8.9 \times 10^{18}$	約 $3.1 \times 10^{15}$	約 $1.2 \times 10^{15}$	約 $8.7 \times 10^{18}$	約 1.5	約 25.1	約 1.0
希ガス以外	約 $1.3 \times 10^{15}$	約 $1.6 \times 10^{15}$	約 $7.2 \times 10^{15}$	約 $9.2 \times 10^{14}$	約 $6.2 \times 10^{13}$	約 $7.1 \times 10^{15}$	約 1.4	約 26.3	約 1.0

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 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	ベント 放出分	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	ベント 放出分	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	ベント 放出分
希ガス	約 $4.6 \times 10^{15}$	約 $3.1 \times 10^{16}$	約 $8.8 \times 10^{18}$	約 $3.1 \times 10^{15}$	約 $1.2 \times 10^{15}$	約 $7.4 \times 10^{18}$	約 1.5	約 25.2	約 1.2
希ガス以外	約 $1.3 \times 10^{15}$	約 $1.7 \times 10^{15}$	約 $7.5 \times 10^{15}$	約 $9.2 \times 10^{14}$	約 $6.3 \times 10^{13}$	約 $6.4 \times 10^{15}$	約 1.4	約 26.4	約 1.2

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 <sup>3</sup> )	相対線量 (Gy/Bq)
1 時間	約 3.0×10 <sup>-6</sup>	約 1.2×10 <sup>-19</sup>
5 時間	約 2.9×10 <sup>-6</sup>	約 8.8×10 <sup>-20</sup>
10 時間	約 1.7×10 <sup>-6</sup>	約 7.5×10 <sup>-20</sup>
20 時間	約 1.2×10 <sup>-6</sup>	約 6.2×10 <sup>-20</sup>

第4表 第二弁開操作後（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屋外移動時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屋外移動時の外部被ばく評価		備考
放出経路	非常用ガス処理系 排気筒	格納容器圧力逃がし装置 排気口	ベント実施後の放出経路
放出率 (Bq/h)	約 3.3×10 <sup>14</sup>	約 8.3×10 <sup>13</sup>	(①) 事故後約 22 時間～約 23 時間の放出率
相対線量 (Gy/Bq)	約 1.2×10 <sup>-19</sup> ※2	約 8.7×10 <sup>-19</sup> ※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 3.8×10 <sup>-2</sup>	約 7.1×10 <sup>-2</sup>	(①×②×10 <sup>3</sup> ) 評価対象期間の線量率
屋外移動時 線量率 (mSv/h)	約 1.1×10 <sup>-1</sup>		

※1 事故時においては換算係数を 1 Sv/Gy として計算

※2 相対線量 97%値の排気筒風の風速は 3.4 m/s, 風下方位は S W (2005 年度の排気筒風平均風速は 5.4 m/s)

※3 相対線量 97%値の地上風の風速は 0.8 m/s, 風下方位は N N W (2005 年度の地上風平均風速は 3.1 m/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。

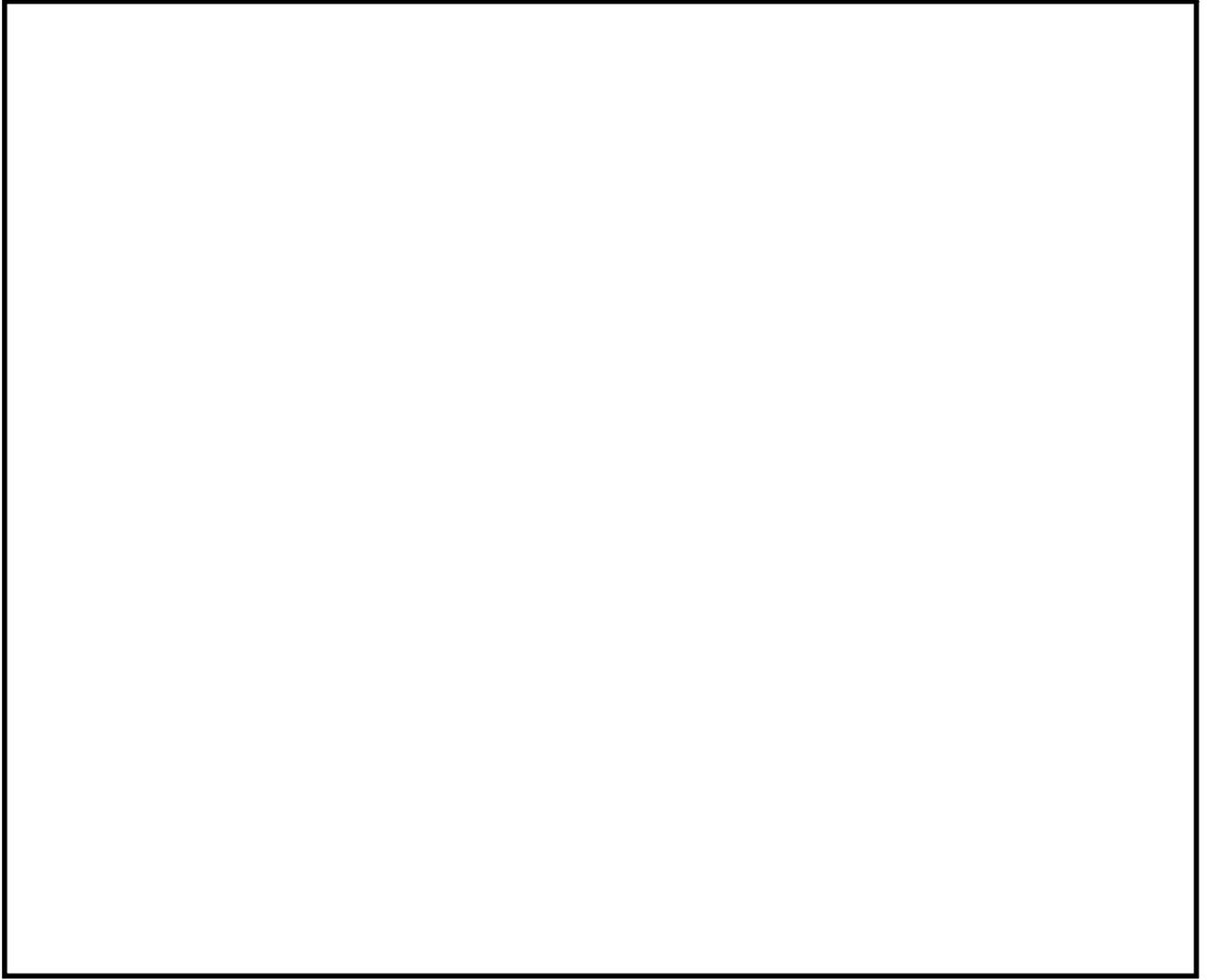
- ・ 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく
- ・ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
- ・ 外気から作業場所に流入した放射性物質による被ばく
- ・ ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく
- ・ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

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、貯蔵タンク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7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※1	考慮していない理由	離隔距離， 遮蔽厚等	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， 非常用ガス再循環系フィルタ	原子炉建屋原子炉棟5Fの設備であり，アクセスルート等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，床があり十分な遮蔽効果に期待でき，被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚（床，壁） ：約100 cm 距離：10 m以上	$10^{-1}$ mSv/h以下	① (第6図)
中央制御室換気系フィルタ	アクセスルートから十分に離れており，移動時における影響は短時間で被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚：なし 距離：10 m以上	0.5 mSv/h以下	② (第4図)
凝集沈殿装置供給ポンプ	アクセスルートから十分に離れており，アクセスルート等の間には補助遮蔽がある。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：約100 cm 距離：20 m以上	$10^{-2}$ mSv/h以下	③ (第3図)
凝集沈殿装置供給タンク	アクセスルートから十分に離れており，アクセスルート等の間には補助遮蔽がある。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：約100 cm 距離：10 m以上	$10^{-2}$ mSv/h以下	④ (第3図)
廃液濃縮機	アクセスルートから十分に離れており，アクセスルートとの間には補助遮蔽がある。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：約80 cm 距離：10 m以上	$10^{-2}$ mSv/h以下	⑤ (第3図)
廃液濃縮機循環ポンプ	アクセスルート等の間には補助遮蔽があり，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：約80 cm 距離：1 m以上	$10^{-2}$ mSv/h以下	⑥ (第4図)
格納容器圧力逃がし装置 格納槽	アクセスルートから十分に離れており，格納容器圧力逃がし装置格納槽からの直接線等は遮蔽設備により十分に低い線量となるため。	遮蔽厚：160 cm以上 距離：40 m以上	$10^{-2}$ mSv/h以下	⑦ (第1図)

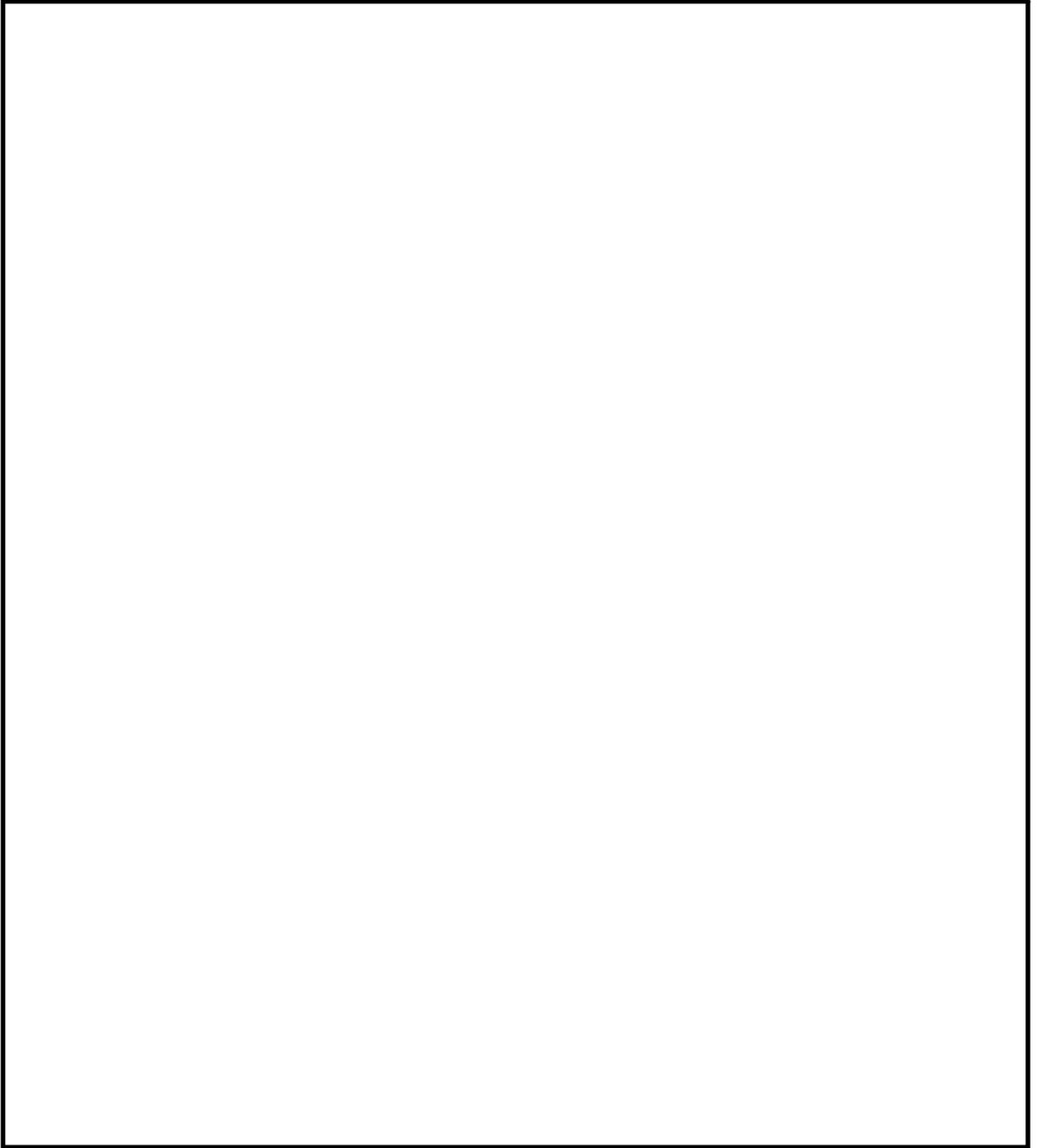
※1 表の設備以外にも貯蔵タンク等があるが，管理区域の区域区分Ⅰ又はⅡ（0.1 mSv/h未満）にある設備であり，被ばく評価上影響は小さい。



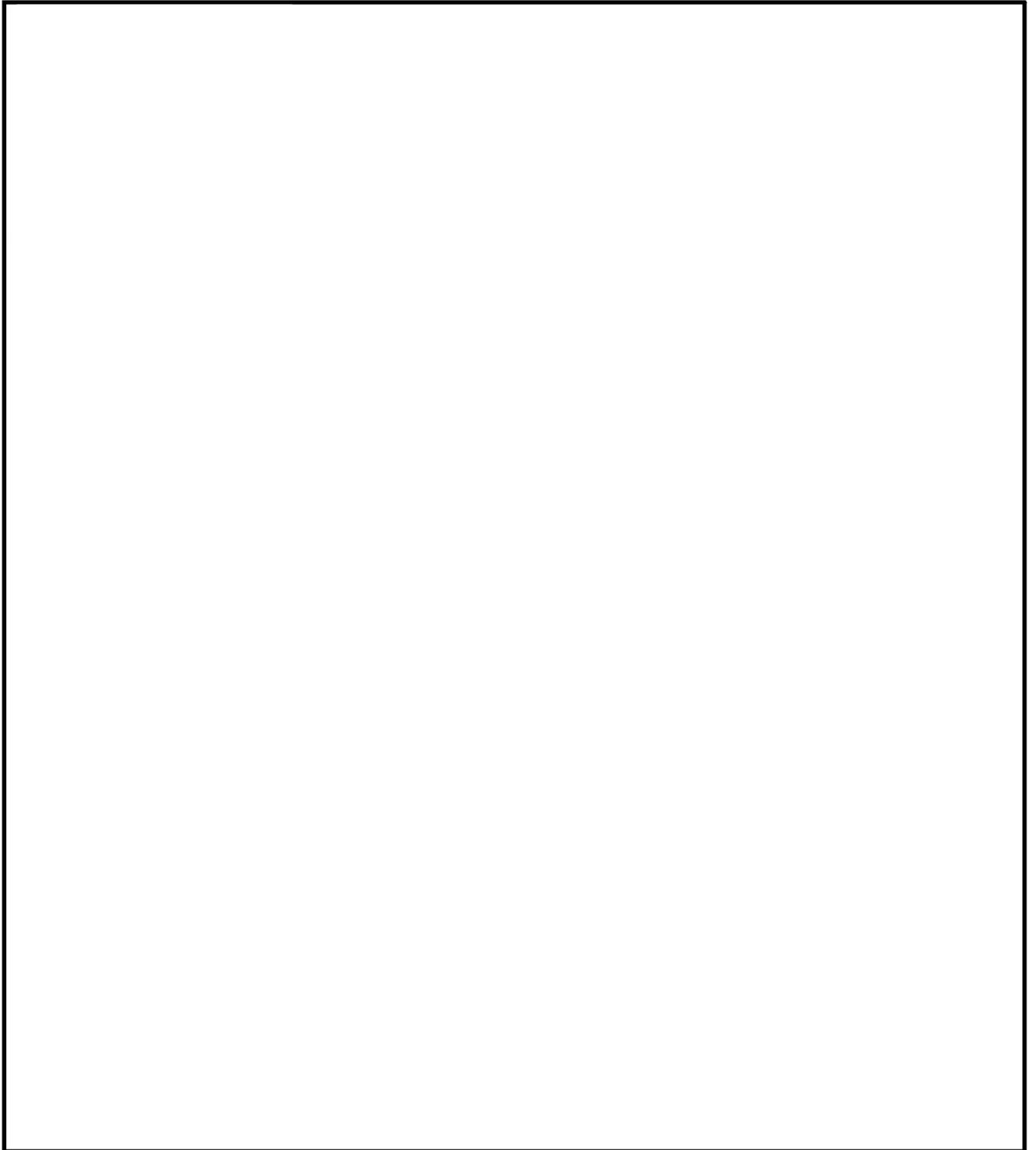
第1図 屋外アクセスルート



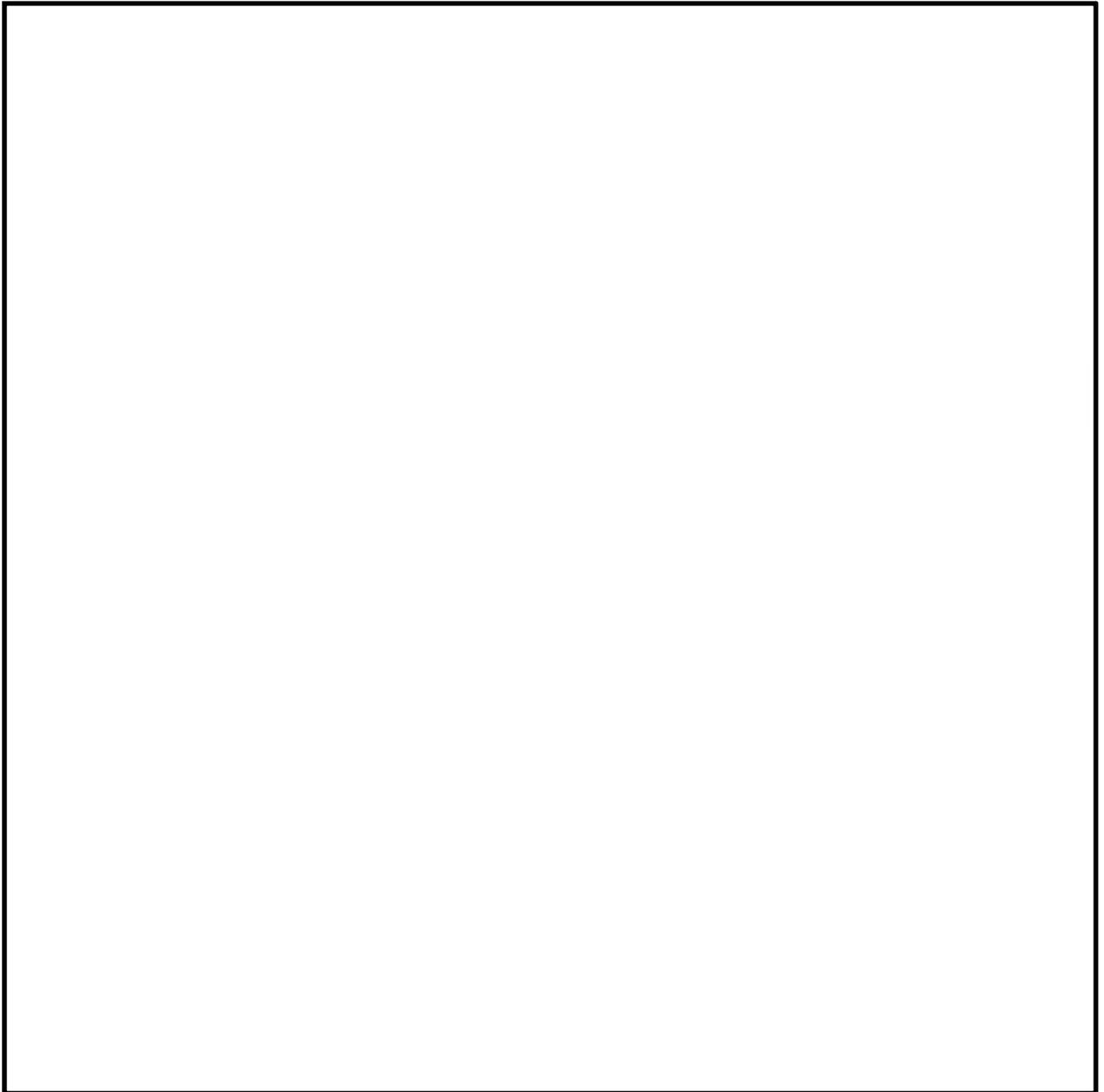
第2図 原子炉建屋1階の操作場所及びアクセスルート



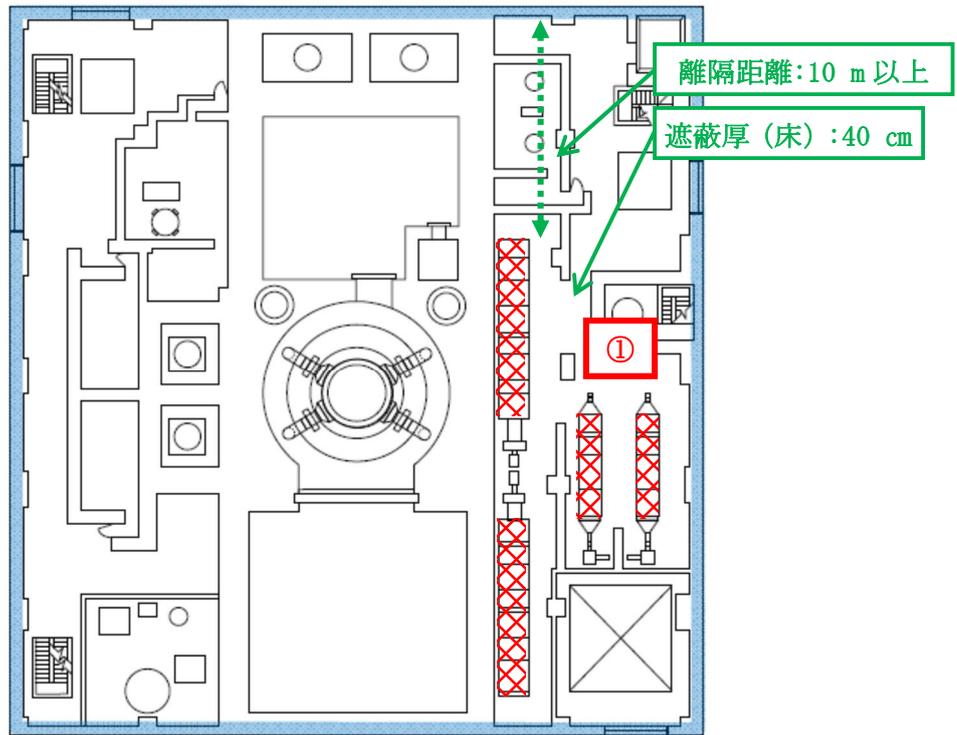
第3図 原子炉建屋2階の操作場所及びアクセスルート



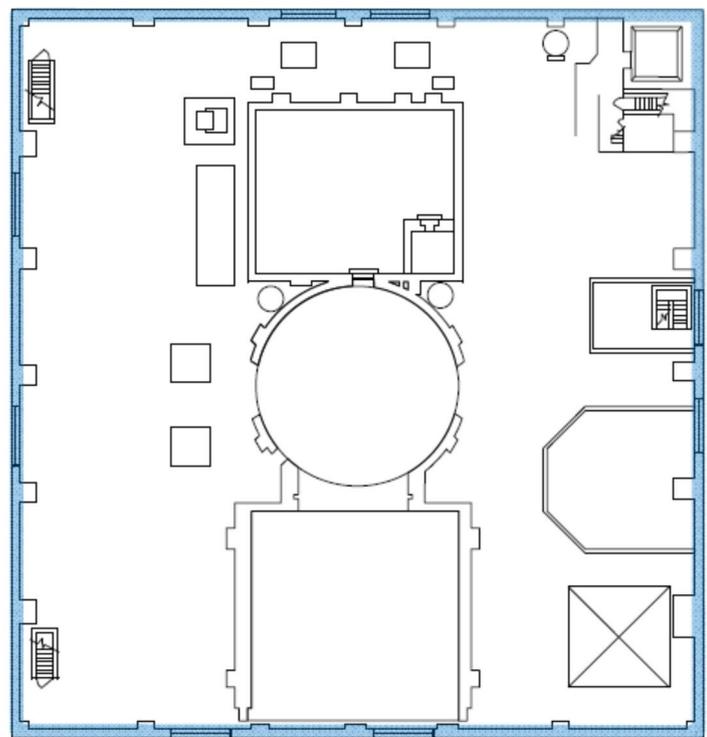
第4図 原子炉建屋3階及び原子炉建屋附属棟4階の  
操作場所及びアクセスルート



第 5 図 原子炉建屋 4 階の操作場所及びアクセスルート



第 6 図



第 7 図

### 気象資料の代表性について

#### (1) はじめに

本評価に係る設置変更許可申請に当たっては、東海第二発電所敷地内で2005年度に観測された風向、風速等を用いて線量評価を行っている。本補足資料では、2005年度の気象データを用いて線量評価することの妥当性について説明する。

#### (2) 本評価において2005年度の気象データを用いた理由

新規性基準適合性に係る設置変更許可申請に当り、添付書類十に新たに追加された炉心損傷防止対策の有効性評価で、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合の敷地境界における実効線量の評価が必要となった。その際、添付書類六に記載している1981年度の気象データの代表性について、申請準備時点の最新気象データを用いて確認したところ、代表性が確認できなかった。このため、平常時線量評価用の風洞実験結果（原子炉熱出力向上の検討の一環で準備）\*が整備されている2005年度の気象データについて、申請時点での最新気象データにて代表性を確認した上で、安全解析に用いる気象条件として適用することにした。これに伴い、添付書類九（通常運転時の線量評価）、添付書類十（設計基準事故時の線量評価）の安全解析にも適用し、評価を見直すこととした（別添1参照）。

※：線量評価には「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下、気象指針という。）に基づき統計処理された気象データを用いる。また、気象データのほかに放射性物質の放出量、排気筒高さ等のプラントデータ、評価点までの距離、排気筒有効高さ（風洞実験結果）等のデータが必要となる。

風洞実験は平常時、事故時の放出源高さで平地実験、模型実験を行い排気筒の有効高さを求めている。平常時の放出源高さの設定に当たっては、吹上げ高さを考慮しており、吹上げ高さの計算に2005年度の気象データ（風向別風速逆数の平均）を用いている。

これは、2011年3月以前、東海第二発電所において、次のように2005年度の気象データを用いて原子炉熱出力の向上について検討していたことによる。

原子炉熱出力向上に伴い添付書類九の通常運転時の線量評価条件が変更になること（主蒸気流量の5%増による冷却材中のよう素濃度減少により、換気系からの気体状よう素放出量の減少等、別添2参照）、また、南南東方向（常陸那珂火力発電所方向）、北東方向（海岸方向）の線量評価地点の追加も必要であったことから、中立の大気安定度の気流条件での風洞実験を新たに規定した「（社）日本原子力学会標準 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準：2003」に基づき、使用済燃料乾式貯蔵建屋、固体廃棄物作業建屋等の当初の風洞実験（1982年）以降に増設された建屋も反映し、2005年度の気象データを用いて風洞実験（別添3参照）を実施した。

東海第二発電所の添付書類九では、廃止措置中の東海発電所についても通常運転状態を仮定した線量評価を行っている。この評価においては、1981年度と2005年度の気象データ

から吹上げ高さを加えて評価した放出源高さの差異が、人の居住を考慮した線量評価点のうち線量が最大となる評価点に向かう風向を含む主要風向において僅かであったため、従来の風洞実験(1982年)の結果による有効高さを用いることにした(別添4参照)。

(3) 2005年度の気象データを用いて線量評価することの妥当性

線量評価に用いる気象データについては、気象指針に従い統計処理された1年間の気象データを使用している。気象指針(参考参照)では、その年の気象がとくに異常であるか否かを最寄の気象官署の気象資料を用いて調査することが望ましいとしている。

以上のことから、2005年度の気象データを用いることの妥当性を最新の気象データと比較し、以下の(a)(b)について確認する。

- (a) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度
- (b) 異常年検定

(4) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度と異常年検定の評価結果

(a) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度の最新の気象との比較\*

想定事故時の線量計算に用いる相対濃度について、線量評価に用いる気象(2005年度)と最新の気象(2015年度)との比較を行った。その結果、2005年度気象での相対濃度\*は $2.01 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$ 、2015年度気象では $2.04 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$ である。2005年度に対し2015年度の相対濃度は約1%の増加(気象指針に記載の相対濃度の年変動の範囲30%以内)であり、2005年度の気象データに特異性はない。

※：排気筒放出における各方位の1時間毎の気象データを用いた年間の相対濃度を小さい方から累積し、その累積頻度が97%に当たる相対濃度を算出し、各方位の最大値を比較

(b) 異常年検定

i. 検定に用いた観測記録

検定に用いた観測記録は第7-1表のとおりである。

なお、参考として、最寄の気象官署(水戸地方気象台、小名浜特別地域気象観測所)の観測記録についても使用した。

第7-1表 検定に用いた観測記録

検定年	統計年 <sup>※1</sup>	観測地点 <sup>※2</sup>
2005年度： 2005年4月 ～ 2006年3月	① 2001年4月～2013年3月 (申請時最新10年分の気象データ)	・敷地内観測地点 (地上高10 m, 81 m, 140 m)
	② 2004年4月～2016年3月 (最新10年分の気象データ)	・敷地内観測地点 (地上高10 m, 81 m, 140 m) <参考> ・水戸地方気象台 ・小名浜特別地域気象観測所

※1：2006年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外

※2：敷地内観測地点地上81 mは東海発電所の排気筒付近のデータであるが、気象の特異性を確認するため評価

ii. 検定方法

不良標本の棄却検定に関するF分布検定の手順により異常年検定を行った（別添5参照）。

iii. 検定結果（①～⑯ 棄却検定表参照）

検定結果は第7-2表のとおりであり、最新の気象データ（2004年4月～2016年3月）を用いた場合でも、有意水準（危険率）5 %での棄却数は少なく、有意な増加はない。また、最寄の気象官署の気象データにおいても、有意水準（危険率）5 %での棄却数は少なく、2005年度の気象データは異常年とは判断されない。

第7-2表 検定結果

検定年	統計年 <sup>※1</sup>	棄却数				
		敷地内観測地点			参 考	
		地上高 10 m	地上高 81 m <sup>※2</sup>	地上高 140 m	水戸地方 気象台	小名浜特 別地域気 象観測所
2005年度	①	1個	0個	3個	—	—
	②	3個	1個	4個	1個	3個

※1：①：2001年4月～2013年3月（申請時最新10年分の気象データ）

②：2004年4月～2016年3月（最新10年分の気象データ）

2006年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外

※2：敷地内観測地点地上81 mは東海発電所の排気筒付近のデータであるが、気象の特異性を確認するため評価

(5) 異常年検定による棄却項目の線量評価に与える影響

異常年検定については、風向別出現頻度17項目、風速階級別出現頻度10項目についてそれぞれ検定を行っている。

線量評価に用いる気象（2005年度）を最新の気象データ（2004年4月～2016年3月）にて検定した結果、最大の棄却数は地上高140 mの観測地点で27項目中4個であった。棄却された項目について着目すると、棄却された項目は全て風向別出現頻度であり、その方位はE N E、E、E S E及びS S Wである。

ここで、最新の気象データを用いた場合の線量評価への影響を確認するため、棄却された各風向の相対濃度について、2005年度と2015年度を第7-3表のとおり比較した。

E N E、E及びE S Eについては2005年度に対し2015年度は0.5～0.9倍程度の相対濃度となり、2005年度での評価は保守的な評価となっており、線量評価結果への影響を与えない。なお、S S Wについては2005年度に対し2015年度は約1.1倍の相対濃度とほぼ同等であり、また、S S Wは頻度が比較的lowく相対濃度の最大方位とはならないため線量評価への影響はない。

第7-3表 棄却された各風向の相対濃度の比較結果

風 向	相対濃度※ (s/m <sup>3</sup> ) (2005年度) : A	相対濃度※ (s/m <sup>3</sup> ) (2015年度) : B	比 (B/A)
E N E	1.456×10 <sup>-6</sup>	1.258×10 <sup>-6</sup>	0.864
E	1.982×10 <sup>-6</sup>	1.010×10 <sup>-6</sup>	0.510
E S E	1.810×10 <sup>-6</sup>	1.062×10 <sup>-6</sup>	0.587
S S W	1.265×10 <sup>-6</sup>	1.421×10 <sup>-6</sup>	1.123

※：燃料集合体落下事故を想定した排気筒放出における、各方位の1時間毎の気象データを用いた年間の相対濃度を小さい方から累積し、その累積頻度が97%に当たる相対濃度を算出

(6) 結 論

2005年度の気象データを用いることの妥当性を最新の気象データとの比較により評価した結果は以下のとおり。

- (a) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度について、線量評価に用いる気象（2005年度）と最新の気象（2015年度）での計算結果について比較を行った結果、気象指針に記載されている相対濃度の年変動（30 %以内）の範囲に収まり、2005年度の気象データに特異性はない。
- (b) 2005年度の気象データについて申請時の最新気象データ（2001年4月～2013年3月）及び最新気象データ（2004年4月～2016年3月）で異常年検定を行った結果、棄却数は少な

く、有意な増加はない。また、気象指針にて調査することが推奨されている最寄の気象官署の気象データにおいても、2005年度の気象データは棄却数が少なく、異常年とは判断されない。

- (c) 異常年検定にて棄却された風向の相対濃度については、最新気象データと比べて保守的、あるいは、ほぼ同等となっており、線量評価結果への影響を与えない。  
以上より、2005年度の気象データを線量評価に用いることは妥当である。

① 棄却検定表（風向）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.96	5.85	3.78	3.40	5.01	4.27	4.11	4.62	4.43	4.50	4.39	3.52	6.02	2.77	○
NNE	8.89	8.15	6.91	6.22	11.41	13.51	18.30	14.74	15.31	14.20	11.76	6.67	21.42	2.11	○
NE	19.71	24.49	23.29	18.45	18.06	20.80	16.75	14.99	14.71	13.60	18.49	18.41	27.13	9.84	○
ENE	8.31	8.38	10.04	8.97	7.09	6.97	5.51	5.25	5.40	4.10	7.00	9.80	11.55	2.46	○
E	4.39	3.76	4.56	4.42	4.59	4.14	3.49	3.17	3.13	1.70	3.74	5.55	5.88	1.59	○
ESE	2.79	2.86	2.93	2.99	2.32	2.85	2.26	2.26	2.22	2.20	2.57	3.66	3.37	1.76	×
SE	2.90	2.61	2.95	2.66	2.15	2.85	2.59	2.74	2.82	3.00	2.73	3.09	3.31	2.14	○
SSE	3.35	3.34	3.74	3.54	3.69	3.73	4.18	4.89	4.68	5.50	4.06	3.32	5.80	2.33	○
S	5.00	4.13	5.02	6.63	6.33	5.38	5.19	6.03	5.83	7.00	5.65	4.99	7.72	3.59	○
SSW	3.79	3.56	4.35	5.02	4.54	4.55	4.43	5.35	4.76	5.70	4.61	3.13	6.15	3.06	○
SW	4.32	4.90	4.93	5.16	3.92	3.40	4.53	5.16	5.76	5.40	4.75	3.67	6.44	3.06	○
WSW	4.38	4.09	3.53	4.31	4.66	3.29	4.11	4.67	4.07	4.70	4.18	4.25	5.31	3.05	○
W	5.44	4.16	4.23	4.65	3.89	3.81	4.47	5.55	4.26	4.40	4.49	5.13	5.88	3.09	○
WNW	5.95	5.05	6.19	6.71	5.87	6.13	6.26	6.05	6.37	6.30	6.09	7.65	7.12	5.06	×
NW	7.95	7.42	7.60	9.12	9.02	8.06	7.95	7.99	8.94	10.10	8.42	9.54	10.41	6.42	○
NNW	7.63	6.60	5.19	6.97	7.03	5.86	4.90	5.27	5.98	6.60	6.20	6.53	8.35	4.05	○
CALM	1.24	0.65	0.75	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.2	0.90	1.10	1.73	0.06	○

注1) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

② 棄却検定表（風速）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	1.24	0.65	0.75	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.20	0.90	1.10	1.73	0.06	○
0.5~1.4	6.70	5.19	5.56	6.43	5.00	4.91	6.14	6.91	6.97	7.40	6.12	6.99	8.26	3.98	○
1.5~2.4	10.58	8.92	9.61	11.42	8.63	9.44	10.82	11.16	10.43	11.00	10.20	11.28	12.53	7.87	○
2.5~3.4	12.17	11.15	12.55	13.72	11.36	12.24	11.61	12.66	12.49	12.40	12.24	14.10	13.99	10.48	×
3.5~4.4	12.57	12.25	12.80	13.58	12.63	13.41	13.26	12.52	12.24	12.10	12.74	13.85	13.97	11.51	○
4.5~5.4	11.54	10.97	11.30	12.07	13.08	12.09	12.67	13.40	12.60	11.00	12.07	12.03	14.11	10.03	○
5.5~6.4	10.66	9.62	10.10	9.68	11.98	10.33	10.78	10.64	10.24	10.00	10.40	9.92	12.02	8.79	○
6.5~7.4	7.67	8.18	8.82	7.95	8.74	8.28	8.19	8.89	8.08	8.60	8.34	7.40	9.30	7.38	○
7.5~8.4	6.17	7.68	7.35	5.34	6.97	7.05	5.91	6.39	6.28	7.30	6.64	5.51	8.40	4.89	○
8.5~9.4	5.14	6.84	6.01	5.03	5.60	4.77	5.03	4.82	5.52	6.00	5.48	4.82	7.03	3.92	○
9.5以上	15.56	18.54	15.15	14.02	15.61	17.08	14.61	11.35	13.84	13.00	14.88	13.00	19.70	10.05	○

注1) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

③ 棄却検定表（風向）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	4.09	4.59	3.42	3.25	4.84	4.64	4.84	5.88	5.68	5.5	4.67	3.79	6.79	2.56	○
NNE	8.41	7.81	7.03	6.03	10.15	12.15	17.45	14.51	16.54	14.50	11.46	6.60	21.28	1.64	○
NE	17.97	21.91	21.50	17.51	16.08	19.04	16.64	13.25	12.20	11.40	16.75	17.88	25.36	8.14	○
ENE	7.76	8.22	9.86	7.84	6.78	7.22	5.33	4.72	3.74	3.30	6.48	8.95	11.52	1.44	○
E	3.34	3.80	4.30	4.02	4.35	4.18	3.00	2.48	2.26	1.80	3.35	4.32	5.55	1.16	○
ESE	2.40	2.79	2.47	2.75	2.29	2.79	2.30	2.05	1.83	1.70	2.34	2.77	3.26	1.42	○
SE	2.74	2.86	2.96	2.80	2.21	2.96	2.89	2.53	2.99	3.20	2.81	2.75	3.47	2.16	○
SSE	3.78	3.48	3.96	3.77	3.74	3.90	4.83	5.80	4.88	6.10	4.42	4.16	6.63	2.22	○
S	4.77	3.66	4.43	6.82	5.76	4.74	4.64	5.94	5.42	5.70	5.19	4.88	7.35	3.03	○
SSW	2.86	2.56	3.20	3.86	3.40	3.06	3.59	4.46	4.16	4.30	3.55	2.43	5.07	2.02	○
SW	3.26	3.62	3.42	3.63	3.07	2.30	2.96	3.33	4.04	4.10	3.37	2.64	4.63	2.11	○
WSW	3.32	3.33	3.11	3.09	3.28	2.75	3.08	3.37	3.10	3.80	3.22	3.08	3.87	2.58	○
W	4.53	4.08	4.57	4.17	4.04	3.59	4.13	5.19	4.29	4.40	4.30	4.58	5.30	3.30	○
WNW	8.29	7.52	8.02	9.03	7.66	7.81	8.17	8.29	8.59	8.70	8.21	9.14	9.34	7.08	○
NW	15.13	13.32	12.41	15.17	15.33	12.82	10.66	11.34	13.08	14.10	13.34	15.31	17.17	9.50	○
NNW	6.67	5.88	4.76	5.67	6.32	5.42	4.60	5.65	6.05	6.30	5.73	6.03	7.32	4.15	○
CALM	0.65	0.58	0.59	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	0.81	0.69	1.41	0.21	○

注1) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

④ 棄却検定表（風速）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	0.65	0.58	0.59	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	0.81	0.69	1.41	0.21	○
0.5~1.4	4.92	4.95	5.23	5.62	4.89	5.08	6.94	7.56	7.82	7.80	6.08	5.79	9.13	3.03	○
1.5~2.4	10.06	10.15	10.09	11.31	9.38	10.83	12.09	12.36	12.35	12.90	11.15	10.58	14.05	8.25	○
2.5~3.4	13.91	14.28	14.41	14.52	13.35	14.11	14.46	16.20	14.86	14.10	14.42	15.24	16.19	12.65	○
3.5~4.4	15.55	14.93	14.78	16.34	14.98	15.93	15.47	15.05	15.26	14.60	15.29	16.48	16.57	14.01	○
4.5~5.4	13.97	12.98	12.75	13.85	14.76	13.52	13.42	13.75	12.61	12.80	13.44	13.66	15.04	11.84	○
5.5~6.4	11.36	10.40	11.85	10.73	11.54	10.67	10.40	10.51	9.52	10.40	10.74	11.14	12.35	9.13	○
6.5~7.4	8.16	8.38	8.75	7.90	8.66	7.72	7.14	7.22	7.49	8.10	7.95	8.04	9.29	6.62	○
7.5~8.4	6.41	6.50	6.98	5.44	6.25	5.74	5.23	5.40	6.17	6.10	6.02	5.64	7.35	4.70	○
8.5~9.4	4.97	5.31	4.65	4.10	4.85	4.30	4.12	3.20	4.43	4.40	4.43	4.02	5.81	3.06	○
9.5以上	10.04	11.52	9.92	9.58	10.65	11.45	9.84	7.54	8.37	7.80	9.67	8.74	12.98	6.36	○

注1) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

⑤ 棄却検定表（風向）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.29	3.24	2.85	2.50	2.57	2.17	2.52	2.81	2.62	2.40	2.70	2.15	3.54	1.85	○
NNE	12.39	12.29	12.11	10.30	7.29	9.57	11.21	9.18	11.62	8.50	10.45	9.93	14.64	6.26	○
NE	12.70	15.12	17.57	13.28	15.17	17.51	16.15	12.25	12.18	11.60	14.35	15.15	19.68	9.02	○
ENE	3.27	3.57	3.90	3.74	5.42	6.41	5.52	5.07	4.14	6.40	4.74	4.49	7.52	1.97	○
E	2.51	2.86	2.84	2.62	3.05	2.44	2.85	2.19	1.78	1.80	2.49	2.60	3.55	1.43	○
ESE	3.04	3.68	3.30	3.81	3.44	3.44	3.98	3.36	3.25	2.30	3.36	3.49	4.46	2.26	○
SE	5.14	5.79	5.80	5.63	4.29	4.37	4.59	5.21	4.53	4.60	5.00	5.73	6.40	3.59	○
SSE	4.00	3.66	3.99	5.62	5.03	4.47	4.63	6.32	5.73	6.00	4.95	4.59	7.16	2.73	○
S	2.41	2.22	2.63	3.85	3.68	3.79	3.25	4.55	3.54	4.20	3.41	2.31	5.25	1.57	○
SSW	3.52	3.26	3.07	3.20	3.19	2.35	3.28	3.64	3.38	3.40	3.23	2.36	4.06	2.40	×
SW	1.37	0.79	1.35	1.08	1.53	1.09	1.06	1.00	1.12	1.30	1.17	1.22	1.68	0.66	○
WSW	2.94	2.70	2.48	2.15	1.44	1.25	2.47	2.66	2.34	1.90	2.23	2.40	3.54	0.92	○
W	12.93	11.05	10.01	11.71	4.73	4.55	6.91	6.99	7.88	6.30	8.31	10.13	15.30	1.31	○
WNW	19.82	18.95	18.46	19.53	24.91	22.81	21.72	22.62	22.60	22.90	21.43	21.68	26.45	16.42	○
NW	6.86	6.86	6.03	6.52	9.65	8.87	6.09	7.67	8.35	10.90	7.78	7.42	11.65	3.91	○
NNW	2.97	2.92	2.33	2.61	3.51	3.10	2.43	2.87	3.04	3.50	2.93	2.65	3.87	1.99	○
CALM	0.82	1.03	1.29	1.85	1.11	1.82	1.35	1.6	1.9	2.00	1.48	1.69	2.46	0.49	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

⑥ 棄却検定表（風速）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	0.82	1.03	1.29	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.48	1.69	2.46	0.49	○
0.5~1.4	12.24	12.79	13.24	14.96	14.40	15.93	13.88	15.83	15.92	16.70	14.59	15.14	18.20	10.98	○
1.5~2.4	30.43	30.39	28.56	31.22	32.03	33.39	32.69	32.91	33.15	31.40	31.62	32.77	35.24	28.00	○
2.5~3.4	22.23	21.48	21.80	22.97	21.70	21.95	23.48	23.08	23.60	21.90	22.42	20.88	24.29	20.55	○
3.5~4.4	10.85	10.91	11.31	9.77	10.95	10.88	10.69	11.19	10.19	10.70	10.74	10.16	11.83	9.66	○
4.5~5.4	7.69	8.16	9.27	6.25	6.89	6.66	7.22	6.75	6.01	7.10	7.20	7.09	9.49	4.91	○
5.5~6.4	5.21	6.40	6.23	4.34	4.69	4.15	3.91	3.58	4.17	4.50	4.72	4.79	6.97	2.46	○
6.5~7.4	4.20	4.07	3.92	3.30	3.31	2.25	2.60	2.02	2.44	2.60	3.07	3.01	4.96	1.18	○
7.5~8.4	2.84	2.51	2.18	2.34	2.24	1.20	1.70	1.39	1.25	1.60	1.93	2.29	3.28	0.57	○
8.5~9.4	1.77	1.12	1.07	1.33	1.24	0.86	1.20	0.72	0.60	0.70	1.06	1.09	1.90	0.22	○
9.5以上	1.70	1.13	1.13	1.67	1.45	0.90	1.30	0.94	0.75	0.80	1.18	1.10	1.99	0.36	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

⑦ 棄却検定表（風向）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.40	5.01	4.27	4.11	4.62	4.43	4.50	4.48	4.38	5.20	4.44	3.52	5.60	3.28	○
NNE	6.22	11.41	13.51	18.30	14.74	15.31	14.10	11.42	14.59	20.56	14.02	6.67	23.32	4.72	○
NE	18.45	18.06	20.80	16.75	14.99	14.71	13.66	15.68	13.11	13.60	15.98	18.41	21.91	10.05	○
ENE	8.97	7.09	6.97	5.51	5.25	5.40	4.16	5.74	5.59	4.95	5.96	9.80	9.21	2.72	×
E	4.42	4.59	4.14	3.49	3.17	3.13	1.65	3.02	3.06	3.04	3.37	5.55	5.40	1.34	×
ESE	2.99	2.32	2.85	2.26	2.26	2.22	2.17	2.00	2.36	2.20	2.36	3.66	3.10	1.62	×
SE	2.66	2.15	2.85	2.59	2.74	2.82	2.98	2.99	2.79	2.26	2.69	3.09	3.36	2.01	○
SSE	3.54	3.69	3.73	4.18	4.89	4.68	5.52	4.76	5.29	5.12	4.54	3.32	6.23	2.85	○
S	6.63	6.33	5.38	5.19	6.03	5.83	6.96	6.48	5.87	5.76	6.04	4.99	7.36	4.73	○
SSW	5.02	4.54	4.55	4.43	5.35	4.76	5.68	6.07	4.89	5.45	5.08	3.13	6.37	3.78	×
SW	5.16	3.92	3.40	4.53	5.16	5.76	5.38	4.94	4.64	5.05	4.79	3.67	6.46	3.13	○
WSW	4.31	4.66	3.29	4.11	4.67	4.07	4.63	4.81	5.16	4.10	4.38	4.25	5.62	3.14	○
W	4.65	3.89	3.81	4.47	5.55	4.26	4.40	4.64	5.07	4.24	4.50	5.13	5.74	3.26	○
WNW	6.71	5.87	6.13	6.26	6.05	6.37	6.29	6.75	7.56	5.62	6.36	7.65	7.65	5.07	○
NW	9.12	9.02	8.06	7.95	7.99	8.94	10.14	8.95	9.69	6.99	8.68	9.54	10.90	6.47	○
NNW	6.97	7.03	5.86	4.90	5.27	5.98	6.57	6.52	5.08	4.81	5.90	6.53	7.92	3.88	○
CALM	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.21	0.75	0.88	1.04	0.90	1.10	1.68	0.12	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑧ 棄却検定表（風速）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.21	0.75	0.88	1.04	0.90	1.10	1.68	0.12	○
0.5~1.4	6.43	5.00	4.91	6.14	6.91	6.97	7.32	5.92	6.20	6.78	6.26	6.99	8.18	4.33	○
1.5~2.4	11.42	8.63	9.44	10.82	11.16	10.43	10.94	10.58	9.76	10.98	10.42	11.28	12.50	8.33	○
2.5~3.4	13.72	11.36	12.24	11.61	12.66	12.49	12.38	12.89	12.13	13.45	12.49	14.10	14.24	10.75	○
3.5~4.4	13.58	12.63	13.41	13.26	12.52	12.24	12.12	14.22	13.05	13.51	13.05	13.85	14.64	11.47	○
4.5~5.4	12.07	13.08	12.09	12.67	13.40	12.60	11.01	12.52	12.25	11.78	12.35	12.03	13.95	10.75	○
5.5~6.4	9.68	11.98	10.33	10.78	10.64	10.24	10.01	10.35	11.29	9.51	10.48	9.92	12.23	8.73	○
6.5~7.4	7.95	8.74	8.28	8.19	8.89	8.08	8.62	8.57	9.22	7.47	8.40	7.40	9.61	7.19	○
7.5~8.4	5.34	6.97	7.05	5.91	6.39	6.28	7.32	7.01	6.63	5.89	6.48	5.51	7.98	4.98	○
8.5~9.4	5.03	5.60	4.77	5.03	4.82	5.52	6.08	5.01	5.14	4.97	5.20	4.82	6.17	4.22	○
9.5以上	14.02	15.61	17.08	14.61	11.35	13.84	12.98	12.18	13.45	14.63	13.97	13.00	17.90	10.05	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑨ 棄却検定表（風向）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.25	4.84	4.64	4.84	5.88	5.68	5.50	5.04	5.05	6.22	5.09	3.79	7.05	3.14	○
NNE	6.03	10.15	12.15	17.45	14.51	16.54	14.50	11.55	14.10	19.46	13.64	6.60	22.84	4.45	○
NE	17.51	16.08	19.04	16.64	13.25	12.20	11.40	14.95	13.31	12.28	14.67	17.88	20.77	8.56	○
ENE	7.84	6.78	7.22	5.33	4.72	3.74	3.30	5.73	4.21	4.52	5.34	8.95	8.97	1.71	○
E	4.02	4.35	4.18	3.00	2.48	2.26	1.80	2.89	2.33	2.47	2.98	4.32	5.11	0.85	○
ESE	2.75	2.29	2.79	2.30	2.05	1.83	1.70	2.17	2.07	1.91	2.19	2.77	3.04	1.33	○
SE	2.80	2.21	2.96	2.89	2.53	2.99	3.20	2.56	3.40	2.60	2.81	2.75	3.64	1.98	○
SSE	3.77	3.74	3.90	4.83	5.80	4.88	6.10	4.79	5.78	5.58	4.92	4.16	7.03	2.81	○
S	6.82	5.76	4.74	4.64	5.94	5.42	5.70	5.01	4.67	4.87	5.36	4.88	7.03	3.68	○
SSW	3.86	3.40	3.06	3.59	4.46	4.16	4.30	4.07	3.53	4.25	3.87	2.43	4.95	2.79	×
SW	3.63	3.07	2.30	2.96	3.33	4.04	4.10	3.45	3.38	3.56	3.38	2.64	4.63	2.13	○
WSW	3.09	3.28	2.75	3.08	3.37	3.10	3.80	3.50	4.06	3.23	3.33	3.08	4.23	2.42	○
W	4.17	4.04	3.59	4.13	5.19	4.29	4.40	4.66	4.76	4.26	4.35	4.58	5.39	3.31	○
WNW	9.03	7.66	7.81	8.17	8.29	8.59	8.70	9.54	10.05	7.43	8.53	9.14	10.51	6.54	○
NW	15.17	15.33	12.82	10.66	11.34	13.08	14.10	13.28	12.90	10.98	12.97	15.31	16.82	9.11	○
NNW	5.67	6.32	5.42	4.60	5.65	6.05	6.30	5.80	5.54	5.08	5.64	6.03	6.90	4.38	○
CALM	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	1.01	0.86	1.29	0.95	0.69	1.53	0.37	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑩ 棄却検定表（風速）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	1.01	0.86	1.29	0.95	0.69	1.53	0.37	○
0.5~1.4	5.62	4.89	5.08	6.94	7.56	7.82	7.80	7.41	6.47	7.60	6.72	5.79	9.42	4.01	○
1.5~2.4	11.31	9.38	10.83	12.09	12.36	12.35	12.90	12.41	11.84	13.06	11.85	10.58	14.46	9.24	○
2.5~3.4	14.52	13.35	14.11	14.46	16.20	14.86	14.10	15.47	15.34	15.31	14.77	15.24	16.74	12.80	○
3.5~4.4	16.34	14.98	15.93	15.47	15.05	15.26	14.60	15.94	15.26	14.65	15.35	16.48	16.71	13.98	○
4.5~5.4	13.85	14.76	13.52	13.42	13.75	12.61	12.80	12.85	13.64	12.56	13.38	13.66	15.00	11.75	○
5.5~6.4	10.73	11.54	10.67	10.40	10.51	9.52	10.40	10.94	10.49	9.78	10.50	11.14	11.84	9.16	○
6.5~7.4	7.90	8.66	7.72	7.14	7.22	7.49	8.10	7.38	8.49	7.34	7.74	8.04	9.01	6.48	○
7.5~8.4	5.44	6.25	5.74	5.23	5.40	6.17	6.10	4.94	5.67	5.51	5.64	5.64	6.66	4.63	○
8.5~9.4	4.10	4.85	4.30	4.12	3.20	4.43	4.40	4.20	3.89	4.42	4.19	4.02	5.22	3.16	○
9.5以上	9.58	10.65	11.45	9.84	7.54	8.37	7.80	7.44	8.05	8.47	8.92	8.74	12.21	5.63	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑪ 棄却検定表（風向）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
N	2.50	2.57	2.17	2.52	2.81	2.62	2.39	2.26	2.16	2.70	2.47	2.15	2.99	1.95	○
NNE	10.30	7.29	9.57	11.21	9.18	11.62	8.49	8.24	8.84	11.06	9.58	9.93	12.98	6.18	○
NE	13.28	15.17	17.51	16.15	12.25	12.18	11.58	12.60	12.33	13.45	13.65	15.15	18.32	8.98	○
ENE	3.74	5.42	6.41	5.52	5.07	4.14	6.39	7.34	6.61	7.12	5.78	4.49	8.65	2.90	○
E	2.62	3.05	2.44	2.85	2.19	1.78	1.78	2.84	2.14	3.40	2.51	2.60	3.79	1.23	○
ESE	3.81	3.44	3.44	3.98	3.36	3.25	2.38	3.01	3.47	2.82	3.30	3.49	4.40	2.19	○
SE	5.63	4.29	4.37	4.59	5.21	4.53	4.58	4.04	4.56	4.03	4.58	5.73	5.76	3.40	○
SSE	5.62	5.03	4.47	4.63	6.32	5.73	6.01	4.96	4.74	5.63	5.31	4.59	6.81	3.82	○
S	3.85	3.68	3.79	3.25	4.55	3.54	4.20	3.69	3.42	3.50	3.75	2.31	4.66	2.84	×
SSW	3.20	3.19	2.35	3.28	3.64	3.38	3.39	3.47	3.14	3.32	3.23	2.36	4.05	2.42	×
SW	1.08	1.53	1.09	1.06	1.00	1.12	1.27	1.47	1.34	1.78	1.27	1.22	1.88	0.67	○
WSW	2.15	1.44	1.25	2.47	2.66	2.34	1.91	1.97	2.52	1.97	2.07	2.40	3.16	0.97	○
W	11.71	4.73	4.55	6.91	6.99	7.88	6.34	5.87	6.41	5.74	6.71	10.13	11.52	1.91	○
WNW	19.53	24.91	22.81	21.72	22.62	22.60	22.88	22.63	24.11	20.77	22.46	21.68	26.09	18.83	○
NW	6.52	9.65	8.87	6.09	7.67	8.35	10.93	9.78	9.37	7.93	8.51	7.42	12.10	4.93	○
NNW	2.61	3.51	3.10	2.43	2.87	3.04	3.49	4.17	3.20	3.09	3.15	2.65	4.32	1.98	○
CALM	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.68	1.64	1.70	1.66	1.69	2.30	1.03	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑫ 棄却検定表（風速）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
0.0～0.4	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.68	1.64	1.70	1.66	1.69	2.30	1.03	○
0.5～1.4	14.96	14.40	15.93	13.88	15.83	15.92	16.73	15.60	15.63	16.08	15.50	15.14	17.51	13.48	○
1.5～2.4	31.22	32.03	33.39	32.69	32.91	33.15	31.38	32.64	33.04	31.24	32.37	32.77	34.35	30.39	○
2.5～3.4	22.97	21.70	21.95	23.48	23.08	23.60	21.94	22.79	24.23	23.94	22.97	20.88	25.05	20.88	×
3.5～4.4	9.77	10.95	10.88	10.69	11.19	10.19	10.67	11.34	11.65	11.54	10.89	10.16	12.28	9.49	○
4.5～5.4	6.25	6.89	6.66	7.22	6.75	6.01	7.06	7.04	6.89	7.48	6.83	7.09	7.87	5.79	○
5.5～6.4	4.34	4.69	4.15	3.91	3.58	4.17	4.48	3.78	3.36	4.17	4.06	4.79	5.04	3.09	○
6.5～7.4	3.30	3.31	2.25	2.60	2.02	2.44	2.63	2.19	1.59	1.93	2.43	3.01	3.75	1.10	○
7.5～8.4	2.34	2.24	1.20	1.70	1.39	1.25	1.55	1.37	0.94	1.05	1.50	2.29	2.62	0.39	○
8.5～9.4	1.33	1.24	0.86	1.20	0.72	0.60	0.72	0.71	0.47	0.49	0.83	1.09	1.58	0.09	○
9.5以上	1.67	1.45	0.90	1.30	0.94	0.75	0.84	0.86	0.56	0.37	0.96	1.10	1.91	0.01	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑬ 棄却検定表（風向）（水戸地方気象台）

観測場所：水戸地方気象台(%)

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	15.34	17.09	18.48	14.84	16.36	17.58	14.82	13.31	12.53	11.75	15.21	13.38	20.47	9.95	○
NNE	6.78	6.87	8.19	7.57	7.63	7.52	7.05	7.07	6.68	7.83	7.32	6.68	8.51	6.13	○
NE	6.22	6.14	8.14	9.37	6.51	7.25	6.82	6.01	6.65	8.23	7.13	7.36	9.76	4.51	○
ENE	8.70	8.79	9.94	10.20	7.40	7.33	7.71	9.20	8.31	8.81	8.64	9.50	10.97	6.30	○
E	9.92	9.38	10.94	9.26	8.55	7.28	6.49	9.98	8.95	8.87	8.96	10.92	12.05	5.87	○
ESE	4.37	3.22	5.08	3.38	4.19	3.72	4.02	3.43	3.79	3.81	3.90	4.41	5.21	2.60	○
SE	3.11	3.02	3.38	3.05	2.99	3.05	3.74	2.82	2.95	3.07	3.12	2.91	3.74	2.50	○
SSE	1.30	1.50	1.12	1.15	1.29	1.47	1.36	1.10	1.28	1.17	1.27	1.43	1.61	0.94	○
S	2.99	2.43	1.56	2.49	2.82	2.74	2.98	2.96	2.17	2.47	2.56	1.96	3.62	1.50	○
SSW	5.32	5.83	4.64	5.28	6.78	6.32	6.22	5.78	5.79	6.40	5.84	4.24	7.34	4.33	×
SW	5.47	4.84	3.40	3.77	4.86	5.08	4.00	4.01	3.92	3.97	4.33	4.20	5.93	2.73	○
WSW	2.97	3.28	2.61	2.74	3.62	2.91	3.41	3.21	3.66	3.56	3.20	3.26	4.09	2.31	○
W	3.18	2.86	2.83	2.84	3.49	3.07	3.70	3.27	4.34	2.82	3.24	3.81	4.40	2.08	○
WNW	2.75	2.57	2.17	1.72	1.84	2.24	2.89	2.56	2.54	1.59	2.29	3.17	3.35	1.22	○
NW	6.63	5.69	3.15	4.59	4.86	4.11	6.10	6.47	7.06	5.48	5.41	7.67	8.34	2.49	○
NNW	13.20	14.77	12.63	16.29	15.44	16.86	17.84	17.99	18.01	19.29	16.23	13.36	21.45	11.01	○
CALM	1.75	1.73	1.74	1.45	1.36	1.47	0.83	0.85	1.38	0.87	1.34	1.74	2.22	0.46	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑭ 棄却検定表（風速）（水戸地方気象台）

観測場所：水戸地方気象台(%)

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	1.75	1.73	1.74	1.45	1.36	1.47	0.83	0.85	1.38	0.87	1.34	1.74	2.22	0.46	○
0.5~1.4	33.41	35.08	36.96	37.22	32.05	33.83	31.50	32.61	32.82	26.35	33.18	35.02	40.51	25.85	○
1.5~2.4	29.63	29.88	30.31	28.20	30.41	29.79	31.92	31.80	30.66	35.10	30.77	29.14	35.18	26.36	○
2.5~3.4	16.75	17.72	16.28	15.96	17.80	16.66	16.03	16.83	16.86	17.36	16.83	16.52	18.36	15.29	○
3.5~4.4	9.81	9.42	8.08	8.85	9.43	9.50	9.63	9.81	10.24	11.26	9.60	10.01	11.57	7.63	○
4.5~5.4	4.93	3.73	3.76	4.08	4.11	4.18	5.29	4.44	4.23	4.93	4.37	4.93	5.61	3.13	○
5.5~6.4	2.05	1.30	1.53	2.14	2.59	2.17	2.47	1.80	1.97	2.78	2.08	1.84	3.18	0.98	○
6.5~7.4	0.96	0.63	0.51	1.14	1.19	1.13	1.25	0.82	1.14	0.98	0.98	0.46	1.57	0.38	○
7.5~8.4	0.41	0.26	0.31	0.46	0.53	0.56	0.67	0.39	0.43	0.20	0.42	0.19	0.76	0.08	○
8.5~9.4	0.18	0.15	0.18	0.21	0.29	0.37	0.24	0.21	0.18	0.08	0.21	0.09	0.40	0.02	○
9.5以上	0.11	0.11	0.34	0.30	0.25	0.34	0.16	0.43	0.08	0.09	0.22	0.06	0.52	0.00	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑮ 棄却検定表（風向）（小名浜気象観測所）

観測場所：小名浜気象観測所(%)

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	15.61	18.08	19.49	16.90	17.05	16.58	16.86	16.92	16.52	18.76	17.28	14.97	20.03	14.53	○
NNE	9.51	9.46	11.94	13.36	9.44	11.36	9.70	10.37	9.91	12.46	10.75	9.71	14.14	7.36	○
NE	5.07	5.21	5.40	6.15	5.19	4.83	5.89	5.79	5.13	5.70	5.44	4.45	6.44	4.43	○
ENE	1.70	2.19	2.22	2.20	2.22	1.88	2.00	2.43	2.69	2.79	2.23	1.89	3.03	1.43	○
E	2.15	2.92	2.36	2.48	2.38	2.37	1.90	2.42	2.68	2.52	2.42	2.17	3.07	1.76	○
ESE	1.32	1.95	2.02	1.75	1.78	1.60	1.68	2.15	2.14	1.88	1.83	1.77	2.44	1.22	○
SE	2.96	2.68	2.94	2.19	2.64	2.86	2.81	2.98	2.96	2.60	2.76	3.36	3.35	2.18	×
SSE	5.80	4.93	4.51	4.91	5.09	5.79	5.05	4.80	4.77	4.66	5.03	6.02	6.07	3.99	○
S	11.32	9.73	8.58	9.45	11.91	10.63	10.26	8.92	9.93	12.47	10.32	10.33	13.33	7.31	○
SSW	7.56	5.71	5.88	6.43	7.42	6.79	7.04	7.74	6.28	7.56	6.84	4.77	8.59	5.09	×
SW	2.13	1.79	1.58	2.68	2.70	2.29	2.70	2.79	3.04	1.79	2.35	1.69	3.55	1.15	○
WSW	0.95	0.82	1.05	1.13	0.97	0.97	1.18	1.11	1.07	1.15	1.04	0.95	1.30	0.78	○
W	1.80	1.70	1.58	1.70	1.44	1.71	1.50	1.42	1.75	1.46	1.61	1.89	1.94	1.27	○
WNW	4.70	4.69	3.84	3.98	3.98	4.36	4.28	4.43	4.94	2.88	4.21	6.05	5.60	2.82	×
NW	9.27	8.70	7.85	7.77	7.62	8.06	10.22	9.14	9.83	6.42	8.49	10.63	11.23	5.75	○
NNW	15.51	17.31	16.04	14.80	15.83	15.60	16.16	16.05	15.40	13.91	15.66	16.88	17.78	13.54	○
CALM	2.64	2.15	2.73	2.11	2.33	2.34	0.80	0.56	0.94	1.00	1.76	2.47	3.74	0.00	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑯ 棄却検定表（風速）（小名浜気象観測所）

観測場所：小名浜気象観測所(%)

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	2.64	2.15	2.73	2.11	2.33	2.34	0.80	0.56	0.94	1.00	1.76	2.47	3.74	0.00	○
0.5~1.4	21.92	21.13	22.45	22.79	22.30	22.11	16.85	18.40	18.83	18.49	20.53	20.97	25.64	15.41	○
1.5~2.4	28.61	30.72	31.17	29.65	30.58	28.79	30.61	29.38	32.17	31.56	30.32	30.33	33.13	27.52	○
2.5~3.4	17.92	18.99	17.19	18.04	20.06	19.71	21.00	20.11	20.21	20.27	19.35	18.36	22.32	16.38	○
3.5~4.4	11.69	11.62	10.66	12.27	11.79	12.18	12.28	13.73	12.06	12.35	12.06	10.84	13.89	10.23	○
4.5~5.4	7.47	7.33	6.90	7.80	7.11	6.84	7.96	7.82	7.11	7.86	7.42	7.32	8.42	6.42	○
5.5~6.4	5.06	3.87	4.62	3.81	3.73	3.96	5.41	5.02	3.85	4.28	4.36	4.91	5.83	2.89	○
6.5~7.4	2.45	2.43	2.27	1.93	1.32	2.23	2.79	2.55	2.47	2.17	2.26	2.56	3.22	1.30	○
7.5~8.4	1.11	1.08	0.99	0.96	0.48	1.03	1.21	1.45	1.37	1.05	1.07	1.14	1.70	0.45	○
8.5~9.4	0.75	0.34	0.70	0.43	0.15	0.50	0.59	0.45	0.63	0.60	0.51	0.72	0.94	0.09	○
9.5以上	0.39	0.34	0.32	0.21	0.15	0.31	0.50	0.54	0.37	0.36	0.35	0.39	0.63	0.07	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

(参考)

「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」の解説X.での記載

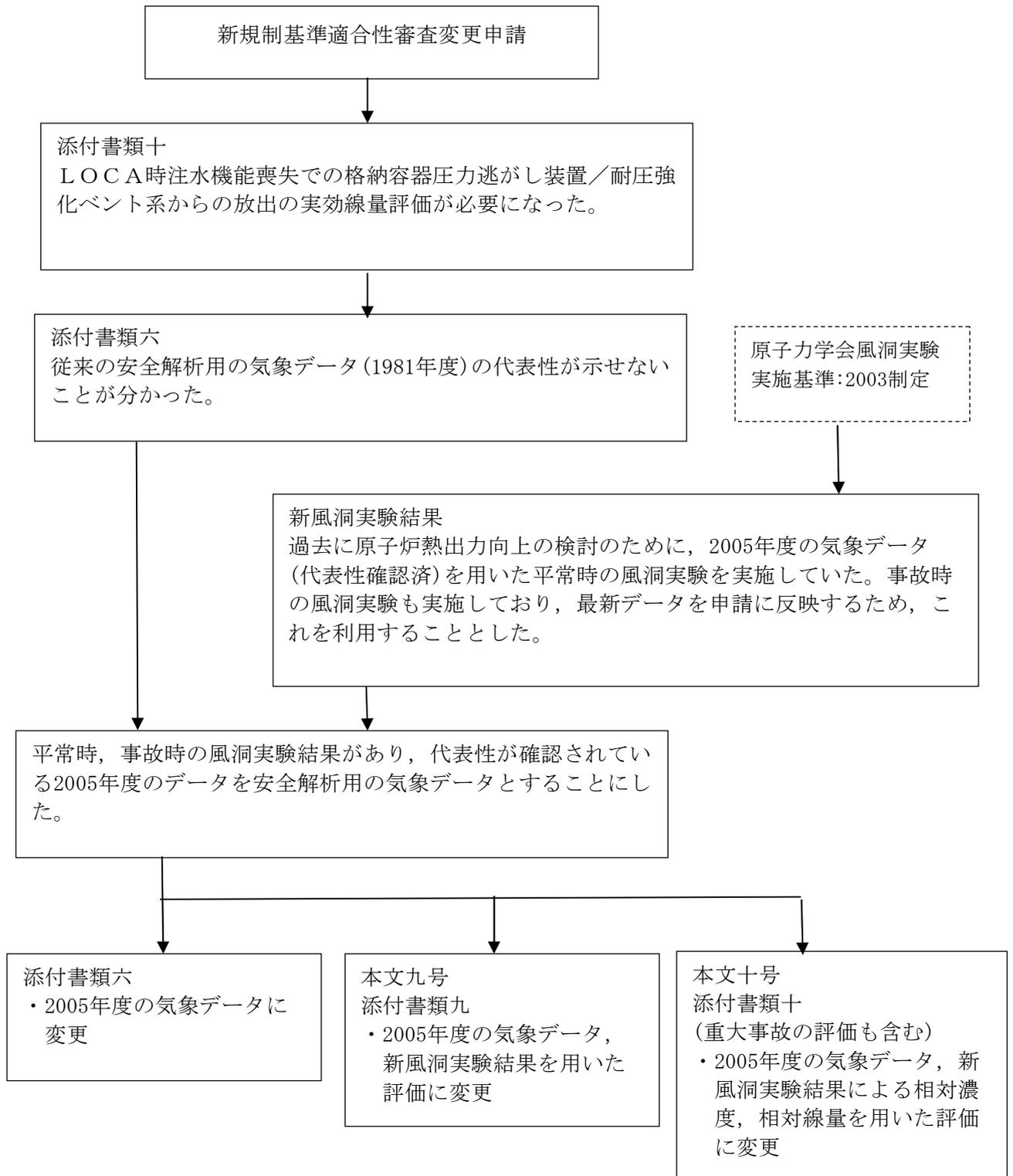
1. 気象現象の年変動

気象現象は、ほぼ1年周期でくり返されているが、年による変動も存在する。このため、想定事故時の線量計算に用いる相対濃度についてその年変動を比較的長期にわたって調査してみると、相対濃度の平均値に対する各年の相対濃度の偏差の比は、30 %以内であった。

このことから、1年間の気象資料にもとづく解析結果は、気象現象の年変動に伴って変動するものの、その程度はさほど大きくないので、まず、1年間の気象資料を用いて解析することとした。

その場合には、その年がとくに異常な年であるか否かを最寄の気象官署の気象資料を用いて調査することが望ましい。また、2年以上の気象資料が存在する場合には、これを有効に利用することが望ましい。

安全解析用気象データ及び風洞実験結果変更経緯について



## 平常時の気体状よう素放出量について

平常時の気体状よう素放出量の主要な放出経路である換気系からの放射性よう素放出量は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づき、換気系の漏えい係数に冷却材中の放射性よう素濃度を乗じて求めている。

一方、冷却材中の放射性よう素濃度は、次式により求めている。例えば、ここで主蒸気流量  $FS$  が増加した場合  $\gamma$  が増加するため、放射性よう素濃度は減少する。

$$U = 2.47 \cdot f \cdot Y_i \cdot \lambda_i^{0.5}$$

$$A_i = \frac{I_i}{M(\lambda_i + \beta + \gamma)}$$

$I_i$ : 核種  $i$  の炉心燃料からの漏えい率 (Bq/s)

$f$ : 全希ガス漏えい率 ( $1.11 \times 10^{10}$ )

$Y_i$ : 核種  $i$  の核分裂収率 (%)

$\lambda_i$ : 核種  $i$  の崩壊定数 ( $s^{-1}$ )

$A_i$ : 核種  $i$  の冷却材中濃度 (Bq/g)

$M$ : 冷却材保有量 (g)

$\beta$ : 原子炉冷却材浄化系のよう素除去率 ( $s^{-1}$ )

$$\beta = \left(1 - \frac{1}{DF}\right) \cdot \frac{FC}{M}$$

$DF$ : 原子炉冷却材浄化系の除染係数

$FC$ : 原子炉冷却材浄化系流量 (g/s)

$\gamma$ : よう素の主蒸気への移行率 ( $s^{-1}$ )

$$\gamma = CF \cdot \frac{FS}{M}$$

$CF$ : よう素の主蒸気中への移行割合

$FS$ : 主蒸気流量 (g/s)

前述の換気系の漏えい係数は変わらないため、放射性よう素濃度の減少に伴い気体状よう素放出量は減少する。

## 東海第二発電所風洞実験結果の概要について

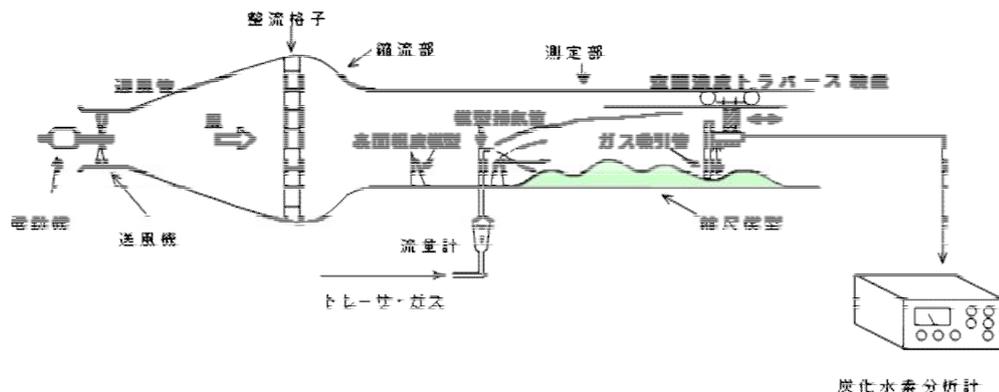
風洞実験結果は、参考文献「東海第二発電所大気拡散風洞実験報告書」（平成25年12月，三菱重工業株式会社）で公開している。風洞実験結果の概要を以下に示す。

なお，風洞実験は「（社）日本原子力学会標準 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準」（2003年6月，社団法人 日本原子力学会）に基づき実施している。

その後，風洞実験実施基準:2003は改訂され風洞実験実施基準:2009が発刊されているが，実験の要求事項は変更されておらず，複雑地形の発電所で風洞実験で求めた有効高さを用いて大気拡散評価を行う際の留意点，野外拡散実験結果と野外拡散条件を模擬した風洞実験結果を用いて平地用の基本拡散式（ガウスプルーム拡散式）で評価した結果の比較等の参考事項が追加されたもので，2005年に実施した風洞実験結果は風洞実験実施基準:2009も満足している。

## 1. 実験手順

- (1) 大気安定度で中立（C～D）<sup>注）</sup>に相当する条件になるように風洞実験装置（第1図参照）内の気流（風速分布，乱流強度分布）を調整する（第2図参照）。
- (2) 排気筒有効高さを決定するスケールを作成するため，風洞実験装置内に縮尺模型を入れずに高度を変えて模型排気筒からトレーサガス（ $CH_4$ ）を放出し，地表濃度を測定する平地実験を実施する（第3図参照）。
- (3) 風洞実験装置内に縮尺模型（1/2000，風下10km）を入れ，所定の高度の模型排気筒からトレーサガスを放出し，地表濃度を測定する模型実験を行い平地実験結果と照合し，排気筒源有効高さを求める（第4図参照）。これにより，建屋，地形の大気拡散に及ぼす影響を把握する。



第1図 風洞実験装置

注) 風洞実験の気流条件を大気安定度で中立相当にする効果について

風洞実験装置内の気流は，風洞測定部入口付近に設置した表面粗度模型で調整している。初期の風洞実験では，アングル鋼等を用いて気流の乱れを与えており，中立よりも安定側の

気流状態になっていたが、風洞実験の知見が蓄積されるに従い専用の表面粗度模型（スパイア）が製作、採用されるようになり、風洞実験実施基準を制定した時期には中立相当の気流状態に調整できるようになった。

このため、放出源高さが同じ事故時の排気筒有効高さを比較すると、1987年の風洞実験の80～110 mに対し、今回は95～115 mと高く評価されている。今回の風洞実験では中立の大気安定度（C～D）を再現したため、建屋模型がない平地の気流の乱れが大きくなり、建屋模型の追加により生じる気流の乱れの影響が相対的に小さく、見掛け上の放出源高さの減少が小さくなったためと推定される。前回は、D～Eの大気安定度に相当する気流の乱れであり、建屋模型の追加で生じる気流の乱れが大きく作用して、見掛け上の放出源高さの減少が大きくなったと考えられる。

一方、平常時の排気筒有効高さを比較すると、1987年の風洞実験の120～180 mに対し、今回は150～220 mと高く評価されている。これは、上記の気流の調整方法の違いによる影響に加え、気象データの変更及び吹出し速度の増加（14 m/sから16 m/sに増加）により模型実験時の放出源高さが大きくなった影響によると推定される。

第5図及び第6図に1987年の平地実験の結果、模型実験結果の一例を示す。

## 2. 放出源高さ

放出源高さは、事故時は通常の換気系は運転されないと想定し、排気筒実高 $H_{01}=H_s$ 、平常時は換気系の運転による吹上げ効果を考慮し、次式のように排気筒実高に吹上げ高さを加えた放出高さ $H_{02}$ とする。ここで、 $1/U$ には、2005年度の気象データを用いた。第1表に風洞実験の放出源高さを示す。

$$H_{02}=H_s + \Delta H$$

$$\Delta H = 3 \frac{W}{U} D$$

$H_s$  : 排気筒実高 (m)

$D$  : 排気筒出口の内径 (m)

$W$  : 吹出し速度 (m/s)

$1/U$  : 風速逆数の平均 (s/m)

第1表 放出源高さ

風向	着目方位	風速逆数の平均 (s/m)	吹上げ高さ (m)	放出源高さ (GL m)	
				事故時	平常時
N	S	0.42	90.7	140	231
NNE	SSW	0.32	69.1	140	209
NE	SW	0.21	45.4	140	185
ENE	WSW	0.30	64.8	140	205
E	W	0.40	86.4	140	226
ESE	WNW	0.47	101.5	140	242
SE	NW	0.49	105.8	140	246
SSE	NNW	0.36	77.8	140	218
S	N	0.31	67.0	140	207
SSW	NNE	0.40	86.4	140	226
SW	NE	0.35	75.6	—	216
WSW	ENE	—	—	—	—
W	E	—	—	—	—
WNW	ESE	—	—	—	—
NW	SE	0.27	58.3	—	198
NNW	SSE	0.29	62.6	140	203
排気筒出口の内径 (m)				4.5	
吹出し速度 (m/s)				16.0	
排気筒高さ (GL) (m)				140.0	

\*1 風速逆数の平均 (2005年4月～2006年3月)

\*2 排気筒設置位置標高: EL 8m

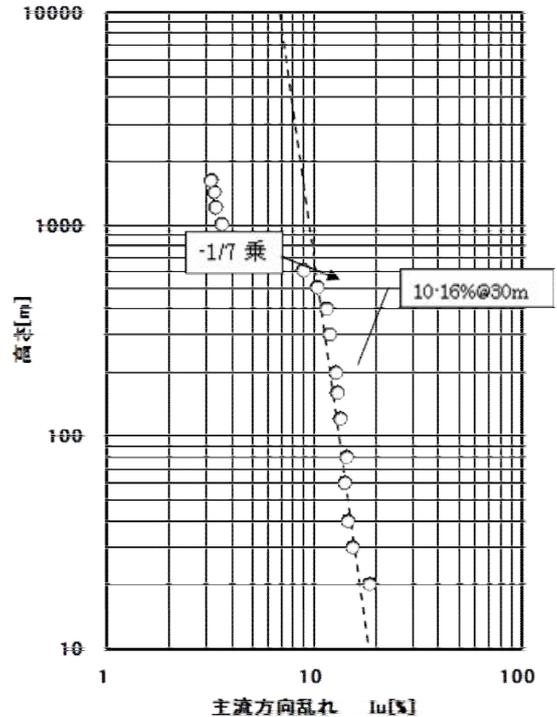
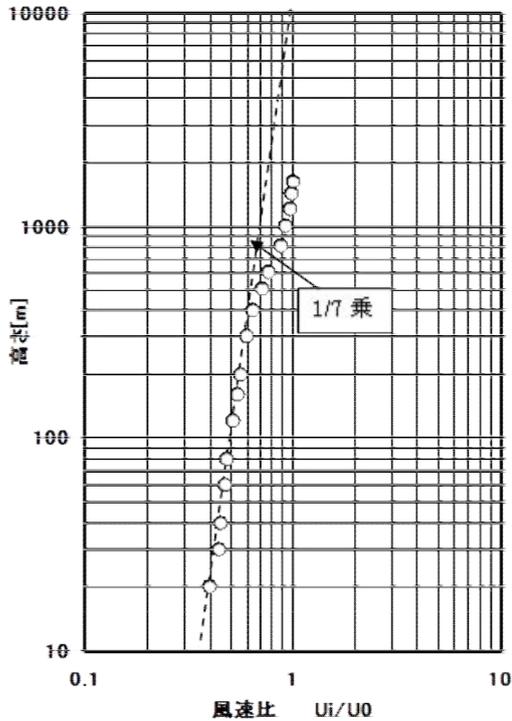
### 3. 排気筒有効高さ

縮尺模型を入れない平地実験と縮尺模型を入れた模型実験（平常時及び事故時）の結果から、第4図のように求めた排気筒有効高さを第2表に示す。

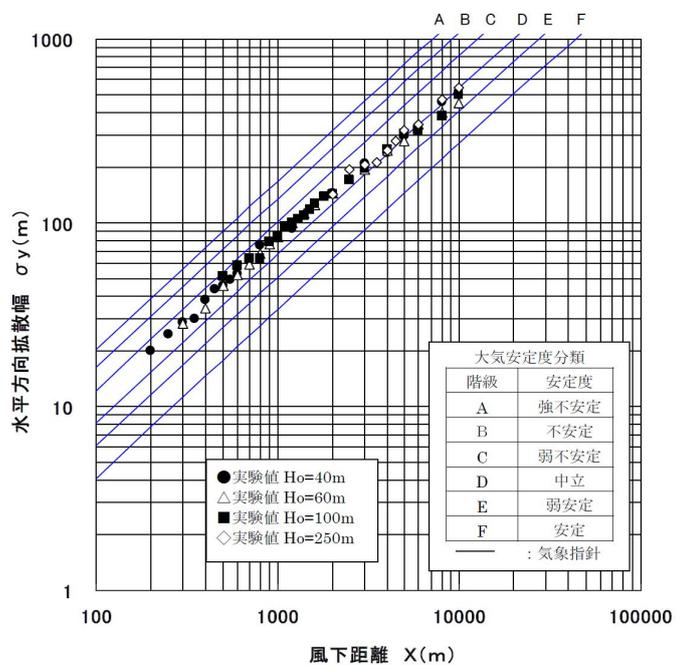
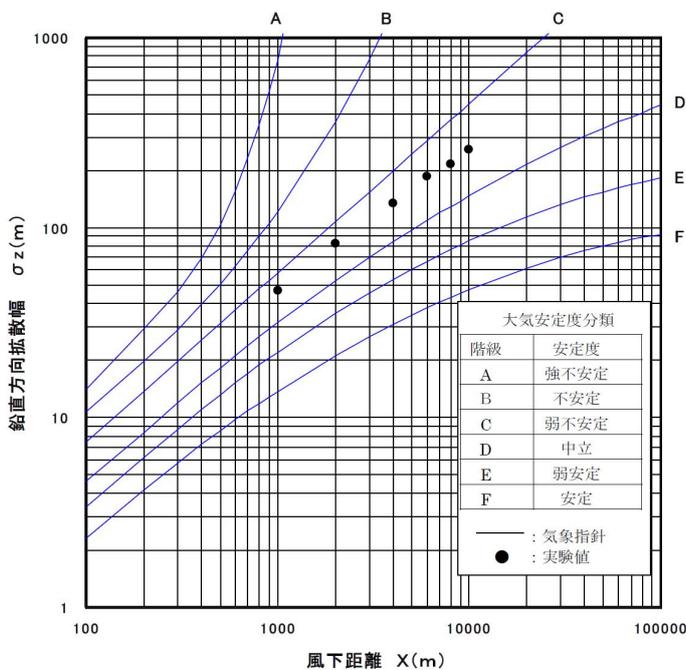
第2表 排気筒有効高さ

風 向	着目方位	平常時			事故時		
		評価地点 (m)	放出源高さ (m)	有効高さ (m)	評価地点 (m)	放出源高さ (m)	有効高さ (m)
N	S	330	231	210	1870	140	105
NNE	SSW	350	209	180	1690	140	100
NE	SW	460	185	150	1300	140	110
ENE	WSW	640	205	195	930	140	110
E	W	530	226	205	530	140	115
ESE	WNW	600	242	205	600	140	105
SE	NW	660	246	220	660	140	105
SSE	NNW	890	218	200	890	140	105
S	N	850	207	190	850	140	105
SSW	NNE	600	226	200	600	140	95
SW	NE	360	216	195	—	—	—
WSW	ENE	—	—	—	—	—	—
W	E	—	—	—	—	—	—
WNW	ESE	—	—	—	—	—	—
NW	SE	290	198	170	—	—	—
NNW	SSE	350	203	185	2900	140	115

$U_i$ : 各高度の風速  
 $U_0$ : 一様流中の風速



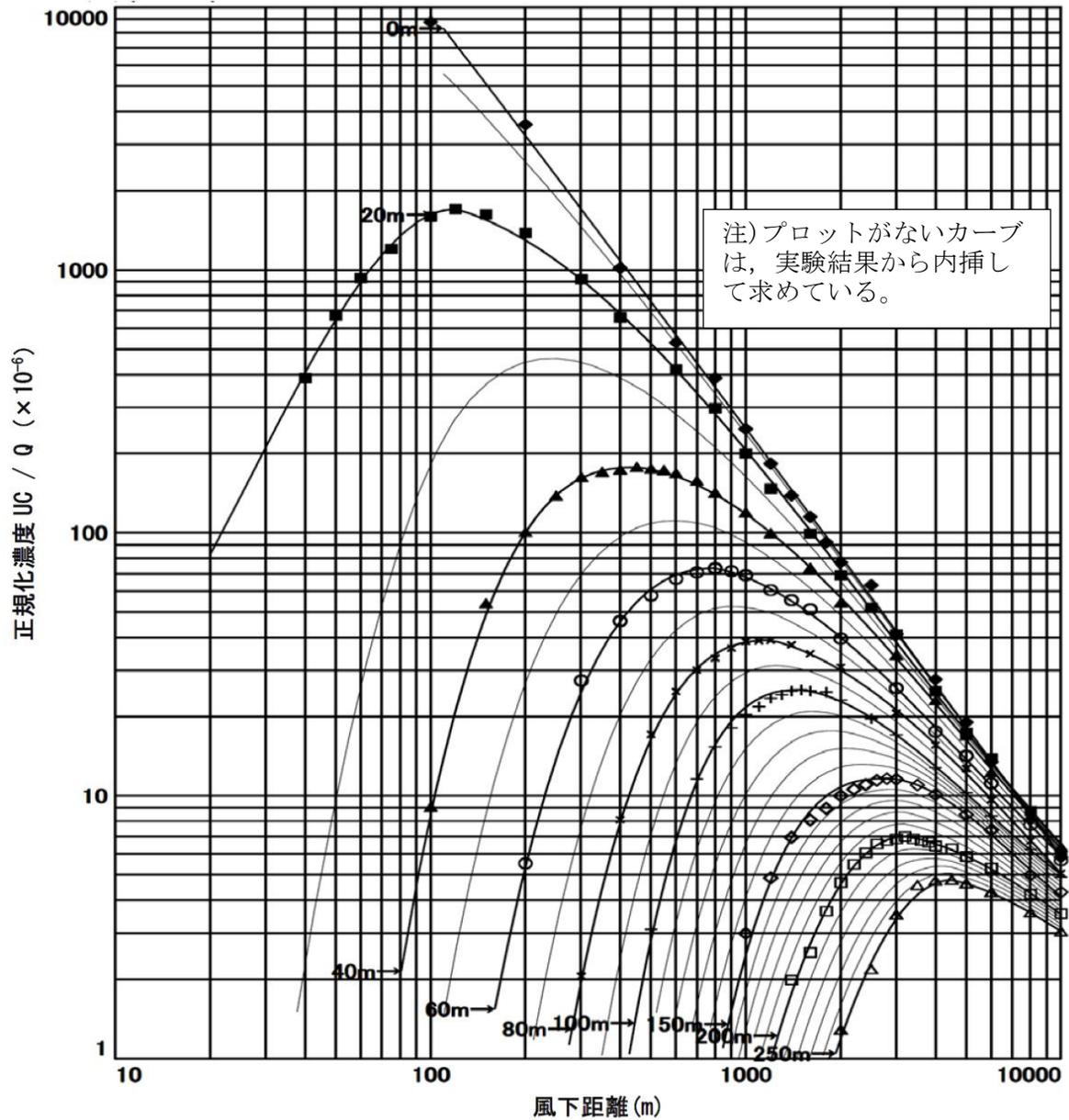
注) 野外の相当高さで400mまでは風速分布, 乱れ分布を再現する。



注) 鉛直方向拡散幅は大気安定度が中立に相当する値 (C~D) になっている。水平方向拡散幅もほぼ大気安定度が中立に相当する値 (C~D) になっている。

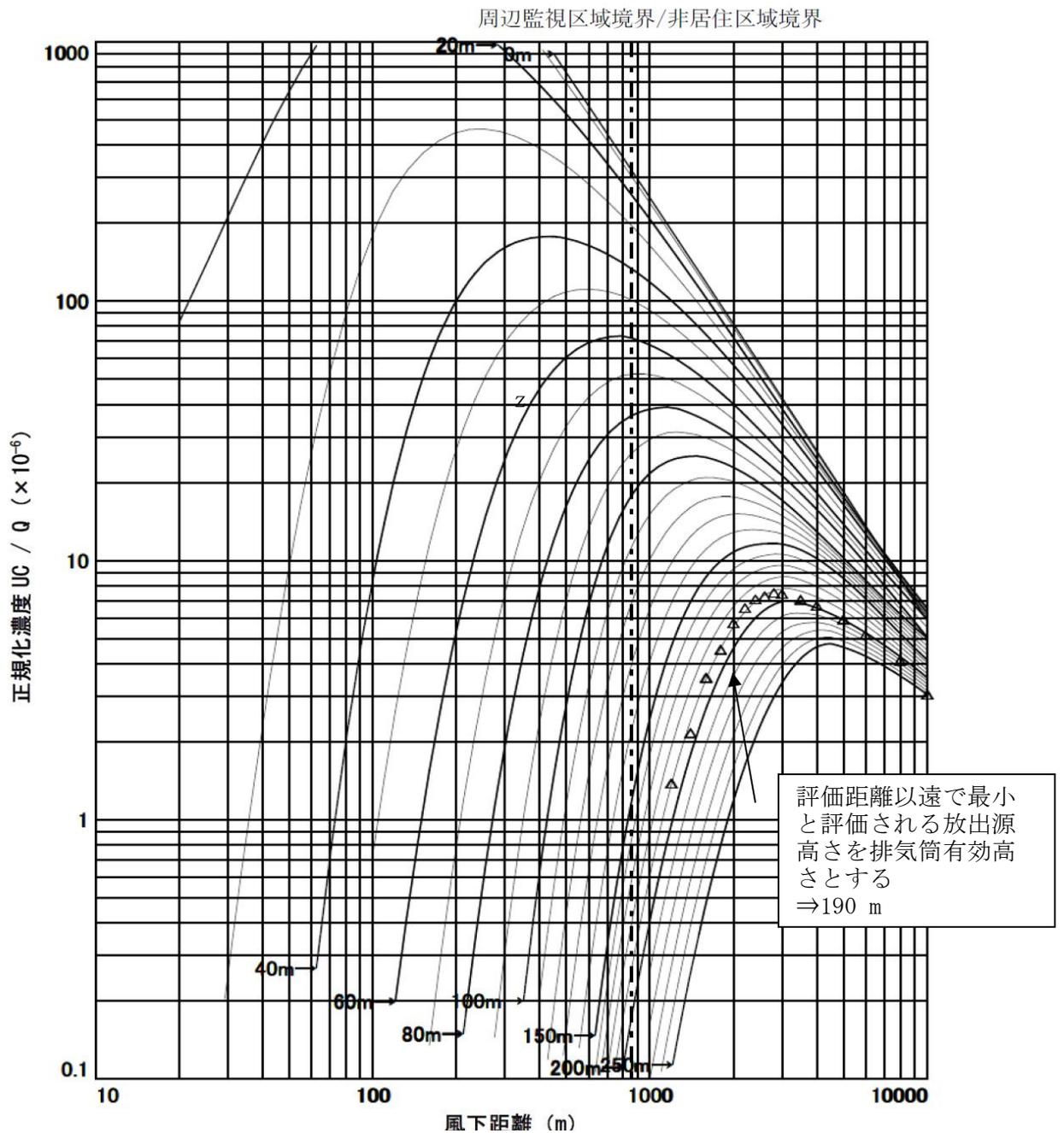
第2図 気流条件調整結果

記号	Ho (m)	記号	Ho (m)
◆	0	+	100
■	20	◇	150
▲	40	□	200
○	60	△	250
×	80		



第3図 平地実験結果

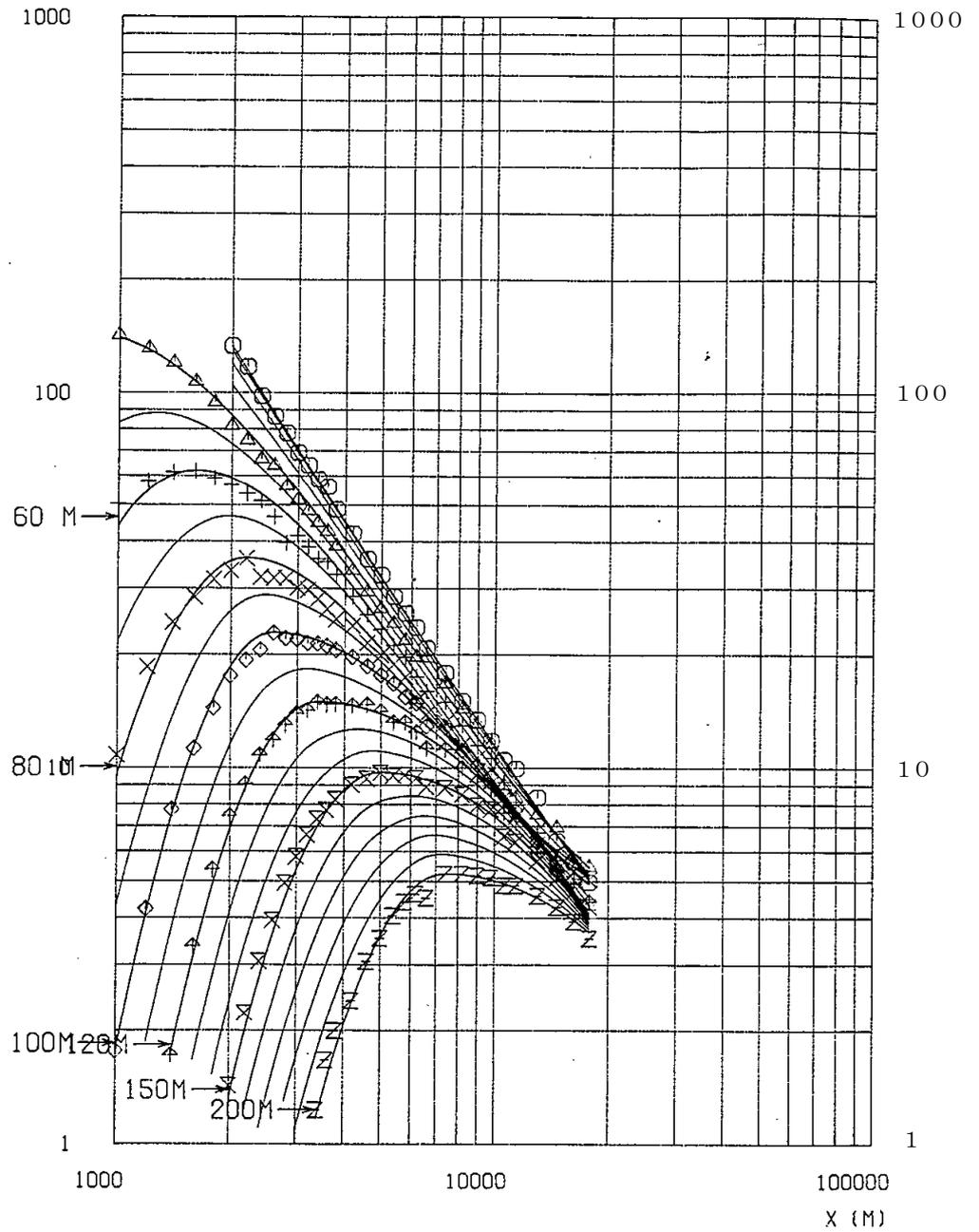
風向	S
△	平常時 Ho=207m
—	平地
評価距離	850m



第4図 排気筒有効高さの求め方 (風向: S, 平常時の例)

$U \cdot C/Q \cdot 0.000001$

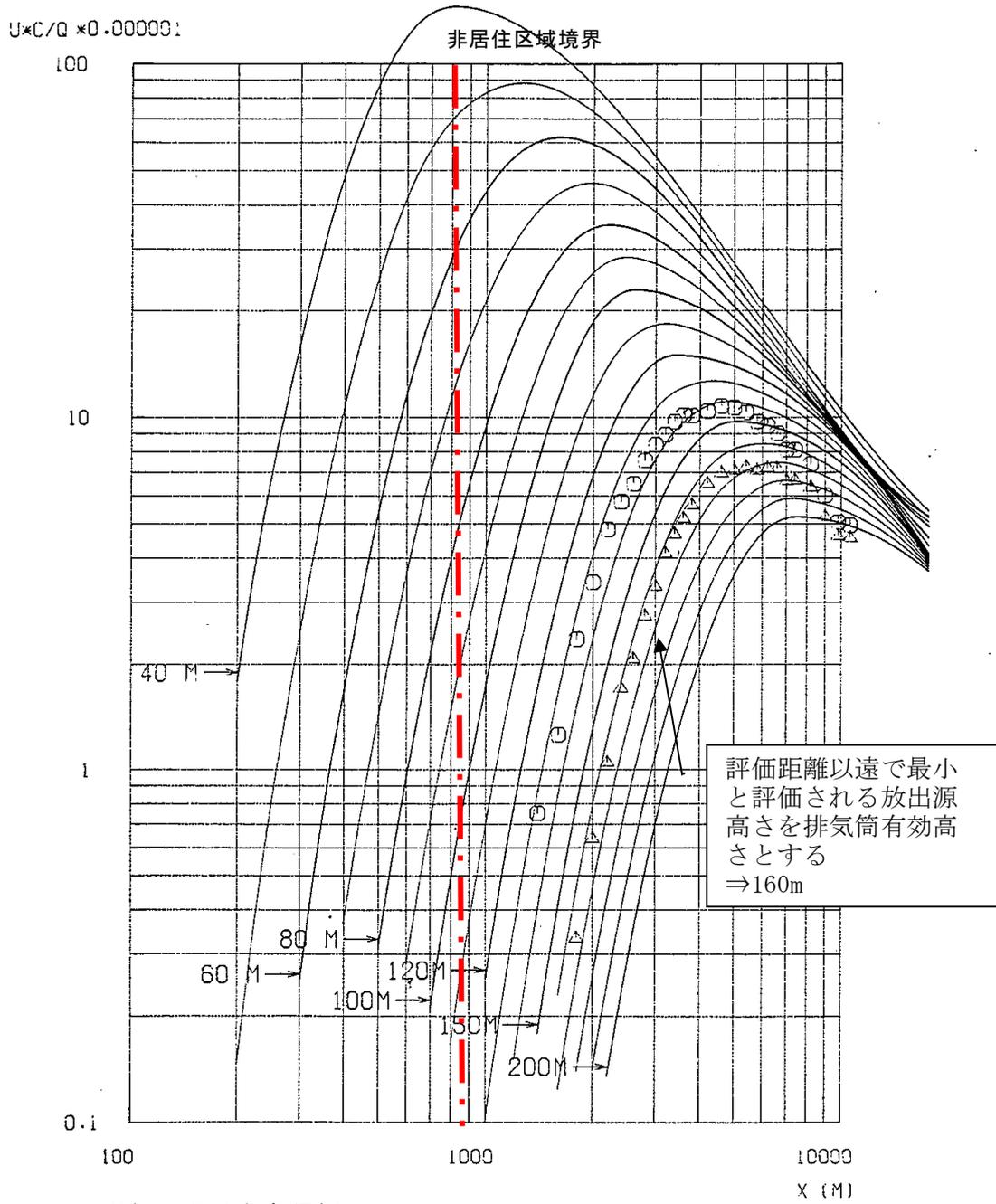
— は近似曲線



- GENDEN-SΔ10-HEI-0(1)
  - GENDEN-HEI-40(3)
  - GENDEN-HEI-60(1)
  - GENDEN-D-HEI-80(1)
  - GENDEN-D-HEI-100(1)
  - GENDEN-D-HEI-120(1)
  - GENDEN-D-HEI-150(1)
  - GENDEN-D-HEI-200(1)
- △ + × ◇ ★ ✕ Z

第5図 1982年風洞実験の平地実験結果

風下方位	風向	放出高度 H <sub>o</sub> m	有効高さ H <sub>e</sub> m	評価地点 X <sub>p</sub> Km	符号
N	S	166	135~135	0.26	○
		191	160		△



第6図 1982年風洞実験の模型実験結果の一例 (風向: S, 平常時の例)

## 東海発電所の排気筒有効高さについて

東海第二発電所の添付書類九では、廃止措置中の東海発電所についても通常運転状態を仮定した線量評価を行っている。ここでは、排気筒有効高さは1982年に実施した風洞実験結果を使用している。

風洞実験実施基準：2003の解説「2. 原子炉増設の際の実験の必要性について」<sup>※1</sup>では、建屋配置から増設建屋の影響が大きいと考えられる、既設・増設建屋の並びに直角な風向と、既設排気筒と増設建屋を結ぶ風向で風洞実験を行い、有効高さの変動が10 %以内であれば従来の風洞実験結果を継続使用できるとしている。これを参考に、平常時の線量評価にあたり人の居住を考慮した希ガスによる線量評価点のうち線量が最大となる評価点（SW方向）に向かう風の風向を含む主要風向において、風洞実験で用いる放出源高さを1981年度と2005年度気象データから求め比較した結果+5～-3 %と変動が10 %以内であった。放出源高さとはほぼ比例である<sup>※2</sup>ため有効高さの変動も10 %以内に収まると推定されることから、1987年に実施した風洞実験結果を用いることにした。これに対し、東海第二発電所は+6～+14 %と10 %を超えていた（下表参照）。

風向	着目方位	1981年度データ (1982年風洞実験)		2005年度データ		放出高さ 変動割合 (%)	風向頻度(%) (2005年度)
		吹上げ高さ (m)	放出高さ (m)	吹上げ高さ (m)	放出高さ (m)		
N	S	45	126	51	132	5	3.79
NNE	SSW	30	111	35	116	5	6.60
NE	SW	26	107	25	106	-1	17.88
ENE	WSW	40	121	36	117	-3	8.95
E	W	51	132	48	129	-2	4.32
ESE	WNW	66	147	60	141	-4	2.77
SE	NW	49	130	56	137	5	2.75
SSE	NNW	34	115	47	128	11	4.16
S	N	35	116	40	121	4	4.88
SSW	NNE	36	117	52	133	13	2.43
排気筒直径(m)		2.7		←			
吹出し速度(m/s)		16		←			
排気筒高さ(m)		81		←			

(参考)

東海第二発電所

風向	着目方位	1981年度データ (1982年風洞実験)		2005年度データ (2007年風洞実験)		放出高さ 変動割合 (%)	風向頻度(%) (2005年度)
		吹上げ高さ (m)	放出高さ (m)	吹上げ高さ (m)	放出高さ (m)		
N	S	73	213	91	231	8	3.52
NNE	SSW	43	183	69	209	14	6.67
NE	SW	34	174	45	185	6	18.41
ENE	WSW	51	191	65	205	7	9.80
E	W	69	209	86	226	8	5.55
ESE	WNW	81	221	102	242	10	3.66
SE	NW	56	196	106	246	26	3.09
SSE	NNW	44	184	78	218	18	3.32
S	N	51	191	67	207	8	4.99
SSW	NNE	47	187	86	226	21	3.13
排気筒直径(m)		4.5		←			
吹出し速度(m/s)		14		16			
排気筒高さ(m)		140		←			

※1：風洞実験実施基準：2003解説抜粋

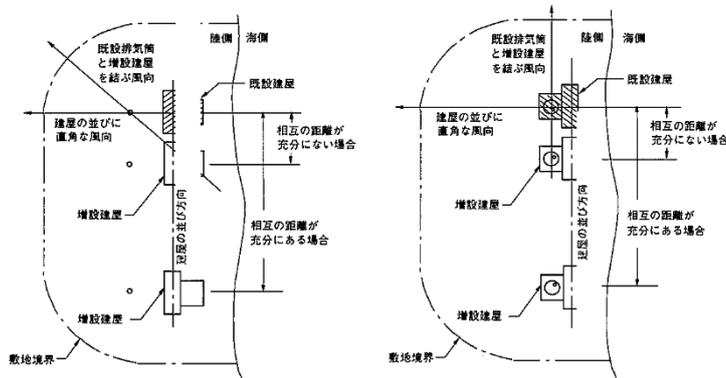
2. 原子炉増設の際の実験の必要性について

a) 本体の「既設排気筒に対する増設建屋の影響が著しくないと予想される場合」とは、放出源近傍の地形が増設により極端に変化しない場合であって、かつ、既設排気筒高さが増設建屋の高さの2.5倍以上ある場合、または相互の距離が十分ある場合をいう。

ただし、このうち増設建屋の影響については、上記の条件が満たされない場合でも、次のように取り扱うことができる。

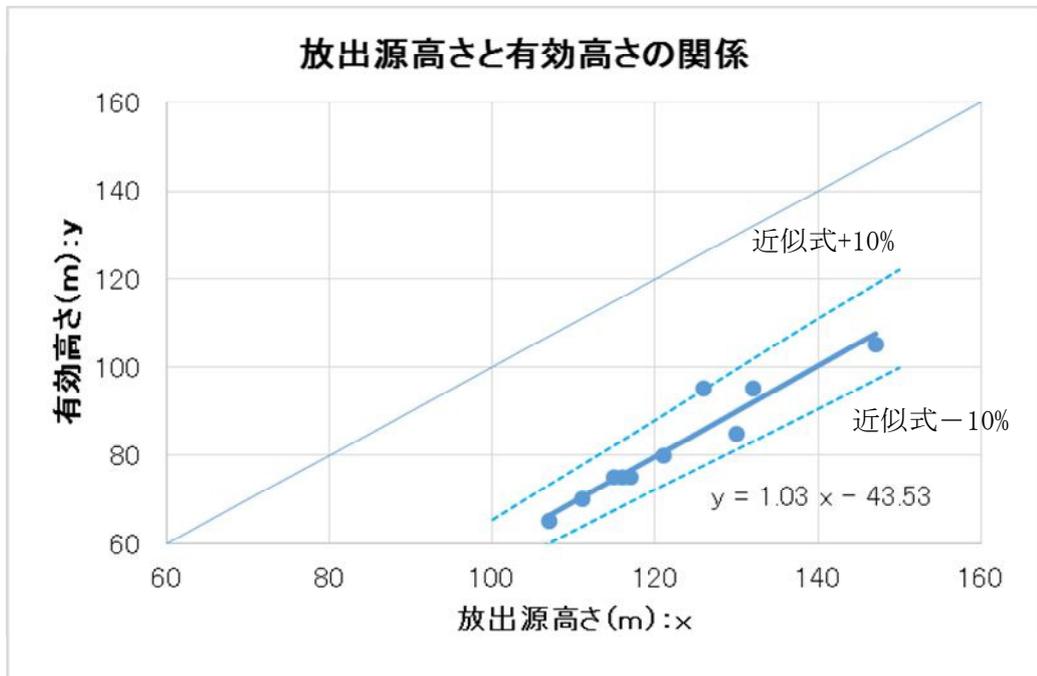
1) 既設、増設建屋配置により、①建屋の並びに直角な風向、②既設排気筒と増設建屋を結ぶ風向を求め、既設建屋のみで実施した既存の実験風向のうち、最も①、②に近い2風向を選定して増設建屋を加えた実験を行い、その結果が既存の実験結果と比較してあまり変わらない場合\*は、既存の実験結果をそのまま使用できる(解説図2-1参照)。

\* ここで、あまり変わらない場合とは、有効高さの変化が10%以内であり、かつ、線量目標値、めやす線量等を下回ることが明らかな場合である。



※2：1982年東海発電所風洞実験時の放出源高さとは有効高さの関係

平常時風洞実験時の放出源高さとは有効高さは、下図のようにほぼ比例関係にあると認められる。これから、放出源高さが10%変動したとしても、有効高さの変動は10%以内に収まると推定される。



## 異常年検定法の概要について

F分布検定の手順により異常年検定を行った。

この検定方法は、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 $X_0$ (検定年)、その他のものを $X_1, X_2, X_3, \dots, X_i, \dots, X_n$ (比較年)とした場合、 $X_0$ を除く他の $n$ 個の標本の平均を $\bar{X} = \sum_{i=1}^n X_i/n$ として、標本の分散から見て $X_0$ 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。検定手順を以下に示す。

- (1) 仮説:不良標本 $X_0$ と他の標本(その平均値) $\bar{X}$ との間に有意な差はないとする。

$$H_0: X_0 = \bar{X} \left( \bar{X} = \sum_{i=1}^n X_i/n \right)$$

- (2) 分散比 $F_0$ を計算する。

$$F_0 = \frac{(n-1)(X_0 - \bar{X})^2}{(n+1)S^2}$$

$$S^2 = \sum_{i=1}^n (X_i - \bar{X})^2/n$$

- (3) 検定年は1年、比較年は10年、有意水準(危険率)は5%として、F分布表のF境界値( $F_9^1(0.05) = 5.12$ )を求める。
- (4)  $F_0$ とF境界値を比較して、 $F_0 < F$ 境界値であれば仮説は採択する。具体的には、次のように棄却限界の上限値と下限値を求め、その範囲に検定年 $X_0$ が収まっているかを確認して検定している。

$$\bar{X} - S \sqrt{\frac{(n+1)}{(n-1)} F_{\text{境界値}}} < X_0 < \bar{X} + S \sqrt{\frac{(n+1)}{(n-1)} F_{\text{境界値}}}$$

コンクリート密度の根拠について

## (1) はじめに

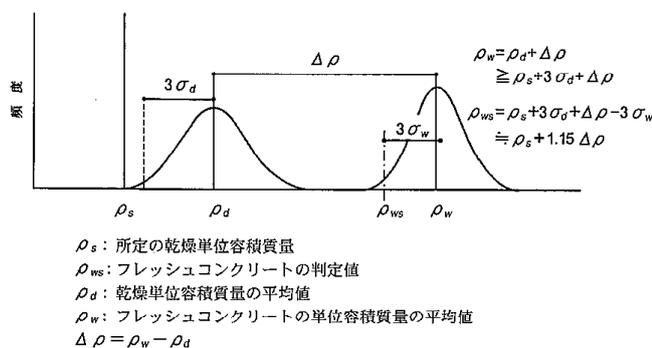
日本建築学会 建築工事標準仕様書・同解説「原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事」(以下「JASS 5N」という。)に基づき、コンクリート密度を乾燥単位容積質量として計算を実施した。

## (2) 乾燥単位容積質量の推定方法

JASS 5Nに記載されている予測式(解3.6)を用いて、以下の手順で推定した。

- ① 骨材(砂, 砂利)試験記録より絶乾比重最小値と表乾比重最大値の割合を求め、調合表上の骨材重量を表乾から絶乾に変換
- ② JASS 5Nの予測式(解3.6)により、含水率を0とした場合の乾燥単位容積質量  $\rho_p$  を算出
- ③ コンクリートのばらつきを考慮して、 $\rho_p$ から  $3\sigma_d$ を差し引く。(解説図3.10)

標準偏差  $\sigma_d$ はJASS 5Nに記載されている既往の原子力発電所工事の品質管理試験の結果から  $0.024 \text{ t/m}^3$ (最大値)を採用



解説図 3.10 フレッシュコンクリートの単位容積質量の判定値と乾燥単位容積質量の関係

$$\rho_p = G_0 + S_0 + 1.2C_0 + w \quad (\text{解 3.6 より})$$

$\rho_p$  : 乾燥単位容積質量 ( $\text{kg/m}^3$ )

$G_0$  : 調合計画における粗骨材量(絶乾) ( $\text{kg/m}^3$ ) ※参考参照

$S_0$  : 調合計画における細骨材量(絶乾) ( $\text{kg/m}^3$ ) ※参考参照

$C_0$  : 調合計画におけるセメント量 ( $\text{kg/m}^3$ ) ※参考参照

$w$  : コンクリート中の含水量 ( $\text{kg/m}^3$ ) ※安全側に 0 とする。

## 3. 推定乾燥単位容積質量について(参考参照)

推定乾燥単位容積質量の最小値は  $2.016 \text{ g/cm}^3$  となり、遮蔽計算に使用するコンクリート密度はこれを包絡する  $2.00 \text{ g/cm}^3$  とする。

コンクリート調合（東海第二発電所建設記録より）からの推定乾燥容積質量

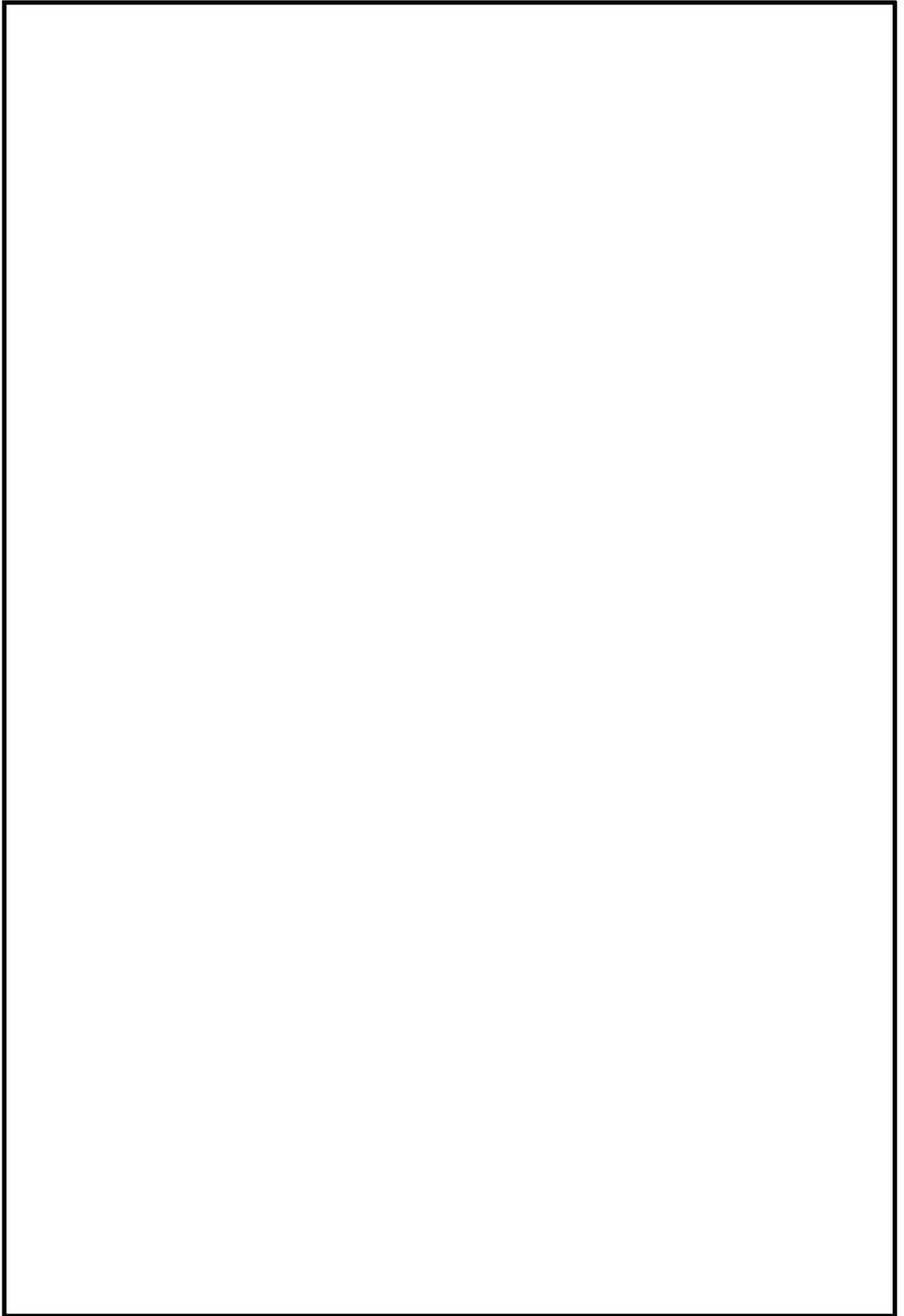
No.	打設場所	重量調合[kg/m <sup>3</sup> ]					砂 (絶乾)	砂利 (絶乾)	σ d = <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">          </span> (JASS 5Nより)	
		水	セメント	砂(表乾)	砂利(表乾)	混和材			ρ <sub>p</sub>	ρ <sub>p</sub> -3σ <sub>d</sub>
1	一次遮蔽壁							2.209	2.137	
2								2.218	2.146	
3								2.217	2.145	
4								2.201	2.129	
5								2.207	2.135	
6								2.229	2.157	
7	二次遮蔽壁 原子炉建屋原子炉棟 原子炉建屋付属棟 タービン建屋							2.155	2.083	
8								2.164	2.092	
9								2.156	2.084	
10								2.165	2.093	
11								2.162	2.090	
12								2.173	2.101	
13								2.165	2.093	
14								2.177	2.105	
15								2.155	2.083	
16								2.162	2.090	
17								2.159	2.087	
18								2.203	2.131	
19								2.197	2.125	
20								2.192	2.120	
21								2.202	2.130	
22								2.183	2.111	
23								2.155	2.083	
24								2.164	2.092	
25								2.164	2.092	
26								2.175	2.103	
27								2.149	2.077	
28								2.156	2.084	
29								2.162	2.090	
30								2.165	2.093	
31								2.154	2.082	
32								2.143	2.071	
33								2.168	2.096	
34								2.168	2.096	
35								2.172	2.100	
36								2.154	2.082	
37								2.168	2.096	
38								2.133	2.061	
39								2.137	2.065	
40								2.152	2.080	
41								2.118	2.046	
42								2.137	2.065	
43								2.117	2.045	
44								2.132	2.060	
45								2.157	2.085	
46								2.117	2.045	
47								2.148	2.076	
48								2.126	2.054	
49								2.155	2.083	
50								2.112	2.040	
51								2.088	2.016	
52								2.189	2.117	
53								2.175	2.103	
54								2.181	2.109	
55								2.157	2.085	
56								2.161	2.089	
57								2.163	2.091	
58								2.137	2.065	
59								2.155	2.083	
60								2.141	2.069	
61								2.166	2.094	
62								2.205	2.133	
63								2.170	2.098	
64								2.251	2.179	
65								2.172	2.100	
66								2.169	2.097	
67								2.189	2.117	
68								2.178	2.106	
69								2.195	2.123	
70								2.182	2.110	
71								2.164	2.092	
72								2.174	2.102	
73								2.176	2.104	
74								2.183	2.111	

ρ<sub>p</sub> = G<sub>0</sub> + S<sub>0</sub> + 1.2C<sub>0</sub>

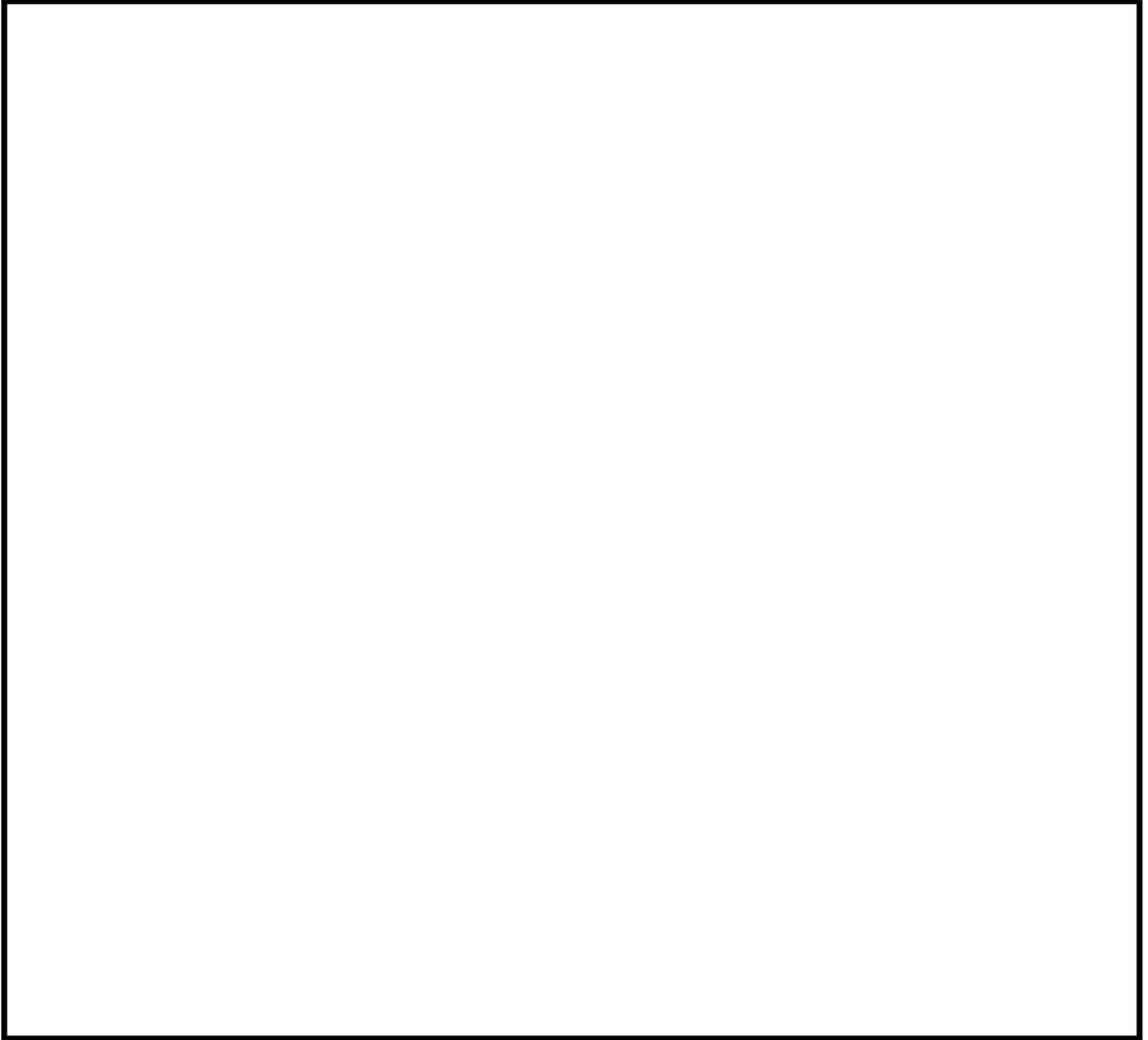
最小値	2.016
-----	-------

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、  
グランドシャイン評価モデルについて

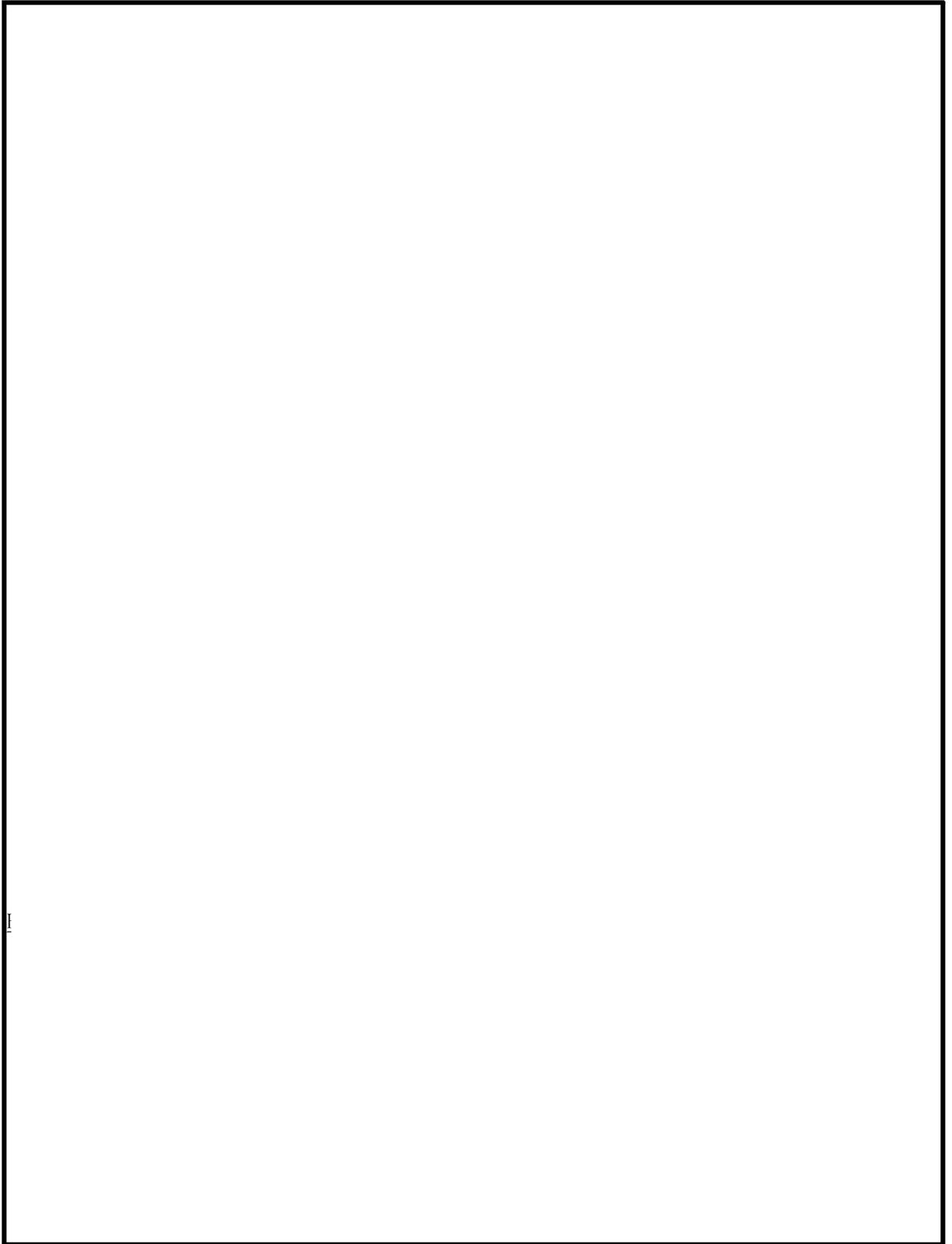
原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価は、原子炉建屋外壁（二次遮蔽）及び中央制御室遮蔽の遮蔽効果を考慮し評価している。また、グランドシャイン評価は、大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質を線源とし、線源は地表面に均一分布しているものとする。各評価モデルを第1図～第3図に示す。



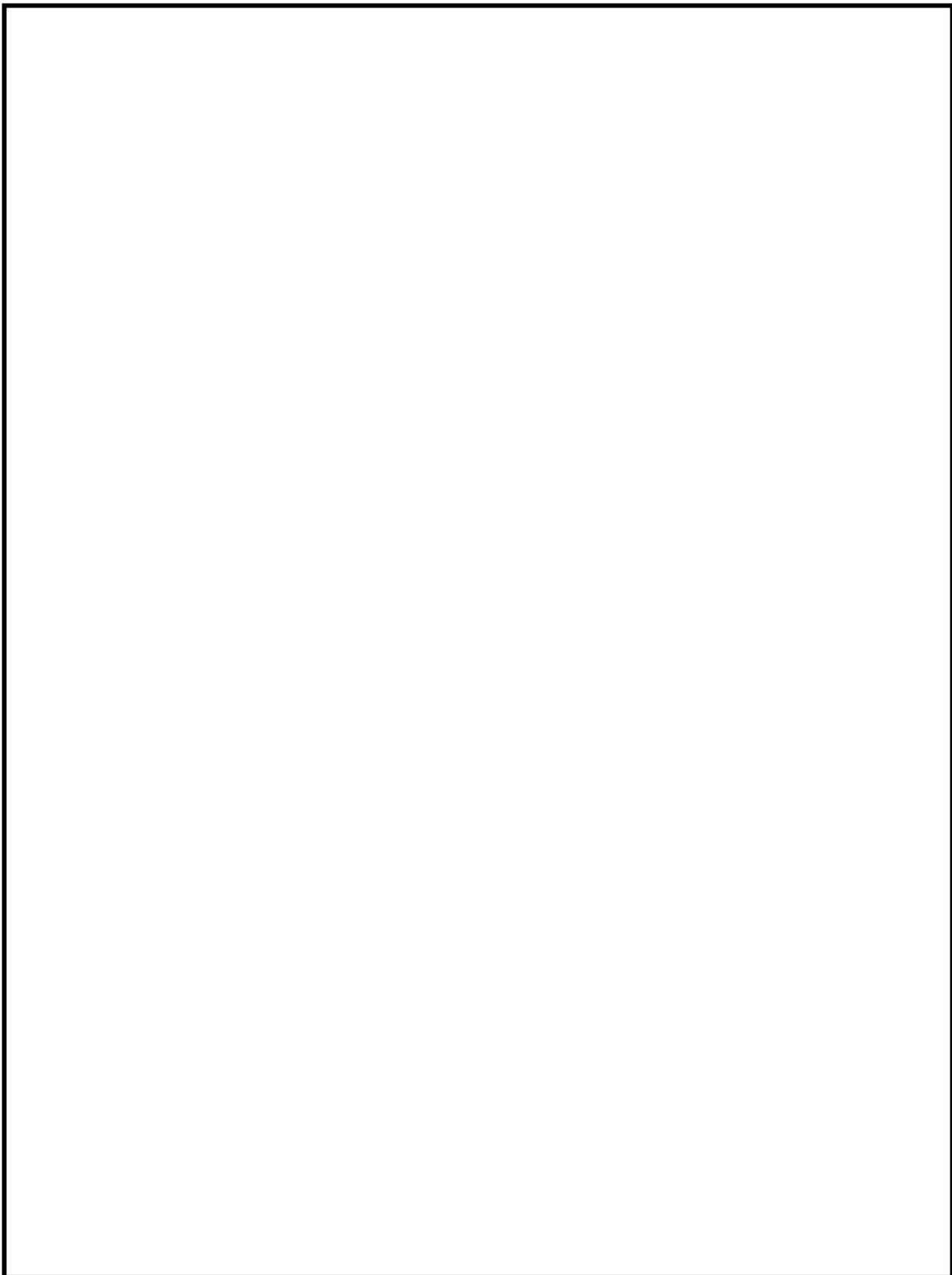
第 1 図 直接ガンマ線評価モデル(1/2)



第 1 図 直接ガンマ線評価モデル(2/2)



第 2 図 スカイシャインガンマ線評価モデル



第3図 グランドシャイン評価モデル

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ェル（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）		サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果：10	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 $4.3 \times 10^{-3}$	: 約 $4.3 \times 10^{-3}$
	CsI類	: 約 $6.2 \times 10^{-5}$	: 約 $6.2 \times 10^{-5}$
	CsOH類	: 約 $3.1 \times 10^{-5}$	: 約 $3.2 \times 10^{-5}$
	Sb類	: 約 $6.7 \times 10^{-6}$	: 約 $6.8 \times 10^{-6}$
	TeO <sub>2</sub> 類	: 約 $6.7 \times 10^{-6}$	: 約 $6.8 \times 10^{-6}$
	SrO類	: 約 $2.7 \times 10^{-6}$	: 約 $2.7 \times 10^{-6}$
	BaO類	: 約 $2.7 \times 10^{-6}$	: 約 $2.7 \times 10^{-6}$
	MoO <sub>2</sub> 類	: 約 $3.4 \times 10^{-7}$	: 約 $3.4 \times 10^{-7}$
	CeO <sub>2</sub> 類	: 約 $6.7 \times 10^{-8}$	: 約 $6.8 \times 10^{-8}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	: 約 $2.7 \times 10^{-8}$	: 約 $2.7 \times 10^{-8}$	
格納容器圧力逃がし装置への 放出割合	希ガス類	: 約 $9.5 \times 10^{-1}$	: 約 $9.5 \times 10^{-1}$
	CsI類	: 約 $1.0 \times 10^{-6}$	: 約 $3.9 \times 10^{-3}$
	CsOH類	: 約 $4.0 \times 10^{-7}$	: 約 $7.5 \times 10^{-3}$
	Sb類	: 約 $8.9 \times 10^{-8}$	: 約 $1.4 \times 10^{-3}$
	TeO <sub>2</sub> 類	: 約 $8.9 \times 10^{-8}$	: 約 $1.4 \times 10^{-3}$
	SrO類	: 約 $3.6 \times 10^{-8}$	: 約 $5.8 \times 10^{-4}$
	BaO類	: 約 $3.6 \times 10^{-8}$	: 約 $5.8 \times 10^{-4}$
	MoO <sub>2</sub> 類	: 約 $4.5 \times 10^{-9}$	: 約 $7.2 \times 10^{-5}$
	CeO <sub>2</sub> 類	: 約 $8.9 \times 10^{-10}$	: 約 $1.4 \times 10^{-5}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	: 約 $3.6 \times 10^{-10}$	: 約 $5.8 \times 10^{-6}$	

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、第一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。なお、第二弁開操作、スクラビング水補給、窒素供給、水源補給における作業については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。

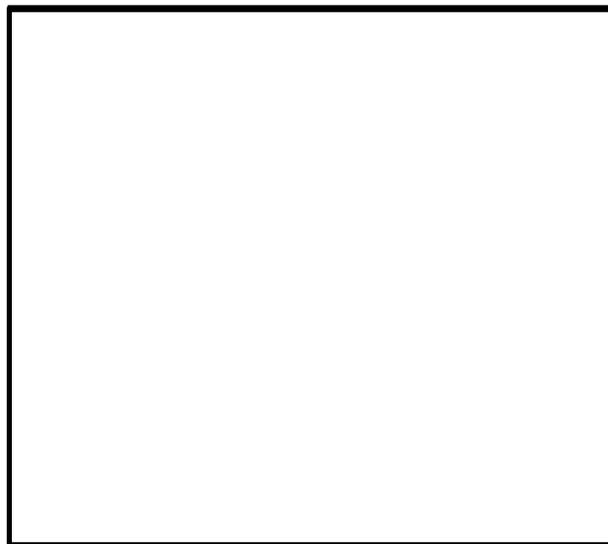
(1) 大気拡散条件

S/Cベント、D/Wベントにおける第一弁開操作時の被ばく評価に係る大気拡散評価条件の違いを第2表に、大気拡散評価の評価点を第1図に示す。

第2表 大気拡散評価の違い

項目			評価条件		備考
			S/C	D/W	
第一弁開操作	移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $8.0 \times 10^{-4}$	D/Wベントのための第一弁開操作は屋外で作業を行うため、クラウドシャインによる被ばくを評価にD/Q（相対線量）が必要となる。
		非常用ガス処理系 排気筒 (排気筒放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $3.0 \times 10^{-6}$	
	作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $8.0 \times 10^{-4}$	
		非常用ガス処理系 排気筒 (排気筒放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $3.0 \times 10^{-6}$	
			D/Q (Gy/Bq)	—	

※第二弁開操作、スクラビング水補給、窒素供給、水源補給における作業については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。



第1図 大気拡散評価の評価点

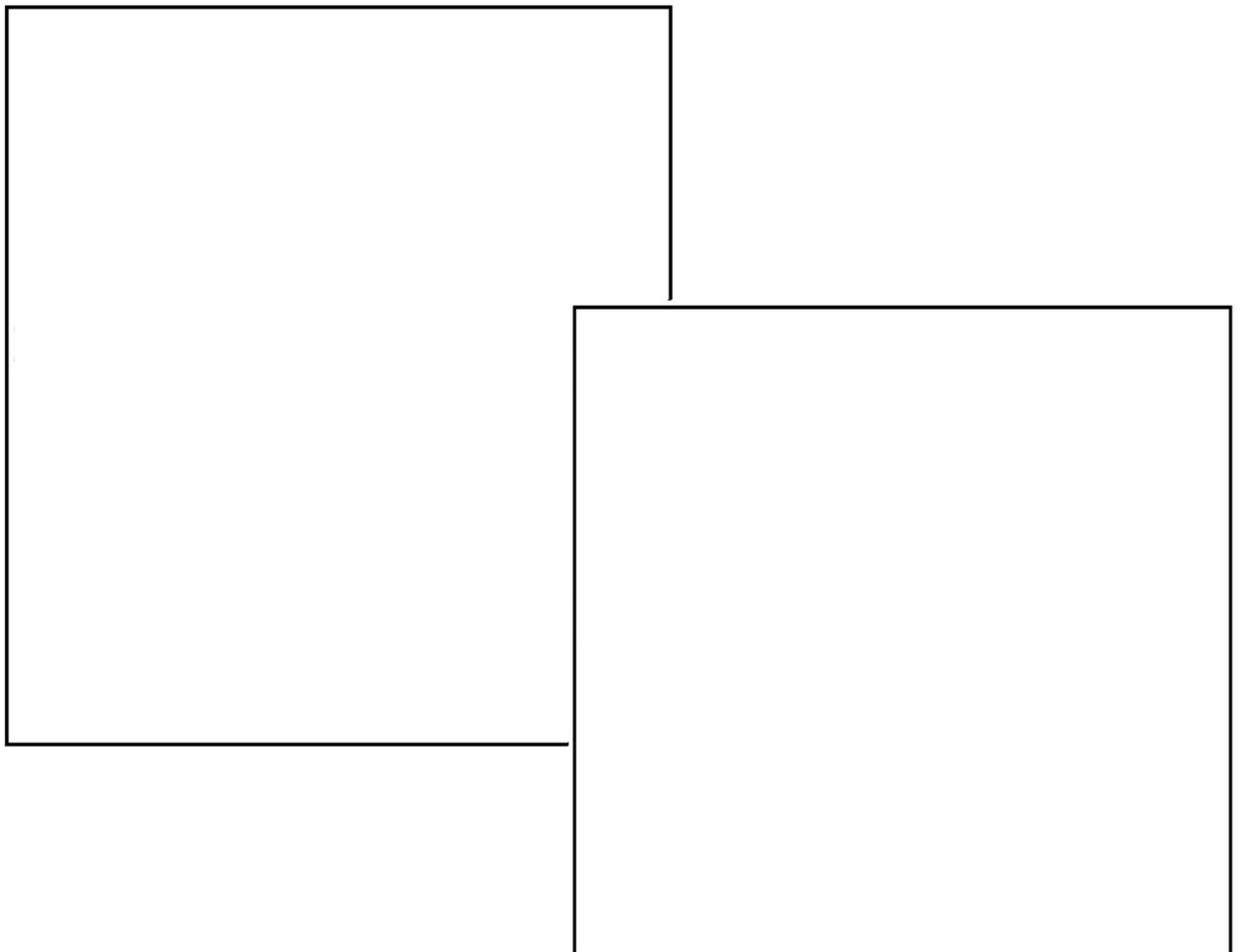
(2) 格納容器圧力逃がし装置配管からの直接ガンマ線の遮蔽条件

S/Cベント、D/Wベントにおける第一弁開操作時の格納容器圧力逃がし装置配管からの直接ガンマ線の評価点における遮蔽厚さ及び配管からの距離大気拡散評価条件の違いを第3表に、第一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

項目			評価条件		備考
			S/C	D/W	
第一弁開操作	遮蔽厚さ	移動時	90 cm	60 cm	アクセスルート上で遮蔽壁等の効果が小さく、線量が厳しくなる地点を評価点として設定
		作業時	150 cm	60 cm	
	配管中心からの距離	移動時	10.9 m	11.6 m	
		作業時	3.0 m	11.6 m	

※第二弁開操作、スクラビング水補給、窒素供給、水源補給における作業については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。



第2図 第一弁開操作 (S/C) の評価点



第3図 第一弁開操作 (D/W) の評価点

3. 被ばく評価結果の違い

S/Cベント, D/Wベントにおける第一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	第一弁 (S/C側) 開操作 <sup>※1</sup>			第一弁 (D/W側) 開操作 <sup>※1</sup>				
	ベント操作時	屋内移動時 (中央制御室→ 作業場所)	屋外移動時 (作業場所→ 緊急時対策所)	ベント操作時	屋内/屋外移動 時 (中央制御室 ⇒作業場所)	屋内/屋外移動 時 (作業場所→ 付属棟入口)	屋外移動時 (付属棟入口→ 緊急時対策所)	
原了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 $2.1 \times 10^0$	約 $3.1 \times 10^0$	約 $1.9 \times 10^0$	約 $5.4 \times 10^0$	約 $5.4 \times 10^0$	約 $5.4 \times 10^0$	約 $1.9 \times 10^0$	
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	屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される		約 $4.8 \times 10^{-2}$	約 $2.6 \times 10^{-2}$	約 $2.6 \times 10^{-2}$	約 $2.6 \times 10^{-2}$	約 $4.8 \times 10^{-2}$
	内部被ばく			約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下
外気から作業場内へ流入 した放射性物質による被ばく	外部被ばく	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	大気中へ放出された放射性物質の 影響に包絡される				
	内部被ばく	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下					
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 <sup>※2</sup>	約 $1.4 \times 10^{-1}$	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	屋外移動のため 対象外 <sup>※3</sup>	約 $4.6 \times 10^{-1}$	約 $4.6 \times 10^{-1}$	約 $4.6 \times 10^{-1}$	屋外移動のため 対象外 <sup>※3</sup>	
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 $1.2 \times 10^1$	約 $1.2 \times 10^1$	約 $1.2 \times 10^1$	約 $1.1 \times 10^1$	約 $1.2 \times 10^1$	約 $1.2 \times 10^1$	約 $1.2 \times 10^1$	
作業線量率	約 $1.4 \times 10^1$	約 $1.5 \times 10^1$	約 $1.4 \times 10^1$	約 $1.7 \times 10^1$	約 $1.8 \times 10^1$	約 $1.8 \times 10^1$	約 $1.4 \times 10^1$	
作業時間及び移動時間	90分	35分 (往路)	35分 (復路)	90分	50分 (往路)	15分 (復路)	35分 (復路)	
作業員の実効線量 (作業時及び移動時)	約 $2.1 \times 10^1$ mSv	約 $8.6 \times 10^0$ mSv	約 $8.2 \times 10^0$ mSv	約 $2.5 \times 10^1$ mSv	約 $1.5 \times 10^1$ mSv	約 $4.4 \times 10^0$ mSv	約 $8.2 \times 10^0$ mSv	
作業員の実効線量 (合計)	約 $3.7 \times 10^1$ mSv			約 $5.2 \times 10^1$ mSv				

※1 第一弁開操作はベント実施前に行う。

※2 第一弁開操作前は、第一弁までのベント系配管内に浮遊した放射性物質を考慮する。

※3 屋外移動時は、アクセスルートからベント系配管の距離が離れているため、評価対象外とする。

ベント実施に伴う屋外作業の作業員の被ばく評価について

重大事故等時に格納容器圧力逃がし装置を使用した場合において、屋外作業の作業員の  
実効線量が緊急作業時の線量限度である 100 mSv 以下となることを以下のとおり確認した。

## 1. スクラビング水補給及び窒素供給作業の作業員の被ばく評価

格納容器圧力逃がし装置格納槽へのスクラビング水の補給及び原子炉建屋系統内への  
窒素ガスの供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。なお、評  
価に当たっては、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 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。なお、内部被ばくについては、第 3 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。なお、スクラビング水補給作業につ  
いては一部建屋内の作業もあるが、大気中へ放出される放射性物質による外部被  
ばく及び内部被ばくは、屋外にいるものとして評価を行った。

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 3 表に示す地表面への沈着速度を考慮し評価を行った。なお、  
スクラビング水補給作業については一部建屋内の作業もあるが、地表面に沈着し  
た放射性物質による外部被ばくは、屋外にいるものとして評価を行った。

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による外部被ばく  
については、第 4 表に示す原子炉建屋の外壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。

格納容器圧力逃がし装置格納槽からの直接ガンマ線による外部被ばくにつ  
いては、第 5 表に示す格納容器圧力逃がし装置格納槽のフィルタ装置遮蔽壁及び作  
業場所のフィルタ装置遮蔽壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。フィルタ装置の配  
置を第 4 図に示す。

c. 評価点

評価点は、第5図に示すとおりであり、スクラビング水補給及び窒素供給作業は作業場所を評価点とする。

アクセスルートの評価点は、大気中に放出された放射性物質（グランドシャインの評価含む。）に関する評価では、アクセスルート上で相対濃度が最も大きくなる地点を評価点とする。また、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、格納容器圧力逃がし装置格納槽からの直接ガンマ線に関する評価では、アクセスルート上で遮蔽壁等の効果が小さく、線量が厳しくなる地点を評価点とする。

d. 作業開始時間

スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給は事象発生から7日後に実施することを想定し、7日目(7日目に到達する前の1時間)について被ばく評価を行った。

(2) 評価結果

スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給作業場所の線量率は、第6表及び第7表に示すとおり、サブプレッション・チェンバからのベントを行う場合、スクラビング水の補給作業については約13 mSv/h、窒素ガスの供給作業については約3.6 mSv/hとなり、ドライウェルからのベントを行う場合、スクラビング水の補給作業については約15 mSv/h、窒素ガスの供給作業については約4.6 mSv/hとなり、スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給作業を行うことができる放射線環境であることを確認した。

なお、スクラビング水の補給作業及び窒素ガスの供給作業の作業時間は、移動及び補給等の準備を含めても2時間～3時間であり、作業が可能である。

2. 水源及び燃料の補給作業の作業員の被ばく評価

重大事故対策の作業のうち、作業時間が長く被ばく線量が高くなる水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業の成立性を確認するため、作業員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ブプレッション・チェンバからのベントを行う場合について評価を行った。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2図及び第3図に示すとおりとし、スクラビング水補給及び窒素供給作業の作業員の被ばく評価と同様の被ばく経路を考慮し評価を行った。

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。なお、内部被ばくについては、第3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3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4表に示す原子炉建屋の外壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。

格納容器圧力逃がし装置格納槽からの直接ガンマ線による外部被ばくについては、第5表に示す格納容器圧力逃がし装置格納槽のフィルタ装置遮蔽壁及び作業場所のフィルタ装置遮蔽壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。フィルタ装置の配置を第4図に示す。

#### c. 評価点

評価点は、第5図に示すとおりであり、水源及び燃料の補給作業時は作業場所を評価点とする。

アクセスルートの評価点は、大気中に放出された放射性物質（グランドシャインの評価含む。）に関する評価では、アクセスルート上で相対濃度が最も大きくなる地点を評価点とする。また、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、格納容器圧力逃がし装置格納槽からの直接ガンマ線に関する評価では、アクセスルート上で遮蔽壁等の効果が小さく、線量が厳しくなる地点を評価点とする。

#### d. 作業時間

格納容器ベント実施後、水源の枯渇まで3日程度の余裕があるが、水源補給準備時間は約3時間以内に完了する。

このため、格納容器ベント後の水源補給作業開始については、事象進展の状況や屋外の放射線量等から、作業員の被ばく低減を踏まえて総合的に判断する。

実効線量評価においては、保守的な評価とする観点から、屋外作業実施が可能と考えられる線量率となる格納容器ベント実施3時間後とする。

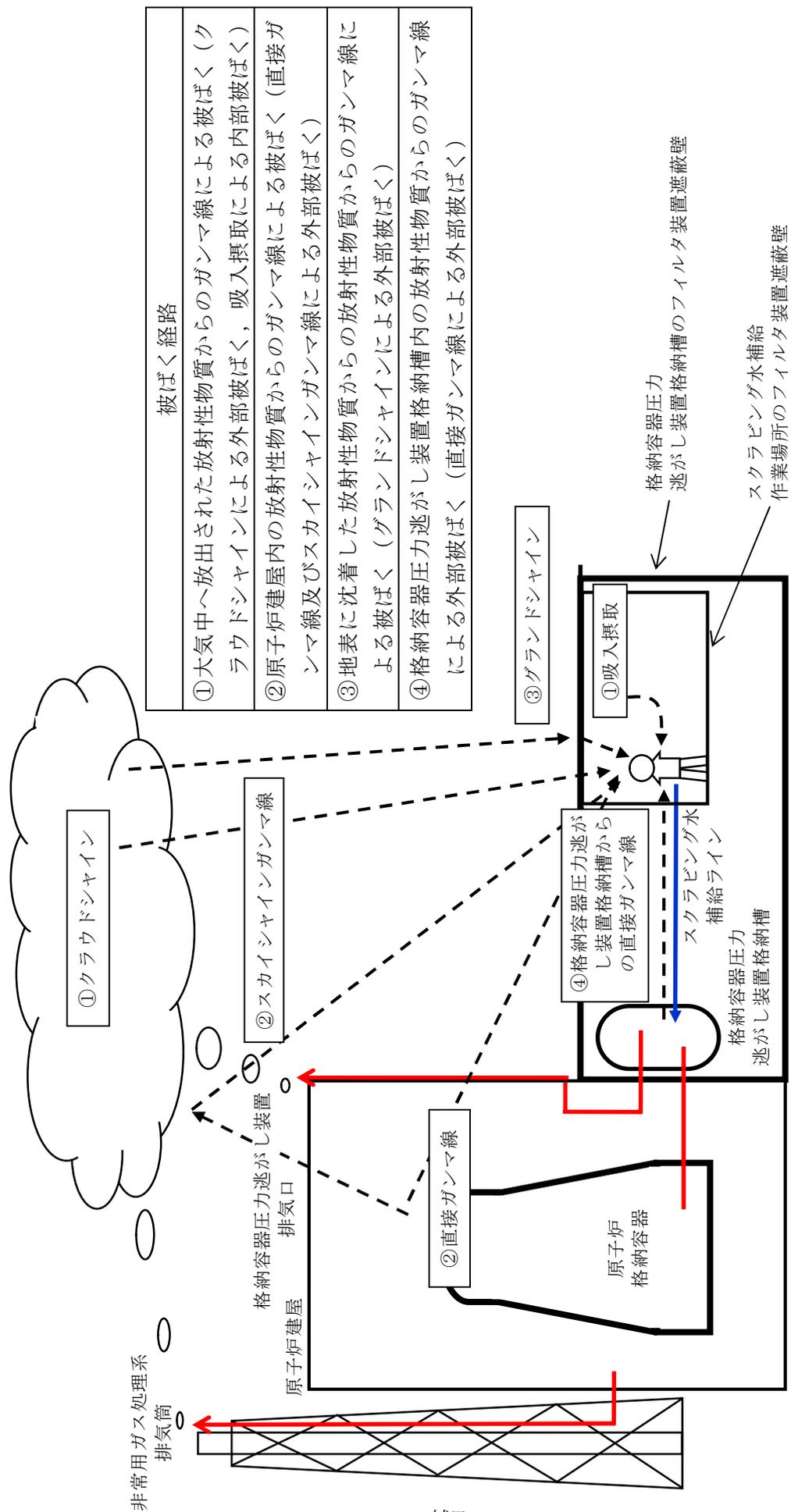
水源の補給作業時間は、西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給作業のうち、補給準備作業についてはポンプ設置作業を75分、ホース敷設等作業65分とし、補給作業については補給準備作業を20分、補給監視作業を360分とする。

なお、補給監視作業の作業時間は、代替淡水貯槽への補給作業の作業時間（21時間）に補給監視を行う対応要員の交替を考慮し、最も作業時間が長くなる360分とする。

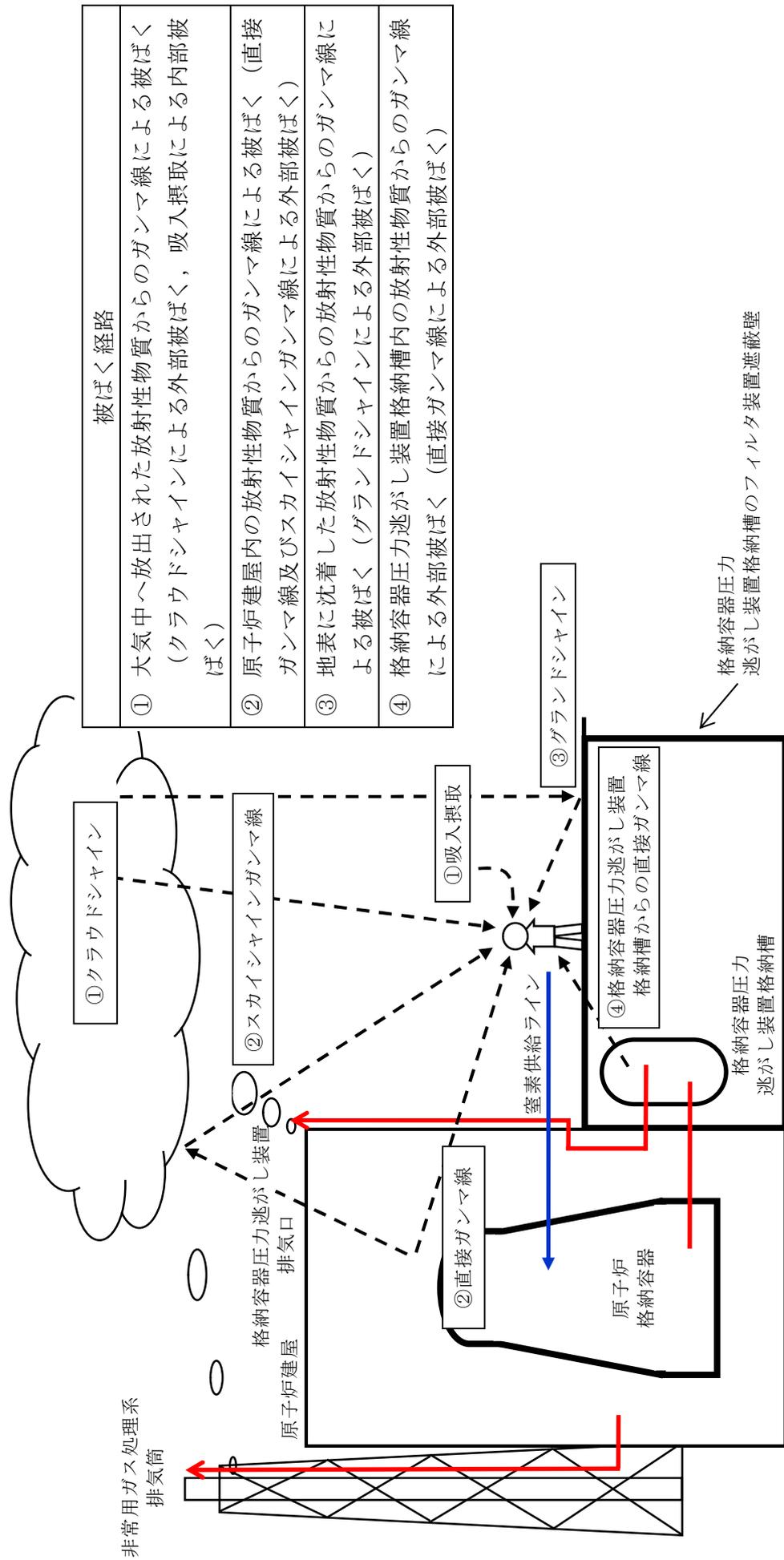
燃料の給油作業時間は、可搬型代替注水中型ポンプへの燃料の給油作業のうち、給油準備作業は 90 分、給油作業は 175 分（25 分×7 回）とする。

(2) 評価結果

水源の補給作業における作業員の実効線量は約 61 mSv、燃料の給油作業における作業員の実効線量は約 26 mSv 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、水源の補給作業及び燃料の給油作業ができることを確認した。また、実効線量の内訳を第 8 表に示す。

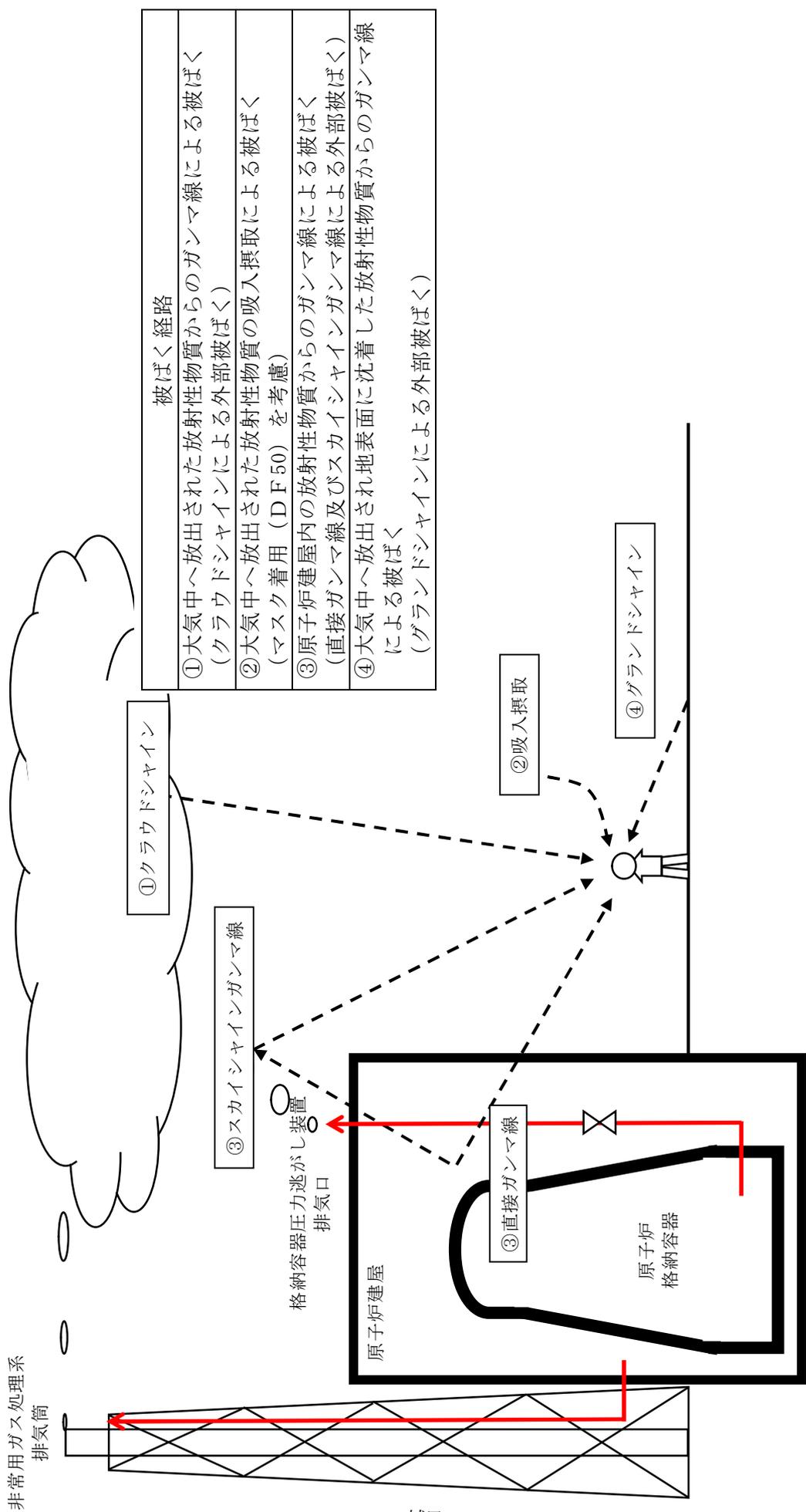


第1図 スクラビング水補給作業時の作業員の被ばく評価経路イメージ（屋外作業時）



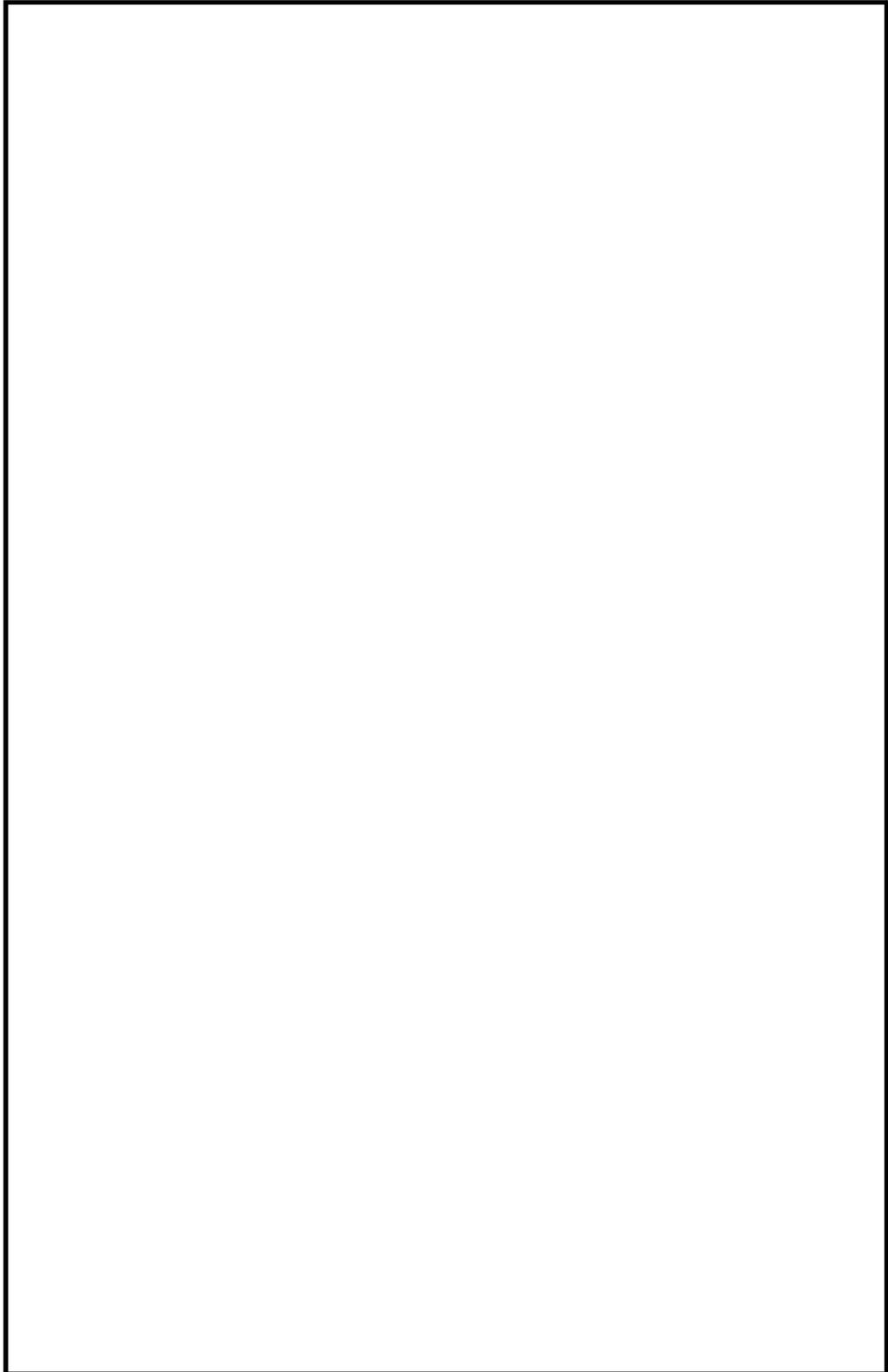
- 被ばく経路
- ① 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシヤインによる外部被ばく，吸入摂取による内部被ばく）
  - ② 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接ガンマ線及びスカイシヤインガンマ線による外部被ばく）
  - ③ 地表に沈着した放射性物質からの放射線による外部被ばく（グラウンドシヤインによる外部被ばく）
  - ④ 格納容器圧力逃がし装置格納槽内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（直接ガンマ線による外部被ばく）

第2図 室素供給作業時及び水源補給作業の作業員の被ばく評価経路イメージ（屋外移動時及び屋外作業時）



被ばく経路	
①	大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく (クラウドシャインによる外部被ばく)
②	大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく (マスク着用 (DF50) を考慮)
③	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)
④	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 燃料給油時の被ばく評価経路イメージ (屋外移動時及び屋外作業時)



第 4 図 フィルタ装置の配置



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
気象資料	東海第二発電所における 1 年間の気象資料 (2005 年 4 月～2006 年 3 月) 地上風 : 地上 10 m 排気筒風 : 地上 140 m	格納容器圧力逃がし装置排気口及び原子炉建屋からの放出は地上風 (地上 10 m) の気象データを使用 非常用ガス処理系排気筒からの放出は排気筒風 (地上 140 m) 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 0 m 格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出 : 地上 57 m 非常用ガス処理系排気筒からの放出 : 地上 95 m	格納容器圧力逃がし装置排気口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 非常用ガス処理系排気筒からの放出は方位ごとの風洞実験結果のうち保守的に最低の方位の有効高さを設定
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	考慮する	格納容器圧力逃がし装置排気口放出及び原子炉建屋漏えいにおいては放出源から近距離の原子炉建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮
巻き込みを生じる代表建屋	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 5 図参照	屋外移動時は敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は原子炉建屋付近の最大濃度点で設定 作業時は作業地点のある原子炉建屋外壁で設定
着目方位	非常用ガス処理系排気筒 : 1 方位 原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置排気口 : 9 方位	非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出) については評価点の方位とし、原子炉建屋漏えい及び格納容器圧力逃がし装置排気口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	3000 m <sup>2</sup>	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 ( $\lambda/Q$ ) 及び相対線量 ( $D/Q$ ) (1/2)

作業内容		放出箇所	$\lambda/Q$ 及び $D/Q$	
スクラビング水 補給作業	屋外移動時 /作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\lambda/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $8.3 \times 10^{-4}$
		格納容器圧力逃がし装置排気 口 (建屋屋上放出)	$\lambda/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $4.2 \times 10^{-4}$
			$D/Q$ (Gy/Bq)	約 $8.7 \times 10^{-19}$
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\lambda/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $3.0 \times 10^{-6}$
			$D/Q$ (Gy/Bq)	約 $1.2 \times 10^{-19}$
		窒素供給作業	屋外移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)
格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	$\lambda/Q$ (s/m <sup>3</sup> )			約 $4.2 \times 10^{-4}$
	$D/Q$ (Gy/Bq)			約 $8.7 \times 10^{-19}$
非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\lambda/Q$ (s/m <sup>3</sup> )			約 $3.0 \times 10^{-6}$
	$D/Q$ (Gy/Bq)			約 $1.2 \times 10^{-19}$
作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)			$\lambda/Q$ (s/m <sup>3</sup> )
	格納容器圧力逃がし装置排気 口 (建屋屋上放出)		$\lambda/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $3.7 \times 10^{-4}$
			$D/Q$ (Gy/Bq)	約 $7.7 \times 10^{-19}$
	非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)		$\lambda/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $3.0 \times 10^{-6}$
			$D/Q$ (Gy/Bq)	約 $6.3 \times 10^{-20}$

第2表 評価に使用する相対濃度 ( $\chi/Q$ ) 及び相対線量 ( $D/Q$ ) (2/2)

作業内容	放出箇所	$\chi/Q$ 及び $D/Q$	
		$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	$D/Q$ ( $Gy/Bq$ )
水源補給準備作業【ポンプ設置等】 水源補給作業【補給監視】 燃料給油作業 (西側淡水貯水設備付近)	原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $3.7 \times 10^{-4}$
		$D/Q$ ( $Gy/Bq$ )	約 $1.9 \times 10^{-18}$
	格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $1.9 \times 10^{-4}$
		$D/Q$ ( $Gy/Bq$ )	約 $6.6 \times 10^{-19}$
	非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $2.4 \times 10^{-6}$
		$D/Q$ ( $Gy/Bq$ )	約 $1.1 \times 10^{-19}$
水源補給準備作業【ホース施設等】 (代替淡水貯水槽付近)	原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $8.3 \times 10^{-4}$
		$D/Q$ ( $Gy/Bq$ )	約 $3.3 \times 10^{-18}$
	格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $4.2 \times 10^{-4}$
		$D/Q$ ( $Gy/Bq$ )	約 $8.7 \times 10^{-19}$
	非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $3.0 \times 10^{-6}$
		$D/Q$ ( $Gy/Bq$ )	約 $1.2 \times 10^{-19}$

第3表 線量換算係数，呼吸率等

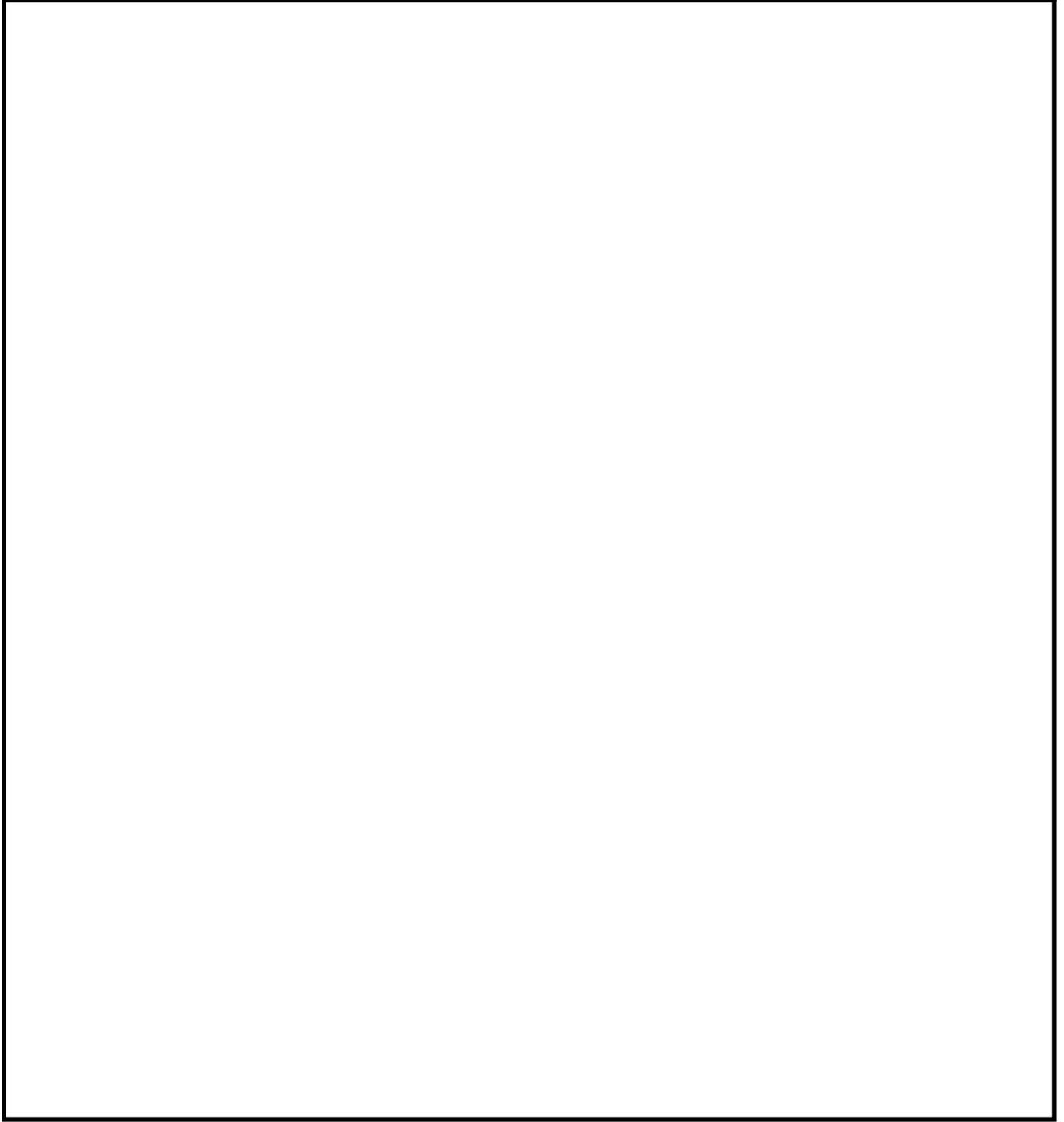
項目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I-132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I-134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq Cs-134 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq Cs-136 : $2.8 \times 10^{-9}$ Sv/Bq Cs-137 : $3.9 \times 10^{-8}$ Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	ICRP Publication 71 に基づき設定
呼吸率	1.2 m <sup>3</sup> /h	成人活動時の呼吸率を設定
マスクの除染係数	D F 50	性能上期待できる値から設定
地表面への沈着速度	粒子状物質 : 0.5 cm/s 無機よう素 : 0.5 cm/s 有機よう素 : $1.7 \times 10^{-3}$ cm/s	東海第二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4表 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

項目	評価条件	選定理由
遮蔽厚さ	10 cm～220 cm	原子炉建屋外壁（二次遮蔽）の厚さを設定
原子炉建屋内線源強度分布	原子炉建屋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
原子炉建屋のモデル	原子炉建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁を遮蔽体として考慮
直接ガンマ線・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

第5表 格納容器圧力逃がし装置からの直接ガンマ線

項目	評価条件	選定理由
スクラッピング水補給作業場所のフィルタ装置遮蔽壁	130 cm	格納容器圧力逃がし装置格納槽遮蔽設計値（10m Sv/h 以下）に基づき設定
格納容器圧力逃がし装置格納槽のフィルタ装置遮蔽壁	160 cm	格納容器圧力逃がし装置格納槽遮蔽設計値（0.625 mSv/h 以下）に基づき設定
格納容器圧力逃がし装置格納槽の配管遮蔽壁	140 cm	配管遮蔽設計値（0.625 mSv/h 以下）に基づき設定
コンクリート密度	2.10 g/cm <sup>3</sup>	新設遮蔽はコンクリート密度 2.10 g/cm <sup>3</sup> 以上で施工



第 5 図 大気中に放出された放射性物質の濃度評価点

第6表 スクラビング水補給作業及び窒素供給作業における被ばく評価（サブレシジョン・チェンバからのベント操作の場合）

（単位：mSv/h）

被ばく経路	スクラビング水補給作業		窒素供給作業	
	補給作業時	屋外移動時	供給作業時	屋外移動時
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	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下
	外部被ばく	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下
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 <sup>0</sup>	約3.3×10 <sup>0</sup>	約2.9×10 <sup>0</sup>	約3.3×10 <sup>0</sup>
	格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置格納槽からの直接線	約1.0×10 <sup>1</sup>	約6.3×10 <sup>-1</sup>	約6.3×10 <sup>-1</sup>
作業線量率	約1.3×10 <sup>1</sup>	約3.9×10 <sup>0</sup>	約3.6×10 <sup>0</sup>	約3.9×10 <sup>0</sup>

第7表 スクラビング水補給作業及び窒素供給作業における被ばく評価（ドライウエルからのベント操作の場合）

（単位：mSv/h）

被ばく経路	スクラビング水補給作業		窒素供給作業	
	補給作業時	屋外移動時	供給作業時	屋外移動時
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	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下
	外部被ばく	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下
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4.5×10 <sup>0</sup>	約4.5×10 <sup>0</sup>	約4.0×10 <sup>0</sup>	約4.5×10 <sup>0</sup>
格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置格納槽からの直接線	約1.0×10 <sup>1</sup>	約6.3×10 <sup>-1</sup>	約6.3×10 <sup>-1</sup>	約6.3×10 <sup>-1</sup>
作業線量率	約1.5×10 <sup>1</sup>	約5.1×10 <sup>0</sup>	約4.6×10 <sup>0</sup>	約5.1×10 <sup>0</sup>

第 8 表 水源及び燃料の補給作業における被ばく評価

(単位：mSv/h)

屋外作業	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給準備・補給作業				燃料の給油準備・給油作業	
	補給準備作業		補給作業		給油準備作業	給油作業
	ポンプ設置等作業	ホース敷設等作業	補給準備作業	補給監視作業		
線量評価点	西側淡水貯水設備 付近	代替淡水貯槽 付近	西側淡水貯水設備 付近	西側淡水貯水設備 付近	西側淡水貯水設備 付近	
作業時間帯	格納容器ベント実施 3 時間後以降					
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 $5.5 \times 10^{-1}$	約 $1.9 \times 10^0$	約 $5.5 \times 10^{-1}$	約 $5.5 \times 10^{-1}$	約 $5.5 \times 10^{-1}$	約 $5.5 \times 10^{-1}$
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 $9.0 \times 10^{-2}$	約 $1.1 \times 10^{-1}$	約 $9.0 \times 10^{-2}$	約 $9.0 \times 10^{-2}$	約 $9.0 \times 10^{-2}$
	内部被ばく <sup>※1</sup>	約 $1.5 \times 10^{-2}$	約 $2.7 \times 10^{-2}$	約 $1.5 \times 10^{-2}$	約 $1.5 \times 10^{-2}$	約 $1.5 \times 10^{-2}$
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 $5.3 \times 10^0$	約 $1.2 \times 10^1$	約 $5.3 \times 10^0$	約 $5.3 \times 10^0$	約 $5.3 \times 10^0$	約 $5.3 \times 10^0$
格納容器圧力逃がし装置格納槽内の 放射性物質からのガンマ線による外部被ばく <sup>※2</sup>	—	約 $6.3 \times 10^{-1}$	—	—	—	—
線量率 (格納容器ベント実施 3 時間後)	約 $6.0 \times 10^0$	約 $1.5 \times 10^1$	約 $6.0 \times 10^0$	約 $6.0 \times 10^0$	約 $6.0 \times 10^0$	約 $6.0 \times 10^0$
作業時間 (移動時間含む)	75 分 (約 1.3 時間)	65 分 (約 1.1 時間)	20 分 (約 0.4 時間)	360 分 (6.0 時間) <sup>※3</sup>	90 分 (1.5 時間)	175 分 (25 分×7 回) (約 2.9 時間)
作業員の実効線量 (各作業時)	約 $7.5 \times 10^0$ mSv	約 $1.6 \times 10^1$ mSv	約 $2.0 \times 10^0$ mSv	約 $3.6 \times 10^1$ mSv	約 $9.0 \times 10^0$ mSv	約 $1.7 \times 10^1$ mSv
作業員の实効線量 (合計)	約 $6.1 \times 10^1$ mSv					

※1：マスクを考慮 (DF50) し評価する。

※2：西側淡水貯水設備付近の作業は格納槽から距離が離れているため考慮しない。

※3：代替淡水貯槽への補給時間は約 21 時間であるが、対応要員は 2 時間ごとに交代する (評価時間は対応要員のうち最も作業時間が長くなる 360 分とする。)

### 重大事故等時における格納容器圧力逃がし装置格納槽の遮蔽の熱除去の評価について

格納容器圧力逃がし装置格納槽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。

なお、第二弁操作室遮蔽の熱除去の評価については、主要な線源機器としてフィルタ装置の入口配管が考えられるが、格納容器圧力逃がし装置格納槽のフィルタ装置遮蔽の熱除去の評価は、線源機器として格納容器圧力逃がし装置格納槽のフィルタ装置、フィルタ装置の入口配管、ドレン配管及びpH計の計装配管を考慮しているため、第二弁操作室遮蔽の熱除去の評価は、格納容器圧力逃がし装置格納槽のフィルタ装置遮蔽の熱除去の評価に包絡される。

#### 1. 格納容器圧力逃がし装置格納槽遮蔽壁の入射線量の設定方法

格納容器圧力逃がし装置格納槽遮蔽内の線源機器は、格納容器圧力逃がし装置格納槽のフィルタ装置、フィルタ装置の入口配管、ドレン配管及びpH計の計装配管であるため、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、評価点は保守的に各線源機器表面とする。

#### 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日間積算の格納容器圧力逃がし装置格納槽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98 kGy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 $2.1 \times 10^{-1}$  kJ/cm<sup>3</sup>\*1となる。これによる温度上昇は次式で算出する。

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

$\Delta T$  : 温度上昇 (°C)

Q : 7日間積算のガンマ発熱量 (約 $2.1 \times 10^{-1}$  kJ/cm<sup>3</sup>)

c : コンクリートの比熱 (1.05 kJ/(kg・°C)) \*2

$\rho$  : コンクリートの密度 (2.1 g/cm<sup>3</sup>)

これより、格納容器圧力逃がし装置格納槽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93.2 °C以下となる。

注記 \*1：入射線量及びコンクリートの密度より算出 ( $9.8 \times 10^4$  (J/kg)  $\times$  2.1 (g/cm<sup>3</sup>))

\*2：2007年制定 コンクリート標準示方書 構造性能照査編，土木学会

### 3. 温度上昇のまとめ

格納容器圧力逃がし装置格納槽遮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93.2℃以下となり，「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。

補足-270-5 【原子炉格納施設の水素濃度低減性能  
に関する説明書に係る補足説明資料】

## 目 次

補足1	局所エリアの漏えいガスの滞留	補足1-1
補足2	原子炉建屋水素濃度の適用性について	補足2-1
補足3	触媒基材（アルミナ）について	補足3-1
補足4	格納容器頂部注水系について	補足4-1
補足5	原子炉建屋原子炉棟6階大物搬入口ハッチについて	補足5-1
補足6	窒素供給装置について	補足6-1
補足7	「設置（変更）許可申請書 添付書類十 可燃性ガスの発生について」に おける可燃性ガス濃度制御系による格納容器内水素及び酸素制御について	補足7-1
補足8	原子炉建屋ガス処理系の外部事象に対する考慮について	補足8-1
参考1	原子建屋ガス処理系の水素爆発防止対策について	参考1-1

## 局所エリアの漏えいガスの滞留

## 1. 評価方法

原子炉格納容器からの水素漏えいが想定される箇所については、「別添 1 2.3.1(2) 漏えい箇所」に示す漏えい箇所があり、表 1-1 に示す直接漏えいが発生する区画（以下「局所エリア」という。）については、小部屋形状となっている箇所がある。このことから、局所エリアにおいて、漏えいしたガスの滞留が無いことを GOTHIC コードによる解析により確認する。具体的には、「別添 1 表 2.3.2-1 ケース 1」に示す有効性評価シナリオ包絡条件において、局所エリアと隣接エリアの水素濃度に大きな乖離がないことを確認することで、局所エリアにおける水素滞留がないことを確認する。なお、シールドプラグが置かれた状態の原子炉ウェル部についても、局所エリアとなる可能性があるが、シールドプラグにシール性がないこと及び上面に開口があることから、局所エリアから除外とした。また、サブプレッション・チェンバアクセスハッチがある区画については「別添 1 図 2.3-1 GOTHIC 解析モデル ノードニング図」に示す原子炉建屋地下 1 階西側の区画と同じであり、「別添 1 2.3 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動」で評価済みであるため、対象外とした。

表 1-1 局所エリア

階数	漏えい箇所	エリア名称	空間容積 (m <sup>3</sup> ) *
2 階	機器搬入用ハッチ	機器搬入用ハッチ及びCRD搬出ハッチのある部屋	42.1
	CRD搬出ハッチ		
	所員用エアロック	所員用エアロックのある部屋	23.4

注記 \*：躯体図をもとに算出した空間容積に対し、機器配管等の容積を考慮して 0.7 倍とした値

## 2. 解析条件

## (1) 解析モデル

解析モデルを図 2-1 に示す。各局所エリアは、図 2-2 に示すとおり、開口部等を通じて、隣接する区画とつながっていることから、解析モデルは、局所エリアとその隣接エリアをそれぞれ 1 ノードでモデル化する。また、流入境界条件を設けて原子炉格納容器からの漏えいを与える。また、圧力境界条件を設けて外部への流出をモデル化する。

解析モデルのイメージを図 2-3 及び図 2-4 に、開口面積の算出を図 2-5 及び図 2-6 に示す。

エリア内は断熱とし、構造物のヒートシンク、壁を介した隣接エリアの伝熱はモデル化しない。また、伝熱による蒸気の凝縮分だけ水素濃度が高くなると考えられることから、保守的に評価するため、蒸気の 100 %凝縮を仮定した漏えい条件を想定する。

また、隣接エリアを図 2-7 から図 2-10 に示す。

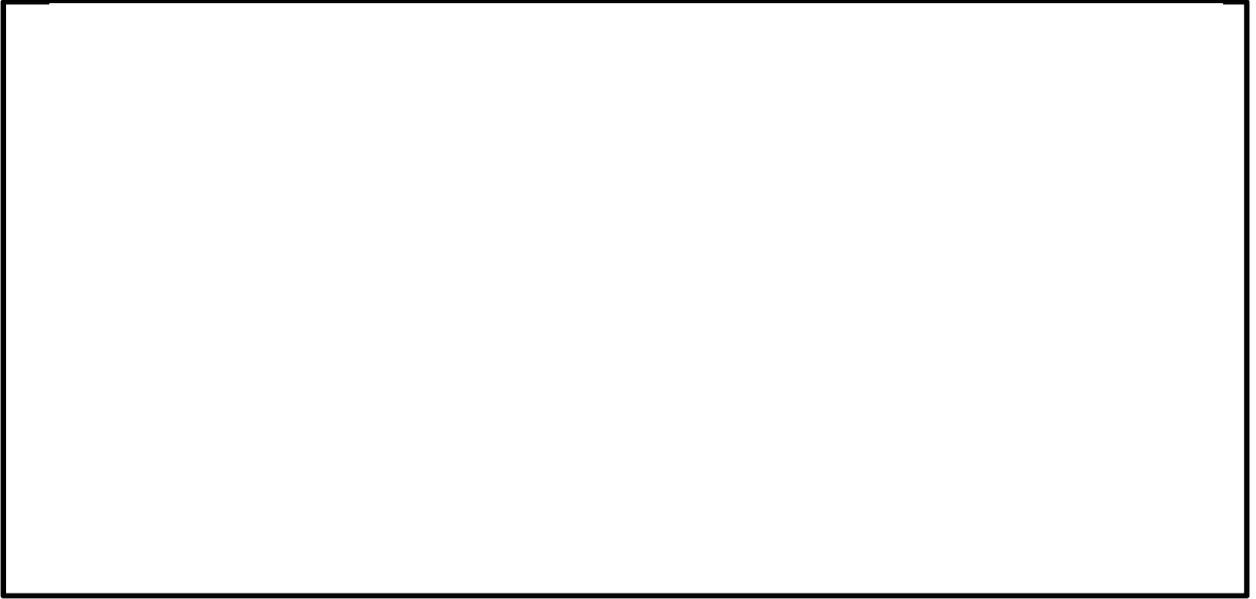


図 2-1 2 ノードモデル

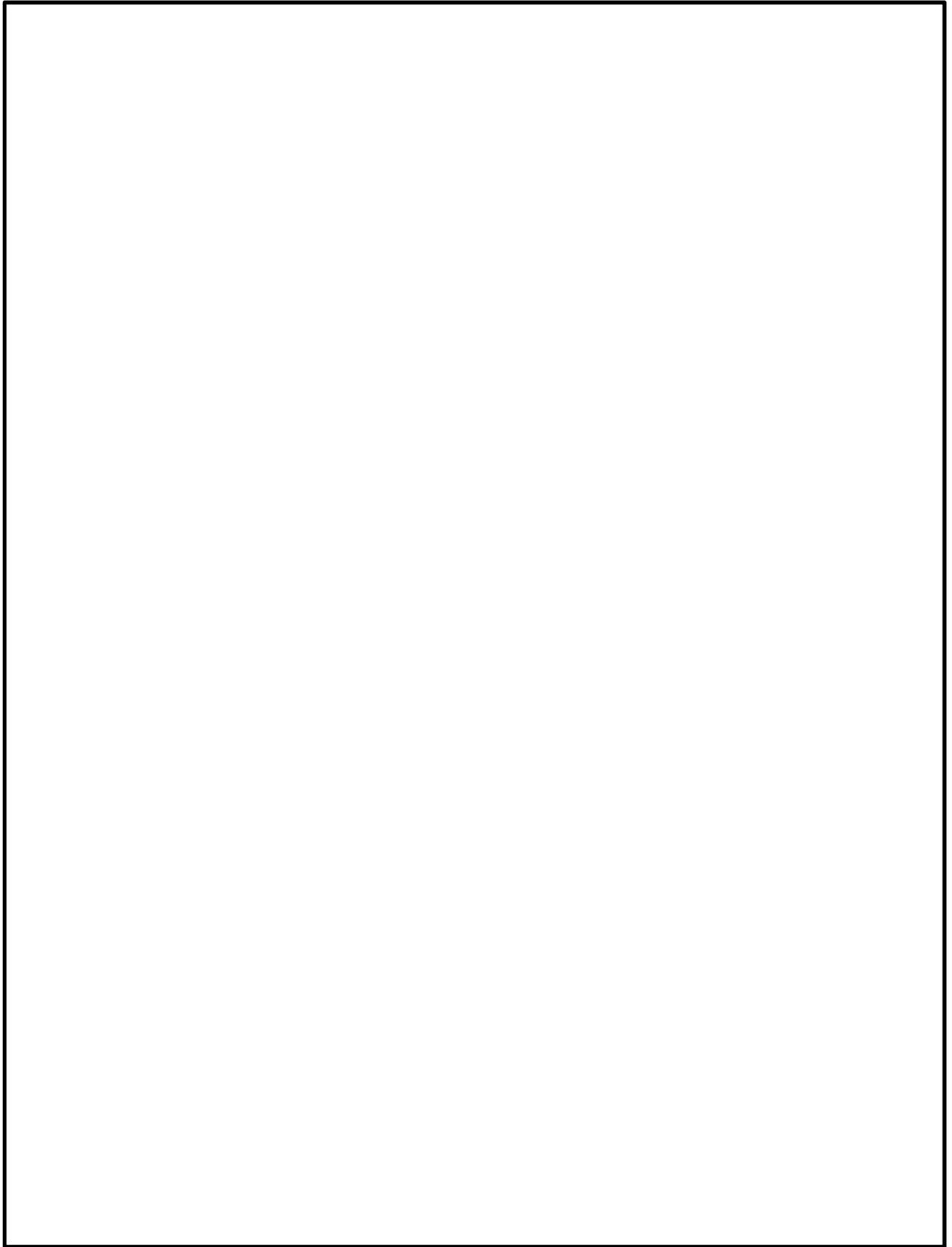


図 2-2 原子炉建屋原子炉棟 2 階における局所エリアの状況

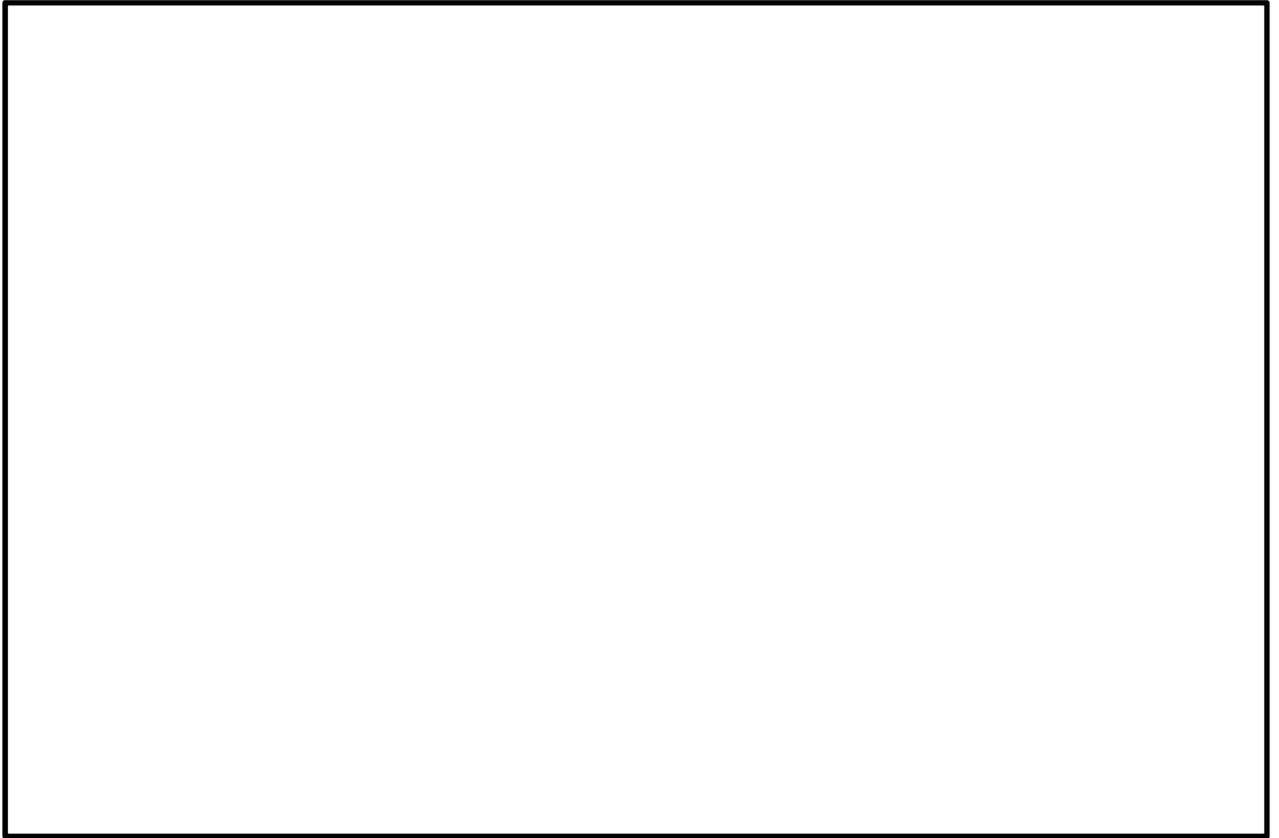


図 2-3 機器搬入用ハッチ及びCRD搬出ハッチのある部屋の解析イメージ

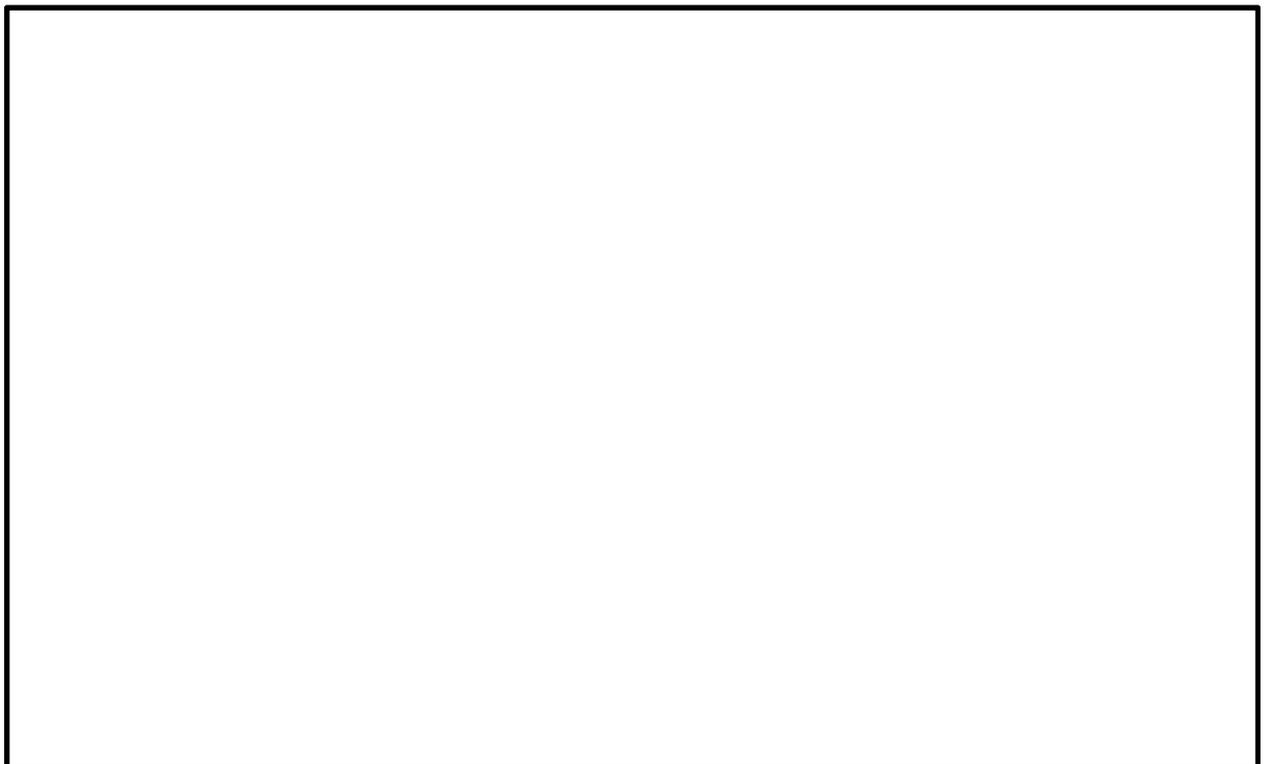


図 2-4 所員用エアロックのある部屋の解析イメージ

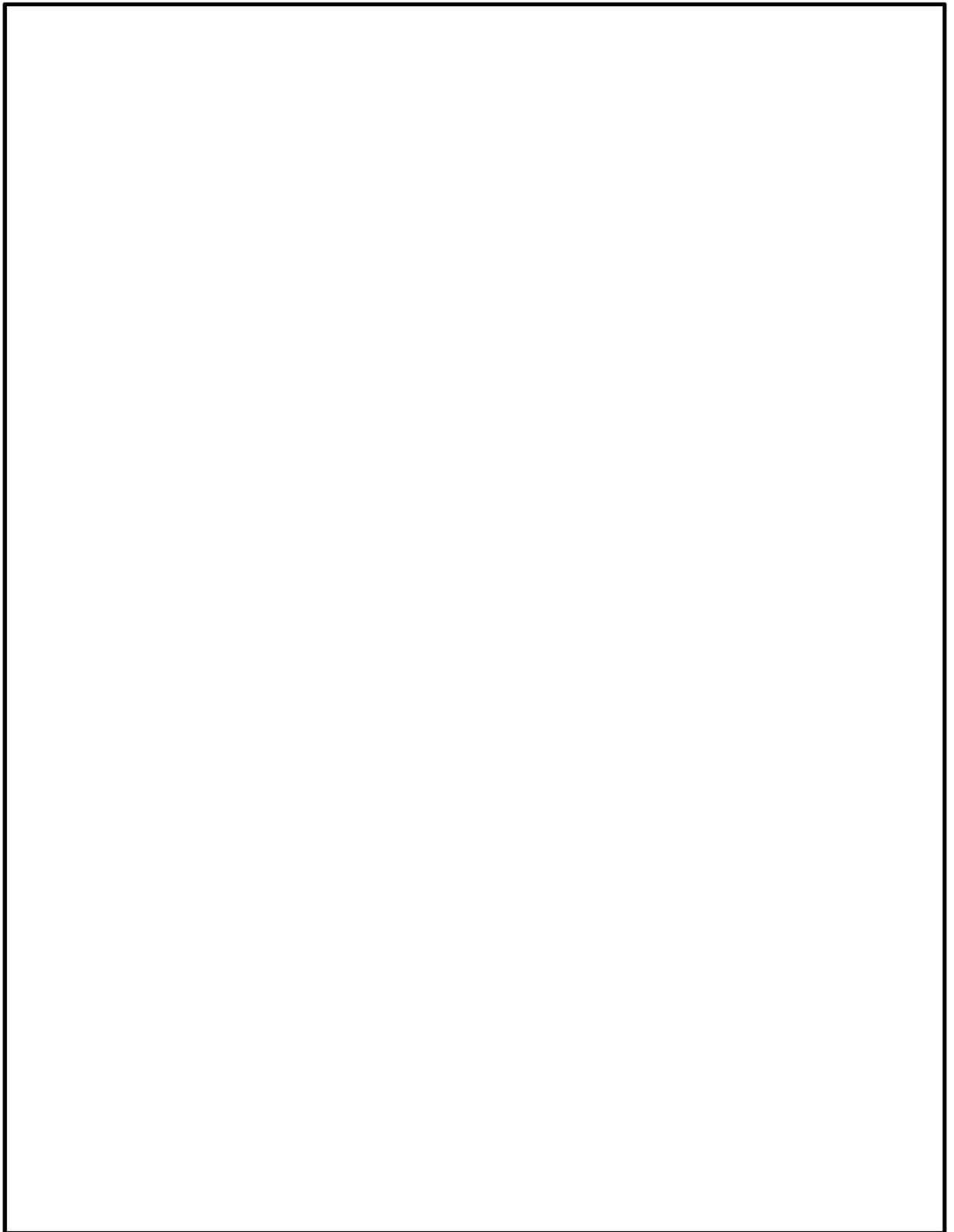


図 2-5 機器搬入用ハッチ及びCRD搬出ハッチのある部屋の開口面積の算出

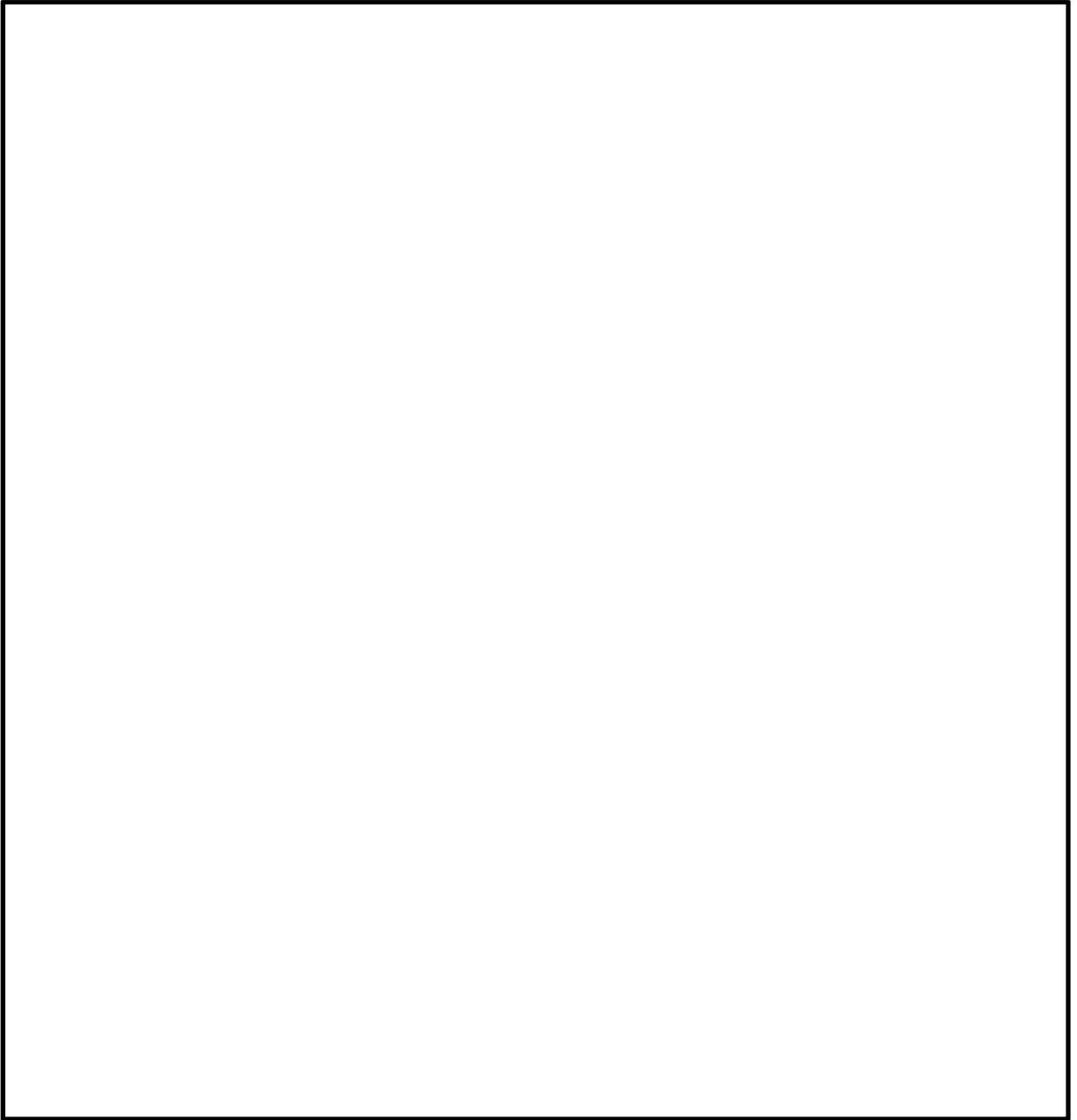


図 2-6 所員用エアロックのある部屋の開口面積の算出

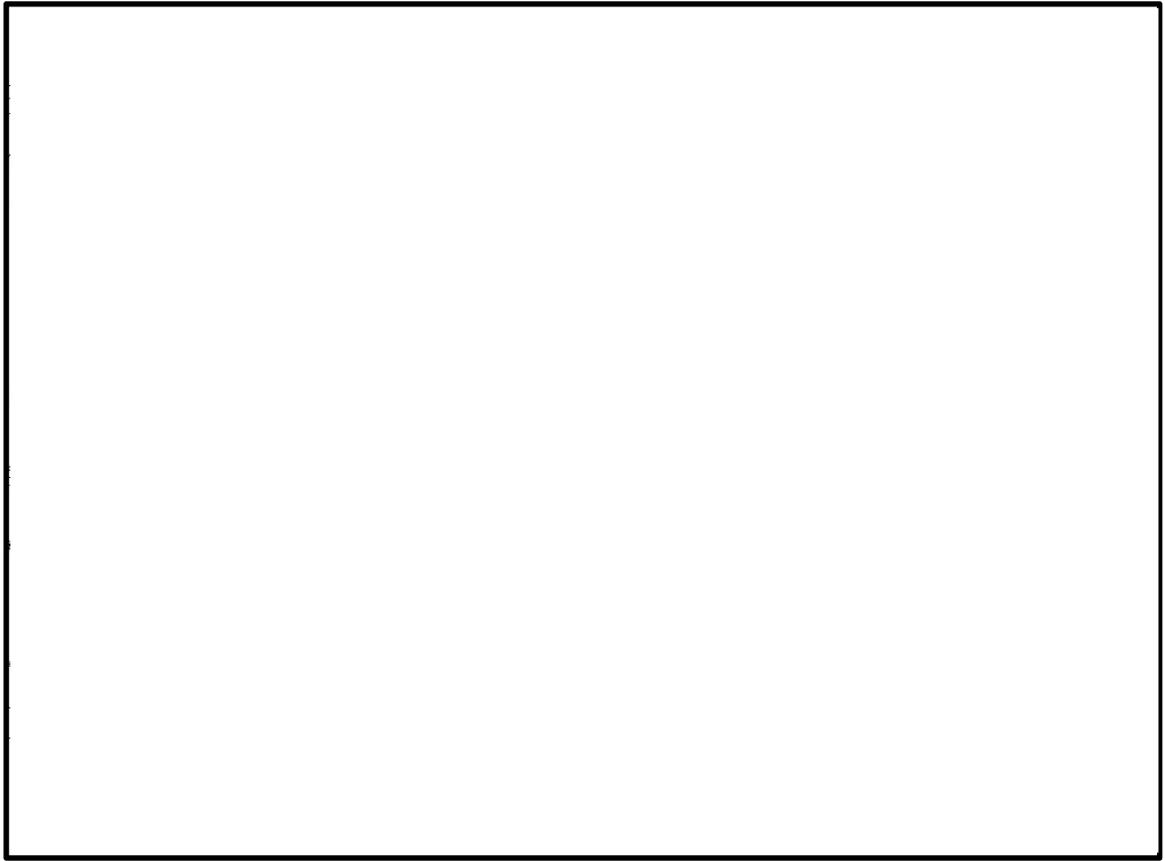


図 2-7 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟 2 階

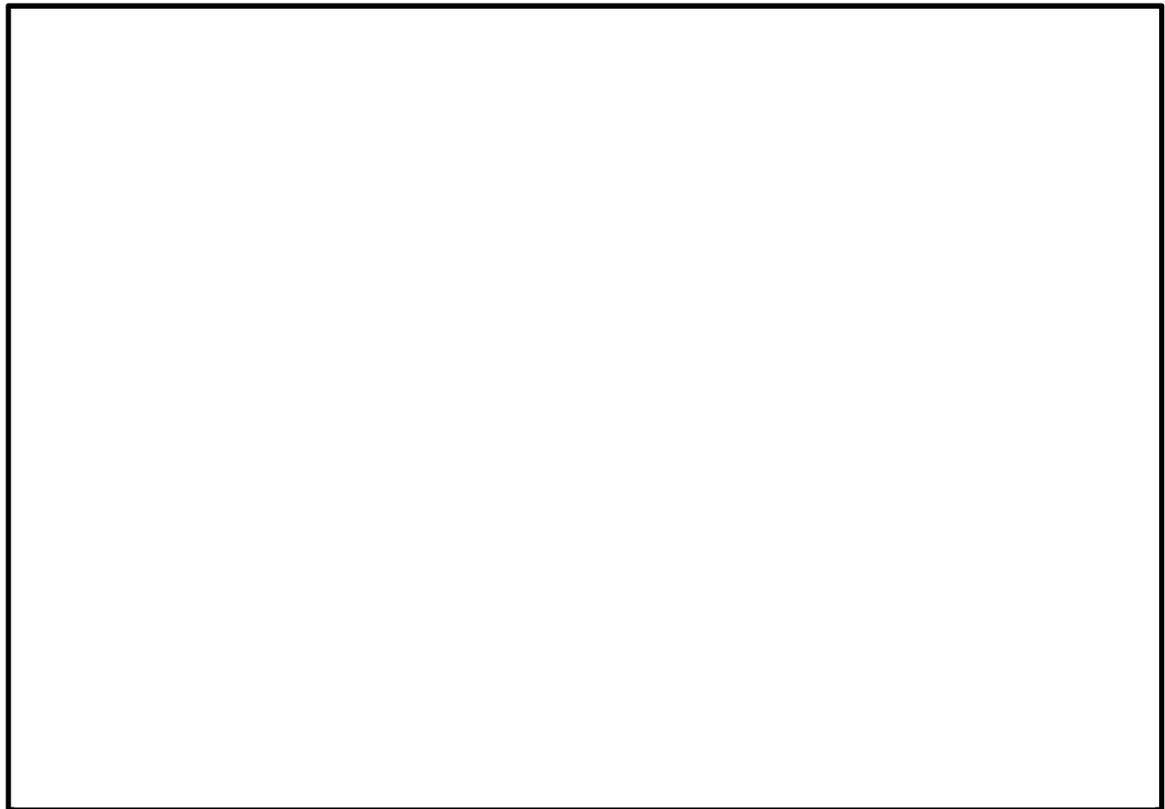


図 2-8 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟 3 階



図 2-9 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟 4 階

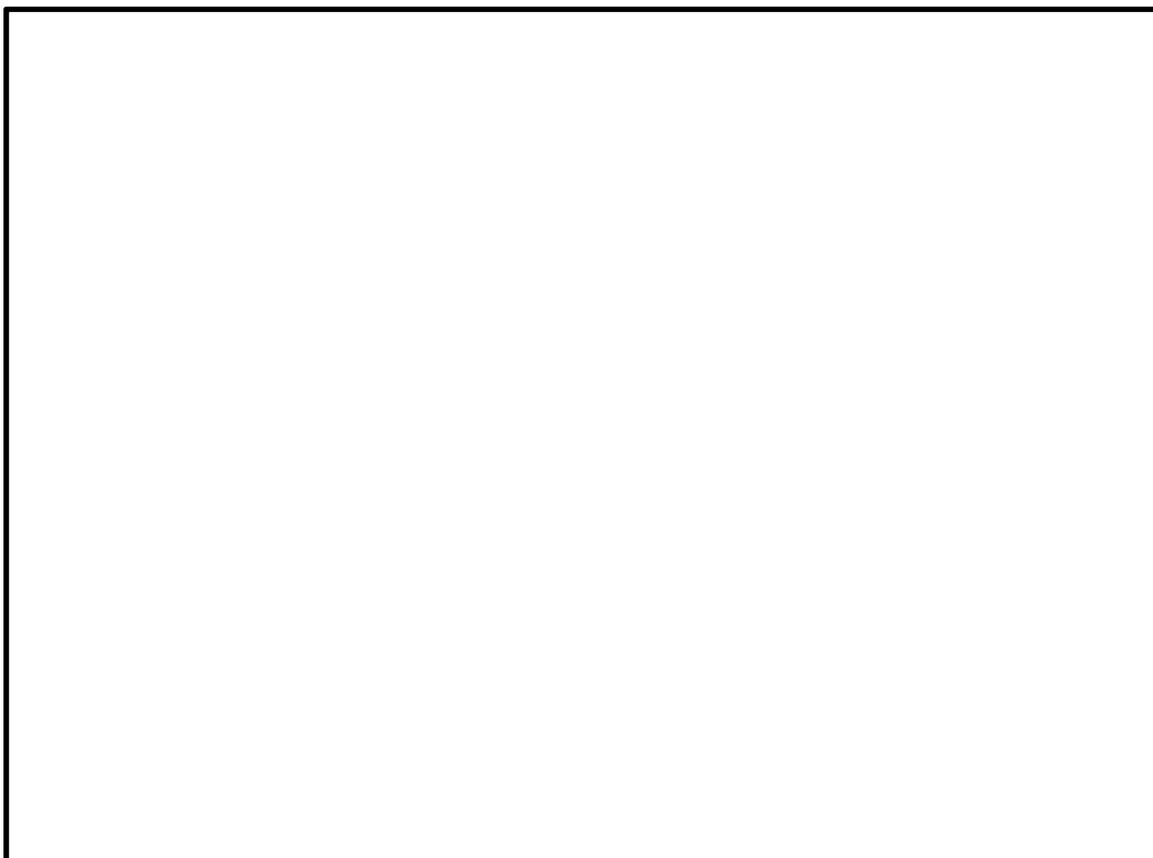


図 2-10 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟 5 階

(2) 解析条件

2 ノードモデルにおける解析条件を表 2-1 に示す。

表 2-1 2 ノードモデル解析条件

No	項目	解析条件	備考
1	原子炉建屋原子炉棟の条件 (1) 圧力 (初期条件) (2) 温度 (初期条件) (3) 組成 (初期条件) (4) 空間容積 (固定)	101.325 kPa 40 °C 相対湿度 100 %の空気 表 1-1 参照	大気圧 想定される高めの温度として設定
2	圧力境界条件 (外部への漏えい) (1) 圧力 (固定) (2) 温度 (固定) (3) 酸素濃度 (固定) (4) 窒素濃度 (固定)	101.325 kPa 40 °C 21 % 79 %	大気圧 想定される高めの温度として設定 乾燥空気の組成 同上
3	流出条件 (外部への漏えい) (1) 流出条件	圧力損失なし	

各局所エリアの漏えい量は、全漏えい量を各漏えい箇所の周長割合で分配して計算する。漏えいの分配条件は別添 1 のうち表 2.3.1-3 と同様である。

隣接エリアとの開口面積を表 2-2 に示す。

表 2-2 開口面積

エリア名称	開口面積 (m <sup>2</sup> )	備考
機器搬入用ハッチ及びCRD 搬出ハッチのある部屋	横隙間：0.0398 上部隙間：0.075 下部隙間：0.25	以下の式により算出 横隙間：0.01 m (幅) × 3.98 m (高さ) 上部隙間：5 m (幅) × 0.015 m (高さ) 下部隙間：5 m (幅) × 0.05 m (高さ)
所員用エアロックのある部屋	0.8442	扉枠内側の面積に、金網分の低減率 0.5 を乗じて算出

(3) 漏えい条件

有効性評価シナリオ包絡条件における漏えい条件を表 2-3 に示す。

また、原子炉格納容器から各局所エリアへの漏えい量を表 2-4 に示す。

表 2-3 有効性評価シナリオ包絡条件における漏えい条件

項目	ドライウエル			
	0～ 3 h	3 h～ 30 h	30 h～ 110 h	110 h～ 168 h
圧力 (kPa [gage])	620 (2Pd)		186 (0.6Pd)	341 (1.1Pd)
温度 [°C] (上：原子炉格納容器内， 下：原子炉建屋原子炉棟への漏 えい時*1)	210 100	200 100	171 100	
水素濃度 [%] *1	100			
水蒸気濃度 [%] *1	0			
原子炉格納容器漏えい率 [%/day] *2	0.615	0.42	0.34	0.29

注記 \*1：水蒸気は、局所エリアに漏えいした時点で全て凝縮することを想定

\*2：漏えい率は、別添1のうち表2.3.1-2に示す漏えい条件から水素のみを考慮して算出

表 2-4 有効性評価シナリオ包絡条件における原子炉格納容器から  
各局所エリアへの漏えい量

評価対象とするエリア		時間			
		0～3 h	3 h～30 h	30 h～110 h	110 h～168 h
漏えい量 [kg/s]	機器搬入用ハッチ及びCR D搬出ハッチのある部屋	$6.14 \times 10^{-5}$	$4.28 \times 10^{-5}$	$1.47 \times 10^{-5}$	$1.93 \times 10^{-5}$
	所員用エアロックのある部屋	$2.38 \times 10^{-5}$	$1.66 \times 10^{-5}$	$5.71 \times 10^{-6}$	$7.49 \times 10^{-6}$

### 3. 解析結果

水素濃度の時間変化を図 3-1 及び図 3-3 に示す。また、局所エリアから隣接エリアへの流出量及び流入量を図 3-2 及び図 3-4 に示す。

解析の結果から、局所エリアの水素濃度は、隣接エリアと比較して高めに推移するが、水素濃度の上昇速度はほぼ同等である結果となった。

また、隣接エリアとの気体の移行量については、水素漏えい量の増減と同等の挙動となり、加えて水素漏えい量に対して大きな移行量がある結果となった。これは、100 °Cの水素が局所エリアに漏えいし、局所エリアの空気が暖められることで、局所エリア内の気体の密度が減少し、隣接エリアとの気体の流出及び流入が発生しているためである。このことから、隣接エリアとの気体の循環があると判断できる。

さらに、所員用エアロックがある部屋については、部屋の下部からも漏えいすることで、部屋の中で水素が拡散されると考えられ、機器搬入用ハッチ及びCRD搬出ハッチがある部屋については、部屋の下部からも漏えいすることに加え、遮蔽扉の側部に縦方向の隙間があることから局所エリア内で水素滞留することはないと考えられる。また、解析上は考慮していないものの、漏えいした水素を含む気体は、壁面で冷やされ、下降流が発生することで局所エリア内に気体の流れが発生することからも、局所エリア内で水素滞留することはない。

以上のことから、局所エリアに漏えいした水素は、隣接エリアを通じて原子炉建屋原子炉棟 6 階に設置されたPARに導かれるため、局所エリアでの水素滞留のおそれはない。

なお、原子炉格納容器の貫通部が存在する区画の天井付近には、それぞれ水素濃度計を設置する設計としており、これらの水素濃度計は、格納容器ベント実施、ブローアウトパネル開放及びブローアウトパネル閉止装置開放の判断基準として用いる計装設備であるため、万が一局所エリアでの水素滞留が発生した場合においても、速やかに検知し、対応操作が可能であることから、局所エリアでの水素爆発のおそれはない（図 2-3 及び図 2-4 参照）。

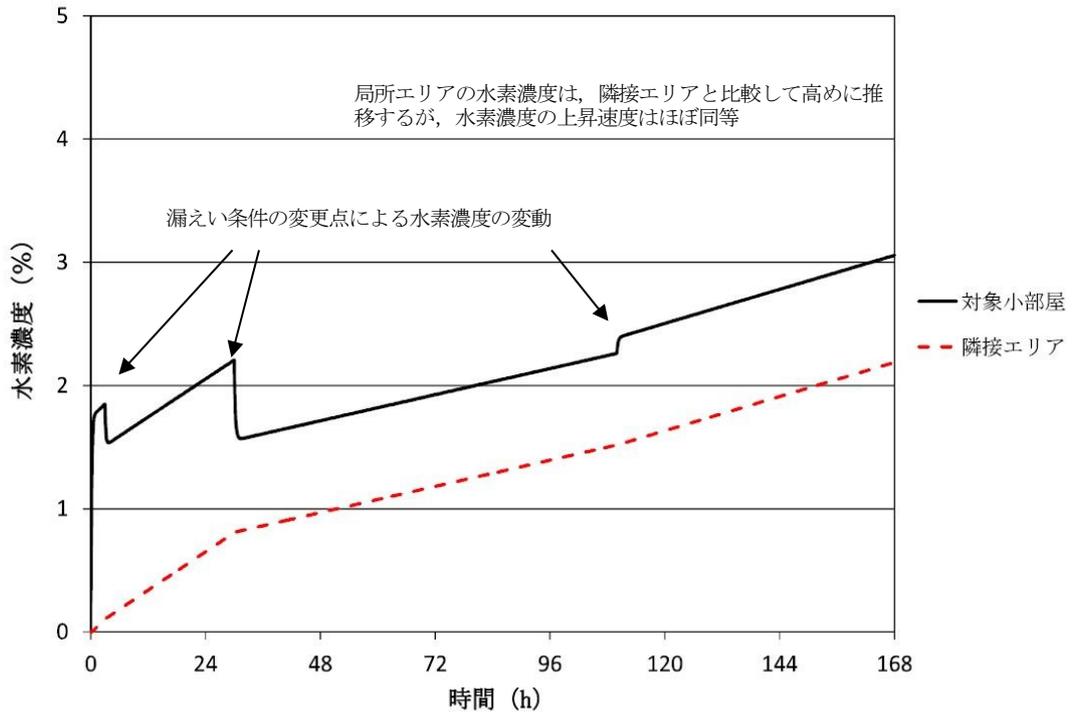


図 3-1 有効性評価シナリオ包絡条件における水素挙動  
(機器搬入用ハッチ及びCRD搬出ハッチのある部屋)

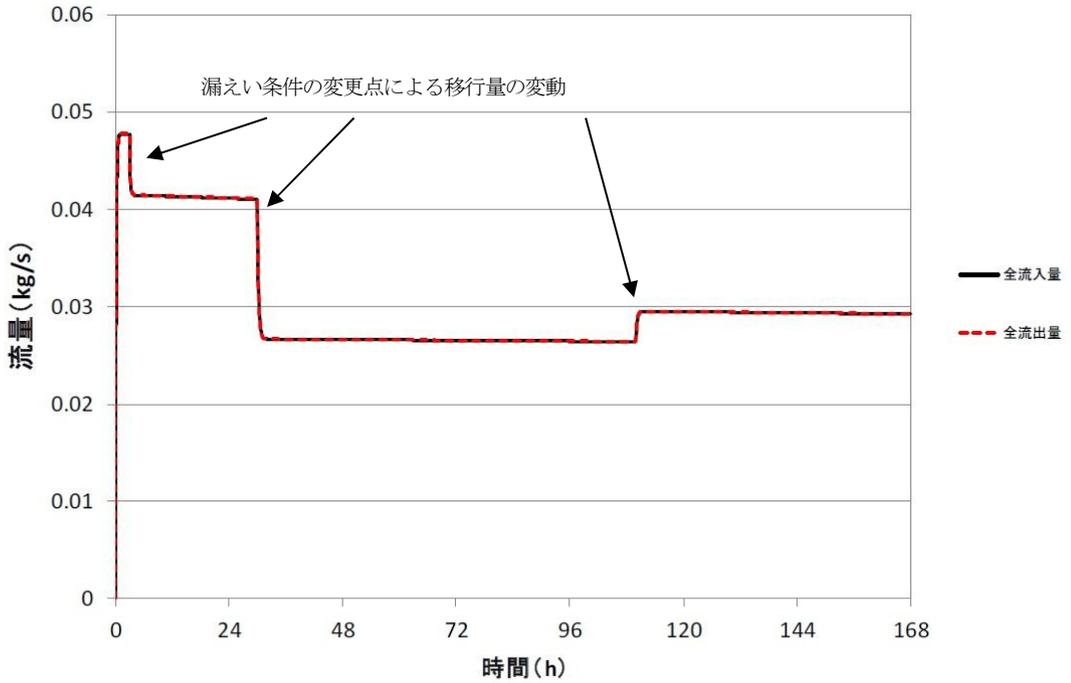


図 3-2 有効性評価シナリオ包絡条件における隣接エリアとの気体の移行量  
(機器搬入用ハッチ及びCRD搬出ハッチのある部屋)

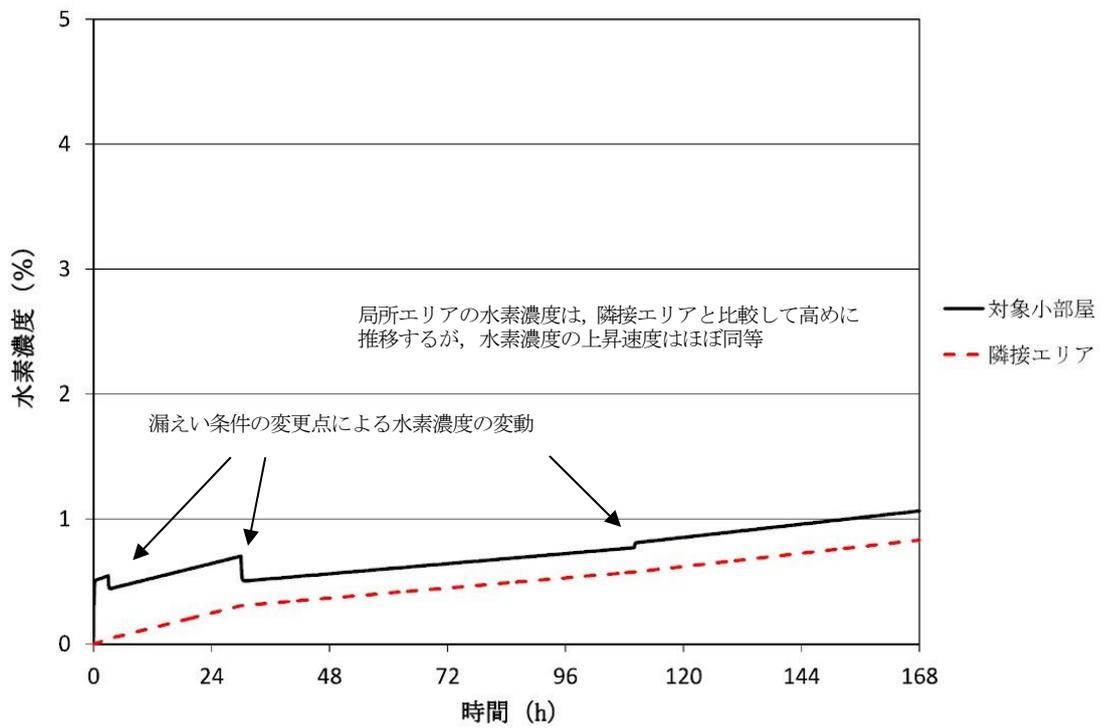


図 3-3 有効性評価シナリオ包絡条件における水素挙動  
(所員用エアロックのある部屋)

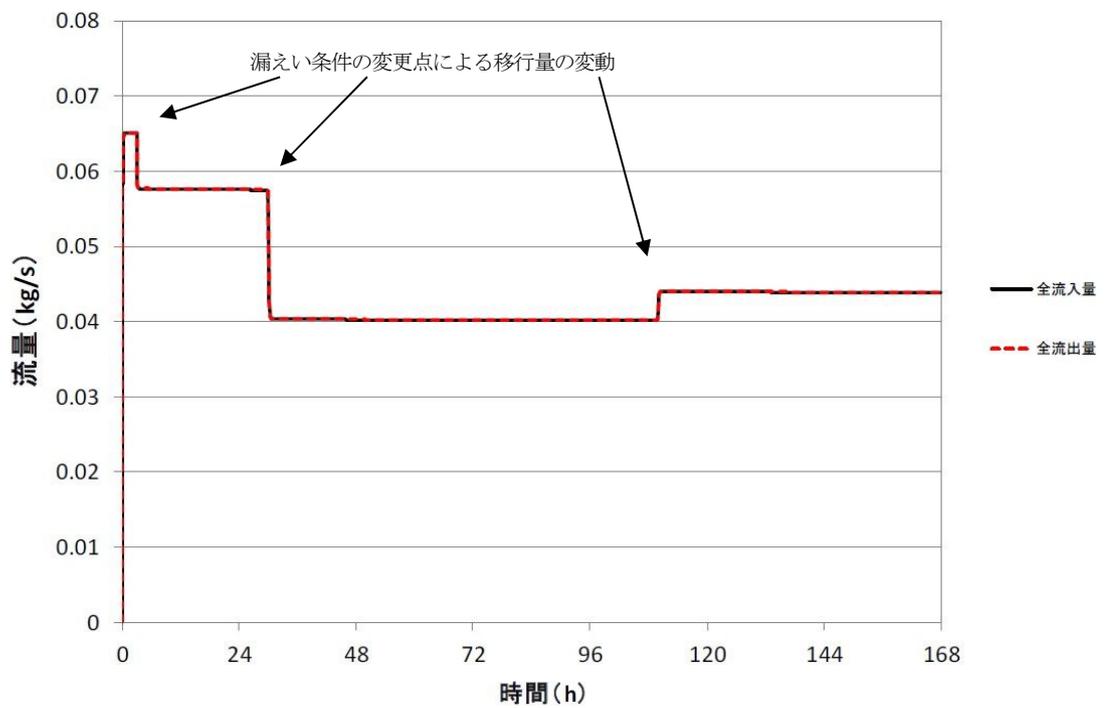


図 3-4 有効性評価シナリオ包絡条件における隣接エリアとの気体の移行量  
(所員用エアロックのある部屋)

## 原子炉建屋水素濃度の適用性について

原子炉建屋水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉建屋原子炉棟内に発生する水素を監視する目的で、水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設計としている。

## 1. 計測範囲の考え方

炉心損傷時に原子炉格納容器内に発生する水素が原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合に、PARによる水素濃度低減（可燃性限界である4 vol%未満）をトレンドとして連続監視できることが主な役割であることから、これを計測可能な以下の範囲とする。

- ・原子炉建屋水素濃度（6階）：0～10 vol%
- ・原子炉建屋水素濃度（2階及び地下1階）：0～20 vol%

## 2. 水素濃度計の測定原理

## (1) 原子炉建屋水素濃度（原子炉建屋原子炉棟6階）

原子炉建屋原子炉棟6階に設置する水素濃度は、触媒式の検出器を用いる。

触媒式の水素検出器は、検知素子と補償素子が図 2-1 のようにホイートストンブリッジ回路に組み込まれている。検知素子は触媒活性材でコーティングされており、水素が検知素子に触れると触媒反応により空気中の酸素と結合し、発熱して検知素子温度が上昇する。検知素子温度が上昇することにより、検知素子の抵抗値が変化するとブリッジ回路の平衡がくずれ、信号出力が得られる。水素と酸素の結合による発熱量は水素濃度に比例するため、検知素子の温度変化による抵抗値変化を水素濃度として測定できる。

また、水素による検知素子の温度上昇と環境温度の上昇を区別するため、素子表面に触媒層を有さない補償素子により環境温度の変化による検知素子の抵抗値変化は相殺される。

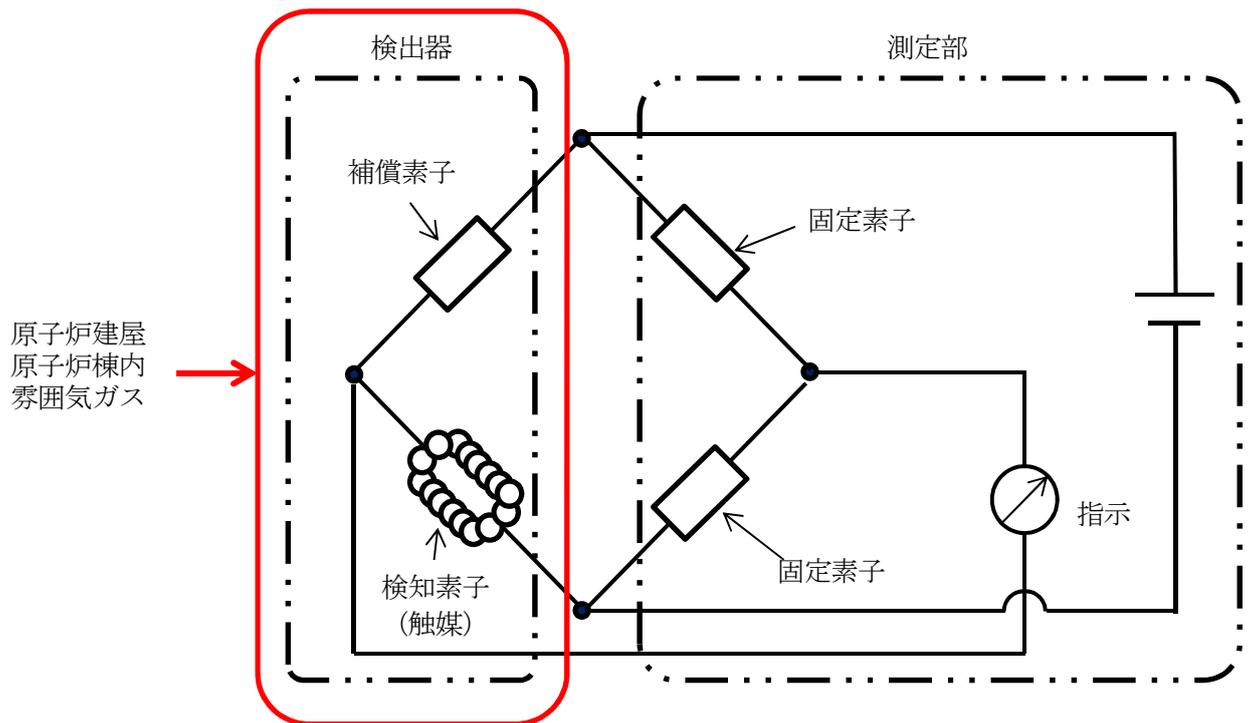


図 2-1 原子炉建屋水素濃度 (6 階) 検出回路の概要図

(2) 原子炉建屋水素濃度 (2 階, 地下 1 階)

原子炉建屋原子炉棟 2 階及び地下 1 階に設置する水素濃度は、水素濃度熱伝導式のものを用いる。

熱伝導式水素検出器は、検知素子と補償素子が図 2-2 のようにホイートストンブリッジ回路に組み込まれている。検知素子側は、原子炉建屋原子炉棟内雰囲気ガスが触れるようになっており、補償素子側は基準となる標準空気が密閉され、測定ガスは直接接触しない構造になっている。このため、水素が検知素子に接触することで、補償素子と接触している基準となる標準空気との熱伝導度の違いから温度差が生じ、抵抗値が変化し、ブリッジ回路の平衡がくずれ、信号出力が得られる。検知素子に接触するガスの熱伝導度は水素濃度に比例するため、検知素子の温度変化による抵抗値変化を水素濃度として測定できる。

また、補償素子の標準空気容器の外側には測定ガスが同様に流れ、温度補償は考慮された構造となっている。

熱伝導式水素検出器は、標準空気に対する測定ガスの熱伝導率の差が大きいことを利用しているものである。水素の熱伝導率は、約  $0.18 \text{ W/m}\cdot\text{K}$  ( $27 \text{ }^\circ\text{C}$ において) である一方、酸素及び窒素は、約  $0.02 \text{ W/m}\cdot\text{K}$  ( $27 \text{ }^\circ\text{C}$ において) と水素より 1 桁小さく、これらのガス成分の変動があっても水素濃度測に対する大きな誤差にはならない。

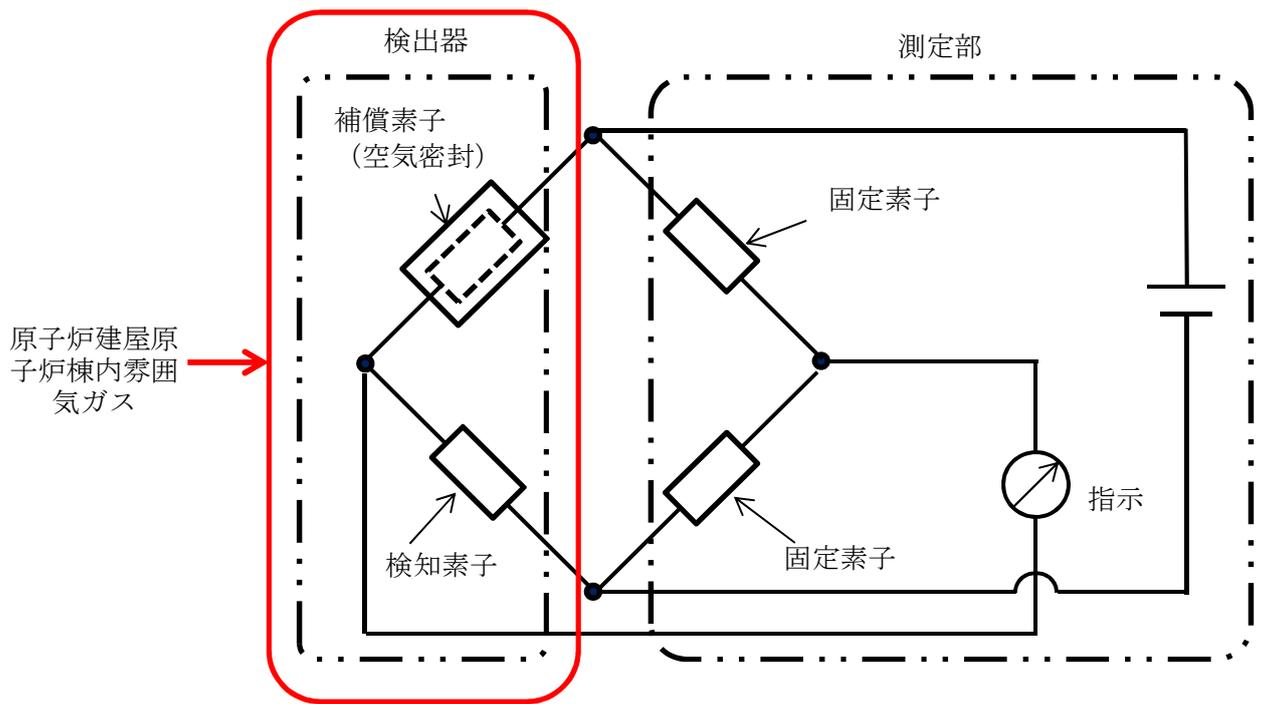


図 2-2 原子炉建屋水素濃度（原子炉建屋原子炉棟 2 階及び地下 1 階）検出回路の概要図

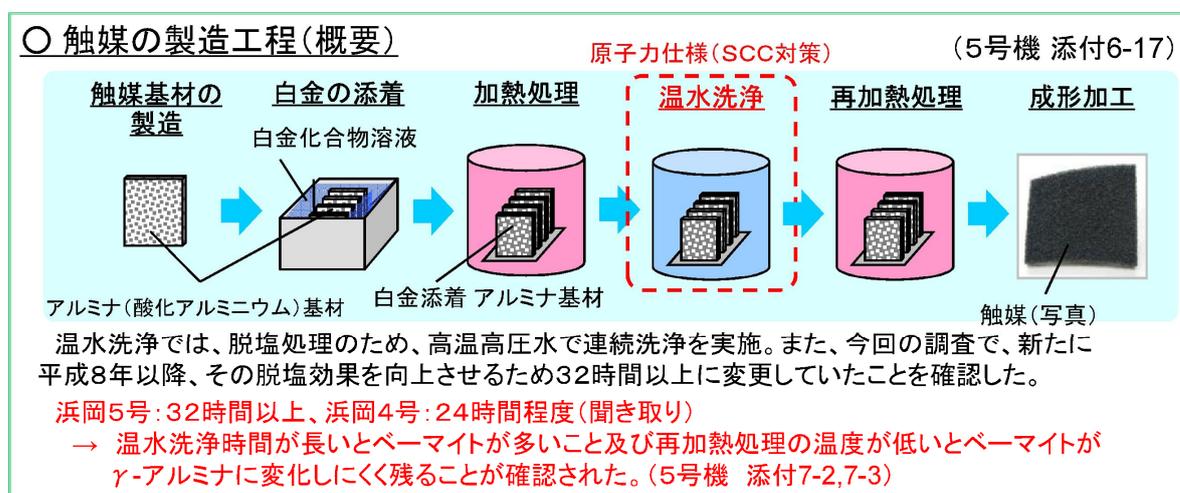
## 触媒基材（アルミナ）について

N I S社製のPARは、触媒担体としてペレット状のアルミナを使用している。アルミナについては、熱水環境で水酸基をもつアルミナ（ベーマイト）に変化し、シリコン系のシール材に含まれる揮発性物質（シロキサン）とベーマイトの水酸基が化学結合することで、触媒表面にシロキサン重合物の膜を形成し、反応を阻害する知見\*が得られている。

注記 \*：「事対 2147・002 中部電力（株）浜岡原子力発電所4・5号機 気体廃棄物処理系の水素濃度上昇に伴う原子炉手動停止（平成21年7月7日 経済産業省 原子力安全・保安院）」

浜岡原子力発電所の事象では、触媒基材の製造工程において、SCC対策として温水洗浄が実施されており、その際、アルミナの一部がベーマイト化したことが確認されている（図1-1参照）。

N I S社製のPARは、触媒基材の製造工程において温水洗浄のプロセスがないこと、X線回折分析によりベーマイトがないことが確認されているため、ベーマイト化による触媒の性能低下については、対策済みである。



[引用文献]「事対 2147・002 中部電力（株）浜岡原子力発電所4・5号機 気体廃棄物処理系の水素濃度上昇に伴う原子炉手動停止（平成21年7月7日 経済産業省 原子力安全・保安院）」

図 1-1 浜岡原子力発電所気体廃棄物処理系触媒の事象発生前の製造工程

## 格納容器頂部注水系について

格納容器頂部注水系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器頂部を冷却することで原子炉格納容器外への水素漏えいを抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止する機能を有するものであり、自主対策設備として設置する。格納容器頂部注水系は、図 1-1 から図 1-3 に示すように、原子炉ウェルに水を注水することで、原子炉格納容器トップヘッドフランジを外側から冷却することができる。原子炉格納容器トップヘッドフランジは、事故時の過温・過圧状態に伴うフランジ開口で、シール材が追従できない程の劣化があると、閉じ込め機能を喪失する。このシール材は、以前はシリコンゴムを採用していたが、原子炉格納容器閉じ込め機能の強化のために耐熱性、耐蒸気性、耐放射線性に優れた改良 E P D M 製シール材に変更し閉じ込め機能強化を図る。改良 E P D M 製シール材は、200 °C 蒸気が 7 日間継続しても閉じ込め機能が確保できることを確認しているが、シール材の温度を低下させることで、熱劣化要因が低下し、閉じ込め機能もより健全となり、原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを抑制できる。

このことから、「設置許可基準規則」第 53 条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）に対する自主対策設備として重大事故時に原子炉ウェルに注水し、原子炉格納容器外側からトップヘッドフランジシール材を冷却し水素漏えいを抑制することを目的として格納容器頂部注水系を設置する。

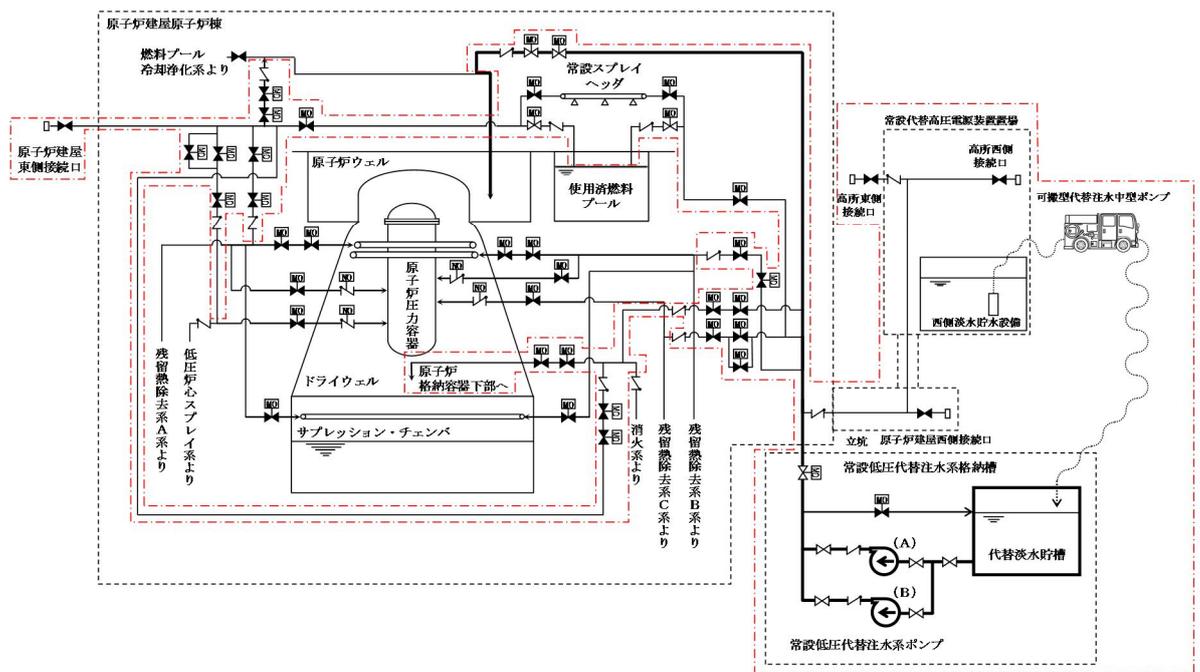


図 1-1 格納容器頂部注水系（常設）

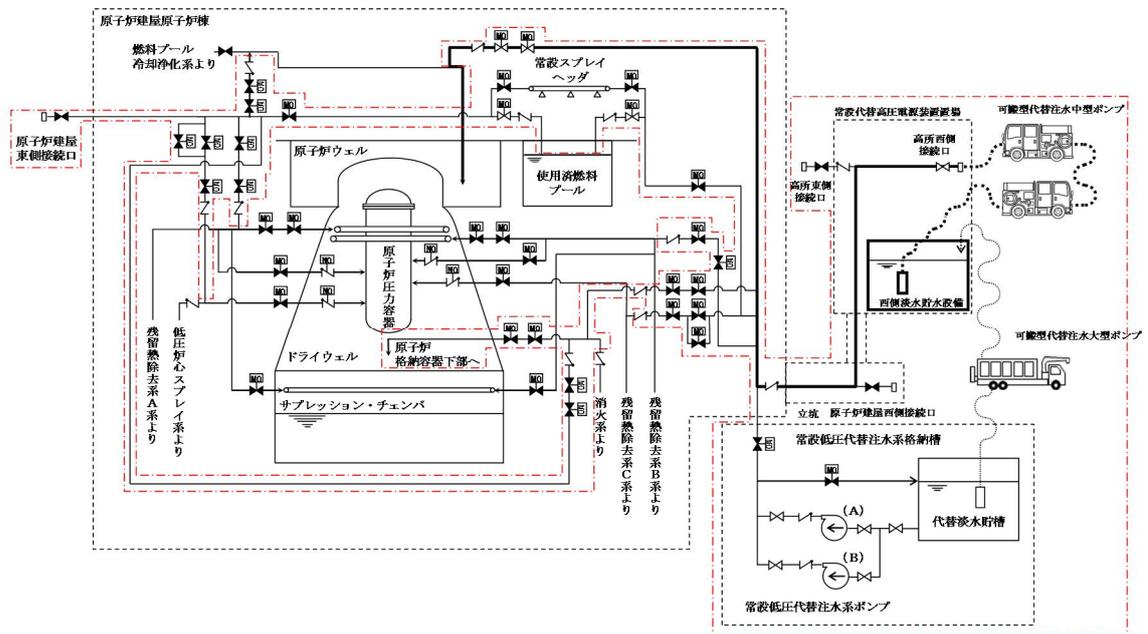


図 1-2 格納容器頂部注水系（可搬型）（西側接続口）

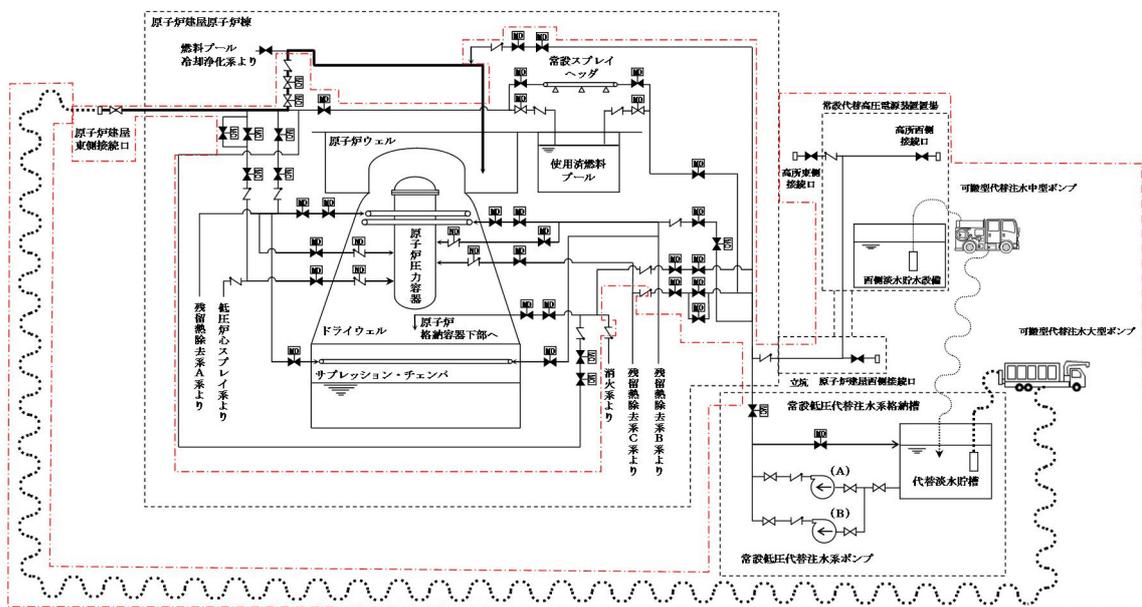


図 1-3 格納容器頂部注水系（可搬型）（東側接続口）

## 1. 格納容器頂部注水系の設計方針について

格納容器頂部注水系（常設及び可搬型）は、原子炉ウェルに水を注水し、原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材を原子炉格納容器外部から冷却することを目的とした系統である。

格納容器頂部注水系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプで構成しており、炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替淡水貯槽を水源として原子炉ウェルに注水し原子炉格納容器頂部を冷却することで、原子炉格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する設計とする。

また、格納容器頂部注水系（可搬型）は、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプで構成しており、炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備並びに海を水源として原子炉ウェルに注水し原子炉格納容器頂部を冷却することで、原子炉格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する設計とする。

## 2. 格納容器頂部注水系の効果について

重大事故等発生時における格納容器過温・過圧事象において、トップヘッドフランジの閉じ込め機能を強化するために原子炉格納容器限界温度（200℃）が7日間継続したとしても健全性が確認できる改良EPDM製シール材を取り付ける。

これにより、トップヘッドフランジからの水素漏えいポテンシャルは低減しているが、格納容器頂部注水系により原子炉ウェルに常温の水を注水することで冷却効果が得られるため、水素の漏えいを更に抑制することが可能である。よって、格納容器頂部注水系は、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発防止対策の1つとして効果的である。

## 3. 格納容器頂部注水系による原子炉格納容器への影響について

格納容器頂部注水系は、原子炉格納容器温度が200℃のような過温状態で常温の水を原子炉ウェルに注水することから、原子炉格納容器トップヘッドフランジ部を急冷することにより原子炉格納容器閉じ込め機能に影響がないかについて評価を行った。

### (1) 評価方法

原子炉格納容器過温時に原子炉ウェルに注水することで、低温の水が原子炉格納容器トップヘッドフランジに与える熱的影響を評価する。原子炉格納容器への影響としては鋼材部の熱影響が考えられるため、影響する可能性がある部位としてはトップヘッドフランジ及びトップヘッドフランジ締付ボルトが挙げられる。このうち、体積が小さい方が水により温度影響を受けるため、評価対象としてトップヘッドフランジボルトを選定し、トップヘッドフランジ締付ボルトの急冷による熱的影響を評価する。

### (2) 評価結果

格納容器頂部注水系によるトップヘッドフランジ締付ボルト冷却時の発生応力について表 3-1 に示す。評価結果から、ボルトが200℃から20℃まで急冷された場合でも、応力値は、降伏応力を下回っており、ボルトが破損することはない。

表 3-1 トップヘッドフランジ締付ボルトの熱収縮による応力評価結果

項目	記号	単位	値	備考
材 料	—	—	SNCM439	トップヘッドフランジ締付ボルトの材料
ヤング率	E	MPa	204,000	
熱膨張率	$\alpha$	1/K	$1.27 \times 10^{-5}$	
温度差	$\Delta T$	K	180	水温20℃とし、原子炉格納容器温度200℃時の温度差
ひずみ	$\varepsilon$	—	$2.29 \times 10^{-3}$	$\varepsilon = \alpha \cdot \Delta T$
応 力	$\sigma$	MPa	466	$\sigma = E \cdot \alpha \cdot \Delta T$
設計降伏点	S <sub>y</sub>	MPa	754	SNCM439 (200℃)
設計引張応力	S <sub>u</sub>	MPa	865	SNCM439 (200℃)

(3) まとめ

上記の結果から、格納容器頂部注水による急冷により原子炉格納容器閉じ込め機能に悪影響を与えることはない。また、低炭素鋼の脆性遷移温度は、一般的に約-10℃以下であり、水温がこの温度領域以上であるため、脆性の影響もないと考えられる。

4. 格納容器頂部注水系の監視方法について

格納容器頂部注水系の使用時における監視は、D/Wヘッド雰囲気温度計により行う。常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプで原子炉ウェルに注水する注水流量を調整し、D/Wヘッド雰囲気温度計の指示により原子炉格納容器頂部が冷却されていることを確認し、格納容器頂部注水系の効果を監視する。

5. 格納容器頂部注水系の効果を考慮した水素挙動について

格納容器頂部注水系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器頂部を冷却することで原子炉格納容器外への水素漏えいを抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止する機能を有している。

一方で、格納容器頂部注水系の効果によって、原子炉格納容器トップヘッドフランジからの漏えいなくなり、原子炉建屋原子炉棟 6 階に直接水素が漏えいしなくなった場合には、下層階からの漏えい量が増加することで、下層階において水素濃度が可燃限界に到達するおそれがある。

上記の影響を確認するため、漏えい箇所を下層階のみとしたケースの評価を実施した。また、原子炉建屋ガス処理系については、水素の下層階での滞留の有無を確認する観点から、停止とした。漏えい箇所及び原子炉建屋ガス処理系停止以外の条件は、「別添 1 表 2.3.2-1」に示すケース 1 と同様である。図 5-1 に解析結果を示す。

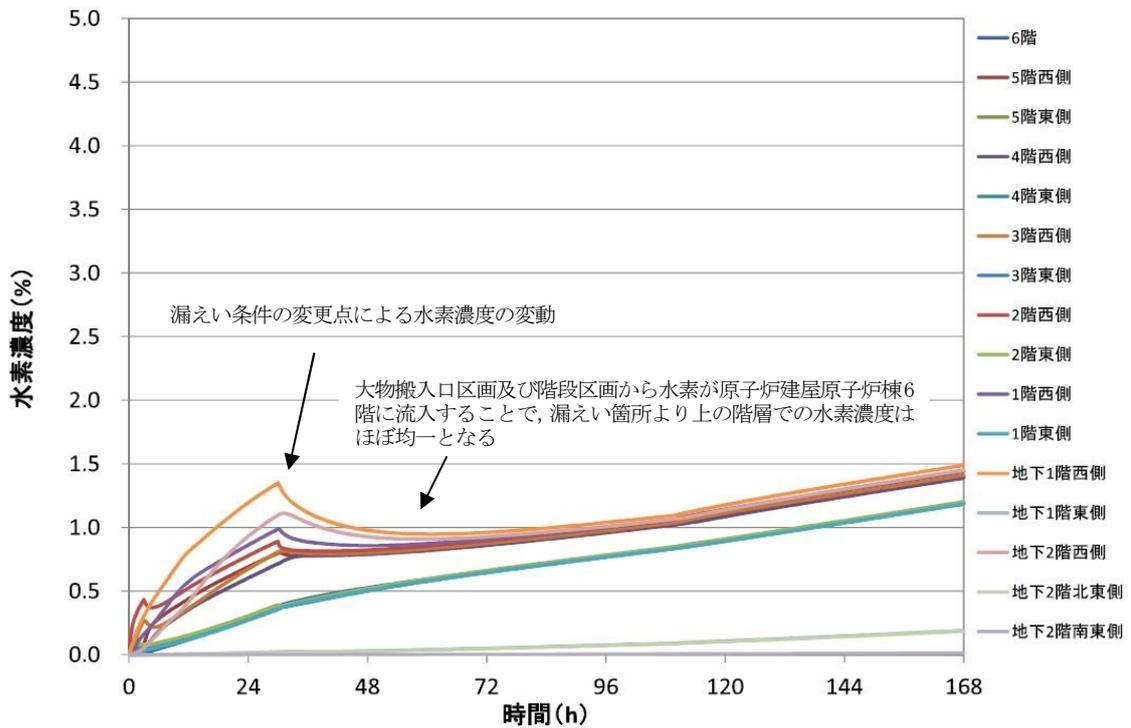


図 5-1 水素濃度の時間変化 (原子炉建屋原子炉棟全域)  
(漏水箇所：下層階のみ)

下層階のみから水素が漏えいし、原子炉建屋ガス処理系効果に期待しない場合においても、大物搬入口区画及び階段区画から水素が原子炉建屋原子炉棟 6 階に流入することにより、下層階で水素が滞留することはなく、可燃限界である 4 vol% に到達しない結果となった。

以上のことから、格納容器頂部注水系によって下層階での水素爆発のおそれはなく、悪影響はない。

## 原子炉建屋原子炉棟 6 階大物搬入口ハッチについて

原子炉建屋原子炉棟 6 階大物搬入口ハッチを図 1-1 に示す。

大物搬入口ハッチについては、施設定期検査時に原子炉建屋原子炉棟 6 階(オペレーティングフロア)と 5 階を区画として分離し、汚染を拡大させないために設置されているものであるが、地震等による意図しない閉動作によって、重大事故等時に原子炉格納容器から漏えいした水素が原子炉建屋原子炉棟 5 階に滞留することを防止するため、撤去することとする。

GOTHIC コードによる重大事故時の原子炉建屋水素濃度評価においても、大物搬入口ハッチが全開状態を模擬して評価しており、大物搬入口ハッチを撤去した場合の開口面積と同等であるため、当該解析に与える影響はない。

なお、今後の運用として、施設定期検査時において、鉄板等の手段により、原子炉建屋 5 階と 6 階を分離することで汚染の拡大を防止する。



図 1-1 大物搬入口ハッチ (開状態)

## 窒素供給装置について

## 1. 概要

窒素供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるように、原子炉格納容器内を不活性化するための設備として、窒素供給装置を設置する。原子炉格納容器内の水素燃焼防止のための運用に当たっては、原子炉格納容器内へ不活性ガスである窒素を注入することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満にできる設計とする。

窒素供給装置は、1台あたり、純度 99.0 vol%にて 200 Nm<sup>3</sup>/h の流量で原子炉格納容器に窒素注入が可能な能力を有している。また、ドライウェル及びサプレッション・チェンバへそれぞれ窒素を注入することで、計 400 Nm<sup>3</sup>/h の流量で原子炉格納容器に窒素注入が可能な能力を有している。

## 2. 窒素製造プロセス

窒素供給装置は、圧力変動吸着（P S A : Pressure Swing Adsorption）方式の窒素ガス発生装置であり、空気圧縮機（エアドライヤ付）、吸着槽、窒素ガス分離装置及び制御装置等で構成され、大気中の空気を原料とし、原料空気から酸素を吸着除去することで、窒素を製造・供給する設備である。

原料となる空気は、空気圧縮機内で加圧されエアドライヤで除湿後、吸着槽に送られる。吸着槽内には、空気から酸素を吸着除去する吸着剤が充填されており、送られてくる空気中の酸素を吸着除去して窒素ガスの純度を上げて系統に供給する。なお、吸着された酸素は、大気圧に減圧する過程で吸着剤から脱着され、吸着材は酸素等を再度吸着することが可能となる。この吸脱着操作を繰り返すことにより、連続して窒素ガスを供給する。

圧力変動吸着方式による窒素ガス供給原理を図 2-1 に示す。

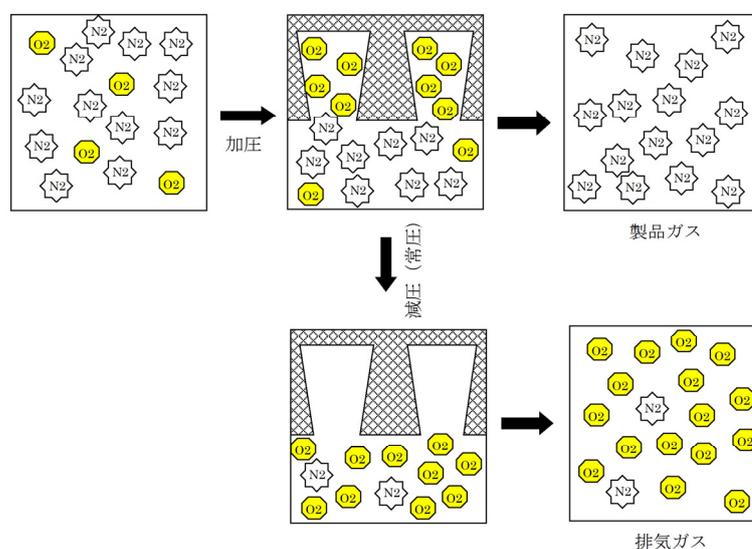


図 2-1 圧力変動吸着方式による窒素ガス供給原理

### 3. 重大事故等時の格納容器内水素濃度及び酸素濃度低減性能

窒素供給装置による原子炉格納容器内の水素低減性能の評価については、当該機器が水素爆発による原子炉格納容器の破損防止に有効であることは、設置（変更）許可における「添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」において確認している。

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」における原子炉格納容器内の気体の組成の推移（ドライ条件）を図 3-1 及び図 3-2 に示す。原子炉格納容器内の水素濃度は、事象発生直後からジルコニウム-水反応により大量の水素が発生し、可燃限界濃度である 4 vol% を大きく上回る。その後、水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度が上昇する。事象発生約 84 時間後にサブプレッション・チェンバの酸素濃度がドライ条件において 4.0 vol% に到達することから原子炉格納容器への窒素供給を実施することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度は低下する。約 163 時間後に原子炉格納容器圧力が 310 kPa [gage] に到達し、原子炉格納容器への窒素注入を停止するが、事象発生から約 168 時間後まで酸素濃度がドライ条件においても可燃限界である 5 vol% を超えることはなく、原子炉格納容器内での水素爆発は生じない。

また、168 時間以降に水の放射線分解によって発生する酸素によって酸素濃度が再び上昇し、ドライ条件において 4.3 vol% に到達した場合には、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する観点で、格納容器ベントを実施するため、原子炉格納容器内で可燃限界に到達することはなく、原子炉格納容器内での水素爆発は生じない。

以上のことから、窒素供給装置によって原子炉格納容器の水素爆発を防止可能である。

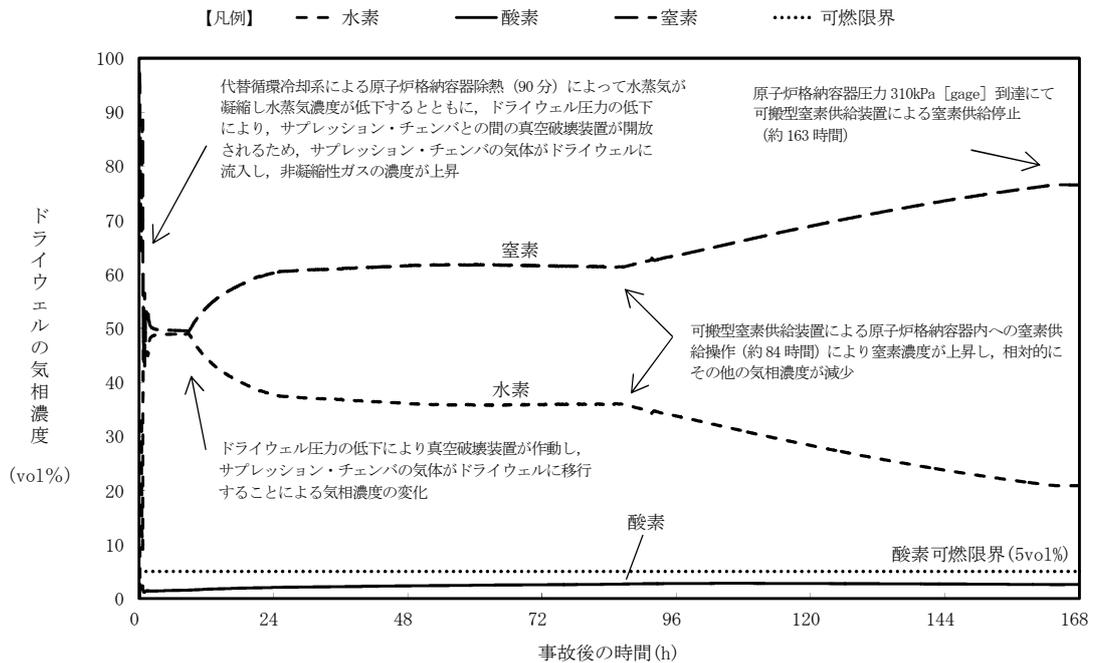


図 3-1 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用する場合)」におけるドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)

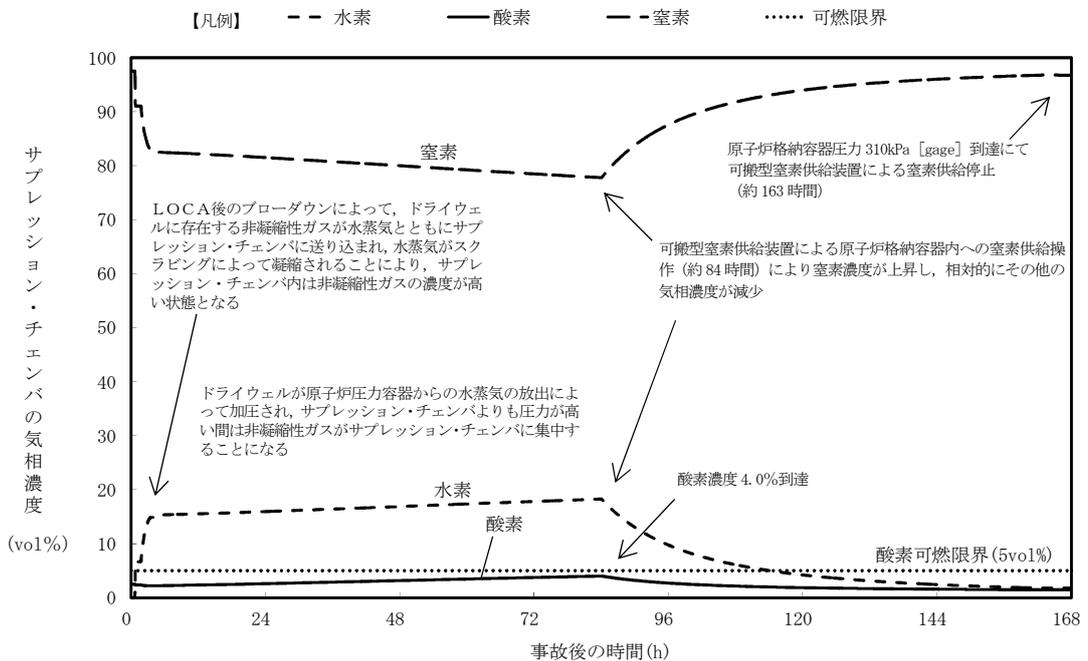


図 3-2 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用する場合)」におけるサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

#### 4. 原子炉格納容器内における水素及び酸素発生量の不確かさを考慮した評価

3. にて示した評価は、電力共同研究の成果を踏まえ、水の放射線分解における水素及び酸素のG値を $G(H_2) = 0.06$ 、 $G(O_2) = 0.03$ としている。今回の評価で用いたG値は、過去の複数回の実験によって測定した値であり、重大事故環境下での水の放射線分解の評価に適した値と考えるが、実験においてもG値にはばらつきが確認されたこと及び事故時の原子炉格納容器内の環境には不確かさがあることを考慮すると、G値については不確かさを考慮した取扱いが特に重要となる。

実際の事故対応において、何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合、事象発生から7日が経過する前に酸素濃度が4.3 vol%を上回る可能性が考えられる。ここでは、何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合を想定し、酸素濃度の上昇速度の変化が評価結果及び事故対応に与える影響を確認した結果を図4-1及び図4-2に示す。なお、G値の不確かさを考慮した評価として、水の放射線分解における水素及び酸素のG値を、沸騰状態においては $G(H_2) = 0.4$ 、 $G(O_2) = 0.2$ 、非沸騰状態においては $G(H_2) = 0.25$ 、 $G(O_2) = 0.125$ とする。この値は、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いている値であり、設計基準事故環境下に対しても一定の保守性を有する値である。設計基準事故環境下と比べ、重大事故環境下ではG値が低下する傾向にあることから、重大事故環境下におけるG値の不確かさとして考慮するには十分に保守的な値である。

設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値とした場合についても、窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素注入を実施している期間中、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度は抑制され、可燃限界に到達しない。

さらに、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3 vol%（ドライ）に到達した場合、原子炉格納容器内での水素燃焼の発生防止を目的とした格納容器ベントを実施することにより、原子炉格納容器内の非凝縮性ガスが格納容器圧力逃がし装置を通じて排出され、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃性限界（約5 vol%）に到達することはない。

以上のことから、原子炉格納容器内における水素及び酸素発生量の不確かさを考慮した評価においても、窒素供給装置によって原子炉格納容器の水素爆発を防止可能である。

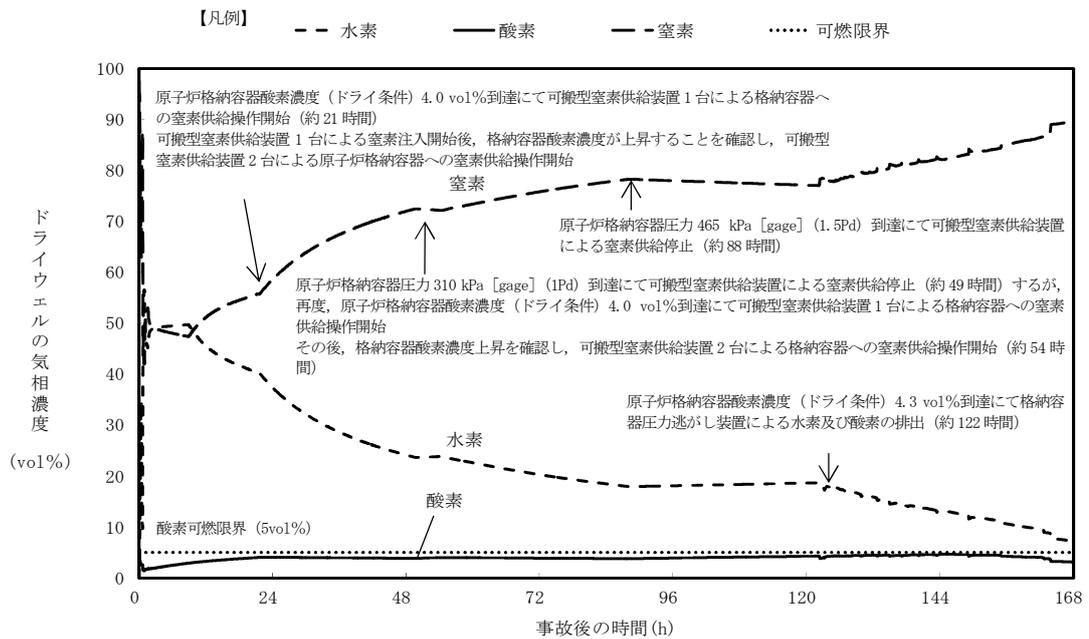


図 4-1 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用しない場合)」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)

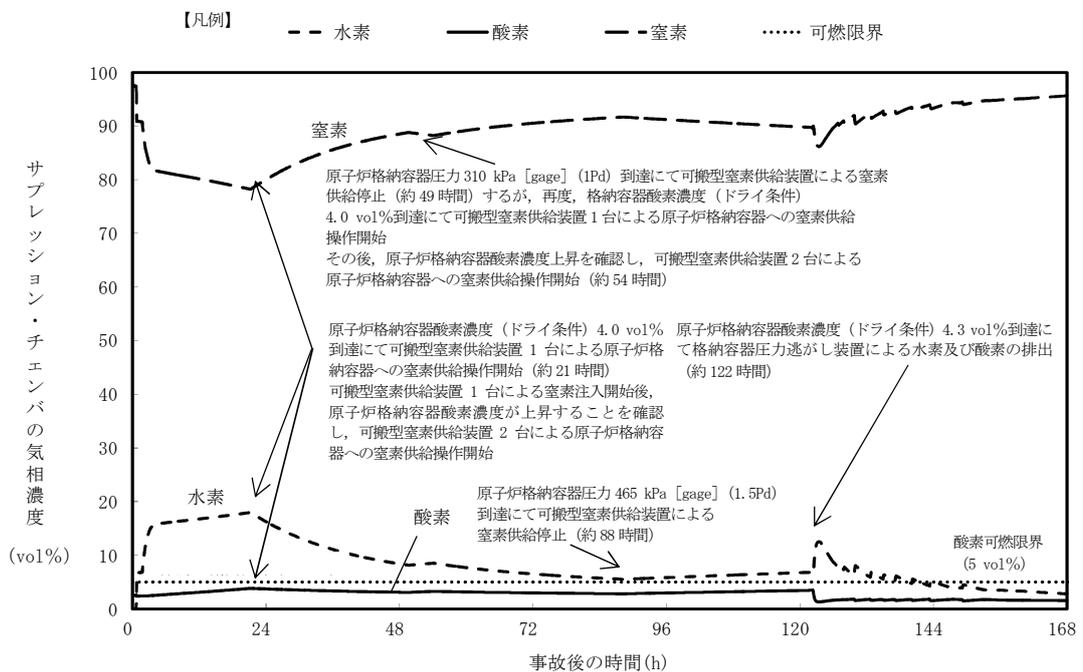


図 4-2 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用しない場合)」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

「設置（変更）許可申請書 添付書類十 可燃性ガスの発生について」における  
可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内水素及び酸素制御について

可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度低減性能については、設置（変更）許可における「添付書類十 可燃性ガスの発生について」において評価されている。

以下に当該評価条件及び評価結果を抜粋し記載する。

《抜粋》

3.5.2 可燃性ガスの発生

3.5.2.1 原因

本事故の原因は、「3.2.1.1 原因」に記載されたものと同様である。

3.5.2.2 事故防止対策及び事故拡大防止対策

本事故の事故防止対策及び事故拡大防止対策は、「3.2.1.2 事故防止対策及び事故拡大防止対策」に記載されたものと同様である。

3.5.2.3 事故経過の解析

原子炉冷却材喪失時の格納容器の健全性を確認するため、格納容器内の可燃性ガス濃度変化の解析を行う。

(1) 解析条件

解析は次のような仮定を用いて行う<sup>(24)(25)(26)(34)</sup>。

- a. 原子炉は事故発生直前まで定格出力の約105 %（熱出力3,440 MW）で運転していたものとする。
- b. 事故発生と同時に外部電源が喪失するものとする。
- c. ジルコニウム-水反応による水素の発生量は、原子炉冷却材喪失解析による発生量の5倍、又は燃料被覆管の表面から5.8  $\mu\text{m}$ の厚さが反応した場合に相当する量のいずれか大きいほうとし、解析では燃料被覆管の表面から5.8  $\mu\text{m}$ の厚さが反応した場合に相当する量とする。  
なお、これは9×9燃料（A型）では燃料被覆管全量の0.88 %、9×9燃料（B型）では燃料被覆管全量の0.89 %に相当する量である。
- d. 不活性ガス系により事故前の格納容器内の酸素濃度は4.0 vol%以下としているが、解析では4.0 vol%とする。
- e. 事故前に冷却材中に溶存している水素、酸素の寄与は非常に少ないので、事故後の格納容器内の水素酸素濃度の評価では無視する。
- f. 原子炉冷却材喪失解析結果から事故時に燃料棒の破裂が生じないので、核分裂生成物はすべて燃料棒中にとどまるが、解析ではハロゲンの50 %及び固形分の1 %が格納容器内の水の

液相中に存在するものとする。さらに、他の核分裂生成物は、希ガスを除き、すべて燃料棒中に存在するものとする。

- g. 放射線分解により発生する水素ガス及び酸素ガスの発生割合（G値）は、それぞれ沸騰状態では0.4 分子/100 eV, 0.2 分子/100 eV, 非沸騰状態では0.25 分子/100 eV, 0.125 分子/100 eVとする。
- h. ドライウエルから可燃性ガス濃度制御系への吸込み流量は255 m<sup>3</sup>/h [normal] とし、再循環流量85 m<sup>3</sup>/h [normal] と合せ、合計340 m<sup>3</sup>/h [normal]（1系統当たり）のガスが可燃性ガス濃度制御系で処理されるものとする。

可燃性ガス濃度制御系で処理されたガスは、再循環するものを除き、すべてサブプレッション・チェンバに戻るものとする。
- i. 可燃性ガス濃度制御系は、事故後3.5時間で作動し、同時に系統機能を発揮するものとする。
- j. 可燃性ガス濃度制御系の水素ガス及び酸素ガスの再結合効率を95 %とする。
- k. 放射能閉じ込め機能の観点から可燃性ガス濃度制御系に単一故障を仮定する。

## (2) 解析方法

- a. ドライウエル、サブプレッション・チェンバ間でのガスの移動は、圧力バランスの式により求める。
- b. 水素及び酸素濃度の時間変化は質量バランスの式により求める。

## (3) 解析結果

事故発生後、最初にジルコニウム-水反応によりドライウエル内の水素濃度が上昇する。

一方、燃料棒中の核分裂生成物により冷却材の一部が放射線分解し、また燃料棒から放出されサブプレッション・チェンバ内のプール水中に保持された核分裂生成物により、サブプレッション・チェンバ内のプール水の一部が放射線分解し、格納容器内の水素及び酸素濃度が徐々に上昇する。

事故後3.5時間で可燃性ガス濃度制御系が作動し、系統機能を発揮すると、ドライウエルから可燃性ガス濃度制御系へ流入したガス中の水素と酸素が再結合され、処理されたガスは再循環するものを除きすべてサブプレッション・チェンバに戻される。サブプレッション・チェンバ内の気体は、圧力が上昇すると真空破壊装置を通してドライウエルへ流入する。

ドライウエル内の水素及び酸素濃度は、ドライウエル内での発生量とサブプレッション・チェンバからの戻り量との合計が可燃性ガス濃度制御系への流出量を下回った時点から低下し始める。同様に、サブプレッション・チェンバ内の水素及び酸素濃度は、サブプレッション・チェンバ内での発生量と可燃性ガス濃度制御系からの流入量との合計がドライウエルへの流出量を下回った時点から低下し始める。

事故後の水素及び酸素濃度の時間変化を第3.5.2-1図に示す。この図から分かるとおり、格納容器内の可燃性ガス濃度は、最大でも、事故後約3.5時間でドライウエルの水素濃度が約3.3 vol%, 約18時間でドライウエルの酸素濃度が約4.4 vol%に達するが、可燃限界である水素4 vol%及び酸素5 vol%より低い。

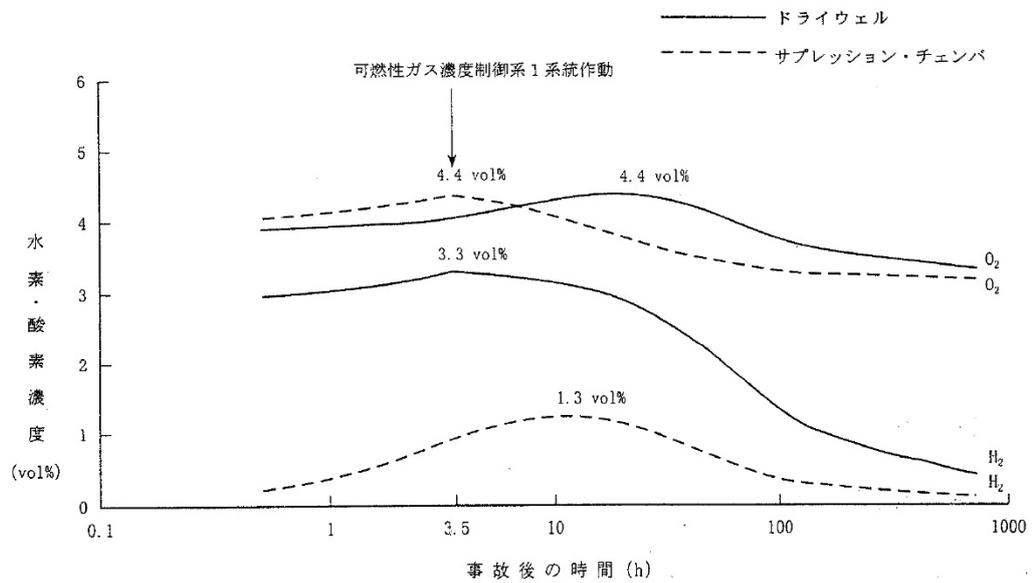
なお、格納容器内の可燃性ガス濃度は、格納容器内に存在する種々の駆動力により、十分混合されるため局所的に高い濃度となることはない。

#### 3.5.2.4 判断基準への適合性の検討

本事故に対する判断基準は、事象発生後少なくとも30日間は、格納容器内雰囲気中の酸素又は水素の濃度のいずれかが、それぞれ5 vol%又は4 vol%以下であることである。

「3.5.2.3 (3) 解析結果」で示したように、格納容器内の雰囲気気は可燃限界未満に制御される。したがって、判断基準は満足される。

105)-3-152



第3.5.2-1図 原子炉冷却材喪失時の格納容器内の水素・酸素濃度の時間変化

原子炉建屋ガス処理系の外部事象に対する考慮について

原子炉建屋ガス処理系は、自然現象（地震及び津波を除く。）及び外部人為事象に対して、原子炉建屋原子炉棟内に配置する等、表 1-1（1/4～4/4）のとおり考慮した設計とする。

なお、想定する外部事象は、「技術基準規則」第 7 条（外部からの衝撃による損傷の防止）において考慮する事象、内部溢水及び意図的な航空機衝突とする。ただし、洪水、生物学的事象（海生生物）、高潮の自然現象、並びに航空機落下、ダムの崩壊、有毒ガス、船舶の衝突の外部人為事象については、発電所の立地及び原子炉建屋ガス処理系の設置場所等により、影響を受けないことから考慮する必要はない。

また、非常用ガス処理系排気配管は図 1-1 に示すとおり、積雪及び降下火砕物等の侵入防止を目的とする構造物を取り付けることにより、機能を損なわない設計とする

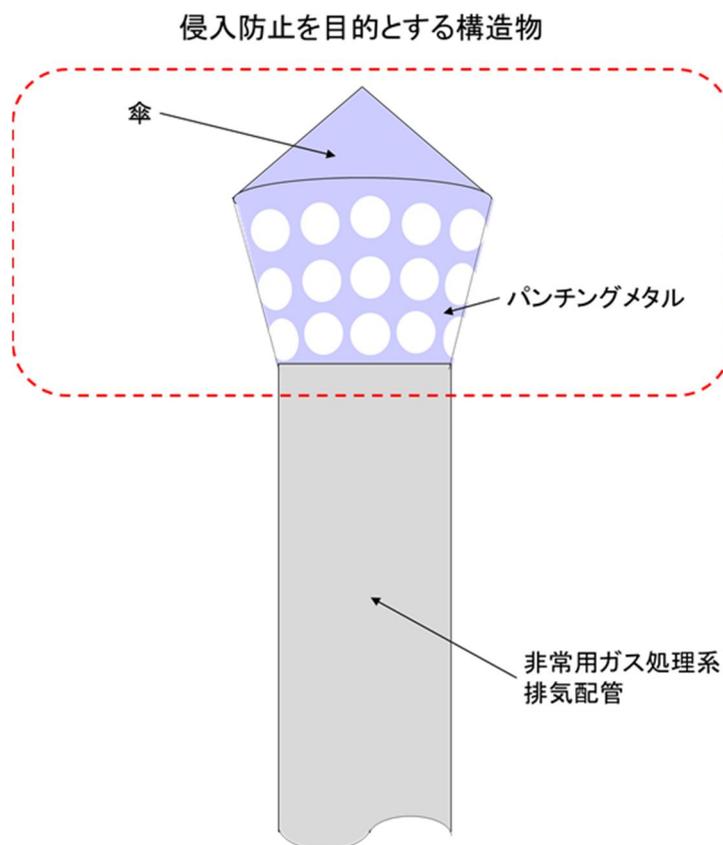


図 1-1 侵入防止を目的とする構造物（イメージ）

表 1-1 原子炉建屋ガス処理系の外部事象に対する考慮 (1/4)

外部事象		影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	風 (台風)	荷重 (風), 荷重 (飛来物)	屋内	原子炉建屋原子炉棟内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護される。
			屋外	飛来物による影響は, 風荷重, 竜巻による影響に包含される。
	竜巻	荷重 (風), 荷重 (気圧差), 荷重 (飛来物)	屋内	原子炉建屋原子炉棟内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護される。
			屋外	屋外に設置される非常用ガス処理系出口管等については, 竜巻飛来物により損傷する可能性があるため, 損傷が確認された場合は, 必要に応じてプラントを停止し補修を行う。また, 風荷重, 気圧差により, 機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	凍結	温度 (低温)	屋内	原子炉建屋原子炉棟内に設置されている部位については, 換気空調設備により環境温度が維持されるため, 外気温の影響を受け難い。
			屋外	屋外に設置, かつ, 水を内包する可能性のある範囲の非常用ガス処理系出口管のドレン配管は, ヒータにより加熱することで凍結し難い設計とする。また, 自然にドレン水を排出することから, 非常用ガス処理系出口管を閉塞することはない。
	降水	浸水, 荷重	屋内	原子炉建屋内原子炉棟 5 階に設置されていることから降水による浸水, 荷重の影響は受けない。
			屋外	屋外に設置される非常用ガス処理系出口管等は, 滞留水の影響を受け難い位置に設置するとともに, Uシール構造のドレン配管を設置することで, 系統開口部より降水が浸入しても自動的にドレン水を排水できる構造とすることにより, 必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。

表 1-1 原子炉建屋ガス処理系の外部事象に対する考慮 (2/4)

外部事象		影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	積雪	荷重 (積雪), 閉塞	屋内	原子炉建屋原子炉棟内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護する設計とする。
			屋外	屋外に設置される非常用ガス処理系出口管等については, 積雪荷重に対して耐性が確保されるように設計する。また, 系統開口部から降雪が浸入し難い構造とすることにより, 必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。なお, 多量の積雪が確認される場合には, 除雪を行う等, 適切な対応を実施する。
	落雷	雷サージによる電気・計装設備の損傷	屋内及び屋外	落雷の影響を考慮すべき設備については, 原子炉建屋原子炉棟等への避雷針の設置, 接地網の布設による接地抵抗の低減を行う等の雷害防止に必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	火山の影響 (降下火砕物)	荷重, 閉塞, 腐食	屋内	原子炉建屋原子炉棟内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護する設計とする。
			屋外	屋外に設置される非常用ガス処理系出口管等については, 降下火砕物の堆積荷重に対して耐性が確保されるように設計する。また, 系統開口部から降下火砕物が侵入し難い構造とすることにより, 必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。なお, 降下火砕物の堆積が確認される場合には, 降下火砕物を除去する等, 適切な対応を実施する。 化学的影響 (腐食) 防止のため, 屋外に敷設される非常用ガス処理系出口管 (炭素鋼配管) 外面には防食塗装を行う。

表 1-1 原子炉建屋ガス処理系の外部事象に対する考慮 (3/4)

外部事象		影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	生物学的事象	電氣的影響 (齧歯類 (ネズミ等) によるケーブル等の損傷)	屋内	原子炉建屋原子炉棟内に設置されている部位については、外殻の原子炉建屋等により防護する設計とする。
			屋外	屋外に設置されている系統開口部から小動物が浸入し難い構造とすることにより、必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	森林火災	温度 (輻射熱), 閉塞	屋内及び屋外	機器を内包する原子炉建屋原子炉棟及び屋外に設置される機器は、防火帯の内側に配置し、森林との間に適切な離隔距離を確保することで、必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。 ばい煙等の二次的影響に対して、ばい煙等が建屋内に流入するおそれがある場合には、換気空調設備の外気取入ダンパを閉止し、影響を防止する。
	爆発	爆風圧, 飛来物	屋内及び屋外	近隣の産業施設, 発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両, 発電所周辺を航行する燃料輸送船の爆発による爆風圧及び飛来物に対して、敷地内で離隔距離が確保されている。
	近隣工場等の火災	温度 (熱)	屋内及び屋外	近隣の産業施設, 発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両, 発電所周辺を航行する燃料輸送船及び敷地内の危険物貯蔵施設の火災に対して、離隔距離が確保されている。
電磁的障害	サージ・ノイズによる計測制御回路への影響	屋内及び屋外	日本工業規格 (J I S) 等に基づき、ラインフィルタや絶縁回路の設置により、サージ・ノイズの侵入を防止するとともに、鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計とする。	

表 1-1 原子炉建屋ガス処理系の外部事象に対する考慮 (4/4)

外部事象	影響モード	設置場所	設計方針
内部溢水	没水, 被水, 蒸気による環境条件の悪化	屋内	<p>内部溢水発生時は, 自動隔離又は手動隔離により, 漏えい箇所の隔離操作を行う。また, 漏えい箇所の隔離が不可能な場合においても, 漏えい水は, 開放ハッチ部, 床ファンネルを介し原子炉建屋建屋原子炉棟最地下階へと導く設計としていることから, 原子炉建屋ガス処理系の機能を阻害することはない。</p> <p>必要な監視機器については, 没水, 被水, 蒸気に対する防護対策を講じ, 機能を維持する設計とする。</p>
		屋外	対象外

## 原子炉建屋ガス処理系の水素爆発防止対策について

## 1. 原子炉建屋ガス処理系系統内での水素爆発を防止する運用

原子炉建屋ガス処理系は、原子炉格納容器が健全である場合、水素排出設備として十分な性能を有しているものの、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への水素の異常な漏えいが発生し、原子炉建屋ガス処理系の水素排出能力を超える場合には、原子炉建屋内の水素濃度が上昇し、原子炉建屋ガス処理系系統内で水素濃度が可燃限界に到達するおそれがある。そのため、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への水素の異常な漏えいが発生し、原子炉建屋内の水素濃度が 2 vol% に到達した場合、原子炉建屋ガス処理系を停止する運用とすることで、動的機器を含む系統内での水素爆発を防止する。

## 2. 原子炉建屋ガス処理系系統内での水素滞留について

原子炉建屋ガス処理系を構成する非常用ガス処理系は、1 台当たり 3570 m<sup>3</sup>/h、非常用ガス再循環系は、1 台当たり 17000 m<sup>3</sup>/h の容量を有しており、主配管内で水素滞留するおそれはない。また、重大事故等発生時において、原子炉格納容器が健全である場合の最大水素濃度は、約 0.3 vol% 程度であることに加え、異常な漏えいが発生した場合においても、原子炉格納容器トップフランジ及び原子炉格納容器ハッチ類の貫通部が存在する区画の天井付近に設置した水素濃度計の指示値が、2 vol% に到達した時点で原子炉建屋ガス処理系の停止を判断するため、系統内において、それ以上の水素濃度上昇を防止できる。なお、分岐配管内で蒸気が凝縮することによって、水素濃度が上昇するおそれがあるが、図 2-1 に示すとおり、10 %/day の漏えいを考慮した場合において、原子炉建屋ガス処理系の停止判断基準 2 vol% に到達する約 6 時間後の原子炉建屋内の水蒸気濃度は、約 8 vol% 程度であり、仮に分岐配管内で蒸気が全て凝縮した場合においても、分岐配管内での水素濃度は約 2.2 vol%\* であることから、分岐配管内での水素爆発のおそれはない。さらに、一旦空気と混合されたガスにおいて、水素が分離及び濃縮されることはないため、分岐配管内での水素滞留のおそれはなく、水素爆発のおそれはない（参考評価 1）。

注記 \* :  $0.02 / 0.92 \approx 2.17 \text{ vol\%}$  （水素濃度 / (1 - 水蒸気濃度)）

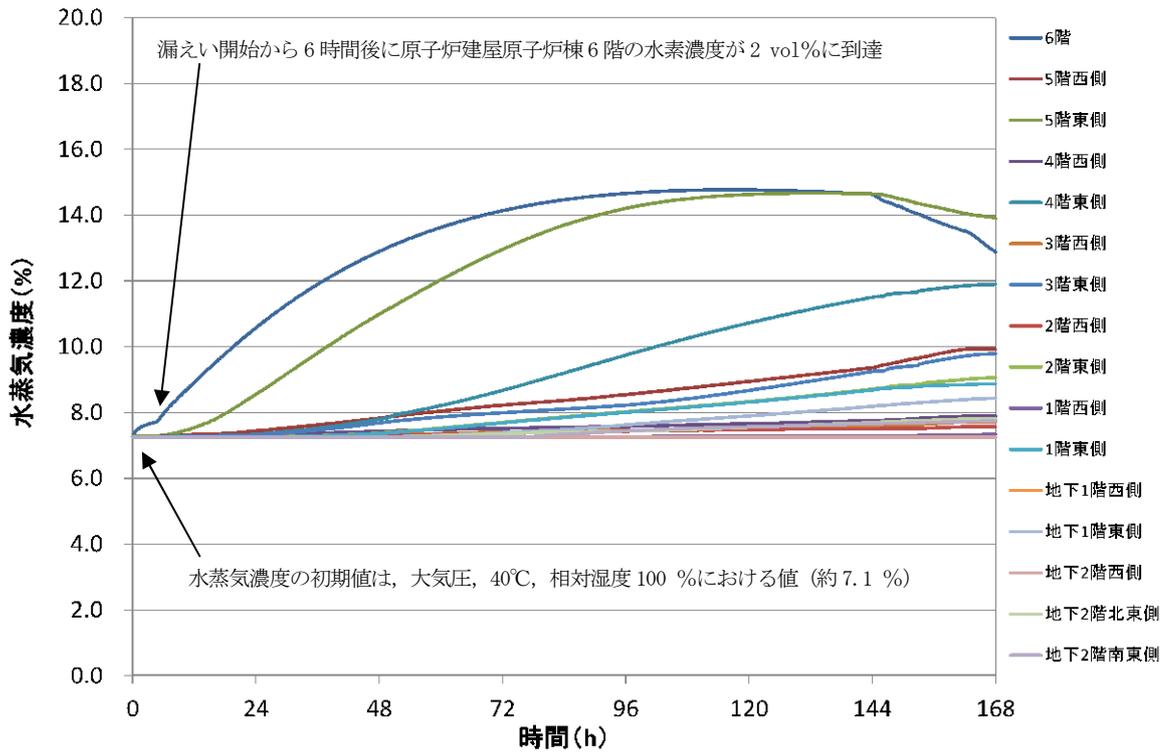


図 2-1 原子炉建屋の水蒸気濃度 (10 %/day 漏えい条件)

3. 原子炉建屋ガス処理系の分岐配管について

上述のとおり，分岐配管において，空気と混合されたガスが分離・滞留するおそれはないものの，参考として表 3-1 及び図 3-1 から図 3-9 に分岐配管を示す。

表 3-1 原子炉建屋ガス処理系の分岐配管

No.	配管名称	配管分岐方向
①	主蒸気隔離漏えい抑制系配管 (A系)	組み合わせ枝管 水平/上向き
②	主蒸気隔離漏えい抑制系配管 (B系)	組み合わせ枝管 水平/上向き
③	原子炉建屋再循環系配管	下向き
④	非常用ガス再循環系配管 (タイライン)	組み合わせ枝管 上向き/水平
⑤	原子炉建屋再循環系配管	下向き
⑥	非常用ガス処理系配管 (タイライン)	組み合わせ枝管 上向き/水平
⑦	非常用ガス処理系配管	下向き

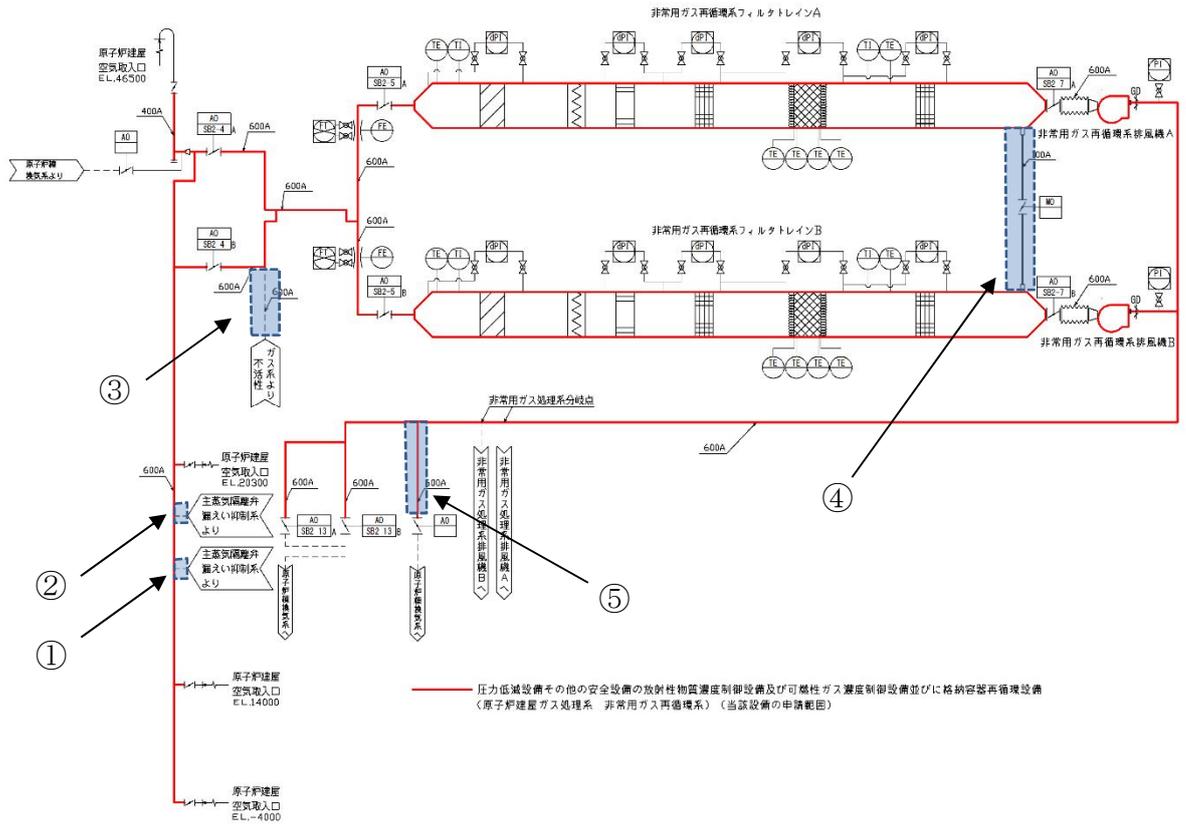


図 3-1 非常用ガス再循環系分岐配管

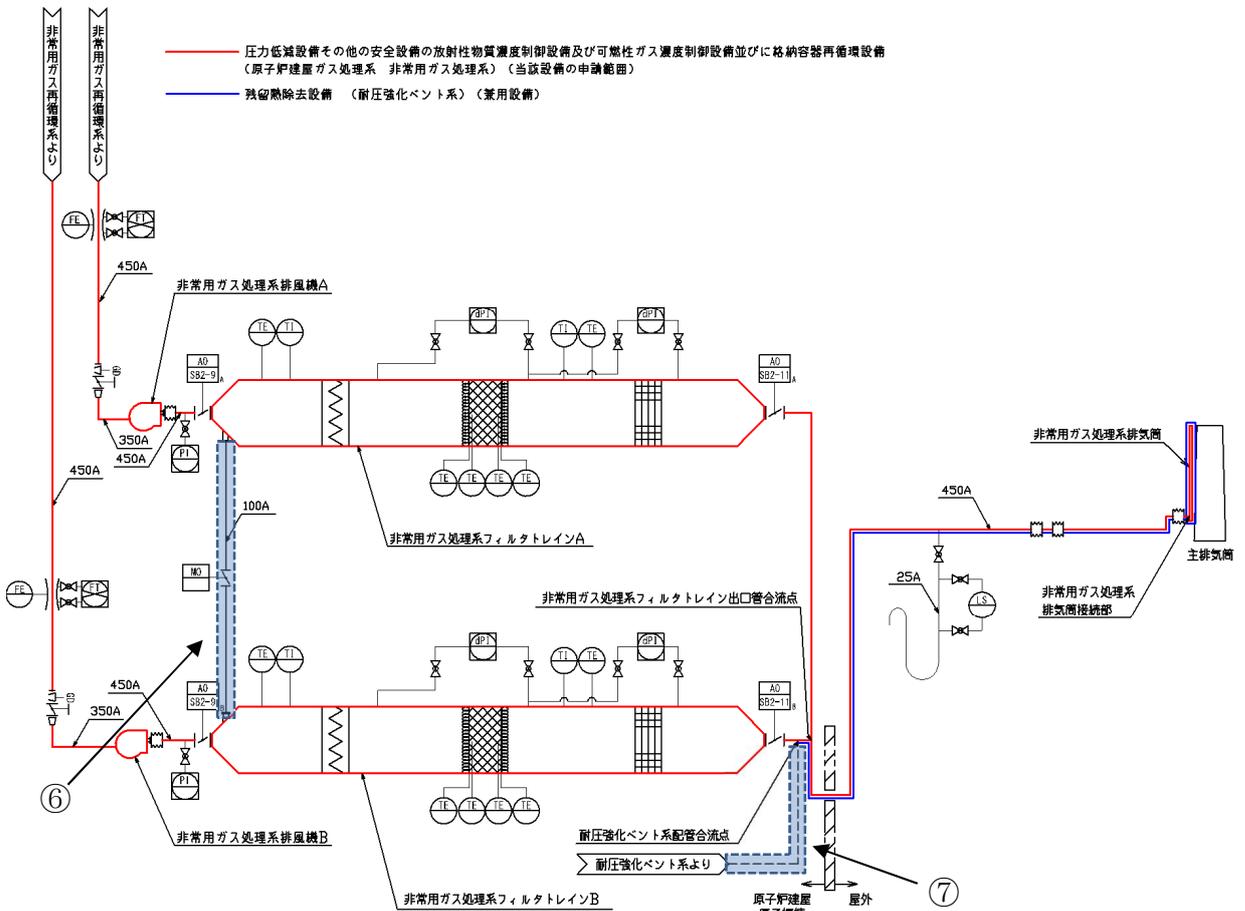


図 3-2 非常用ガス処理系の分岐配管

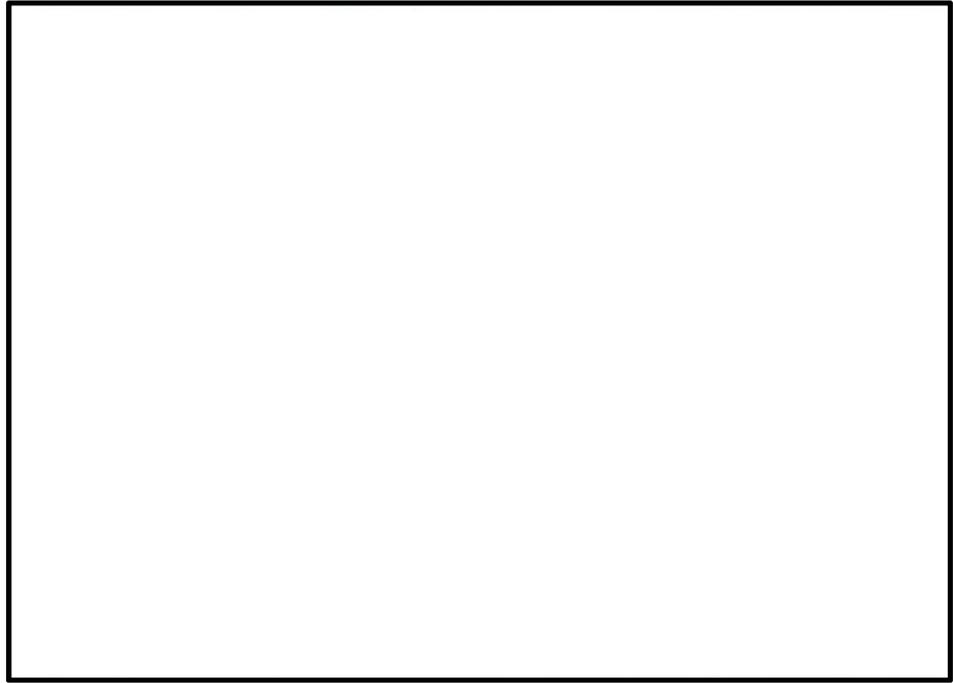


図 3-3 主蒸気隔離漏えい抑制系配管 (A系)

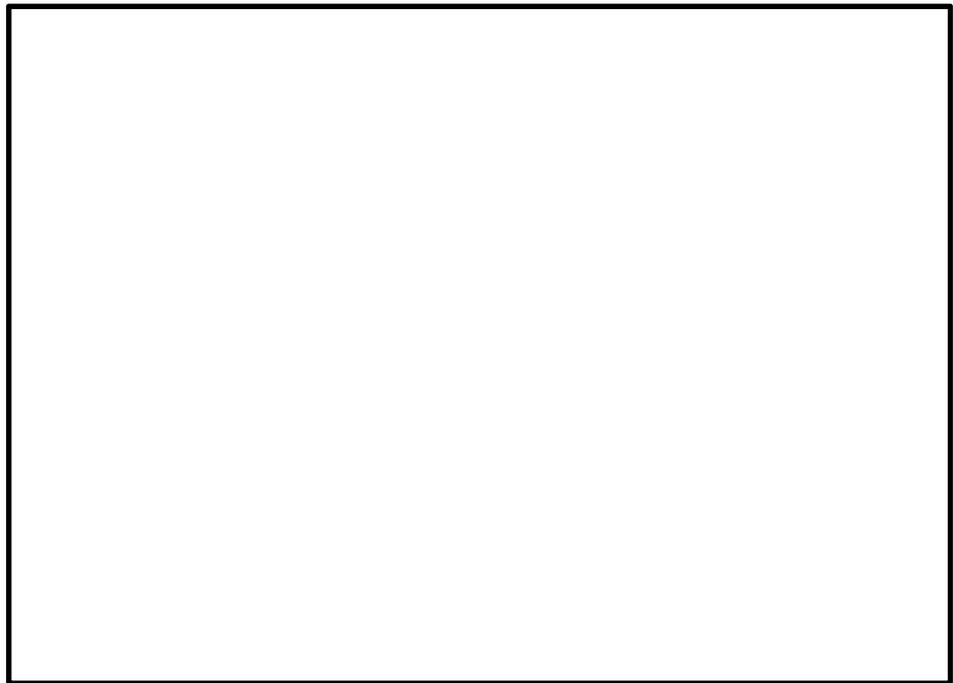


図 3-4 主蒸気隔離漏えい抑制系配管 (B系)

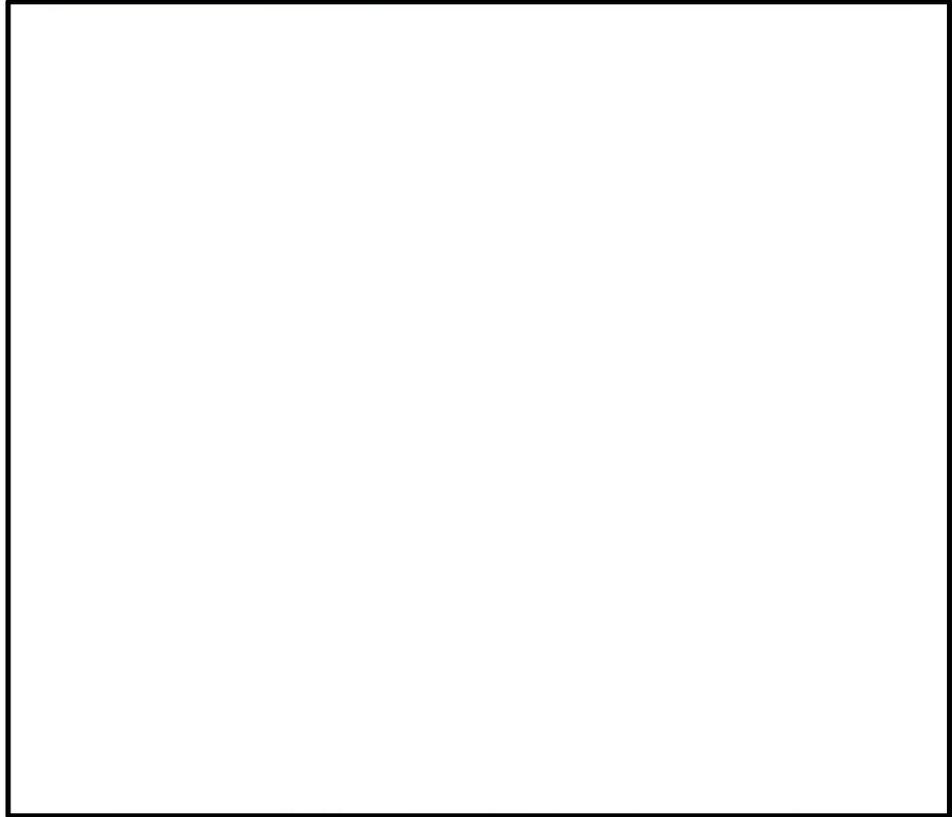


図 3-5 原子炉建屋再循環系配管

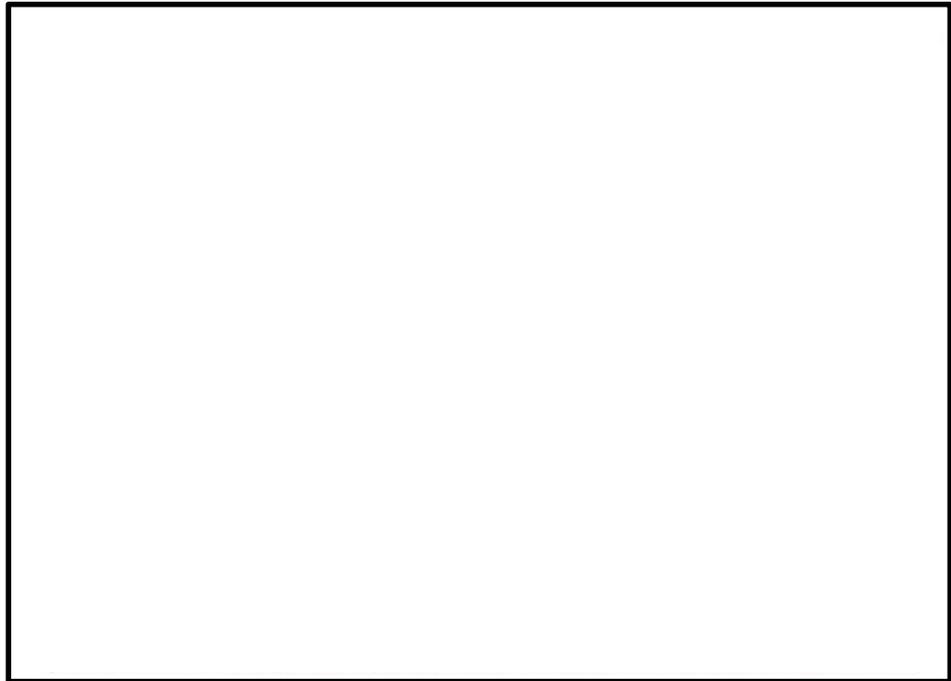


図 3-6 非常用ガス再循環系配管 (タイライン)

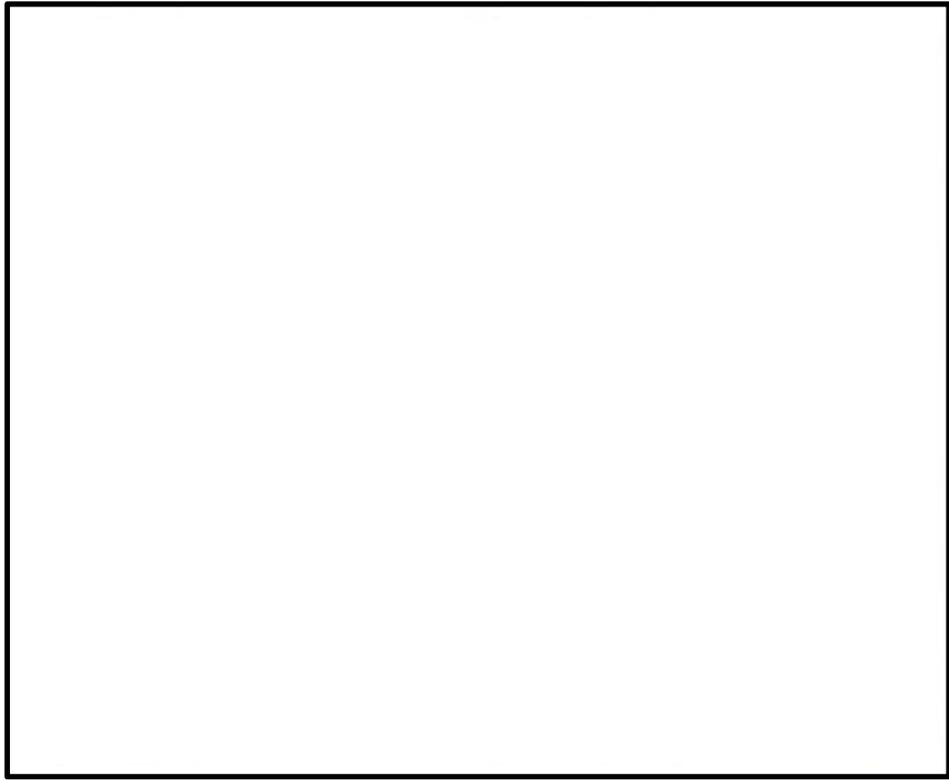


図 3-7 原子炉建屋再循環系配管

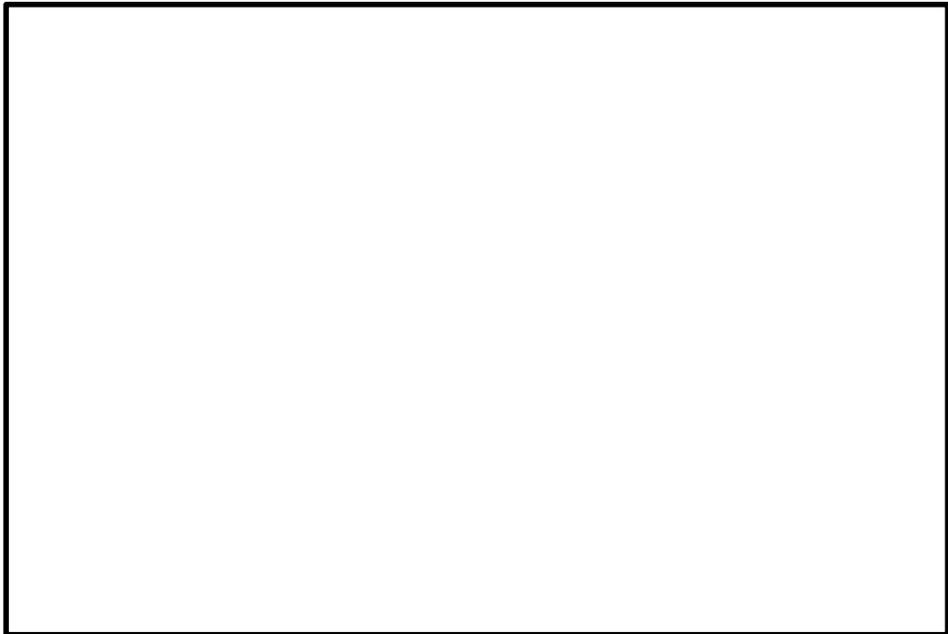


図 3-8 非常用ガス処理系配管 (タイライン)

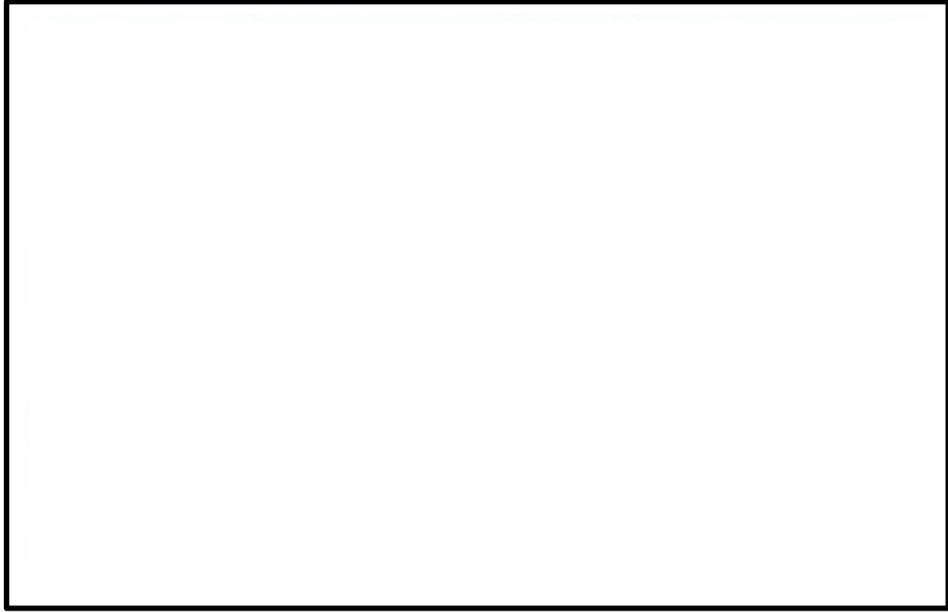


図 3-9 非常用ガス処理系配管

(参考評価1)

### 枝管における水素滞留評価について

#### 1. 評価条件

ある空間内に存在する混合ガスの高さ方向濃度分布については、気体の化学ポテンシャル（密度差による浮力）に着目した評価が一般的である（引用文献4.(1)）。

ここでは、空気と混合された水素の持つ化学ポテンシャル $\mu$ を踏まえ、無限時間経過後において、枝管内で水素濃度が可燃限界に到達しないことを確認する。

配管内で水素の高さ方向濃度分布を評価するに当たっては、以下の仮定を置く。

- ・空間内での軸方向の温度勾配はないものとする
- ・空間内で対流はないものとする
- ・気体は理想気体とする

評価モデルを図1-1に示す。

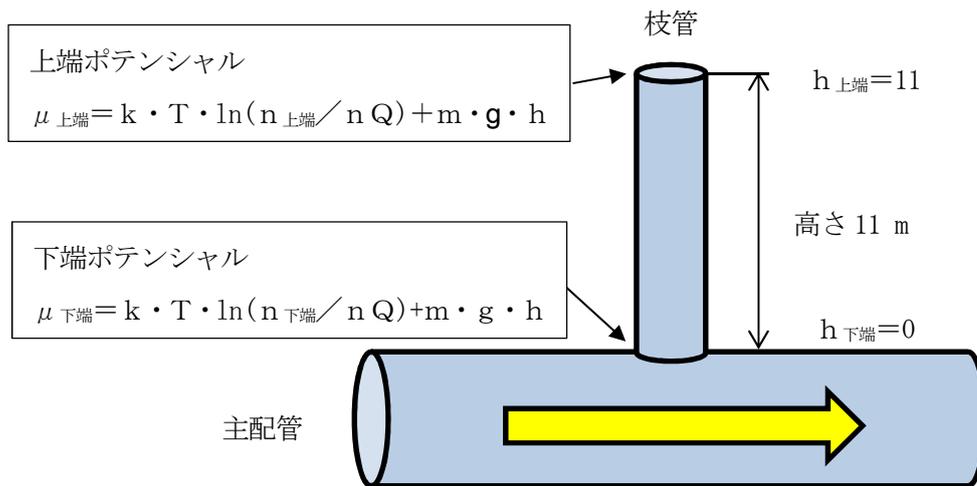


図1-1 評価モデル

無限時間経過後において、空間内は平衡状態となり、上端での化学ポテンシャル（ $\mu_{上端}$ ）と下端での化学ポテンシャル（ $\mu_{下端}$ ）は等しくなるため、次式が成立する。

$$\begin{aligned} k \times T \times \ln(n_{上端} / n_Q) + m \times g \times h_{上端} \\ = k \times T \times \ln(n_{下端} / n_Q) + m \times g \times h_{下端} \dots \dots \dots \text{式(1)} \end{aligned}$$

ここで、k：ボルツマン定数

T：温度

nQ：量子濃度

m：気体分子の質量

n : 割合

式(1)を変形し、上端での水素濃及び空気の割合 (n<sub>上端</sub>) を求める。

$$n_{\text{上端}} = n_{\text{下端}} \times \exp \left( -m \times g \times h_{\text{上端}} / (k \times T) \right) \dots\dots\dots \text{式(2)}$$

評価条件を表 1-1 に示す。

表 1-1 評価条件

項目	記号	値	単位	備考
ボルツマン定数	k	1.3807 × 10 <sup>-23</sup>	m <sup>2</sup> kg/s <sup>2</sup> /K	
アボガドロ数	N <sub>A</sub>	6.0221 × 10 <sup>23</sup>	1/mol	
温度	T	359	K	原子炉建屋ガス処理系の最高使用温度 86°C を踏まえて設定
水素の分子質量	m <sub>水素</sub>	3.348 × 10 <sup>-27</sup>	kg	分子量 2.016 (g/mol) / アボガドロ数
空気の分子質量	m <sub>空気</sub>	4.811 × 10 <sup>-26</sup>	kg	分子量 28.97 (g/mol) / アボガドロ数
重力加速度	g	9.8067	m/s <sup>2</sup>	
下端における水素の割合	n <sub>下端水素</sub>	0.02	—	運用の上限値を設定 (2.0 vol% 到達により停止)
下端における空気の割合	n <sub>下端空気</sub>	0.98	—	
空間上端から下端までの高さ	h	11.0	m	枝管の配管長最大約 11 m を踏まえ、枝管が保守的に全て立ち上がっていることを仮定して設定

## 2. 評価

まず、上端における水素の割合を式(2)により算出する。

$$\begin{aligned} n_{\text{上端水素}} &= n_{\text{下端水素}} \times \exp \left( -m \times g \times h_{\text{上端}} / (k \times T) \right) \\ &= 0.02 \times \exp \left( 3.348 \times 10^{-27} \times 9.8067 \times 11.0 / (1.3807 \times 10^{-23} \times 359) \right) \\ &= 0.0199985 \end{aligned}$$

次に、上端における空気の割合を式(2)により算出する。

$$n_{\text{上端空気}} = n_{\text{下端空気}} \times \exp \left( -m \times g \times h_{\text{上端}} / (k \times T) \right)$$

$$=0.98 \times \exp(-4.811 \times 10^{-26} \times 9.8067 \times 11.0 / (1.3807 \times 10^{-23} \times 359))$$

$$=0.978974$$

上端の水素濃度Nは、上端の水素及び空気の割合から算出する。

$$N_{\text{上端水素}} = n_{\text{上端水素}} / (n_{\text{上端空気}} + n_{\text{下端空気}}) \times 100 \dots\dots\dots \text{式(3)}$$

$$= \text{約} 2.0019 \text{ vol}\%$$

### 3. 評価結果

枝管の下端(主配管)の水素濃度が2.0 vol%であるとき、枝管の上端において、水素濃度は2.0019 vol%程度である。このように一旦混合したガスにおいては、軽密度ガス成分の化学ポテンシャルによって、わずかに濃度分布を持つものの、空間上部に滞留する状況とならず、水素の可燃限界濃度である4 vol%に到達することはない。

### 4. 引用文献

- (1) ファインマン, レイトン, サンズ著, 富山訳, ファインマン物理学, II 光, 熱, 波動, 岩波書店, 1986

補足-270-6【圧力低減設備その他の安全設備のポンプの  
有効吸込水頭に関する説明書に係る補足説明資料】

## 目次

補足 1	内規との比較表	補足 1-1
補足 2	重大事故等時の発生異物量評価について	補足 2-1
補足 3	非常用炉心冷却系ストレナの重大事故等時圧損試験について	補足 3-1
補足 4	重大事故等時圧損試験における保守性について	補足 4-1
補足 5	圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭について	補足 5-1

内規	評価内容	既工認	PWR (敦賀 2 号)
<p style="text-align: center;"><u>経済産業省</u></p> <p style="text-align: center;">平成20・02・12原院第5号</p> <p>非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について (内規) を次のように定める。</p> <p style="text-align: center;">平成20年2月27日</p> <p style="text-align: center;">原子力安全・保安院長 薦田 康久</p> <p>非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について (内規)</p> <p>本内規は、沸騰水型原子力発電設備 (以下「BWR」という。) 又は加圧水型原子力発電設備 (以下「PWR」という。) の非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備 (以下「ECCS」という。) に係るろ過装置 (以下「ストレーナ」という。) について、閉塞事象の考慮に関しては発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令 (昭和40年通商産業省令第62号。以下「省令」という。) 第17条第3項及び第32条第5号イ、ストレーナの大型化に伴う構造強度に関しては省令第5条並びに第9条第2号及び第9号に規定する技術基準への適合性の判断基準を定めるものである。</p> <p style="text-align: center;">記</p> <p>1. ストレーナの性能評価</p> <p>ストレーナの性能評価は、一次冷却材喪失事故 (以下「LOCA」という。) 時に破損する保温材及び格納容器内に存在する他の異物がストレーナに付着することによる圧力損失 (以下「圧損」という。) の上昇を考慮したECCSに係るポンプ (以下「ECCSポンプ」という。) の有効吸込水頭が、当該ポンプの必要有効吸込水頭以上であることを確認することであり、その方法は、次の (1) から (5) に規定するとおりである。</p> <p>① (1) 保温材の破損量評価 LOCA時に破損する一次系配管の周辺に設置されている保温材について、その破損量が評価されていること。その際、配管の破断様式については、一次系大口径配管の完全両端破断が設定され、配管の破断点については、保温材の管理実態及びその将来的な変動に配慮した上で、破損を想定した保温材 (以下「破損保温材」という。) のストレーナへの付着による圧損上昇が最大となる点が設定されていること。</p> <p>② なお、保温材の破損を想定する破損影響範囲 (以下「ZOI」という。) は、別表第1</p> <p style="text-align: center;">1</p>	<p style="text-align: center;">[ ]</p> <p>: ストレーナ圧損評価に関係しない項目</p> <p>1. ストレーナの性能評価 (1) 保温材の破損量評価</p> <p>① 【破断想定点の考え方はPWR同様】 内規に従い、保温材の破損量が最大となることが想定される、一次系配管である再循環系配管 [ ] の完全両端破断を想定している。</p> <p>② 【ZOI内保温材の算出方法はPWR同様】 内規別表第1に示す破損影響範囲に従い、破断想定点を中心に7.4D [ ] ×7.4) の半径の球の中に存在するカプセル保温 (金属反射型) について、将来的な変動に配慮した物量として、[ ] m<sup>2</sup>としている。</p>	<p>①平成17・10・13原院第4号「沸騰水型原子力発電設備における非常用炉心冷却設備及び格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価及び構造強度評価について」(以下「旧内規」という。) に従い、保温材の破損量が最大となる点を設定している。</p> <p>②旧内規図2 (内規の別表第1に相当する。) に示す破損影響範囲に従い、設定している。</p>	<p>①内規に従い、保温材の破損量が最大となる点を設定している。</p> <p>②内規別表第1に示す破損影響範囲に従い、設定している。</p>

内規	評価内容	既工認	PWR (敦賀 2 号)
<p style="text-align: center;">③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧</p> <p style="text-align: center;">2</p>	<p>(2) 破損保温材の ECCS 水源への移行量評価</p> <p>③ 【保温材の ECCS 水源への移行量の考え方は PWR 同様】 内規別表第 2 に従い、前記 (1) で評価された保温材の破損量 <math>\square</math> m<sup>2</sup> に対し、移行割合である 50% (カプセル保温 (金属反射型)) を乗じた <math>\square</math> m<sup>2</sup> がサプレッション・プールに移行すると評価している。</p> <p>(3) 破損保温材以外の異物の ECCS 水源への移行量評価</p> <p>④ 【保温材以外の異物量の考え方は PWR 同様】 内規別表第 3 に従い、設定している。破損保温材以外の異物のサプレッション・プールへの移行割合は考慮していない。異物量の詳細を⑩に示す。</p> <p>(4) 異物付着による圧損上昇の評価</p> <p>⑤ 【接近流速設定の考え方は PWR 同様】 内規に従い、代替循環冷却系ポンプ (250 m<sup>3</sup> /h) の単独運転を想定し、前記④で評価した異物の全量がストレーナに付着することを想定している。異物付着による圧損上昇が最も厳しくなるよう、保守的に残留熱除去系ポンプ運転時の定格流量 (1691.9 m<sup>3</sup>/h) を想定している。</p> <p>【ストレーナ形状の違いにより適用する評価式が異なるが、PWR 同様別記 1 に示す式により評価】 異物付着による圧損上昇は、別記 2 に示す留意事項を考慮 (詳細を⑫～⑭に示す。) した圧損試験結果を基に、繊維質・粒子状異物・化学影響生成異物による圧損は NEDO-32721 式、金属反射型保温材による圧損は NUREG/CR-6808 式により求めている。</p>	<p>③旧内規図 2 (内規別表第 2 に相当する。) に従い、保温材の ECCS 水源移行量を評価している。詳細は⑩に示す。</p> <p>④旧内規図 2 (内規別表第 3 に相当する。) に従い、設定している。破損保温材以外の異物のサプレッション・プールへの移行割合は考慮していない。なお、非 DBA 仕様塗装は、旧内規で規定されていないため考慮していない。異物量の詳細を⑩に示す。</p> <p>⑤旧内規に従い、ECCS 水源に移行した異物が各ストレーナに系統流量に基づき分配され、かつ、全量ストレーナに付着することを想定している。具体的には、RHR ポンプ、HPCS ポンプ、LPCS ポンプの各 1 台運転を想定し、前記④の異物が各ポンプの定格流量により分配されるとして評価している。このため、ストレーナ 1 機当たり付着する異物量は発生量の約 1/3 としている。</p> <p>繊維質及び粒子状異物の圧損は NUREG/CR-6224 式、金属反射型保温材による圧損は NUREG/CR-6808 式により求めている。</p>	<p>③内規別表第 2 に従い、保温材の ECCS 水源移行量を評価している。ただし、滞留水区画の体積比率を減じている。詳細は⑩に示す。</p> <p>④内規別表第 3 に従い、設定している。非 DBA 仕様塗装は使用しておらず、破損保温材以外の異物の ECCS 水源への移行割合は考慮していない。異物量の詳細を⑩に示す。</p> <p>⑤内規に従い、評価している。なお、PWR では、各 ECCS ポンプで 1 機のサンプスクリーンを兼用しているため、各ポンプの系統流量に基づく分配は考慮していない。</p> <p>繊維質及び粒子状異物の圧損は NUREG/CR-6224 式、金属反射型保温材による圧損は NUREG/CR-6808 式に、また、化学影響生成異物の圧損は圧損試験により求めている。</p>

内規	評価内容	既工認	PWR (敦賀2号)
	<p>⑥ <b>【温度設定の考え方はPWR同様】</b>                      内規に従い、圧損上昇評価に用いる ECCS 水源の水温は、既工事計画書同様、原子炉設置変更許可申請書添付書類十におけるサブプレッション・プール水温解析結果である LOCA 後数十秒後の約 50℃から、保守的に 32℃としている。                      冷却材の接近流速は、代替循環冷却系ポンプ (250 m<sup>3</sup> /h) に対して、異物付着による圧損上昇が最も厳しくなるよう、残留熱除去系ストレーナに通水される流量 1691.9 m<sup>3</sup>/h を設定している。</p> <p>⑦ <b>【有効表面積の考え方はPWR同様】</b>                      内規に従い、残留熱除去系ストレーナの有効表面積は、既工事計画書にて算出した <input type="text"/> m<sup>2</sup> から、別表第3のその他異物として想定したステッカー類の総面積 <input type="text"/> m<sup>2</sup> の75%分を差し引き、<input type="text"/> m<sup>2</sup> としている。</p> <p>⑧ <b>【PCV内に繊維質保温材を使用していない】</b>                      東海第二発電所では、格納容器内に存在する破損が想定される繊維質保温材について、全て圧損影響の少ない金属反射型保温材等に交換しており、薄膜効果を生じることはない。</p>	<p>⑥圧損上昇評価に用いる ECCS 水源の水温については、同左。                      冷却材の接近流速は、残留熱除去系ストレーナに通水される流量 1691.9 m<sup>3</sup>/h を設定している。</p> <p>⑦既工認において、ステッカー類のその他異物は考慮していない。</p> <p>⑧ECCS 水源に移行すると想定した繊維質保温材は薄膜効果発生開始量以上のため、薄膜効果による圧損上昇を想定している。</p>	<p>⑥内規に従い、以下のよう                      に設定している。                      ・圧損上昇評価の際に用いる水温は、NPSH 余裕がも                      っとも厳しくなる再循環                      切替時点の温度が低めと                      なる評価を実施した結果                      に余裕をみて 50 ℃とし                      ている。                      ・冷却材の接近流速は、工事                      計画書記載値以上かつ配                      管ルート of 圧損に基づく                      最大流量 <input type="text"/> m<sup>3</sup>/h) と                      している。</p> <p>⑦内規に従い、以下のよう                      に設定している。                      ・最低水位を算出する際は、                      床ドレン及びキャビティ                      ドレンが閉塞したことを                      想定し、閉塞により滞留                      する体積を差し引いてい                      る。                      ・最低水位で水没するスク                      リーン面積は、その他異                      物として想定したステッ                      カー類の総面積 (60m<sup>2</sup>) の                      75% (45m<sup>2</sup>) を差し引いて                      いる。</p> <p>⑧ECCS 水源に移行すると想                      定した繊維質保温材は薄                      膜効果発生開始量以上の                      ため、薄膜効果による圧                      損上昇を想定している。</p>

内規	評価内容	既工認	PWR (敦賀2号)
<p>⑨</p> <div style="border: 1px solid red; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>(5) 有効吸込水頭の評価            上述の(1)から(4)までの規定に基づいて評価された圧損上昇を考慮したECGSポンプの有効吸込水頭が、当該ポンプの必要有効吸込水頭以上であることが確認されていること。            その際、ECGS水源の水温は保守的に高く設定されているとともに、配管破断後に上昇する背圧は、原則として考慮されていないこと。ただし、背圧を考慮することがやむを得ない場合には、保守性を十分考慮した背圧であること。</p> </div> <p>2. ストレーナの耐震性及び構造強度の評価            ストレーナは工学的安全施設に属する機器であることから、クラス2機器としての耐震性及び材料及び構造強度に適合していること。            荷重の組合せについては、別表第4に示すように、死荷重、通常運転温度による熱荷重及び地震荷重に、異物付着による異物荷重及び差圧を組み合わせたともに、BWRにおいて、原子力安全委員会「BWR Mark-I(II)型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」に示される荷重も組み合わせていること。            ストレーナの許容応力については、別表第5に示すように、クラス2管に対する許容応力制限を準用し、異物付着による差圧に対する膜応力制限を設け、運転状態IVにおいても運転状態I・IIと同じ許容応力であること。  <b>圧損評価に関係しない項目</b></p> <p>3. その他の評価 (耐震・強度評価等の評価で考慮する。)            ストレーナの網目の粗さは、ECGSポンプ下流のスプレインズル、ECGSポンプシール部等、下流側機器の機能を損なうことのない設計であること。</p> <p>附 則 (平成20年2月27日、平成20・02・12 原院第5号)            1 本内規は、平成20年3月1日から施行する。            2 沸騰水型原子力発電設備における非常用炉心冷却設備及び格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価及び構造強度評価について(内規)(平成17年10月25日、平成17・10・13 原院第4号)は廃止する。</p>	<p>(5) 有効吸込水頭の評価</p> <p>⑨LOCA 時に破損する保温材及び原子炉格納容器内に存在する異物がストレーナに付着することによる圧損の上昇を考慮したポンプの有効吸込水頭の算出においては、原子炉格納容器の背圧は考慮していない。</p> <p>なお、全交流動力電源喪失事象においては、原子炉隔離時冷却ポンプ及び常設高圧代替注水系ポンプは、設計基準対処施設としての使用条件を超えて運転する(LOCA 事象ではないため異物による圧損影響はない)が、当該系統の有効吸込水頭の評価においては、原子炉格納容器の背圧を考慮する。</p> <p>・原子炉格納容器の背圧は、全交流動力電源喪失事象における解析結果に基づき設定を行うが、当該評価を行う際には、解析の初期条件として格納容器圧力は大気圧、さらに、格納容器雰囲気温度を10℃に設定し、格納容器圧力の評価結果を低めに評価する感度解析結果に基づき設定する。</p> <p><b>【PWR 同様、格納容器圧力の解析が保守的な結果を与えるよう初期条件を設定】</b></p>	<p>⑨LOCA 時に破損する保温材及び原子炉格納容器内に存在する異物がストレーナに付着することによる圧損の上昇を考慮したポンプの有効吸込水頭の算出においては、原子炉格納容器の背圧は考慮していない。</p>	<p>⑨LOCA 時に破損する保温材及び格納容器内に存在する異物がストレーナに付着することによる圧損の上昇を考慮したポンプの有効吸込水頭の算出において、原子炉格納容器の背圧を考慮している。            原子炉格納容器の背圧は、最も小さく評価する解析条件を設定して実施した解析の結果を用いている。</p>

内規	評価内容	既工認	PWR (教賀2号)																																													
<p>⑩ 別表第1 保温材の破損影響範囲半径</p> <table border="1" style="margin-left: 20px;"> <thead> <tr> <th>保温材種類</th> <th>BWR</th> <th>PWR</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>カプセル保温 (金属反射型)</td> <td>7.4D</td> <td>2.0D</td> </tr> <tr> <td>カプセル保温 (繊維質)</td> <td>7.4D</td> <td>2.4D</td> </tr> <tr> <td>一般保温 (ケイ酸カルシウム)</td> <td>7.4D</td> <td>5.5D</td> </tr> <tr> <td>一般保温 (繊維質)</td> <td>11.4D</td> <td>36.5D</td> </tr> </tbody> </table> <p style="margin-left: 20px;">(注) D: 破断を想定した配管の口径</p> <p>別表第2 破損保温材のEGCS水源への移行割合</p> <table border="1" style="margin-left: 20px;"> <thead> <tr> <th>保温材種類</th> <th>BWR</th> <th>PWR</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>カプセル保温 (金属反射型)</td> <td>50%</td> <td>57% (ドライ型) 68% (アイスコンデンサ型)</td> </tr> <tr> <td>カプセル保温 (繊維質)</td> <td>15%</td> <td>60%</td> </tr> <tr> <td>一般保温 (ケイ酸カルシウム)</td> <td>10%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>一般保温 (繊維質)</td> <td>28% (グレーチング上) 78% (グレーチング下)</td> <td>60%</td> </tr> </tbody> </table> <p style="margin-left: 20px;">(注) PWRの表内の値には大型片の移行を加味していないため、グレーチング等による捕捉が見込めない場合については別途評価すること。</p> <p>別表第3 破損保温材以外に考慮する異物</p> <table border="1" style="margin-left: 20px;"> <thead> <tr> <th>種類</th> <th>BWR</th> <th>PWR</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>耐DBA仕様塗装</td> <td>39 kg</td> <td>半径10Dの球形ZOIの表面積に塗膜厚さを乗じた値</td> </tr> <tr> <td>非DBA仕様塗装</td> <td colspan="2">格納容器内の事故時環境に直接晒されるもの全量</td> </tr> <tr> <td>堆積異物</td> <td>スラッジ: 89 kg 錆片: 23 kg 塵土: 68 kg</td> <td>繊維質: 13.6 kg 粒子: 77.1 kg</td> </tr> <tr> <td>その他異物</td> <td colspan="2">現地調査を踏まえ余裕を持たせた値</td> </tr> </tbody> </table> <p style="margin-left: 20px;">(注) D: 破断を想定した配管の口径 耐DBA仕様塗装: LOCA時の原子炉格納容器内環境に対する健全性が確認されている塗装 非DBA仕様塗装: LOCA時の原子炉格納容器内環境に対する健全性が確認されていない塗装 堆積異物: 格納容器内に堆積した塵や繊維等 その他異物: ステッカーや養生していないビニールシート等及びむき出しの保温材や耐火材</p>	保温材種類	BWR	PWR	カプセル保温 (金属反射型)	7.4D	2.0D	カプセル保温 (繊維質)	7.4D	2.4D	一般保温 (ケイ酸カルシウム)	7.4D	5.5D	一般保温 (繊維質)	11.4D	36.5D	保温材種類	BWR	PWR	カプセル保温 (金属反射型)	50%	57% (ドライ型) 68% (アイスコンデンサ型)	カプセル保温 (繊維質)	15%	60%	一般保温 (ケイ酸カルシウム)	10%	100%	一般保温 (繊維質)	28% (グレーチング上) 78% (グレーチング下)	60%	種類	BWR	PWR	耐DBA仕様塗装	39 kg	半径10Dの球形ZOIの表面積に塗膜厚さを乗じた値	非DBA仕様塗装	格納容器内の事故時環境に直接晒されるもの全量		堆積異物	スラッジ: 89 kg 錆片: 23 kg 塵土: 68 kg	繊維質: 13.6 kg 粒子: 77.1 kg	その他異物	現地調査を踏まえ余裕を持たせた値		<p>⑩ 【異物量は異なるが、算出方法はPWR同様】</p> <p>【別表第1】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・カプセル保温 (金属反射型) : 7.4D <input type="text"/> m<sup>2</sup></li> <li>・カプセル保温 (繊維質) : 7.4D <input type="text"/> m<sup>3</sup></li> <li>・一般保温 (ケイ酸カルシウム) : 7.4D <input type="text"/> m<sup>3</sup></li> <li>・一般保温 (繊維質) : 11.4D <input type="text"/> m<sup>3</sup> (グレーチング上) : <input type="text"/> m<sup>3</sup> (グレーチング下) : <input type="text"/> m<sup>3</sup></li> </ul> <p>【別表第2】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・カプセル保温 (金属反射型) : 50% <input type="text"/> m<sup>2</sup></li> <li>・カプセル保温 (繊維質) : 15% <input type="text"/> m<sup>3</sup></li> <li>・一般保温 (ケイ酸カルシウム) : 10% <input type="text"/> m<sup>3</sup></li> <li>・一般保温 (繊維質) (グレーチング上) : 28% <input type="text"/> m<sup>3</sup> (グレーチング下) : 78% <input type="text"/> m<sup>3</sup></li> </ul> <p>【別表第3】</p> <p>保温材以外の異物として、格納容器雰囲気考慮のうえ、以下のように評価している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・耐DBA仕様塗装 (ジェット破損分) : 39 kg</li> <li>・非DBA仕様塗装: 格納容器内の事故時環境に直接曝されるもの全量である <input type="text"/> kg としている。</li> <li>・堆積異物: スラッジ89 kg, 錆片23 kg, 塵土68 kg</li> <li>・その他異物: 現地調査を踏まえ余裕を持たせた値として <input type="text"/> m<sup>2</sup>を考慮している。</li> </ul> <p>●SA時において新たに考慮する異物 (詳細は補足2参照)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・耐DBA仕様塗装 (SA時考慮分) : ドライウエル及びベDESTAL (ドライウエル部) の全量剥落を想定し、<input type="text"/> kg としている。</li> <li>・化学影響生成異物: <input type="text"/> kg 全量考慮</li> </ul>	<p>⑩</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・カプセル保温 (金属反射型) : 7.4D <input type="text"/> m<sup>2</sup></li> <li>・カプセル保温 (繊維質) : 7.4D <input type="text"/> m<sup>3</sup></li> <li>・一般保温 (ケイ酸カルシウム) : 7.4D <input type="text"/> m<sup>3</sup></li> <li>・一般保温 (繊維質) : 11.4D (グレーチング上) : <input type="text"/> m<sup>3</sup> (グレーチング下) : <input type="text"/> m<sup>3</sup></li> <li>・耐DBA仕様塗装 (ジェット破損分) : 39 kg</li> <li>・堆積異物: スラッジ89 kg, 錆片23 kg, 塵土68 kg</li> </ul>	<p>⑩</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・カプセル保温 (金属反射型) : 2.0D <input type="text"/> m<sup>3</sup></li> <li>・カプセル保温 (ロックウール) : 2.4D <input type="text"/> m<sup>3</sup></li> <li>・一般保温 (ケイ酸カルシウム) : 5.5D <input type="text"/> m<sup>3</sup></li> <li>・一般保温 (ロックウール) : 36.5D (グレーチング上) <input type="text"/> m<sup>3</sup> (グレーチング下) <input type="text"/> m<sup>3</sup></li> <li>・一般保温 (グラスウール) : 36.5D <input type="text"/> m<sup>3</sup></li> </ul> <p>内規別表第2に示す値から、滞留水区画の体積比率14%を減じた値としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・カプセル保温 (金属反射型) : 50% <input type="text"/> m<sup>3</sup></li> <li>・カプセル保温 (ロックウール) : 86% <input type="text"/> m<sup>3</sup></li> <li>・一般保温 (ケイ酸カルシウム) : 86% <input type="text"/> m<sup>3</sup></li> <li>・一般保温 (ロックウール) (グレーチング上) 52% <input type="text"/> m<sup>3</sup> (グレーチング下) 86% <input type="text"/> m<sup>3</sup></li> <li>・一般保温 (グラスウール) : 86% <input type="text"/> m<sup>3</sup></li> <li>・DBA仕様塗装 <input type="text"/> m<sup>3</sup></li> <li>・非DBA仕様塗装: 使用していない。</li> <li>・堆積異物: 繊維質 13.6 kg, 粒子 77.1 kg</li> <li>・その他異物: 60 m<sup>2</sup>以下に管理するため、60.0 m<sup>2</sup>とする。</li> <li>・化学影響生成異物: <input type="text"/> kg</li> </ul>
保温材種類	BWR	PWR																																														
カプセル保温 (金属反射型)	7.4D	2.0D																																														
カプセル保温 (繊維質)	7.4D	2.4D																																														
一般保温 (ケイ酸カルシウム)	7.4D	5.5D																																														
一般保温 (繊維質)	11.4D	36.5D																																														
保温材種類	BWR	PWR																																														
カプセル保温 (金属反射型)	50%	57% (ドライ型) 68% (アイスコンデンサ型)																																														
カプセル保温 (繊維質)	15%	60%																																														
一般保温 (ケイ酸カルシウム)	10%	100%																																														
一般保温 (繊維質)	28% (グレーチング上) 78% (グレーチング下)	60%																																														
種類	BWR	PWR																																														
耐DBA仕様塗装	39 kg	半径10Dの球形ZOIの表面積に塗膜厚さを乗じた値																																														
非DBA仕様塗装	格納容器内の事故時環境に直接晒されるもの全量																																															
堆積異物	スラッジ: 89 kg 錆片: 23 kg 塵土: 68 kg	繊維質: 13.6 kg 粒子: 77.1 kg																																														
その他異物	現地調査を踏まえ余裕を持たせた値																																															

内規 評価内容 既工認 PWR (敦賀2号)

**別表第4 荷重の組み合わせ及び許容応力状態**

運転状態	死荷重	異物荷重	差圧	通常運転温度	SRV荷重		LOCA荷重			地震荷重		供用状態
					運転時	中小破断時	プールスライ	蒸気凝縮(CO)	チャージング(CH)	S1荷重	S2荷重	
運転状態 I	○			○								A
運転状態 II	○			○	○							B
運転状態IV (L)	○	○	○									A
運転状態IV (S)	○	○	○				○					D
運転状態IV (S)	○	○	○			○		○				D
運転状態IV (S)	○						○					D
運転状態 I	○									○		C (ⅢAS)
運転状態 I	○										○	D (ⅣAS)
運転状態 II	○				○					○		C (ⅢAS)
運転状態 II	○				○						○	D (ⅣAS)
運転状態IV (L)	○	○	○							○		C (ⅢAS)

○ : ストレーナ特有

- ・ SRV荷重とLOCA荷重はBRRのみ考慮する。なお、Mark-IIプラントではSRV荷重とチャージングは組み合わせなくてよい。
- ・ 地震荷重については、日本電気協会電気技術指針「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEA64601・補-1984)」の場合に記載。ただし、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針 (平成18年9月19日原子力安全委員会決定)」に基づき耐震設計を行う発電用原子炉施設については、上記民間規格における基準地震動S2及び基準地震動S1に係る取扱内容を、基準地震動Sa及び弾性設計用地震動Sdに準用して行うこと。
- ・ S2荷重はAeクラスの原子炉格納容器配管貫通部に直接支持されるBRRのみ考慮する。
- ・ 運転状態IV (L)…運転状態IVの状態のうち、長期間のものが作用している状態
- ・ 運転状態IV (S)…運転状態IVの状態のうち、短期間のものが作用している状態
- ・ 供用状態については、日本機械学会「発電用原子炉設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005)」のGRR-2110、GRR-2233の定義により記載。

**圧損評価に関係しない項目**  
(耐震・強度評価等の評価で考慮する。)

**別表第5 ストレーナの許容応力\***

供用状態	1次一般膜応力	1次膜+曲げ応力	1次+2次応力 ※2
A	S ※3	長期荷重 1.5S 短期荷重 1.8S	Sa
B	—		
D	S ※4		—
C (ⅢAS)	Syと0.6Suの小さい値。ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及びニッケル合金については1.2Sとしてもよい。	Sy。ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及びニッケル合金については1.2Sとしてもよい。	Uf<1 (ただし、地震動のみによる1次+2次応力の変動値が2Sy以下であれば、疲れ解析は不要。)
D (ⅣAS)	0.6Su	左欄の1.5倍	

※1 : 日本機械学会「発電用原子炉設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005)」及び日本電気協会電気技術指針「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEA64601・補-1984)」の場合。ただし、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針 (平成18年9月19日原子力安全委員会決定)」に基づき耐震設計を行う発電用原子炉施設については、上記民間規格における基準地震動S2及び基準地震動S1に係る取扱内容を、基準地震動Sa及び弾性設計用地震動Sdに準用して行うこと。  
 ※2 : 2次応力が発生する場合のみ考慮  
 ※3 : 運転状態IV (L)のみ  
 ※4 : 運転状態IV (蒸気凝縮、チャージング)のみ  
 S…許容引張応力、Sy…設計降伏点、Su…設計引張強さ、Sa…許容応力、Uf…疲れ累積係数

5

内規	評価内容	既工認	PWR (敦賀 2 号)
<p style="text-align: right;">別記 1</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>《NUREG/CR-6224評価式》(繊維質・粒子状異物に対する式)<sup>(1)</sup></p> <math display="block">\frac{dH}{dL_0} = C \left[ 3.5S_v(1-\epsilon_m)^{1.5} \left[ 1 + 57(1-\epsilon_m)^3 \right] \mu U + 0.66S_v \frac{(1-\epsilon_m)}{\epsilon_m} \rho_w U^2 \right] \left( \frac{dL_m}{dL_0} \right)</math> <p> <math>dH</math>: 圧力損失 (m)  <math>C</math>: 変換定数 (m/Pa) <span style="color: red;">GE 製ストレーナ</span>  <math>dL_0</math>: ベッド厚さ (理論値) (m)  <math>dL_m</math>: 付着後のベッド厚さ (m) <span style="color: red;">では使用しない。</span>  <math>S_v</math>: 異物の比面積 (m<sup>2</sup>/m<sup>3</sup>)  <math>\epsilon_m</math>: 混合物の空隙率  <math>\mu</math>: 水の粘性係数 (kg/(m·s))  <math>\rho_w</math>: 水の密度 (kg/m<sup>3</sup>)  <math>U</math>: 吸込流速 (接近流速) (m/s)                 </p> </div> <div style="border: 1px solid red; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>《NEDO-32721評価式》(繊維質・粒子状異物に対する式)<sup>(2)</sup></p> <math display="block">h = \frac{\mu U t}{\rho g d^2} \cdot K_h</math> <p> <math>h</math>: 圧力損失 (m)  <math>U</math>: ストレーナ側面に対する接近流速 (m/s)  <math>t</math>: ストレーナ側面に対する異物厚さ (m)  <math>\mu</math>: 水の粘性 (kg/(m·s))  <math>\rho</math>: 水の密度 (kg/m<sup>3</sup>)  <math>g</math>: 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>)  <math>d</math>: Interfiber Distance (異物間の隙間を表す値) (m)  <math>K_h</math>: ストレーナ効率を表す無次元数。圧力損失を無次元化したもの                 </p> </div> <p>《NUREG/CR-6808評価式》(金属保温異物に対する式)<sup>(3)</sup></p> $\Delta H = \frac{1.56 \times 10^{-5}}{K_r^2} U^2 (A_{foil} / A_{str})$ <p> <math>\Delta H</math>: 圧力損失 (m)  <math>K_r</math>: 金属箔のギャップ厚さ (m)  <math>U</math>: 接近流速 (m/s)  <math>A_{foil}</math>: 金属箔の表面積 (両面の合計値) (m<sup>2</sup>)  <math>A_{str}</math>: ストレーナ表面積 (m<sup>2</sup>)                 </p> <p>参考文献</p> <p>(1) NUREG/CR-6224, G. Zigler et al., "Parametric Study of the Potential for BWR ECCS Strainer Blockage Due to LOCA Generated Debris" (SEA No. 93-554-06-A:1), USNRC, October 1995.</p> <p>(2) NEDO-32721 "Licensing Topical Report Application Methodology for the General Electric Stacked Disk ECCS Suction Strainer," Revision 2, December 2001.</p> <p>(3) NUREG/CR-6808, "Knowledge Base for the Effect of Debris on Pressurized Water Reactor Emergency Core Cooling Sump Performance," USNRC, February 2003.</p>	<p style="color: green;">【PWR 同様、内規に基づく評価式で評価】</p> <p>金属反射型保温材による圧損は、NUREG/CR-6808 式により求める。</p> <p>繊維質、粒子状異物及び化学影響生成異物の圧損は、NEDO-32721 式により求めるが、化学影響生成異物については、保守的な評価となるよう、化学影響生成異物投入後すべての異物を考慮した d 値から実機圧損を算出する方法<sup>(1)</sup>よりも、化学影響生成異物投入前の異物を考慮した d 値から実機圧損を算出した値に、試験により確認された化学影響生成異物による圧損上昇分を加算する方法とする。</p> <p>NEDO-32721 式における d 値はストレーナ圧損試験結果から下式にて求める。</p> $d = \sqrt{\frac{\mu \cdot U \cdot t \cdot K_h}{\rho \cdot g \cdot h}} = \text{[ ] (m)}$ <p>ここで、</p> <p> <math>h = \text{[ ]}</math>  <math>\mu = \text{[ ]}</math>  <math>U = \text{[ ]}</math>  <math>t = \text{[ ]}</math>  <math>\rho = \text{[ ]}</math>  <math>g = 32.2 \text{ (ft/s}^2\text{)}</math>  <math>K_h = \text{[ ]}</math> </p> <p>ここで算出された d 値に基づき、事故時の環境を想定した圧損評価を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>繊維質異物、粒子状異物付着による圧損</li> </ul> $h = \frac{\mu \cdot U \cdot t}{\rho \cdot g \cdot d^2} \cdot K_h = \text{[ ] (m)}$ <p>ここで、</p> <p> <math>d = \text{[ ] (m)}</math>  <math>\mu = \text{[ ]}</math>  <math>U = \text{[ ]}</math>  <math>t = \text{[ ]}</math>  <math>\rho = \text{[ ]}</math>  <math>g = 9.80665 \text{ (m/s}^2\text{)}</math>  <math>K_h = \text{[ ]}</math> </p> <ul style="list-style-type: none"> <li>化学影響生成異物の付着による圧損</li> </ul> $h_3 = h_2 - h_1 = \text{[ ]} - \text{[ ]} = \text{[ ] (m)}$ <p>ここで、</p> <p> <math>h_1</math>: A100H 投入直前の圧損 = <math>\text{[ ] (m)}</math>  <math>h_2</math>: A100H 投入が完了し静定後の圧損 = <math>\text{[ ] (m)}</math>  <math>h_3</math>: 化学影響生成異物 (A100H) の付着による圧損上昇 (m)                 </p>	<p>金属反射型保温材による圧損は、NUREG/CR-6808 式により求める。</p> <p>繊維質及び粒子状異物の圧損は、NEDO-32721 式により求める。</p> <p>NEDO-32721 式における d 値はストレーナ圧損試験結果から求める。</p>	<p>金属反射型保温材による圧損は、NUREG/CR-6808 式により求める。</p> <p>繊維質及び粒子状異物の圧損は、NUREG/CR-6224 式により求める。</p> <p>化学影響生成異物の圧損は圧損試験により求める。</p>

内規	評価内容	既工認	PWR (敦賀2号)
<p style="text-align: right;">別記1</p> <div style="border: 1px solid gray; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>《NUREG/CR-6224評価式》(繊維質・粒子状異物に対する式)<sup>(1)</sup></p> <math display="block">\frac{dH}{dL_0} = C \left[ 3.5S_v(1-\epsilon_m)^{1.5} [1+57(1-\epsilon_m)^3] \mu U + 0.66S_v \frac{(1-\epsilon_m)}{\epsilon_m} \rho_w U^2 \right] \left( \frac{dL_m}{dL_0} \right)</math> <p> <math>dH</math>: 圧力損失 (m)  <math>C</math>: 変換定数 (m/Pa) <span style="color: red;">GE製ストレーナ</span>  <math>dL_0</math>: ベッド厚さ (理論値) (m)  <math>dL_m</math>: 付着後のベッド厚さ (m) <span style="color: red;">では使用しない。</span>  <math>S_v</math>: 異物の比面積 (m<sup>2</sup>/m<sup>3</sup>)  <math>\epsilon_m</math>: 混合異物の空隙率  <math>\mu</math>: 水の粘性係数 (kg/(m·s))  <math>\rho_w</math>: 水の密度 (kg/m<sup>3</sup>)  <math>U</math>: 吸込流速 (接近流速) (m/s)                 </p> </div> <div style="border: 2px solid red; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>《NEDO-32721評価式》(繊維質・粒子状異物に対する式)<sup>(2)</sup></p> <math display="block">h = \frac{\mu U t}{\rho g d^2} \cdot K_h</math> <p> <math>h</math>: 圧力損失 (m)  <math>U</math>: ストレーナ側面に対する接近流速 (m/s)  <math>t</math>: ストレーナ側面に対する異物厚さ (m)  <math>\mu</math>: 水の粘性 (kg/(m·s))  <math>\rho</math>: 水の密度 (kg/m<sup>3</sup>)  <math>g</math>: 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>)  <math>d</math>: Interfiber Distance (異物間の隙間を表す値) (m)  <math>K_h</math>: ストレーナ効率を表す無次元数。圧力損失を無次元化したもの                 </p> </div> <div> <p>《NUREG/CR-6808評価式》(金属保温異物に対する式)<sup>(3)</sup></p> <math display="block">\Delta H = \frac{1.56 \times 10^{-5}}{K_t^2} U^2 (A_{foil}/A_c)</math> <p> <math>\Delta H</math>: 圧力損失 (m)  <math>K_t</math>: 金属箔のギャップ厚さ (m)  <math>U</math>: 接近流速 (m/s)  <math>A_{foil}</math>: 金属箔の表面積 (両面の合計値) (m<sup>2</sup>)  <math>A_c</math>: ストレーナ表面積 (m<sup>2</sup>)                 </p> </div> <p>参考文献</p> <p>(1) NUREG/CR-6224, G. Zigler et al., "Parametric Study of the Potential for BWR ECCS Strainer Blockage Due to LOCA Generated Debris" (SEA No. 93-554-06-A:1), USNRC, October 1995.</p> <p>(2) NEDO-32721 "Licensing Topical Report Application Methodology for the General Electric Stacked Disk ECCS Suction Strainer," Revision 2, December 2001.</p> <p>(3) NUREG/CR-6808, "Knowledge Base for the Effect of Debris on Pressurized Water Reactor Emergency Core Cooling Sump Performance," USNRC, February 2003.</p>	<p>金属反射型保温材による圧損は、NUREG/CR-6808 式を適用する。</p> $h_{RMI} = (1.56 \times 10^{-5} / K_t^2) \cdot U_{RMI}^2 \cdot (A_{foil}/A_c) \cdot 0.0254 \cdot h_{RMI}$ <p>= [ ] m</p> <p>ここで、</p> <p> <math>K_t</math> = [ ]  <math>U_{RMI}</math> = [ ]  <math>A_{foil}</math> = [ ]  <math>A_c</math> = [ ]                 </p> <p>注記1: 化学影響生成異物投入後すべての異物を考慮した d 値から実機圧損を算出する方法を用いると h = [ ] (m) となり、化学影響生成異物投入前の異物を考慮した d 値から実機圧損を算出した値に、試験により確認された化学影響生成異物による圧損上昇分を加算する方法により求めた圧損 = [ ] = [ ] (m) よりも小さいくなる。以下に計算過程を示す。</p> $d = \sqrt{\frac{\mu \cdot U \cdot t}{\rho \cdot g} \cdot \frac{K_h}{h}}$ <p>= [ ] = [ ] (m)</p> <p>ここで、</p> <p> <math>h</math> = [ ]  <math>\mu</math> = [ ]  <math>U</math> = [ ]  <math>t</math> = [ ]  <math>\rho</math> = [ ]  <math>g</math> = 32.2 (ft/s<sup>2</sup>)  <math>K_h</math> = [ ]                 </p> <p>・繊維質異物、粒子状異物、化学影響生成異物付着による圧損</p> $h = \frac{\mu \cdot U \cdot t}{\rho \cdot g \cdot d^2} \cdot K_h$ <p>= [ ] (m)</p> <p>ここで、</p> <p> <math>d</math> = [ ]  <math>\mu</math> = [ ]  <math>U</math> = [ ]  <math>t</math> = [ ]  <math>\rho</math> = [ ]  <math>g</math> = 9.80665 (m/s<sup>2</sup>)  <math>K_h</math> = [ ]                 </p>		

内規	評価内容	既工認	PWR (敦賀2号)
<p style="text-align: right;">別記2</p> <p><b>圧損試験の実施に当たっての留意事項</b></p> <p>圧損試験の実施に当たっては、プラント毎に実機の条件を踏まえるとともに、独立行政法人原子力安全基盤機構が実施した試験結果（JNES-SS-0703「PWRサンプスクリーン閉塞に関する堆積形態と化学影響の評価」）を踏まえて、次の事項に留意すること。</p> <p>⑫ 1. 複数の種類の異物が付着した場合の圧損上昇については、付着量が同量であってもストレーナへの付着のさせ方によって圧損上昇量が異なる。具体的には、繊維質と粒子の組合せにおいて、繊維質と粒子を混合させたものを堆積させた場合に比べ、繊維質を堆積させた後に粒子を堆積させた場合などで圧損上昇量が大きくなる試験結果がある。そのため、圧損試験においては、実機で想定される条件を検討の上、上述の圧損上昇の特性を踏まえて、試験条件の妥当性を確認する必要がある。</p> <p>⑬ 2. 圧損試験においては、異物の溶解、析出、追加付着等により圧損上昇に経時変化が考えられることから、十分な試験時間を確保し、非保守的な評価とならないよう配慮するとともに、試験水量の実機条件との違いによる影響についても検討することが必要である。</p> <p>⑭ 3. 想定される異物としては破損保温材以外の異物もあることから、圧損試験においては、それらの異物の取扱について各異物の物性を踏まえて非保守的な評価とならないよう、試験の妥当性を確認する必要がある。</p> <p>4. ストレーナに付着させる異物については、実機において想定される条件を検討の上、保守的な試験結果となるよう相当程度細かくする必要がある。</p> <p>⑮ 5. 試験流速については、実機と同等以上の接近流速にて測定するとともに、流速を変動させると、圧損上昇量に不可逆的な変化が生じる場合があることから、実機での運転状態を勘案して試験条件を設定する必要がある。</p> <p>⑯ 6. 試験温度については、水の粘性等について適切に取り扱っている限り特定の温度に限定する必要はないが、圧損試験の目的に照らして妥当であることを確認する必要がある。</p> <p>7. PWRにおいては、冷却材がほう酸水であり、ECCS系統の再循環運転において冷却材中に水酸化ナトリウム、ヒドラジン又はほう酸ナトリウムを添加することから、これらと格納容器内構造物や破損保温材等との化学反応によりストレーナの圧損が上昇する可能性があり、その上昇の度合いは、異物等の種類、組合せによって異なるため、それらを考慮した上で、全体的な圧損上昇が最大となる条件で試験を行う必要がある。その際、実機の条件を模擬して日単位で圧損上昇が落ち着くまで試験を行う必要があるが、妥当性が確認された場合に限り、別途異物・薬剤等を投入することにより加速試験を行うことができる。</p> <p style="text-align: center;"><b>PWR の記載</b></p> <p>参考文献 JNES-SS-0703「PWR サンプスクリーン閉塞に関する堆積形態と化学影響の評価」、独立行政法人原子力安全基盤機構</p>	<p><u>別記2 圧損試験の実施に当たっての留意事項</u></p> <p>⑫ <b>【投入異物の順序は PWR 同様、繊維質の後に粒状異物を投入する。】</b></p> <p>圧損試験における異物の投入順序については、実機で想定される異物の発生順序を考慮し、圧損が保守的に大きくなるよう、以下のとおり設定している。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 金属反射型保温材</li> <li>② 繊維質保温材</li> <li>③ スラッジ</li> <li>④ 塵土</li> <li>⑤ 錆片</li> <li>⑥ 耐 DBA 仕様塗装(ｼﾞｬｯﾄ破損分)</li> <li>⑦ 非 DBA 仕様塗装(耐久性未確認)</li> <li>⑧ 耐 DBA 仕様塗装(SA 時剥落)*2</li> <li>⑨ 化学影響生成異物(A100H)*3</li> </ol> <p>注記*2：原子炉格納容器内が高温状態を維持することにより、耐 DBA 塗装が剥落し、ストレーナに到達することを想定している。</p> <p>注記*3：pH 制御時の化学影響生成異物がストレーナに到達することを想定している。化学影響生成異物は pH 調整剤が格納容器内に注入され、溶解物がサブプレッション・プールに到達後、プール水が冷却された後に析出することを想定している。</p>	<p>⑫ 圧損試験における異物の投入順序については、実機で想定される異物の発生順序を考慮し、以下のとおり設定している。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① スラッジ</li> <li>② 塵土</li> <li>③ 錆片</li> <li>④ 耐 DBA 仕様塗装(ｼﾞｬｯﾄ破損分)</li> <li>⑤ 繊維質保温材</li> </ol>	<p>⑫ 圧損試験においては、内規に則り、繊維質を堆積させた後、粒子を付着させている。</p>

内規	評価内容	既工認	PWR (敦賀 2 号)
<p style="text-align: right;">別記 2</p> <p><b>圧損試験の実施に当たっての留意事項</b></p> <p>圧損試験の実施に当たっては、プラント毎に実機の条件を踏まえるとともに、独立行政法人原子力安全基盤機構が実施した試験結果（JNES-SS-0703「PWR サンプスクリーン閉塞に関する堆積形態と化学影響の評価」）を踏まえて、次の事項に留意すること。</p> <p>⑬ 1. 複数の種類の異物が付着した場合の圧損上昇については、付着量が同量であってもストレーナへの付着のさせ方によって圧損上昇量が異なる。具体的には、繊維質と粒子の組合せにおいて、繊維質と粒子を混合させたものを堆積させた場合に比べ、繊維質を堆積させた後に粒子を堆積させた場合などで圧損上昇量が大きくなる試験結果がある。そのため、圧損試験においては、実機で想定される条件を検討の上、上述の圧損上昇の特性を踏まえて、試験条件の妥当性を確認する必要がある。</p> <p>⑬ 2. 圧損試験においては、異物の溶解、析出、追加付着等により圧損上昇に経時変化が考えられることから、十分な試験時間を確保し、非保守的な評価とならないよう配慮するとともに、試験水量の実機条件との違いによる影響についても検討することが必要である。</p> <p>⑬ 3. 想定される異物としては破損保温材以外の異物もあることから、圧損試験においては、それらの異物の取扱いについて各異物の物性を踏まえて非保守的な評価とならないよう、試験の妥当性を確認する必要がある。</p> <p>⑬ 4. ストレーナに付着させる異物については、実機において想定される条件を検討の上、保守的な試験結果となるよう相当程度細かくする必要がある。</p> <p>⑬ 5. 試験流速については、実機と同等以上の接近流速にて測定するとともに、流速を変動させると、圧損上昇量に不可逆的な変化が生じる場合があることから、実機での運転状態を勘案して試験条件を設定する必要がある。</p> <p>⑬ 6. 試験温度については、水の粘性等について適切に取り扱っている限り特定の温度に限定する必要はないが、圧損試験の目的に照らして妥当であることを確認する必要がある。</p> <p>⑬ 7. PWRにおいては、冷却材がほう酸水であり、ECCS系統の再循環運転において冷却材中に水酸化ナトリウム、ヒドラジン又はほう酸ナトリウムを添加することから、これらと格納容器内構造物や破損保温材等との化学反応によりストレーナの圧損が上昇する可能性があり、その上昇の度合いは、異物等の種類、組合せによって異なるため、それらを考慮した上で、全体的な圧損上昇が最大となる条件で試験を行う必要があるが、妥当性が確認された場合に限り、別途異物・薬剤等を投入することにより加速試験を行うことができる。</p> <p style="text-align: center;"><b>PWR の記載</b></p> <p>参考文献 JNES-SS-0703「PWR サンプスクリーン閉塞に関する堆積形態と化学影響の評価」、独立行政法人原子力安全基盤機構</p>	<p>⑬ <b>【試験の終了判断はPWRと同等】</b></p> <p>実機の SA 時に代替循環冷却系ポンプを運転する場合には、チャギングなどの水力学的動荷重は働いておらず、S/P 内のデブリは十分静定している状態であることが想定されるが、攪拌機を使用してストレーナに異物付着させるような状況を作った上で試験を実施している。圧損試験においては、</p> <p>圧損試験設備内の戻り水は、定格流量時に生じる実機の接近流速と同等以上となるように試験装置の接近流速を設定し、試験タンク床にその流量を戻して攪拌させているとともに、試験中は攪拌機を使用して攪拌状態を維持する。</p> <p>また、試験水量については、異物濃度を実機以上となるよう、ストレーナ単位表面積あたりの水量を小さく設定している。</p> <p>試験水量比（ストレーナ単位面積当たり）：<input type="text"/> m<sup>3</sup>/m<sup>2</sup></p> <p>実機水量比（ストレーナ単位面積当たり）：<input type="text"/> m<sup>3</sup>/m<sup>2</sup></p> <p>⑭ 想定される異物の種類及び取扱いについては、圧損試験上非保守的な評価とならないよう、過去の試験実績を踏まえ、以下のとおり設定している。</p> <p><b>【破損保温材】</b></p> <p>繊維質：シュレッダーで細かく裁断したロックウールを圧損試験に投入している。</p> <p><b>【繊維質のサイズはPWRと同等】</b></p> <p>金属反射型保温材：NUREG/CR-6808 に記載のある、米国での金属保温材破壊試験結果に基づき金属箔を切断し、投入している。</p> <p><b>【金属保温材のサイズはPWR同様】</b></p>	<p>⑬ 同左</p> <p>ただし、試験水量比 <input type="text"/> m<sup>3</sup>/m<sup>2</sup> として評価している。</p> <p>⑭ 同左</p> <p>ただし、非 DBA 仕様塗装及び化学影響生成異物については考慮していない。</p>	<p>⑬ 圧損試験においては、圧損上昇が静定する状態まで確認している。具体的には、</p> <p>⑭ 保温材は実機にて使用しているものを使用する。</p> <p>● 繊維質は C V 内に最大量存在し、圧損上昇上保守的と考えられる繊維質保温材を使用する。</p> <p><b>【異物の細かさ】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>繊維はグレーチング通過サイズ以下になるように細かくしている。（グレーチング通過サイズ以下の割合は、保温材破壊試験の結果からみて保守であることを確認している）</li> <li>ケイ酸カルシウムは十分微細と考えられる粒子状に粉砕している。</li> <li>金属保温は、NUREG/CR-6808 に記載のある、米国での金属保温材破壊試験結果に基づき金属箔を切断している。</li> </ul>

内規	評価内容	既工認	PWR (敦賀2号)
<p style="text-align: center;">別記2</p> <p style="text-align: center;">圧損試験の実施に当たっての留意事項</p> <p>圧損試験の実施に当たっては、プラント毎に実機の条件を踏まえるとともに、独立行政法人原子力安全基盤機構が実施した試験結果（JNES-SS-0703「PWRサンプスクリーン閉塞に関する堆積形態と化学影響の評価」）を踏まえて、次の事項に留意すること。</p> <p>⑫ 1. 複数の種類の異物が付着した場合の圧損上昇については、付着量が同量であってもストレーナへの付着のさせ方によって圧損上昇量が異なる。具体的には、繊維質と粒子の組合せにおいて、繊維質と粒子を混合させたものを堆積させた場合に比べ、繊維質を堆積させた後に粒子を堆積させた場合などで圧損上昇量が大きくなる試験結果がある。そのため、圧損試験においては、実機で想定される条件を検討の上、上述の圧損上昇の特性を踏まえて、試験条件の妥当性を確認する必要がある。</p> <p>⑬ 2. 圧損試験においては、異物の溶解、析出、追加付着等により圧損上昇に経時変化が考えられることから、十分な試験時間を確保し、非保守的な評価とならないよう配慮するとともに、試験水量の実機条件との違いによる影響についても検討することが必要である。</p> <p>⑭ 3. 想定される異物としては破損保温材以外の異物もあることから、圧損試験においては、それらの異物の取扱について各異物の物性を踏まえて非保守的な評価とならないよう、試験の妥当性を確認する必要がある。</p> <p>4. ストレーナに付着させる異物については、実機において想定される条件を検討の上、保守的な試験結果となるよう相当程度細かくする必要がある。</p> <p>⑮ 5. 試験流速については、実機と同等以上の接近流速にて測定するとともに、流速を変動させると、圧損上昇量に不可逆的な変化が生じる場合があることから、実機での運転実態を勘案して試験条件を設定する必要がある。</p> <p>⑯ 6. 試験温度については、水の粘性等について適切に取り扱っている限り特定の温度に限定する必要はないが、圧損試験の目的に照らして必要であることを確認する必要がある。</p> <p>7. PWRにおいては、冷却材がほう酸水であり、ECCSシステムの再循環運転において冷却材中に水酸化ナトリウム、ヒドラジン又はほう酸ナトリウムを添加することから、これらと格納容器内構造物や破損保温材等との化学反応によりストレーナの圧損が上昇する可能性があり、その上昇の度合いは、異物等の種類、組合せによって異なるため、それらを考慮した上で、全体的な圧損上昇が最大となる条件で試験を行う必要がある。その際、実機の条件を模擬して日単位で圧損上昇が落ち着くまで試験を行う必要があるが、妥当性が確認された場合に限り、別途異物・薬剤等を投入することにより加速試験を行うことができる。</p> <p style="text-align: center;">PWR の記載</p> <p>参考文献 JNES-SS-0703「PWR サンプスクリーン閉塞に関する堆積形態と化学影響の評価」、独立行政法人原子力安全基盤機構</p>	<p>【破損保温材以外の異物】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>堆積異物 スラッジ：[ ]程度の粒径の酸化鉄粉末を圧損試験に投入している。 錆片：[ ]のメッシュにてふるいにかけて酸化鉄を圧損試験に投入している。 塵土：[ ]程度の粒径のケイ砂粉末を圧損試験に投入している。</li> <li>耐 DBA 仕様塗装： [ ]程度のペイントチップを圧損試験に投入している。</li> <li>非 DBA 仕様塗装 ：粒径が[ ]程度のシリコンカーバイド粉末を圧損試験に投入している。 【粒子状異物のサイズは文献より設定】</li> <li>その他異物：圧損試験に投入しない。 (格納容器内に存在するステッカーの総面積の75%を、ストレーナ有効表面積から差し引いて評価しているため。) 【その他異物はPWR同様試験に投入しない】</li> <li>化学影響生成異物： WCAP 手法により合成した圧損試験代替異物であるオキシ水酸化アルミニウムを圧損試験に投入している。 【化学影響生成異物の取扱はPWR同様】</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>●堆積異物は NEI04-07 の SER APPENDIX7 に記載と同等の密度である珪砂を用い、粒子径分布についても同記載と同等に準備する。</li> <li>●塗装については、試験水槽へ投入後の繊維同士の隙間に入り込みやすいように若干小さい粒子径であり、密度がほぼ同等であるクルミ殻粉末を投入する。</li> <li>【異物の細かさ】 ・塗装は、クルミ殻を、十分微細と考えられる粉末程度まで粉碎している。</li> <li>●化学影響生成異物は、WCAP-16530-NP を用いて算出し、オキシ水酸化アルミニウムを試験装置に投入している。</li> </ul>

内規	評価内容	既工認	PWR (敦賀2号)
<p style="text-align: center;">別記2</p> <p style="text-align: center;">圧損試験の実施に当たっての留意事項</p> <p>圧損試験の実施に当たっては、プラント毎に実機の条件を踏まえるとともに、独立行政法人原子力安全基盤機構が実施した試験結果（JNES-SS-0703「PWRサンプスクリーン閉塞に関する堆積形態と化学影響の評価」）を踏まえて、次の事項に留意すること。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>⑫ 1. 複数の種類の異物が付着した場合の圧損上昇については、付着量が同量であってもストレーナへの付着のさせ方によって圧損上昇量が異なる。具体的には、繊維質と粒子の組合せにおいて、繊維質と粒子を混合させたものを堆積させた場合に比べ、繊維質を堆積させた後に粒子を堆積させた場合などで圧損上昇量が大きくなる試験結果がある。そのため、圧損試験においては、実機で想定される条件を検討の上、上述の圧損上昇の特性を踏まえて、試験条件の妥当性を確認する必要がある。</p> <p>⑬ 2. 圧損試験においては、異物の溶解、析出、追加付着等により圧損上昇に経時変化が考えられることから、十分な試験時間を確保し、非保守的な評価とならないよう配慮するとともに、試験水量の実機条件との違いによる影響についても検討することが必要である。</p> <p>⑭ 3. 想定される異物としては破損保温材以外の異物もあることから、圧損試験においては、それらの異物の取扱について各異物の特性を踏まえて非保守的な評価とならないよう、試験の妥当性を確認する必要がある。</p> <p>4. ストレーナに付着させる異物については、実機において想定される条件を検討の上、保守的な試験結果となるよう相当程度細かくする必要がある。</p> <p>⑮ 5. 試験流速については、実機と同等以上の接近流速にて測定するとともに、流速を変動させると、圧損上昇量に不可逆的な変化が生じる場合があることから、実機での運転実態を勘案して試験条件を設定する必要がある。</p> <p>⑯ 6. 試験温度については、水の粘性等について適切に取り扱っている限り特定の温度に限定する必要はないが、圧損試験の目的に照らして妥当であることを確認する必要がある。</p> <div style="border: 1px solid gray; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>7. PWRにおいては、冷却材がほう酸水であり、ECCS系統の再循環運転において冷却材中に水酸化ナトリウム、ヒドラジン又はほう酸ナトリウムを添加することから、これらと格納容器内構造物や破損保温材等との化学反応によりストレーナの圧損が上昇する可能性があり、その上昇の度合いは、異物等の種類、組合せによって異なるため、それらを考慮した上で、全体的な圧損上昇が最大となる条件で試験を行う必要がある。その際、実機の条件を模擬して日単位で圧損上昇が落ち着くまで試験を行う必要があるが、妥当性が確認された場合に限り、別途異物・薬剤等を投入することにより加速試験を行うことができる。</p> <p style="text-align: center;">PWR の記載</p> </div> <p>参考文献 JNES-SS-0703「PWR サンプスクリーン閉塞に関する堆積形態と化学影響の評価」、独立行政法人原子力安全基盤機構</p> </div>	<p>⑮ <b>【接近流速の考え方はPWR同様】</b> 接近流速は大きいほど異物がストレーナに吸着し、圧損が上昇することから、代替循環冷却系ポンプの定格流量 250 m<sup>3</sup>/h を上回る残留熱除去系ポンプの定格流量 1691.9 m<sup>3</sup>/h での運転を想定し、異物による圧損を評価している。</p> <p>⑯ <b>【温度設定の考え方はPWR同様】</b> 温度が低くなるほど水の粘性が高くなり、圧損評価上保守的となるため、代替循環冷却系ポンプの評価としては、既工認同様、添付書類十のサブプレッション・プール水温度解析結果より、LOCA 後数十秒後には約 50 °C以上となることから、保守的に 32 °Cとして設定している。</p>	<p>⑮各 ECCS ポンプの定格流量から試験流速を算出している。</p> <p>⑯同左</p>	<p>⑮試験時の接近流速については、実機と同等以上としている。実機の運転手順ではプラントの状態に応じポンプを止めることも可能であるため、接近流速は遅くなり圧損は小さくなるが、圧損試験の際は、上記を考慮せず、接近流速を実機と同等以上で一定としている。</p> <p>⑯圧損試験は室温で実施することとし、試験時に水温計測を行い設計条件の水温に換算を行う。尚、水温の違いによる圧損の違いは各水温における水の動粘性係数で換算を行っている。</p>

## 重大事故等時の発生異物量評価について

添付書類「V-1-8-4 圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」に用いる異物量については、原子炉格納容器内の冷却材配管の破断による破損影響範囲内の保温材に加え、原子炉格納容器内の塗装、堆積異物、その他異物及び化学影響生成異物を考慮している。

本資料では、重大事故等時における圧損評価に用いるこれら発生異物量について説明する。

### 1. 設計基準事故時に考慮する発生異物量

設計基準事故時においては、原子炉格納容器内の冷却材配管の両端破断による原子炉冷却材喪失を想定し、配管破断時に破断口周囲の保温材等が破断口から流出した冷却材により破損し、破損した保温材等がドライウェルからサブプレッション・プールへ落下し、ECCS ポンプの吸込流によりストレーナに付着する事象を想定している。

設計基準事故時の圧損評価では、「非常用炉心冷却設備又は原子炉格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価について（内規）」に準拠し、第1表に示す異物を考慮している。

第1表 圧損上昇の要因となる異物（設計基準事故時）

考慮する異物の種類		物量	補足	
一般保温 (繊維質)		0 m <sup>3</sup>	原子炉格納容器内の繊維質保温材を全て撤去済みであるため、考慮しない。	
カプセル保温 (金属反射型)		□ m <sup>2</sup>	破損影響範囲内の全ての保温材の金属箔の物量に余裕を見込んで算出している。	
粒子状異物	耐 DBA 仕様塗装	39 kg	配管破断により発生する塗装として、内規別表第3に示す物量を考慮している。	
	非 DBA 仕様塗装	□ kg	設計基準事故時の原子炉格納容器内環境における耐性を確認できていない以下の塗装の剥落を想定し、算出している。 空調ダクト 約□ kg PLR ポンプ電動機 約□ kg D/W クーラ 約□ kg D/W クーラファン電動機 約□ kg チェーンブロック類 約□ kg 合計 □ kg を保守的に丸め、□ kg として圧損評価に用いる。	
	堆積異物	スラッジ	89 kg	堆積異物は通常運転時からサブプレッション・プール内に存在する異物量を想定しており、異物管理及び原子炉起動の際の原子炉格納容器内清掃・点検を実施するため、内規別表第3に示す物量を考慮している。
		錆片	23 kg	
塵土		68 kg		
その他異物	ステッカー	□ m <sup>2</sup>	流路面積を低減させる異物として、内規別表第3に例示されている異物を参考に、現場調査結果から算出している。	

2. 重大事故等時の発生異物量

非常用炉心冷却系統（以下「ECCS」という。）ストレーナの圧損上昇は、異物の付着によりストレーナの流路面積が低減し、流速が上昇することに起因する。

このため、原子炉格納器内環境の高温状態を維持することに伴う発生異物量の増加及び炉心の溶融や原子炉圧力容器の破損に伴う発生異物量の増加について、以下に考察する。

(1) 原子炉格納容器内環境の高温維持に伴う発生異物量の増加について

重大事故等時の原子炉格納容器内環境は、設計基準事故時よりも高温状態が長期間維持されるため、耐 DBA 仕様塗装の剥落による塗装物量の増加が想定される。

このため、設計基準事故時に剥落を考慮している塗装（配管破断時にジェット流で破損する耐 DBA 仕様塗装・非 DBA 仕様塗装）に加え、重大事故等時の環境における耐性が確認できていない耐 DBA 仕様塗装については、全量の剥落を想定する。重大事故等時に発生する塗装の物量を第 2 表に示す。

第 2 表 重大事故等時に発生する塗装の物量

異物の種類		SA 時	備考
塗 装	耐 DBA 仕様塗装 (ジェット破損)	39 kg	破損塗装が最大となる大破断 LOCA 時を想定するため、設計基準事故時と同様の評価となる。
	非 DBA 仕様塗装	□ kg	重大事故等時は設計基準事故時よりも原子炉格納容器内温度が高くなるため、設計基準事故時同様、非 DBA 仕様塗装の全剥落を想定する。
	耐 DBA 仕様塗装 (SA 環境剥落)	□ kg	重大事故等時は設計基準事故時よりも原子炉格納容器内温度が高くなるが、重大事故等時における塗装の耐性が確認できていないため、保守的にドライウエル及びペDESTAL（ドライウエル部）内の塗装の全剥落を想定する。 ドライウエル内：□ kg ペDESTAL内：□ kg 合計 □ kg を保守的に丸め、□ kg として圧損評価に用いる。

(2) 炉心の溶融に伴う発生異物量の増加について

炉心損傷時においては、周辺被ばく低減のため、pH 制御装置により水酸化ナトリウムをサブプレッション・プール水へ添加することから、冷却材中の水酸化ナトリウムと原子炉格納容器内に存在する構造物（反応性の高い Al 又は Zn を含むもの）との化学反応により発生する異物（化学影響生成異物）を新たに考慮する必要がある。

PWR プラントにおいて化学影響生成異物の発生量評価に使用している WCAP-16530<sup>\*1</sup>では、原子炉格納容器内に存在する Al, Zn を含有する構造物の表面積に対して、溶解速度（温度, pH に依存）を掛けることで、Al, Zn の溶解量を算出し、溶解した Al, Zn がすべて水酸化物として析出することとして評価している。

東海第二発電所における化学影響生成異物の発生量は、PWR プラントの評価を参考に、下記も考慮して評価を行っている。

- ① ドライウエル及びペデスタル（ドライウエル部）の構造物は、塗装剥落後の金属表面からの金属の溶解を考慮する。
- ② 溶解速度算出において、pH が保守的に高く維持されるとして評価する。
- ③ WCAP-16530 では対象外としている Fe についても、炭素鋼の腐食速度  mdm<sup>\*2</sup>  より溶解量を算出する。

化学影響生成異物の圧損評価においては、JNES-SS-1004<sup>\*3</sup>に従い、これらの析出異物（Al, Zn, Fe の水酸化物）を圧損試験代替異物であるオキシ水酸化アルミニウム (Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>・nH<sub>2</sub>O) の重量へ換算し、圧損試験に用いる。

化学影響生成異物の異物量評価概要について、第3表に示す。

注記\*1: 「Evaluation of Post-Accident Chemical Effects in Containment Sump Fluids to Support GSI-191」 (Westinghouse WCAP-16530-NP)

注記\*2: 1 か月あたりの腐食速度 mg/(dm<sup>2</sup>・month)

注記\*3: 「サンプルトレーナ閉塞事象の化学影響に関する評価マニュアル」

(独立行政法人原子力安全基盤機構 原子力システム安全部 JNES-SS-1004)

第3表 化学影響生成異物の異物量評価概要

種別	溶解量算出手法	主な構造物	化学影響生成異物量*
Al	WCAP-16530により,原子炉格納容器内環境(温度, pH)を考慮して算出する。	保温材外装板, 電線管 (Al-Zn メッキ)	<input type="text"/> kg
Zn		ジンク系塗装, 亜鉛メッキ鋼構造物 (グレーチング等), 電線管 (Al-Zn メッキ)	<input type="text"/> kg
Fe	炭素鋼腐食速度の見から算出する。	炭素鋼配管・機器類 (PCV 内面, ドライウエルローカルクーラ等)	<input type="text"/> kg
合計			<input type="text"/> kg ↓ <input type="text"/> kg

注記\* : 圧損試験代替異物である A100H の重量を示す。

化学影響生成異物量の合計である  kg を保守的に丸め,  kg として圧損評価に用いる。

(3) 原子炉圧力容器の破損に伴う発生異物量の増加について

原子炉圧力容器が破損した場合には, 溶融デブリや構造物がペDESTAL (ドライウエル部) に落下することとなる。しかし, ペDESTAL部は溶融デブリを全量保持できる容量を有しており, サプレッション・プールには人通用開口部を経て流入する構造であること, ペDESTAL (ドライウエル部) 内の構造物は比重が大きいこと (第4表参照) から, 人通用開口部を経てサプレッション・プールへ流入することは考えがたく, 仮に比重が小さい異物がサプレッション・プールへ流入した場合でも, 比重の小さい異物はサプレッション・プール水面付近に浮遊しており, ストレーナへ到達しないと考えられる。

(別紙-2 参照)

第4表 ペDESTAL (ドライウエル部) 内に存在する構造物の一覧

構造物	材質	比重	塗装	評価
ターンテーブル	SUS	7.75	□ kg	<p>ペDESTAL (ドライウエル部) 内に存在する構造物は、比重が大きく、ペDESTAL (ドライウエル部) 内に沈降すると考えられるため、構造物自体がサプレッション・プールに流入することはないと考えられる*。ただし、塗装がされている構造物については、ドライウエル同様、全量の剥落を想定する。</p> <p>(第2表に示すペDESTAL内の耐DBA仕様塗装 □ kg に含まれている。)</p>
ターンテーブル動力機構	SUS	7.75		
CRDハウジング	SUS	7.75	—	
CRD機構	SUS	7.75	—	
CRDハウジングサポート	炭素鋼	7.78	□ kg	
ケーブルトレイ	炭素鋼	7.78	—	
SRNM案内管	SUS	7.75	—	
LPRM案内管	SUS	7.75	—	
TIP案内管	SUS	7.75	—	
EDサンプ	SUS	7.75	—	
EDサンプクーラ	OFCu	8.94	—	
ED・FDスワンネック	SUS	7.75	—	
EDベントスワンネック	SUS	7.75	—	
スワンネック柵	SUS	7.75	—	
コリウムシールド支持構造物	SUS	7.75	—	
配管類	SUS	7.75	—	
計装品	SUS	7.75	—	
サポート類	SUS	7.75	□ kg	
	炭素鋼	7.78		
ケーブル類	銅被覆材	8.92 0.9～ 1.8	ケーブルとしての比重は1以上であり、ペDESTAL内に沈降すると考えられる*。万が一比重の小さい被覆材が流出しても、サプレッション・プール水面付近に浮遊し、ストレーナに到達しないため、圧損に影響しない。	

注記\* : ペDESTAL (ドライウエル部) 内の異物のサプレッション・プールへの異物流入経路は別紙-2を参照。

3. まとめ

以上より、重大事故等時の発生異物量評価についてまとめた結果を第5表に示す。  
本発生異物量を考慮して、圧損評価を行う。

第5表 重大事故等時の発生異物量評価

異物の種類		DB	SA	補足
保温材	一般保温 (繊維質)	0 m <sup>3</sup>		原子炉格納容器内に繊維質保温材を使用していないため、薄膜効果を生じることはない。
	カプセル保温 (金属反射型)	□ m <sup>2</sup>		破損保温材が最大となる大破断 LOCA 時を想定し、DB 時の算出方法より更に保守的に破損影響範囲内の破損影響範囲内の全ての保温材の金属箔の物量に余裕を見込んで算出している。
塗装	耐 DBA 仕様塗装 (ジェット破損)	39 kg		破損塗装が最大となる大破断 LOCA 時を想定するため、設計基準事故時と同様の評価となる。
	非 DBA 仕様塗装	□ kg		重大事故等時は設計基準事故時よりも原子炉格納容器内温度が高くなるため、設計基準事故時同様、非 DBA 仕様塗装の全剥落を想定する。
	耐 DBA 仕様塗装 (SA 環境剥離)	—	□ kg	重大事故等時は設計基準事故時よりも原子炉格納容器内温度が高くなるが、重大事故等時における塗装の耐性が確認できていないため、保守的にドライウエル内の塗装の全剥落を想定する。
堆積異物	スラッジ	89 kg		堆積異物は通常運転時からサプレッション・プール内に存在する異物量を想定しており、異物管理及び原子炉起動の際の原子炉格納容器内清掃・点検を実施するため、内規別記3に示す異物を適用する。
	錆片	23 kg		
	塵土	68 kg		
化学影響生成異物		—	□ kg	WCAP 手法等により、Al, Zn, Fe を含有する原子炉格納容器内構造物の溶解・析出を想定する。構造物の溶解速度が保守的となるよう、原子炉格納容器内温度が最大となる大破断 LOCA 時注水機能喪失時の温度変化を包絡する条件とし、pH は高く維持されるものとして算出する。
その他異物		□ m <sup>2</sup>		原子炉格納容器環境で破損するステッカー類(流路面積を低減させ、圧損上昇に影響するもの)について、現場調査に基づき、物量を算出する。
ペDESTAL内構造物		—	0 m <sup>2</sup>	構造物の塗装剥落及び化学影響生成異物について考慮する。なお、ペDESTAL内構造物自体は圧損上昇の要因となる異物とならない。

## 重大事故等時の発生異物量算出方法について

重大事故等時において追加発生を考慮する耐 DBA 仕様塗装の塗装重量及び化学影響生成異物の発生量は、いずれも原子炉格納容器内の構造物の表面積を基に算出している。

このため、以下では、原子炉格納容器内の構造物の表面積の算出について示したのち、耐 DBA 仕様塗装の塗装重量及び化学影響生成異物の発生量について示す。

## 1. 原子炉格納容器内の構造物の表面積について

重大事故等時において新たに発生が想定される、耐 DBA 仕様塗装量及び化学影響生成異物量の算出のため、原子炉格納容器内の構造物の表面積調査の概要及び調査結果を示す。

## 1.1 調査概要

原子炉格納容器内の構造物のうち、以下に該当する構造物の表面積を算出する。  
調査対象を第別 1－1 表に示す。

第別 1－1 表 原子炉格納容器内の調査対象

発生異物		調査対象	代表的な構造物
耐 DBA 仕様塗装		ドライウエル又はペDESTAL (ドライウエル部) に設置されており、耐 DBA 仕様塗装がされている構造物。	PCV 壁面・床面 機器類 配管・弁類 架台・サポート類
化学影響生成異物*1	Al	アルミニウム, 又は Al を含む合金メッキの構造物	保温材外装板 電線管*2 計測器
	Zn	亜鉛メッキ鋼, Zn を含む合金メッキの構造物, 及びジンク系塗装を使用した構造物	グレーチング 電線管*2
	Fe	炭素鋼材料の構造物, 亜鉛メッキ鋼の構造物	耐 DBA 仕様塗装がされた構造物のうち, 炭素鋼材料の構造物

注記\*1: ドライウエル又はペDESTAL (ドライウエル部) に設置されている塗装された構造物については、重大事故等時において塗装の全量剥落を想定するため、下地の金属材料からの溶解を考慮する。

注記\*2: 電線管に使用している Al-Zn めっきは、Al : Zn の重量比が % : % であるため、全表面積を Al, Zn の重量比で按分して評価する。

## 1.2 表面積の算出手順

抽出された対象構造物の表面積の算出に当たっては、構造図等の設計図面を用いて、以下のように算出する。構造物の表面積算出方法を第別1－2表に示す。

第別1－2表 構造物の表面積算出方法

No.	設備種別	算出方法
1	PCV 関係	構造図等を用いて、構成部品単位の表面積を算出し、それらを足し合わせて設備の表面積とする。
2	配管・弁類	配管図を用いて、配管外周、配管長から配管の表面積を算出する。弁類についても配管と同様に表面積を算出する。
3	配管サポート	<p>【大口径（65A以上）】</p> <p>サポート図を用いて、配管サポートの構成部材単位の表面積を算出し、それらを足し合わせて配管サポートの表面積とする。</p> <p>【小口径（50A以下）】</p> <p>配管口径ごとに設定した代表形状の配管サポートの表面積とサポート点数を掛け合わせ配管サポートの表面積とする。</p> <p>代表形状の配管サポートの表面積は、構成部材単位の表面積を算出し、それらを足し合わせて算出する。</p> <p>また、サポート点数は、配管図を用いて、配管長、サポート間隔（最も短いサポート間隔を用いる）から算出する。</p>
4	ダクト類	ダクト図を用いて、ダクト外周（折込部も外周として加算する）、ダクト長さから表面積を算出する。
5	電線管	<p>【電線管】</p> <p>電線管配置図を用いて、外周、長さから表面積を算出する。</p> <p>【電線管サポート】</p> <p>代表形状の電線管サポートの表面積とサポート点数を掛け合わせ電線管サポートの表面積とする。</p> <p>代表形状の電線管サポートの表面積は、構成部材単位の表面積を算出し、それらを足し合わせて算出する。</p> <p>また、サポート点数は、電線管は位置図を用いて、電線管長、サポート間隔（最も短いサポート間隔）から算出する。</p>
6	機器	構造図等を用いて、構成部品単位の表面積を算出し、それらを足し合わせて設備の表面積とする。
7	その他	<p>構造図等を用いて、構成部品単位の表面積を算出し、それらを足し合わせて設備の表面積とする。</p> <p>（チェンブロック モノレール等）</p>

### 1.3 調査結果

ドライウエル内の構造物の表面積調査結果を第別1-3表に、ペDESTAL(ドライウエル部)の構造物の表面積調査結果を第別1-4表に、サプレッション・チェンバ内の構造物の表面積調査結果を第別1-5表に示す。

第別1-3表 ドライウエル内構造物及び表面積一覧

分類	構造物	構造物 表面積 (m <sup>2</sup> )	耐DBA仕様 塗装面積 (m <sup>2</sup> )	溶解表面積 (m <sup>2</sup> )		
				Al	Zn	Fe
PCV 関係	フランジ部					
	ライナ円錐部					
	ドライウエルスプレイ管					
	ドライウエル上部 シヤラグ					
	ドライウエル下部 シヤラグ					
	ジェットデフレクタ					
	ハッチ類					
	ドライウエルスプレイ サポート					
	原子炉遮へい壁					
	PCV スタビライザ					
	RPV スタビライザ					
	バルクヘッドプレート					
	燃料交換ベローズ					
	ドライウエルビーム シート					
	ドライウエル貫通部					
	貫通部保温材外装板					
	原子炉圧力容器基礎					
	ドライウエル床面					
	RPV 保温材外装板					
	グレーチング					
ラジアルビーム ストラクチャ						
サポートスチール						

分類	構造物	構造物 表面積 (m <sup>2</sup> )	耐 DBA 仕様 塗装面積 (m <sup>2</sup> )	溶解表面積 (m <sup>2</sup> )		
				Al	Zn	Fe
PCV 関係 (続き)	RPV 支持スカート内側					
	下鏡外面					
	その他構造物					
配管・弁類	配管・弁					
	保温材外装板					
配管サポート	大口径配管サポート					
	小口径配管サポート					
	操作架台					
	鉄板遮蔽					
ダクト類	ダクト					
	ダクトサポート					
	ダクトドレン					
電線管	電線管					
	電線管サポート					
機器 (PLR ポンプ)	PLR ポンプ (A) 電動機					
	PLR ポンプ (B) 電動機					
機器 (D/W クーラ)	D/W クーラファン					
	D/W クーラ、ファン電動機					
その他	計器類					
	チェーンブロック					
	モノレール, サポート					
	追加サポート					
合 計						

注記\* : 非 DBA 仕様塗装を使用している。物量については, 第 1 表に示す。

第別1-4表 ペDESTAL (ドライウエル部) 内構造物及び表面積一覧

分類	構造物	構造物 表面積 (m <sup>2</sup> )	耐 DBA 仕様 塗装面積 (m <sup>2</sup> )	溶解表面積 (m <sup>2</sup> )		
				Al	Zn	Fe
PCV 関係	原子炉圧力容器基礎					
	CRD レストレントビーム					
	CRD レストレント 支持金具					
	ペDESTAL床面					
配管・弁類	配管・弁					
	保温材外装板					
配管サポート	大口径配管サポート					
	小口径配管サポート					
機器 (CRD 交換機)	プラットフォーム					
	グレーチング					
	旋回レール					
	プラットフォーム					
その他	計器類					
	その他					
	合 計					

第別1-5表 サプレッション・チェンバ内構造物及び表面積一覧

分類	構造物	構造物 表面積 (m <sup>2</sup> )	塗装面積 (m <sup>2</sup> )	溶解表面積 (m <sup>2</sup> )		
				Al	Zn	Fe
PCV 関係	サプレッション・チェン バ					
	アクセスハッチ					
	クエンチャサポート					
	真空破壊弁					
	アクセスハッチカバー, プラットホーム					
	サプレッション・チェン バ					
	プラットホーム					
その他	計器類					
	合 計					

2. 重大事故等時において追加発生を考慮する耐 DBA 仕様塗装の発生量

重大事故等時には、設計基準事故時よりも高温状態が長期間維持されるが、重大事故等時における塗装の耐性が確認できていないため、追加発生を考慮する耐 DBA 仕様塗装としては、ドライウエル及びペDESTAL（ドライウエル部）に設置する構造物の塗装の全量剥落を想定する。

塗装重量は、ドライウエル及びペDESTAL（ドライウエル部）内の塗装されている構造物の表面積に、塗装膜厚及び塗装密度を掛けることで算出する。

SA 環境において剥落すると想定した耐 DBA 仕様塗装の算出結果を第別 1 - 6 表に示す。

第別 1 - 6 表 耐 DBA 仕様塗装物量 (SA 環境剥落分) の算出結果

	構造物の全表面積*1 (m <sup>2</sup> )	塗装膜厚 (mm)	塗装密度 (g/cm <sup>3</sup> )	塗装重量*3 (kg)
耐 DBA 仕様塗装 (ドライウエル)	□	塗装要領 より個別 に設定し ている。	□*2	□
耐 DBA 仕様塗装 (ペDESTAL)	□			□
合 計				□

注記\*1：原子炉格納容器内の構造物の表面積算出については、別紙に示す。

注記\*2：エポキシ系塗装の密度の代表値として □ g/cm<sup>3</sup> と設定している。

注記\*3：塗装重量の算出においては、保守的に裕度 □ 倍を見込んで算出する。

以上より、ドライウエル及びペDESTAL（ドライウエル）部に存在する塗装の全量である □ kg を保守的に丸め、 □ kg とする。

### 3. 化学影響生成異物の発生量

化学影響生成異物の発生量は、pH制御装置によりサプレッション・プール水に添加された水酸化ナトリウムと原子炉格納容器内に存在する構造物（Al, Zn, Feを含むもの\*）との化学反応により生成する量を、WCAP-16530及びJNES-SS-1004に基づき算出する。

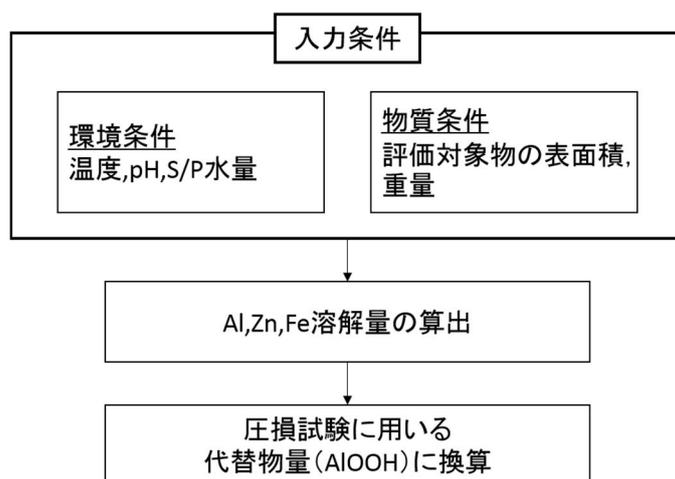
注記\*：原子力安全基盤機構の調査では、国内プラントは従来から化学影響の主要因と考えられているアルミニウムや断熱材の腐食に加え、炭素鋼と亜鉛メッキ鋼腐食の影響が大きくなる傾向が示唆されており、JNES-SS-1004にて提案している化学影響評価手法においても、ZnとFeの影響を考慮することが推奨されている。

#### 3.1 算出手順

WCAP-16530に規定されている化学影響生成異物の発生量（析出量）の計算手順は、原子炉格納容器内に存在する構造物（Al, Znを含むもの）の表面積に対し、原子炉格納容器環境条件（温度、pH）を考慮して算出した溶解速度式を掛けることで、Al, Znの溶解量を算出する。また、WCAP-16530では対象外としているFeについても、Al, Zn同様に炭素鋼の腐食速度から溶解量を算出する。

化学影響生成異物による圧損評価においては、JNES-SS-1004より、析出物と同等の圧損影響がある圧損試験代替物（AlOOH）の量に換算し、圧損試験に用いる。

圧損評価に使用する化学影響生成異物量の算定フローを、第別1-1図に示す。



第別1-1図 化学影響生成異物量の算定フロー

### 3.2 環境条件及び物質条件

溶解速度式の環境条件を第別1-7表に示す。また、原子炉格納容器内に存在する構造物のうち、Al, Zn, Feを含む構造物の表面積の調査結果を第別1-8表に示す。

第別1-7表 想定する原子炉格納容器環境条件

項目	評価条件	
想定シナリオ	大破断 LOCA+ECCS 機能喪失+SBO (代替循環冷却を使用する場合)	
評価期間	事故発生から 30 日間 (720 時間) *	
原子炉格納容器内温度	【ドライウエル】 <input type="text"/>	【サプレッション・プール】 <input type="text"/>
S/P スプレイ水の pH	【ドライウエル】 <input type="text"/>	【サプレッション・プール】 <input type="text"/>

注記\*：事故発生から 30 日以降は、逆先等によるストレーナの性能回復が十分可能であることから、30 日時点の異物量を単一ストレーナに付着する想定は保守的である。

第別1-8表 Al, Zn, Fe を含む構造物の表面積

	Al (m <sup>2</sup> )	Zn (m <sup>2</sup> )	Fe (m <sup>2</sup> )
ドライウエル	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
ペDESTAL (ドライウエル部)	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
サプレッション・チェンバ	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
合計	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>

### 3.3 溶解量評価

#### 3.3.1 アルミニウム (Al) の溶解速度

Al の溶解速度式における係数を第別 1 - 9 表に示す。

第別 1 - 9 表 Al の溶解速度式における係数

元素	溶解速度式	単位	係数	
			A	
Al	$RR = 10^{[A+B(pHa)+C(1000/T)+D(pHa)^2+E(pHa)/(1000/T)]}$	mg/(m <sup>2</sup> ・min)	A	
			B	
			C	
			D	
			E	

#### 3.3.2 亜鉛 (Zn) の溶解速度

Zn の溶解速度式と係数を第別 1 - 10 表に示す。

第別 1 - 10 表 Zn の溶解速度式における係数

元素	溶解速度式	単位	係数	
			A	
Zn	$RR = 10^{[A+B(pHa)+C(1000/T)+D(pHa)^2+E(pHa)/(1000/T)]}$	mg/(m <sup>2</sup> ・min)	A	
			B	
			C	
			D	
			E	

#### 3.3.3 炭素鋼 (Fe) の溶解速度

炭素鋼の溶解速度は WCAP-16530 に記載されていないことから、炭素鋼の腐食速度の文献値\*1である  mdm (mg/dm<sup>2</sup>・month)  を用いて溶解量进行评估する。

注記\*1: E.G. Brush, W.L. Pearl, "Corrosion and Corrosion Product Release in Neutral Feedwater", Corrosion, 28, 129-135 (1972)

注記\*2: 炭素鋼の腐食は、事故時に想定されるアルカリ環境において、純水環境よりも抑制されるが、保守的に純水における腐食速度を適用する。

丹野和夫, 湊昭 "火力および BWR 発電プラントにおける腐食による障害と水処理"

### 3.4 溶解量の評価

Al, Zn, Fe を含む構造物の表面積及び溶解速度から、各金属の溶解量を算出する。また、WCAP-16530 及び JNES-SS-1004 に基づき、溶解した金属全てが水酸化物として析出すると想定する。各金属の溶解量及び生成することが想定される析出物を第別 1-1-1 表に示す。

第別 1-1-1 表 各金属の溶解量と想定される析出物

材料	表面積 (m <sup>2</sup> )	溶解速度 (mg /m <sup>2</sup> ・min)	溶解量 (kg)	想定される 析出物
アルミニウム (Al)				Al(OH) <sub>3</sub>
亜鉛 (Zn)				Zn(OH) <sub>2</sub>
炭素鋼 (Fe)				FeO(OH)

### 3.5 化学影響生成異物量の評価結果

圧損試験においては、各金属の溶解量と同等の圧損影響となるオキシ水酸化アルミニウム (Al(OH)<sub>3</sub>) を使用するため、各金属の溶解を換算し代替物量 (Al(OH)<sub>3</sub> 相当量) を求める。

#### 3.5.1 代替物量評価

各金属の Al(OH)<sub>3</sub> への換算係数 (JNES-SS-1004 規定されている換算係数) を第別 1-1-2 表に示す。

第別 1-1-2 表 各金属の Al への換算係数

材料	Al への換算係数
アルミニウム (Al)	1
亜鉛 (Zn)	0.2
炭素鋼 (Fe)	2

3.5.2 化学影響生成異物量評価結果

各金属の溶解量及び圧損試験に用いる代替物量（A100H）の算出結果を第別1-13表に示す。

第別1-13表 各金属の溶解量及び圧損試験代替物量

元素	溶解量 (kg)	化学影響生成異物量	
		換算係数	代替物量 (kg)
アルミニウム (Al)		1	
亜鉛 (Zn)		0.2	
炭素鋼 (Fe)		2	
合 計			

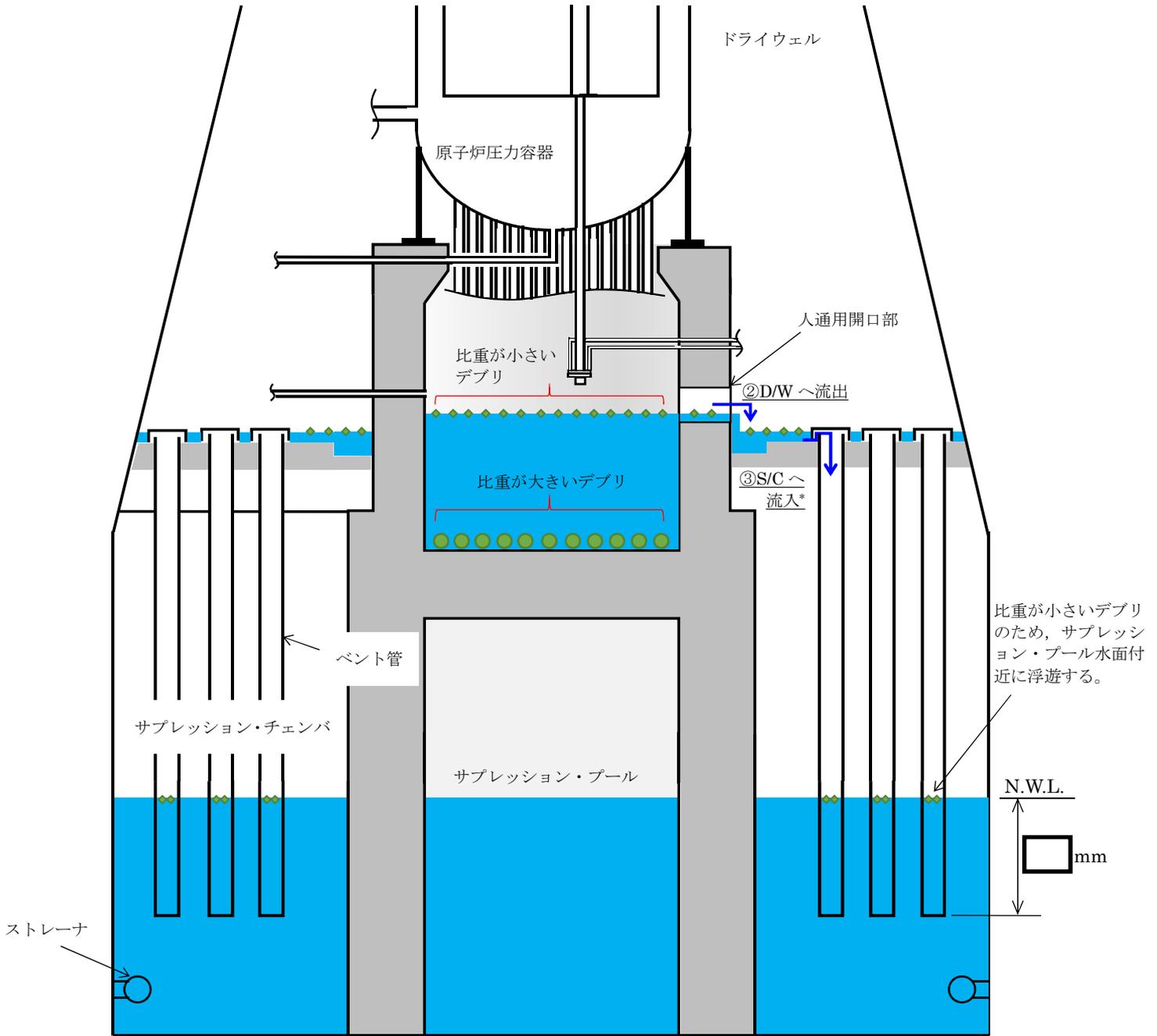
以上より、圧損評価に用いる化学影響生成異物量としては、代替物量の合計値  kg を保守的に丸めた  kg とする。

## ペDESTAL（ドライウエル部）から サプレッション・プールへの異物流入経路について

ペDESTAL（ドライウエル部）（以下「ペDESTAL」という。）内で発生した異物のサプレッション・プールへの流入経路は、以下のとおりである。流入経路の概要図を第別2－1図に示す。

- ① 代替循環系冷却ポンプを運転する事象発生から 1.5 時間後においては、破断口から代替循環冷却系ポンプの流量（250 m<sup>3</sup>/h）相当の水がペDESTALへ流入する。
- ② ペDESTALの水位が上昇し、人通用開口部を超えた場合、上澄みがドライウエルへ流出する。これに伴い、水面付近の比重が小さい異物がドライウエルへ移行する。
- ③ ドライウエルの水位が上昇し、ベント管を通じてサプレッション・チェンバへ流入するが、その流入速度が小さいため、比重が小さい異物はサプレッション・プール水面に留まる。

以上より、ペDESTALからサプレッション・プールへ移行し得る比重が小さい異物は、水面付近に存在するものであり、これらの異物がサプレッション・プールへ移行したとしても、サプレッション・プール水面付近に存在することから、ストレーナへ到達する可能性は低いと考えられる。また、比重が大きい異物についてはペDESTAL内に沈降し、ドライウエルへ移行することはないと推測される。



第別 2 - 1 図 ペDESTAL内異物のサブプレッション・プールへの流入経路

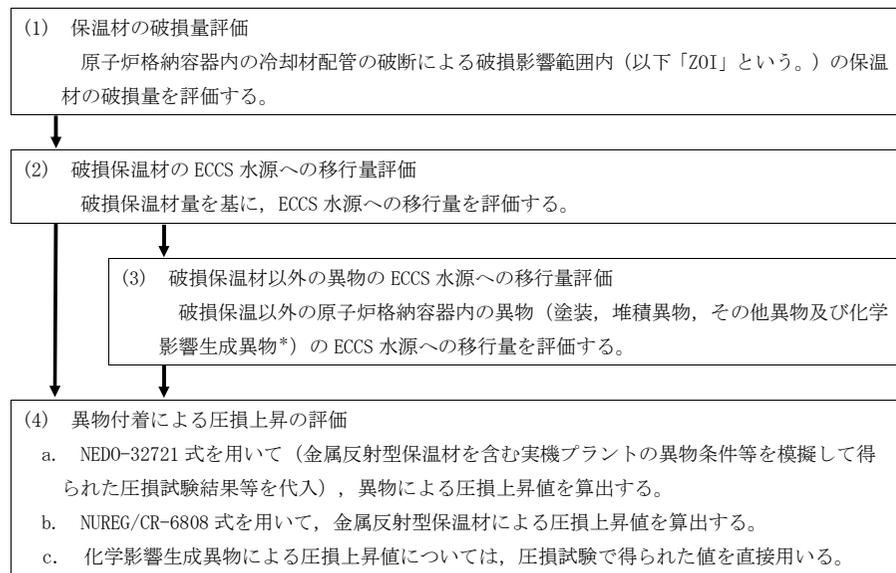
注記\* : 代替循環冷却ポンプ流量 (250 m<sup>3</sup>/h) とした場合の S/C への流入速度は 0.002 m/s 程度となる。  

$$\left[ \frac{250 \text{ m}^3/\text{h}}{3600} \right] / \left( \frac{\pi}{4} \times 0.597^2 \times 108 \text{ 本} \right) = 0.002297 \text{ m/s} \rightarrow 0.002 \text{ m/s}$$

# 非常用炉心冷却系ストレーナの重大事故等時圧損試験について

## 1. 非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇について

重大事故等時の非常用炉心冷却系（以下「ECCS」という。）ストレーナの圧損評価においては、原子炉格納容器内の冷却材配管の両端破断による原子炉冷却材喪失事象を想定し、破断口から流出した冷却材により破損した保温材等がドライウエル（以下「D/W」という。）から ECCS 水源であるサブプレッション・プール（以下「S/P」という。）へ流入、代替循環冷却系ポンプの吸込流により ECCS ストレーナに付着することに加え、サブプレッション・プールの pH 制御のために注入する水酸化ナトリウム水溶液と原子炉格納容器内構造物等との化学反応により新たに発生する異物（以下、「化学影響生成異物」という。）についても想定し、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）（平成 20 年 2 月 27 日付け平成 20・02・12 原院第 5 号）」（以下「内規」という。）を参考に、ECCS ストレーナの圧損上昇の評価を行う。具体的な評価の手順を図 1 に示す。



注記\*：化学影響生成異物は、Evaluation of Post-Accident Chemical Effects in Containment Sump Fluids to Support GSI-191（Westinghouse WCAP-16530-NP（以下「WCAP」という。）に基づいて算出する。

図 1 ECCS ストレーナの圧損上昇の評価の手順

## 2. ECCS ストレーナについて

### (1) 形式

円錐支持ディスク形ストレーナ（アメリカ GE 社製）

### (2) 構造と特徴

- ・ディスクを積層させることで、表面積を増加させている。
- ・円錐形の内筒の採用とディスク内径が軸方向で異なる構造により、ストレーナ中心部での流速が一定に保たれ、全体として低圧損とすることができる。

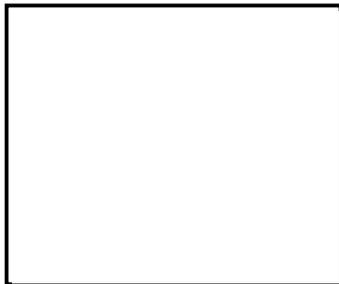


図 2 GE 社製ストレーナ

## 3. ストレーナの異物付着による圧損試験

【詳細は、添付 1 「非常用炉心冷却系ストレーナの重大事故等時圧損試験要領について」参照】

### (1) 試験の目的

GE 社製ストレーナの実機プラント条件（デブリ条件）での実機模擬ストレーナを用いた圧損試験を実施し、d 値（繊維質間距離）を求め、圧損評価式に基づき圧損上昇の評価を行う。

### (2) 試験実施場所、試験立合者及び試験実施時期

試験実施場所 米国（ニュージャージー州）

試験立合者 当社社員

試験実施時期 2018 年 6 月 11 日～15 日

### (3) 試験装置の概要

重大事故等時の圧損試験装置を図 3 に、主要仕様を表 1 に示す。試験用ストレーナの表面積は、想定する異物量を考慮して、一部閉止処理（マスキング）を行っている（図 4 参照）。

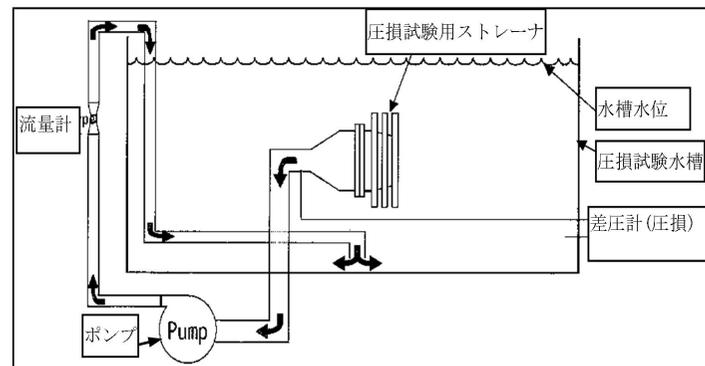


図 3 試験概要図

表 1 試験装置の主要仕様

項目	主要仕様
プール寸法	直径
	深さ
プール容量	
ポンプ能力	
ストレーナ直径	
プレート穴径	
プレート穴ピッチ	
ディスク間ギャップ	



図 4 試験用ストレーナ

# 非常用炉心冷却系ストレーナの重大事故等時圧損試験について

## (4) 実機プラント条件

### a. 流量条件

重大事故等における各事象（有効性評価の事故シーケンスグループ）のうち、大破断 LOCA 時注水機能喪失時に S/P を水源として運転を行うポンプは、代替循環冷却系ポンプである。その運転時の通水流量は、250 m<sup>3</sup>/h であるが、保守的な試験となるように、ストレーナの異物付着による圧損上昇評価に用いる ECCS ストレーナを通過する流量としては、ストレーナを兼用する残留熱除去系ポンプの定格流量（1691.9 m<sup>3</sup>/h）を用いる。

表 2 ECCS ストレーナを通過する流量

系統設備	流量
代替循環冷却系ポンプ	250 (m <sup>3</sup> /h)
残留熱除去系ポンプ	1691.9 (m <sup>3</sup> /h) *

注記\*：流量が大きいポンプを流量条件とした。

### b. デブリ条件

重大事故等時において考慮する異物の種類及び量は、東海第二発電所の状況調査に基づき、内規を参考に設定している。実機のデブリ条件を表 3 に示す。

表 3 実機デブリ条件（ストレーナ 2 個に付着するデブリ量）

DBA 時（或いは SA 時）発生デブリ							SA 時発生デブリ		
繊維質 保温材	ケイ酸 カルシウム	金属 反射型	スラッジ <sup>△</sup>	耐 DBA 仕様塗装 (ジェット破損)	錆片	塵土	非 DBA 仕様塗装 (耐性未確認)	耐 DBA 仕様塗装 (SA 時考慮)	化学影 響生成 異物 A100H
(kg)	(m <sup>3</sup> )	(m <sup>2</sup> )	(kg)	(kg)	(kg)	(kg)	(kg)	(kg)	(kg)
			89	39	23	68			

注記\*：東海第二発電所では、原子炉格納容器内の繊維質保温材を全て撤去しているが、NEDO 式を用いる圧損評価は、繊維質ゼロでは評価できないため、繊維質ゼロ相当として繊維質厚さ 0.3 mm で試験を実施した。

## (5) 試験条件

実機デブリ条件を模擬した圧損試験条件は、試験用ストレーナと実機ストレーナの表面積比率（スケーリング比）、D/W から S/P への移行割合等を考慮し設定している。試験条件を表 4 に示す。

表 4 圧損試験条件

DBA 時（或いは SA 時）発生デブリ							SA 時発生デブリ		
繊維質 保温材	ケイ酸 カルシウム	金属 反射型	スラッジ <sup>△</sup>	耐 DBA 仕様塗装 (ジェット破損)	錆片	塵土	非 DBA 仕様塗装 (耐性未確認)	耐 DBA 仕様塗装 (SA 時考慮)	化学影 響生成 異物 A100H
(kg)	(m <sup>3</sup> )	(m <sup>2</sup> )	(kg)	(kg)	(kg)	(kg)	(kg)	(kg)	(kg)

## (6) 試験結果

圧損試験結果を図 5 に示す。この結果より NEDO-32721 評価式に基づき算出された d 値（繊維質間距離）は、 m となる。

なお、圧損の静定に十分な試験時間であることから、試験の再現性はあると考えられる。

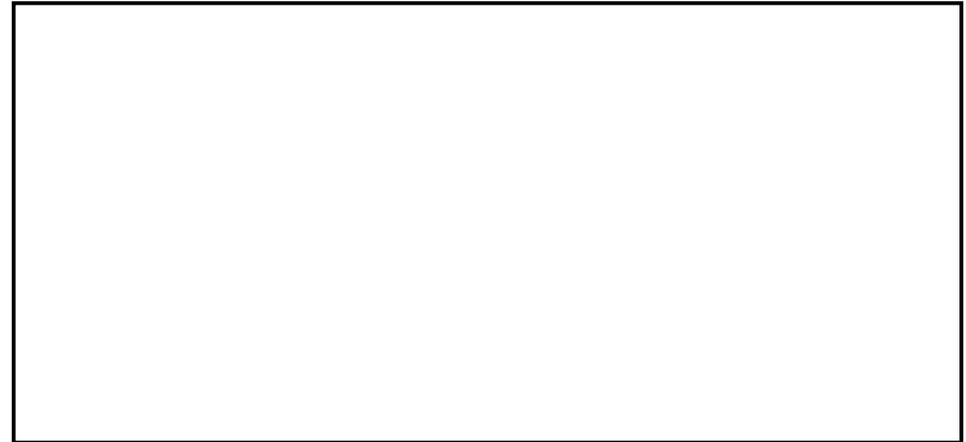


図 5 圧損試験結果

\*：許容圧損目安値＝有効 NPSH－必要 NPSH－RMI による圧損

## 4. 圧損評価式及び圧損上昇評価結果

### (1) 圧損評価式

圧損上昇評価は、考慮するデブリの種類に応じ表 5 の評価式を採用して行う。

表 5 適用する圧損評価式

適用する圧損評価式	考慮するデブリの種類
NEDO-32721	繊維質保温材、ケイ酸カルシウム、スラッジ、塗装片、錆片、塵土
NUREG/CR-6808	金属反射型保温材

### (2) 圧損上昇評価結果

金属反射型保温材、繊維質、粒子状の異物及び化学影響生成異物による圧損値を合計した結果、ECCS ストレーナの異物付着による圧損値は表 6 に示すとおりである。

表 6 圧損上昇の評価結果

		代替循環冷却系ポンプ
金属反射型保温材による圧損上昇	<input type="text"/>	(m) *
繊維質、粒子状の異物及び化学影響生成異物による圧損上昇	<input type="text"/>	(m) *
合計	<input type="text"/>	(m) *

注記\*：各異物による圧損上昇結果は小数点以下第 3 位を四捨五入した結果を示す。

## 5. まとめ

圧損試験の結果、異物による有意な圧損上昇は確認されず、圧損上昇の最大値は  m 程度であった。

非常用炉心冷却系ストレーナの重大事故等時圧損試験要領について

1. 試験目的

GE 社製ストレーナの実機プラント条件（デブリ条件）での実機模擬ストレーナを用いた圧損試験を実施し、d 値（繊維質間距離）を求め、圧損評価式に基づき圧損上昇の評価を行う。

2. 試験条件

(1) 流量条件

重大事故等における各事象（有効性評価の事故シーケンスグループ）のうち、大破断 LOCA 時注水機能喪失時に S/P を水源として運転を行うポンプは、代替循環冷却系ポンプであり、その運転時の通水流量は  m<sup>3</sup>/h である。

保守的な試験となるように、段階的に流量を増加させ、ストレーナを兼用する残留熱除去系ポンプの定格流量（ m<sup>3</sup>/h）を目標とする。

残留熱除去系ポンプの定格流量（ m<sup>3</sup>/h）の場合の試験流量は、表 2 に示す流量のスケーリング比から表 1 のとおりとなる。

表 1 試験流量（残留熱除去系ポンプ流量の場合）

	試験条件	算出方法
流量 (GPM)	<input type="text"/>	<input type="text"/>

表 2 流量のスケーリング比

流量のスケーリング比(側面積比から設定)	基準面積
残留熱除去系	<input type="text"/> *

注記\*：試験装置側面積  ÷ 実機側面積  =

(2) デブリの条件

① デブリ量

試験装置に投入するデブリ量は、重大事故等時において考慮する異物の種類及び量の状況調査に基づき、内規を参考に設定した物量と表 4 に示すデブリのスケーリング比から算出する。

D/W から S/P への移行割合及び S/C からストレーナへの移行割合はいずれも 100 % とする。

試験装置に投入するデブリ量は、表 3 のとおりとなる。

表 3 試験装置に投入するデブリ量

	試験条件	算出方法
繊維質保温材 (g)	<input type="text"/>	<input type="text"/>
金属反射型 (m <sup>2</sup> )	<input type="text"/>	<input type="text"/>
スラッジ (g)	<input type="text"/>	<input type="text"/>
耐 DBA 仕様塗装 (ジェット破損) (g)	<input type="text"/>	<input type="text"/>
錆片 (g)	<input type="text"/>	<input type="text"/>
塵土 (g)	<input type="text"/>	<input type="text"/>
非 DBA 仕様塗装 (耐性未確認) (g)	<input type="text"/>	<input type="text"/>
耐 DBA 仕様塗装 (SA 時剥落) (g)	<input type="text"/>	<input type="text"/>
化学影響生成異物 (A100H) (g)	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記\*1：非 DBA 仕様塗装の模擬材料として使用するシリコンカーバイド粉末と、非 DBA 仕様塗装の体積が等価となるよう、密度比  で補正する。

表 4 デブリのスケーリング比

デブリのスケーリング比(表面積比から設定)	基準面積
残留熱除去系	<input type="text"/> *2

注記\*2：試験装置表面積  ÷ 実機表面積  =

② デブリサイズ

試験装置に投入するデブリのうち設計基準事故時に想定しているデブリについては、これまでと同様に米国原子力規制委員会の規制（NUREG）等を参考としたサイズとしている。また、重大事故等時の発生異物として新たに想定する耐 DBA 仕様塗装（SA 時剥落）のデブリについては、既工認で想定した耐 DBA 仕様塗装（ジェット破損）と同等のサイズとしている。

各デブリのサイズとその根拠を表 5 に示す。

表 5 デブリのサイズ

	サイズ	サイズの根拠
金属反射型保温材		NUREG/CR-6808
繊維質保温材	シュレッダーで細かく裁断したロックウール	内規* 別記 2
スラッジ		NUREG/CR-6224
塵土		NEDO-32686-A
錆片		NEDO-32686-A
耐 DBA 仕様塗装 (ジェット破損)		NEDO-32686-A
非 DBA 仕様塗装 (耐性未確認)		Supplement Response to Generic Letter 2004-02
耐 DBA 仕様塗装 (SA 時剥落)		NEDO-32686-A
化学影響生成異物 (A100H)		WCAP 手法に従い合成した A100H

注記\*：「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）（平成 20 年 2 月 27 日付け平成 20・02・12 原院第 5 号）」

(3) 試験装置

① 装置の仕様

圧損試験装置は、大型化取替工認時と同じモジュール試験装置とし、概要図を図1に、仕様を表6に示す。

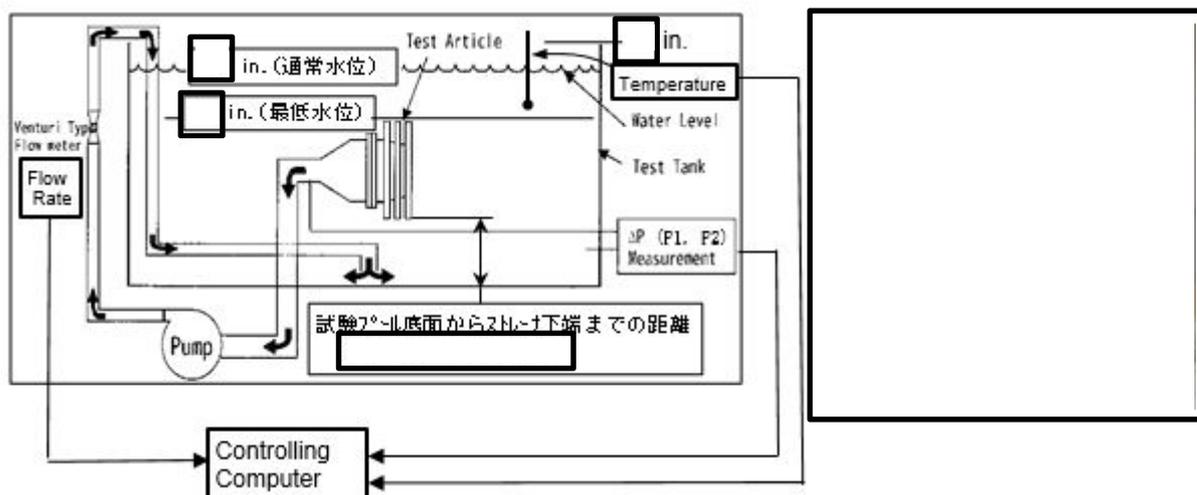


図1 モジュール試験装置概要図 (左：系統概要図 右：ストレーナ写真)

表6 モジュール試験装置の仕様

プール寸法	直径	
	深さ	
プール容量		
ポンプ最大接続個数	1台	
ポンプ能力		
ストレーナ直径		
プレート穴径		
プレート穴ピッチ		
ディスク間ギャップ		
評価用表面積		
評価用側面積		
試験プールからストレーナ下端までの距離		
攪拌機	箇所設置	

## ② ストレーナのマスクング

### a. マスクング領域

現状使用可能な試験プールの最大水量は [ ] であり、ストレーナの圧損試験を実施するための最小水量は [ ] であるため、投入可能な A100H 溶液は [ ] となる。

実機条件での A100H は [ ] (kg) であり、実機 ( [ ] ft<sup>2</sup> ) と試験装置 ( [ ] ft<sup>2</sup> ) の表面積比は [ ] であることから、試験装置に投入する A100H は [ ] (kg) となる。

一方、試験で投入できる A100H 溶液の濃度上限は [ ] (g/l) であることから、濃度上限値とした時の試験装置に投入する A100H 溶液は [ ] (g) ÷ [ ] (g/l) = [ ] である。

投入可能な A100H 溶液は [ ] であり、全量を投入するために、ストレーナの表面積をさらに縮小する必要がある。

その縮小の割合は、 [ ] / [ ] = [ ] → [ ] となる。

このため、以下のとおりストレーナをマスクングする。

- ・ ストレーナの表面積 = 現状表面積 × [ ] = [ ] ft<sup>2</sup> × [ ]
- ・ ストレーナの側面積 = 現状側面積 × [ ] = [ ] ft<sup>2</sup> × [ ]

マスクングにより、試験水量比は実機水量比に比べて小さくなり、異物濃度は、実機以上となる。

- ・ 試験水量比 (ストレーナ単位面積当たり) : [ ] m<sup>3</sup>/m<sup>2</sup>
- ・ 実機水量比 (ストレーナ単位面積当たり) : [ ] m<sup>3</sup>/m<sup>2</sup>

### b. マスクング方向

マスクング方向は、実機における異物の付着状況を模擬できる下向きから吸込むよう実施する\*。装置内のプール水戻り配管の攪拌効果及びストレーナ設置位置とプール底面の距離を実機より短くすることで、ストレーナへの異物の移行効果を高める構成とする。

注記\* : 上向きとした場合、マスクングによりフィルタ部が上向きのポケット状になることから、実機においてはサブプレッション・プール底部に落下するフィルタ部に付着しない異物についても、ポケット内に保持され過度の保守性を持った評価となる可能性がある。

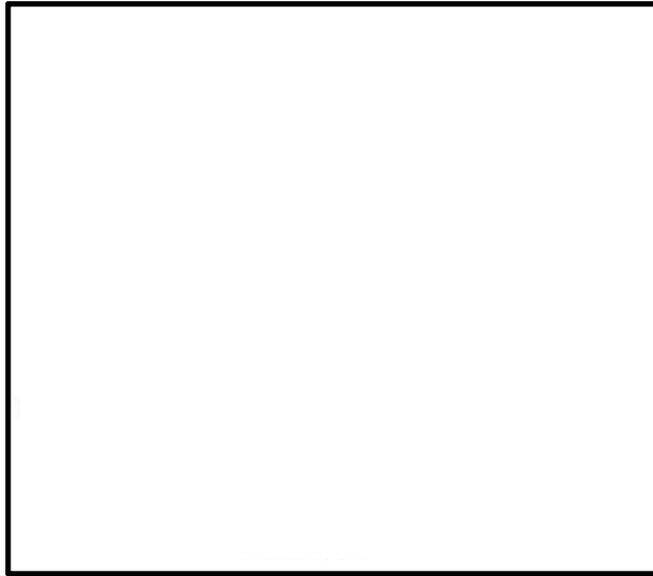


図2 マスキング概要

③ ストレーナ表面積

実機ストレーナ基準面積を表7に示す。

圧損試験で考慮するストレーナの基準面積，ストレーナ基準側面積は，下記の式で算出する。

・ストレーナ基準表面積

$$= (\text{有効表面積}) - (\text{その他異物 (ステッカー類) 付着面積}) \times 0.75$$

$$= \boxed{\phantom{000}} - \boxed{\phantom{000}} \times 0.75 = \boxed{\phantom{000}} \text{ m}^2$$

・ストレーナ基準側面積

$$= \boxed{\phantom{000}} \times \boxed{\phantom{000}} \times \pi = \boxed{\phantom{000}} \text{ m}^2$$

$$\boxed{\phantom{000}} \div 0.0929 (\text{単位換算}) = \boxed{\phantom{000}} \text{ ft}^2$$

表7 ストレーナ1個あたりの面積

系統	有効表面積	その他異物 (ステッカー類) 付着面積	ストレーナ 基準表面積	ストレーナ 基準側面積
残留熱除去系	$\boxed{\phantom{000}} \text{ m}^2$	$\boxed{\phantom{000}} \text{ m}^2$	$\boxed{\phantom{000}} \text{ m}^2$ $\boxed{\phantom{000}} \text{ ft}^2$	$\boxed{\phantom{000}} \text{ m}^2$ $\boxed{\phantom{000}} \text{ ft}^2$

④ ストレーナ接近流速

接近流速は、以下の様に定義される。

$$U(\text{m/s}) = Q / (\pi \cdot D \cdot L)$$

ここで、

Q : 流量 (m<sup>3</sup>/s), D : ストレーナ直径 (m), L : 圧損評価長さ (m)

接近流速を算出するための D, L について、実機ストレーナを図 3 に示す。

今回マスクングする試験装置の接近流速算出は、実機ストレーナと同様に試験装置のストレーナ直径と圧損評価長さから算出する。

・実機ストレーナ接近流速

$$= \boxed{\phantom{000000}} / \boxed{\phantom{000}} = \boxed{\phantom{000}} \text{ m/s}$$

・試験装置側面積

$$= \boxed{\phantom{000}} \times \boxed{\phantom{000}} \times \pi = \boxed{\phantom{000000}}$$

・試験装置側面の接近流速

$$= \boxed{\phantom{000000}}^* / \boxed{\phantom{000000}} = \boxed{\phantom{000000}} = \boxed{\phantom{000}} \text{ m/s}$$

注記\* :

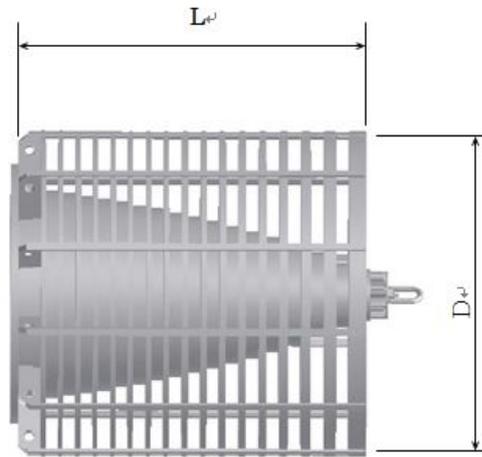


図 3 実機ストレーナ

⑤ 測定計器

試験に使用する測定計器を表 8 に示す。

表 8 計測装置の仕様

測定項目	使用計器(型式)	測定範囲
流 量 (GPM)	電磁流量計 <input type="text"/>	<input type="text"/>
圧 損 (in H <sub>2</sub> O)	差圧変換機 <input type="text"/>	P1 <input type="text"/> P2 <input type="text"/>
水 温 (° F)	熱電対 <input type="text"/>	<input type="text"/>
測定間隔	データーシート* に記録。 <input type="text"/>	

注記\* : データーシートの書式を様式 1 に示す。

### 3. 試験要領

#### (1) 試験手順

① 異物の準備として、繊維質保温材、耐 DBA 仕様塗装（ジェット破損）、耐 DBA 仕様塗装（SA 時剥落）を水に [ ] 時間浸す。

② プール内に通常水位まで水を張り、ヒーターを用いて水温を所定の温度 [ ] °C) まで上げる。

③ プール内の水を A100H 作成用として、ミキシングタンク [ ] に移す。

④ ポンプを起動し、[ ] GPM\*の流量で安定させた後、攪拌機の運転を開始しクリーン圧損を測定する。

注記\* : [ ] m<sup>3</sup>/h ÷ [ ] 台 × [ ] (流量スケーリング比) × [ ] (単位換算)  
= [ ]

⑤ 異物を以下の順序で順次投入する。

デブリ投入前の攪拌機運転状態とデブリ投入中、プール内に水中カメラを投入してプール水中の攪拌状態を確認する。

ただし、スラッジ等を投入後にプール内の視認性が著しく低下した場合には、スラッジ投入初期の攪拌状態により攪拌できていることを判断する。

- ・ 金属反射型保温材
- ・ 繊維質保温材
- ・ スラッジ
- ・ 塵土
- ・ 錆片
- ・ 耐 DBA 仕様塗装（ジェット破損）
- ・ 非 DBA 仕様塗装（耐性未確認） [ ]
- ・ 耐 DBA 仕様塗装（SA 時剥落）

⑥ 測定

- (a) × (ターンオーバー時間)」までは 分毎に圧損，流量及び水温を記録し，水面に浮遊するデブリの変化や透明度の変化が観察されたときに写真撮影を実施する。
- (b) × (ターンオーバー時間)」以降は 分毎に圧損，流量及び水温を記録し，水面に浮遊するデブリの変化や透明度の変化が観察されたときに写真撮影を実施する。
- (c) 分間平均の圧損変化率が落ち着く 分間の圧損変化が測定値の %以下となる) まで圧損値を確認する。  
なお，測定値の %以下が測定計器の測定限界値以下の場合には，× (ターンオーバー時間)」経過した時点で圧損が静定したものとみなす。

⑦ 流量を増加して，GPM で安定させる。  
以後，⑥ (a) ～(c)と同じ。

⑧ 化学影響生成異物を投入する。  
以後，⑥ (a) ～(c)と同じ。(A100H 溶液は，WCAP-16530-NP-A に基づいて作成)

⑨ 攪拌機を停止後，ポンプを停止し試験を終了する。



図 4 デブリ投入位置 (試験プール平面図)

## (2) 実機ストレーナの圧損算出方法

下記 2 種類の方法にて実機ストレーナの圧損を算出し、保守的な方を採用する (Hsa<sub>1</sub> , Hsa<sub>2</sub> の大きい方)。

- ① 初めに、A100H 投入直前の圧損試験結果 (圧損 h<sub>1</sub>) 及び d 値 (インターファイバーディスタンス\*) を用いて実機圧損 (H<sub>1</sub>) を算出する。

次に、A100H 投入後の圧損試験結果 (A100H 投入による圧損上昇分 h<sub>3</sub>) を H<sub>1</sub> 加算して SA 時の実機圧損 (Hsa<sub>1</sub>) を算出する。

$$Hsa_1 = H_1 + h_3, \quad \text{ここに } h_3 = h_2 - h_1 \quad (\text{図 5 参照})$$

- ② A100H 投入後の圧損試験結果 (圧損 h<sub>2</sub>) , 及び d 値を用いて SA 時の実機圧損 (Hsa<sub>2</sub>) を算出する。

注記\* : インターファイバーディスタンスは、繊維質間の水が通過できるスペース (距離) であり、実機模擬試験により求めた値である。

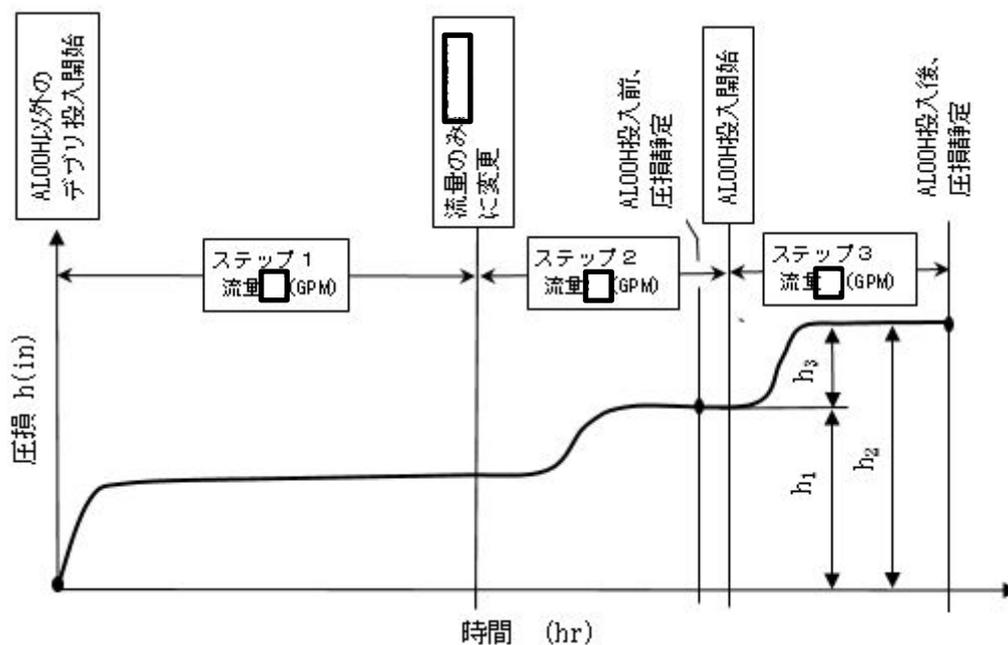
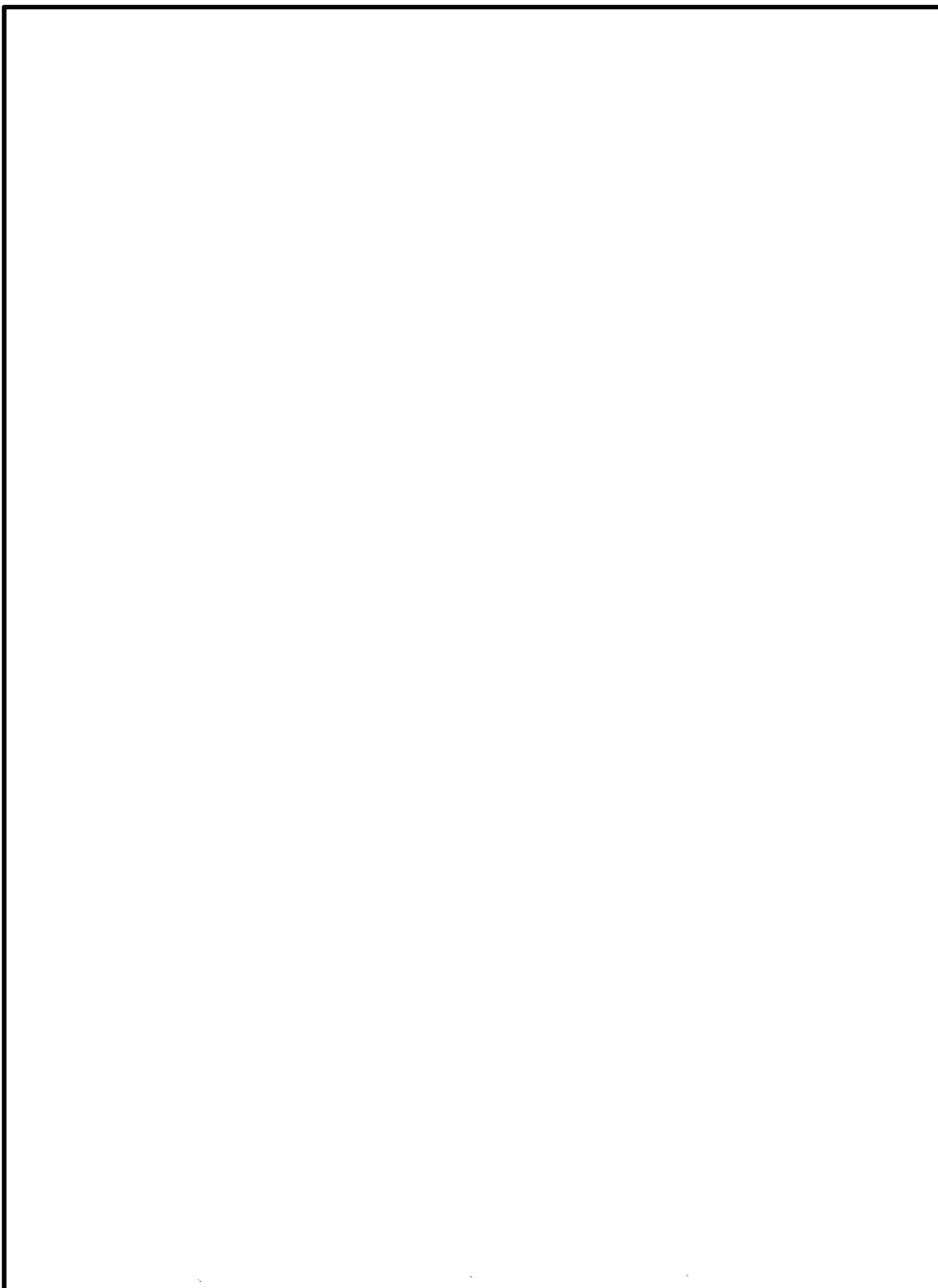


図 5 圧損試験結果の概要

様式 1



## 重大事故等時圧損試験における保守性について

GE 社製ストレーナの圧損試験の条件は、以下の保守性を有している。

### (1) 重大事故等時における異物量

#### ① 繊維質保温材

非常用炉心冷却系ストレーナ設計において、圧損上昇評価は圧損上昇の効果として大きな影響のある繊維質保温材の付着を前提条件としている。現状、原子炉格納容器内の繊維質保温材は、全て撤去しており、SA 環境における実力を把握するうえでは必ずしも考慮する必要はないと考えるが、本圧損試験では繊維質保温材の付着を見込んだ試験条件とする。

#### ② 耐 DBA 仕様塗装

耐 DBA 仕様塗装は、DBA 環境（温度条件：171℃×1 時間+121℃×72 時間+93℃×96 時間）における耐性が確認された塗料であるものの、照射線量が高く、高温状態が長時間継続する SA 環境における耐性の不確かさを考慮し、ドライウエル及びペデスタル内の耐 DBA 仕様塗装は全て剥落するものとして物量を算定している。なお、現実的には耐 DBA 仕様塗装が事象初期（LOCA 発生直後のブローダウン過程）において剥落するとは考えられず、後述するサプレッション・チェンバへの移行タイミング・移行量ともに保守的な試験条件とする。

#### ③ 異物量

重大事故等時に想定する異物量は、計算値に対し下記の余裕をみて設定している。

	【異物量(計算値)】	⇒	【異物量】
繊維質保温材	: 0 (m <sup>3</sup> )	⇒	<input type="text"/>
金属反射型保温材	: <input type="text"/> (m <sup>2</sup> )	⇒	<input type="text"/> (m <sup>2</sup> )
非 DBA 仕様塗装 (耐性未確認)	: <input type="text"/> (kg)	⇒	<input type="text"/> (kg)
耐 DBA 仕様塗装 (SA 時剥離分)	: <input type="text"/> (kg)	⇒	<input type="text"/> (kg)
化学影響生成異物 (A100H)	: <input type="text"/> (kg)	⇒	<input type="text"/> (kg)

#### ④ 化学影響生成異物

溶解する構造物については、WCAP-16530 に規定されている Al, Zn に加えて、WCAP-16530 では対象外としている Fe についても化学影響生成異物の生成に寄与するものとして考慮している。

Al, Zn の溶解速度式は、pH、温度の関数であるが、原子炉格納容器内温度が最大となる大破断 LOCA 時注水機能喪失時の原子炉格納容器温度 (有効性評価における解析値) に余裕を見込んだ温度とし、pH 制御装置運転後は、高 pH (pH=12) を維持するものとしている。

## (2) 異物の移行量

BWR のストレーナへ到達する異物は、以下の過程を経て移行すると想定される。

- a. LOCA 発生に伴い破断口から流出した原子炉冷却材がジェット流として噴出し、破断流の影響範囲 (ZOI) にある保温材、塗膜片が破損飛散する。
- b. LOCA ブローダウン過程および、その後の原子炉格納容器スプレイにより飛散した異物等が洗い流され、原子炉冷却材やスプレイ水等と共にベント管を通じてサブプレッション・チェンバへ流入する。
- c. サプレッション・チェンバ内の初期の過程においては LOCA 時のブローダウン過程により攪拌されている状況であり、サブプレッション・チェンバに流入した異物は、LOCA 後速やかに起動した ECCS ストレナに吸引され表面に付着する。

重大事故時においては、

- ・耐 DBA 仕様塗装が LOCA 事象初期に全量剥離することは現実的には考えられず、実際には上記の a. ～ c. の過程の後、照射線量、高温状態が長時間継続することで徐々に剥離し、一部がスプレイ水とともにサブプレッション・チェンバへ流入すると想定され、さらにはサブプレッション・チェンバ内の流況は上記の c. と比較して静定している状況と考えられる。
- ・また、その他の保温材等の異物についても、代替循環冷却系ポンプの使用開始は、事象発生後 90 分後であり、その段階におけるサブプレッション・チェンバ内の流況は、上記の c. と比較して静定している状況であり、ブローダウン過程において流入した異物は、サブプレッション・チェンバ底部に沈降している状況が想定される。  
なお、BWR のストレーナはサブプレッション・チェンバ底面からストレーナ下端までの約  mm、に沈降した異物が再浮遊するとは考えられない。

しかしながら本試験条件の前提としては、重大事故等時の異物の想定として、サブプレッション・チェンバ流入後の想定として、経路上での沈降等を考慮せず、全量ストレーナに到達するとしている (ドライウェルからサブプレッション・チェンバへの移行割合及びサブプレッション・チェンバからストレーナへの移行割合はいずれも 100 %としている)。

## (3) 圧損試験における保守性

### ① 試験流量

重大事故等における各事象 (有効性評価の事故シーケンスグループ) のうち、大破断 LOCA 時注水機能喪失時にサブプレッション・チェンバを水源として運転する代替循環冷却系ポンプの通水流量は、250 m<sup>3</sup>/h である。

これに対して、圧損試験時には、ストレーナを兼用する残留熱除去系ポンプの定格流量 (1691.9 m<sup>3</sup>/h) までをも考慮した 代替循環冷却系ポンプの約 6.5 倍の試験流量 としている。

なお、重大事故時において、ストレーナの圧損上昇が確認された場合には、逆洗等の措置により機能の回復が期待できるが、本試験は連続通水の条件にて実施する。

② 試験水量

圧損試験における水量は、異物濃度が実機で想定している異物濃度を下回らないように、ストレーナ表面積あたりの水量を少なくしている。

試験水量比（ストレーナ単位面積当たり）： m<sup>3</sup>/m<sup>2</sup>

実機水量比（ストレーナ単位面積当たり）： m<sup>3</sup>/m<sup>2</sup>

③ 温度条件

圧損試験に用いる ECCS 水源の水温は、既工事計画書同様、原子炉設置変更許可申請書添付書類十におけるサプレッション・チェンバ水温解析結果である最低温度（約 50 °C）に対して保守的により低い °Cとしている。

④ ストレーナ高さ

試験装置のストレーナ取付け高さは、実機のサプレッション・チェンバ底面からストレーナ下端までの約 mm であるのに対して、試験プール底面からストレーナ下端までの約 mm と約 の高さとしている。

試験装置のストレーナ下端が底面に近い位置となっているため、サプレッション・チェンバ底面近傍に存在するデブリがストレーナに吸込み易い条件となっている。

1. 圧力低減設備その他の安全設備のポンプ

(1) 代替循環冷却系ポンプの有効吸込水頭について

記載内容		値	根拠
項目			
Ha: 吸込み液面に作用する絶対圧力			保守的に吸込み液面に作用する絶対圧力は大気圧とし、 <input type="text"/> m としている。
Hs: 吸込揚程			<p>静水頭は、以下の差分 <input type="text"/> m としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 水源の E.L.: <input type="text"/> m (サブプレッジョン・プールの最低水位)</li> </ul> <p>水源の E.L. としては、サブプレッジョン・プールの低水位管理値を保守的に丸めた値とした。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● ポンプの吸込み口高さ: <input type="text"/> m</li> </ul>
H1: ポンプ吸込配管圧損			<p>サブプレッジョン・プールから代替循環冷却系ポンプまでの配管及び弁類圧損は、代替循環冷却系ポンプが以下の流量*1で運転することを想定する。</p> <p>この場合、サブプレッジョン・プールから代替循環冷却系ポンプまでの配管及び弁類圧損の合計値は、<input type="text"/> m となる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 代替循環冷却系ポンプ: 250 m<sup>3</sup>/h × 1 台</li> </ul> <p>ポンプ吸込配管中の圧力損失水頭は、圧損合計値より <input type="text"/> m に設定する。</p> <p>注記*1: サブプレッジョン・プールから代替循環冷却系ポンプの吸込配管は、単独取水する配管構成となっているため、他の非常用炉心冷却設備のポンプの運転流量を圧損計算上で考慮する必要はない。</p>
H2: 異物付着なしの状態におけるストレートナ圧損			<p>異物付着なしの状態におけるストレートナ圧損を、以下に示す。[算出条件: 残留熱除去系ポンプの評価流量 (1691.9 m<sup>3</sup>/h) を使用]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● ストレートナ本体部圧損: <input type="text"/> m</li> </ul>
H3: 異物付着による圧損上昇			<p>異物付着による圧損上昇は、以下の数値を合計して求める。[算出条件: 残留熱除去系ポンプの評価流量 (1691.9 m<sup>3</sup>/h) を使用]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 金属保温異物による圧損上昇: <input type="text"/> m</li> <li>● 粒子状の異物*2 及び化学影響生成異物による圧損上昇: <input type="text"/> m</li> </ul> <p>合計値である <input type="text"/> m としている。</p> <p>注記*2: PCV 内の繊維質保温材はすべて撤去しているため考慮する必要はないが、試験装置の制約上 <input type="text"/> mm 相当の繊維質を考慮し、NEDO-32721 式より算出している。</p> <p>NEDO-32721 式における d 値は、ストレートナ圧損試験結果から下式にて求める。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 繊維質異物、粒子状異物付着による圧損</li> </ul> $d = \sqrt{\frac{\mu \cdot U \cdot t}{\rho \cdot g} \cdot \frac{K_h}{h}} = \text{ (m)}$ <p>ここで、</p> $h = \text{ (ft)}, \mu = \text{ (ft/s)}, U = \text{ (ft/s)}, t = \text{ (ft)}, \rho = \text{ (ft/s}^2\text{)}, K_h = \text{}$ <p>ここで算出された d 値に基づき、事故時の環境を想定した圧損評価を実施している。</p> $h = \frac{\mu \cdot U \cdot t}{\rho \cdot g \cdot d^2} \cdot K_h = \text{ (m)}$ <p>ここで、</p>

		<p> <math>d = \square</math> (m), <math>\mu = \square</math> (m<sup>2</sup>), <math>\rho = \square</math> (m<sup>3</sup>), <math>t = \square</math> (m/s), <math>U = \square</math> (m/s), <math>t = \square</math> (m<sup>2</sup>), <math>\rho = \square</math> (m<sup>3</sup>)         </p> <p> <math>g = 9.80665</math> (m/s<sup>2</sup>), <math>K_h = \square</math> </p> <p>           ・化学影響生成異物による圧損         </p> <p> <math>h_3 = h_2 - h_1 = \square - \square = \square</math> (m)         </p> <p>           ここで、         </p> <p> <math>h_1</math> : A100H 投入直前の圧損 = <math>\square</math> (m)         </p> <p> <math>h_2</math> : A100H 投入が完了し静定後の圧損 = <math>\square</math> (m)         </p> <p> <math>h_3</math> : 化学影響生成異物 (A100H) の付着による圧損上昇 (m)         </p>
<p> <math>h_s</math> : ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭         </p>	<p> <math>\square</math> </p>	<p>           代替循環冷却系ポンプの最高使用温度 80 °C における飽和蒸気圧力として、<math>\square</math> m としている。         </p>
<p>           有効 NPSH  <math>(H_a + H_s - H_1 - H_2 - H_3 - h_s)</math> </p>	<p> <math>\square</math> </p>	<p>           有効 NPSH は、以下の計算式により算出している。         </p> <p>           有効 NPSH = <math>H_a + H_s - H_1 - H_2 - h_s</math> </p> <p> <math>\square</math> m         </p>
<p>           必要 NPSH         </p>	<p> <math>\square</math> </p>	<p>           代替循環冷却系ポンプ運転流量 250 m<sup>3</sup>/h における必要 NPSH としてポンプ性能より設定している。         </p> <p>           以上の計算結果より、有効 NPSH と必要 NPSH との関係は以下のとおりとなり、必要 NPSH が確保されることからポンプ運転状態として問題ない結果となる。         </p> <p>           有効 NPSH : <math>\square</math> m &gt; 必要 NPSH : <math>\square</math> m         </p>

(2) 常設低圧代替注水ポンプの有効吸込水頭について

記載内容		値
項目	根拠	
Ha : 吸込み液面に作用する絶対圧力	常設低圧代替注水ポンプ (評価流量 : 200 m <sup>3</sup> /h) 水源である代替淡水貯槽は大気開放であるため、吸込み液面に作用する絶対圧力は大気圧 <input type="text"/> m としている。	
Hs : 吸込揚程	静水頭は、以下の差分 <input type="text"/> m としている。 ● 水源の E. L. : <input type="text"/> m (代替淡水貯槽の最低水位) 水源の E. L. としては、代替淡水貯槽の異常低水位 (ポンプ自動停止水位とす) とした。 ● ポンプの吸込み口高さ : EL. <input type="text"/> m	
H1 : ポンプ吸込配管圧損	管及び弁類圧損は、水源となる代替淡水貯槽からポンプ入口までの配管及び弁類圧損とする。 代替淡水貯槽から常設低圧代替注水ポンプまでの配管及び弁類圧損は、常設低圧代替注水ポンプが以下の最大流量で運転することを想定する。 この場合、代替淡水貯槽から常設低圧代替注水ポンプまでの配管及び弁類圧損の合計値は、評価上、 <input type="text"/> m となる。 ● 原子炉隔離時冷却系ポンプ : 200 m <sup>3</sup> /h × 1 台 ポンプ吸込配管中の圧力損失水頭は、圧損合計値より <input type="text"/> m に設定する。	
hs : ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	水源である代替淡水貯槽の最高使用温度が 66 °C であるため、66 °C における飽和蒸気圧力 <input type="text"/> m としている。	
有効 NPSH (Ha+Hs-H1-hs)	有効 NPSH は、以下の計算式により算出している。 有効 NPSH = H0 + H1 - H2 - H3 - H4 = <input type="text"/> = <input type="text"/> m	
必要 NPSH	常設低圧代替注水ポンプ運転流量 200 m <sup>3</sup> /h における必要 NPSH としてポンプ性能より設定している。 以上の計算結果より、有効 NPSH と必要 NPSH との関係は以下のとおりとなり、必要 NPSH が確保されることからポンプ運転状態として問題ない結果となる。 有効 NPSH : <input type="text"/> m > 必要 NPSH : <input type="text"/> m	