

(単位: mm)
 空気(密度: $1.2049 \times 10^{-3} \text{g/cm}^3$)
 は線源を示す。
 は計算上考慮した壁を示す。
 コンクリート(密度: 2.15g/cm^3)
 ×: 評価点(屋上面沈着分)
 注: 本図は公差を考慮した寸法を示す。

図 4-10 グランドシャイン評価モデル (3/6)
 (緊急時対策所 (対策本部))

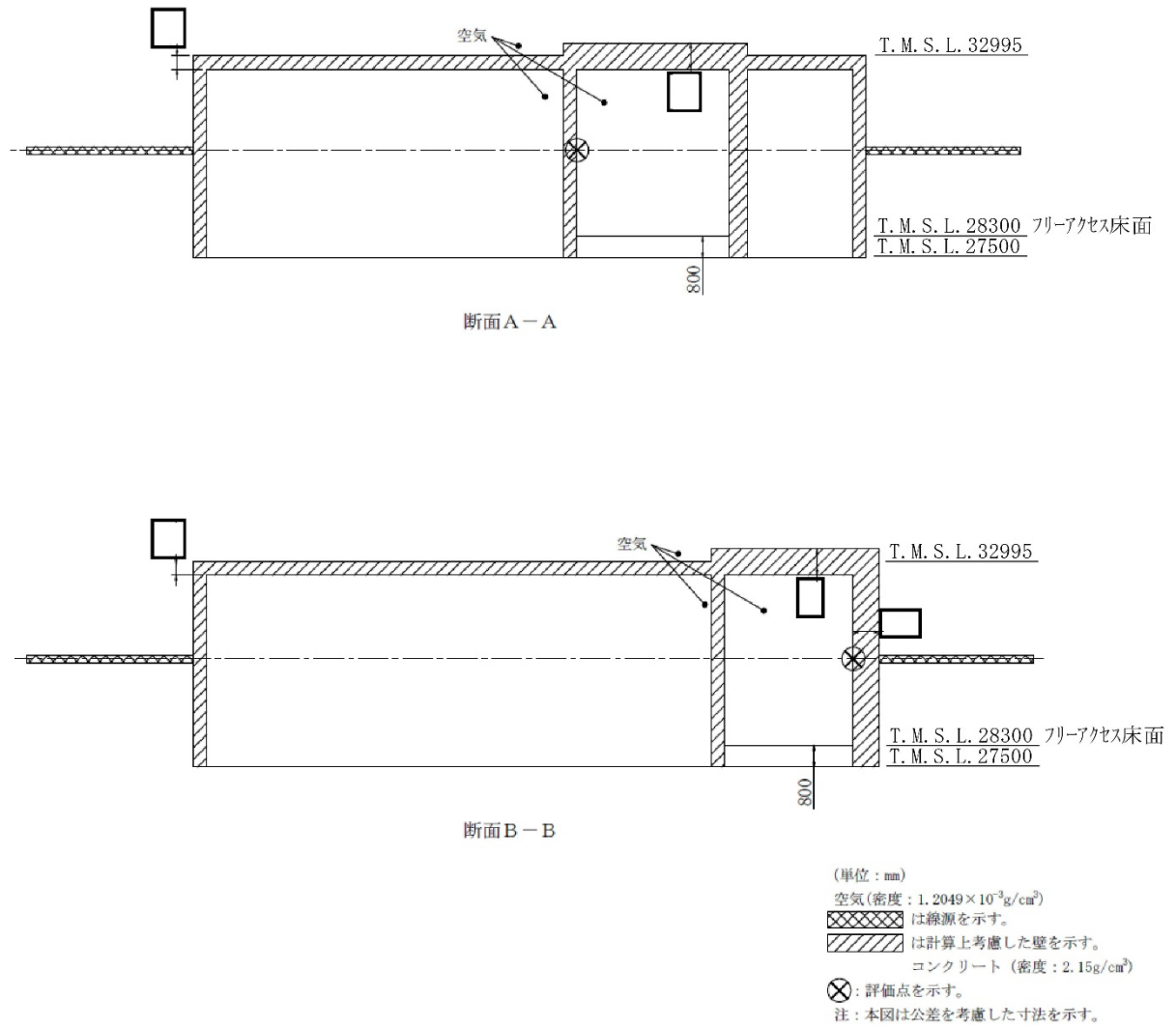


図 4-10 グランドシャイン評価モデル (4/6)
(緊急時対策所 (対策本部))

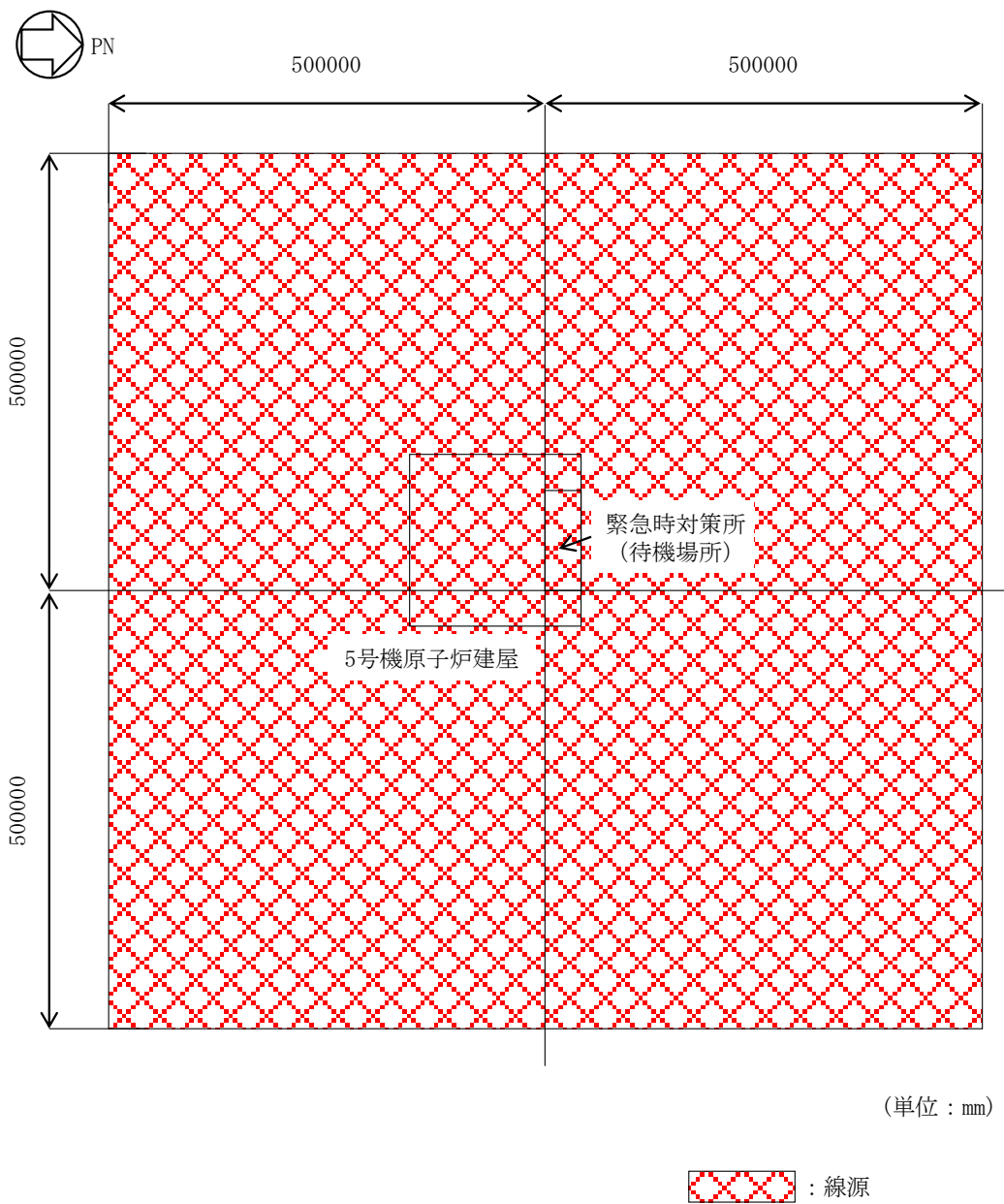
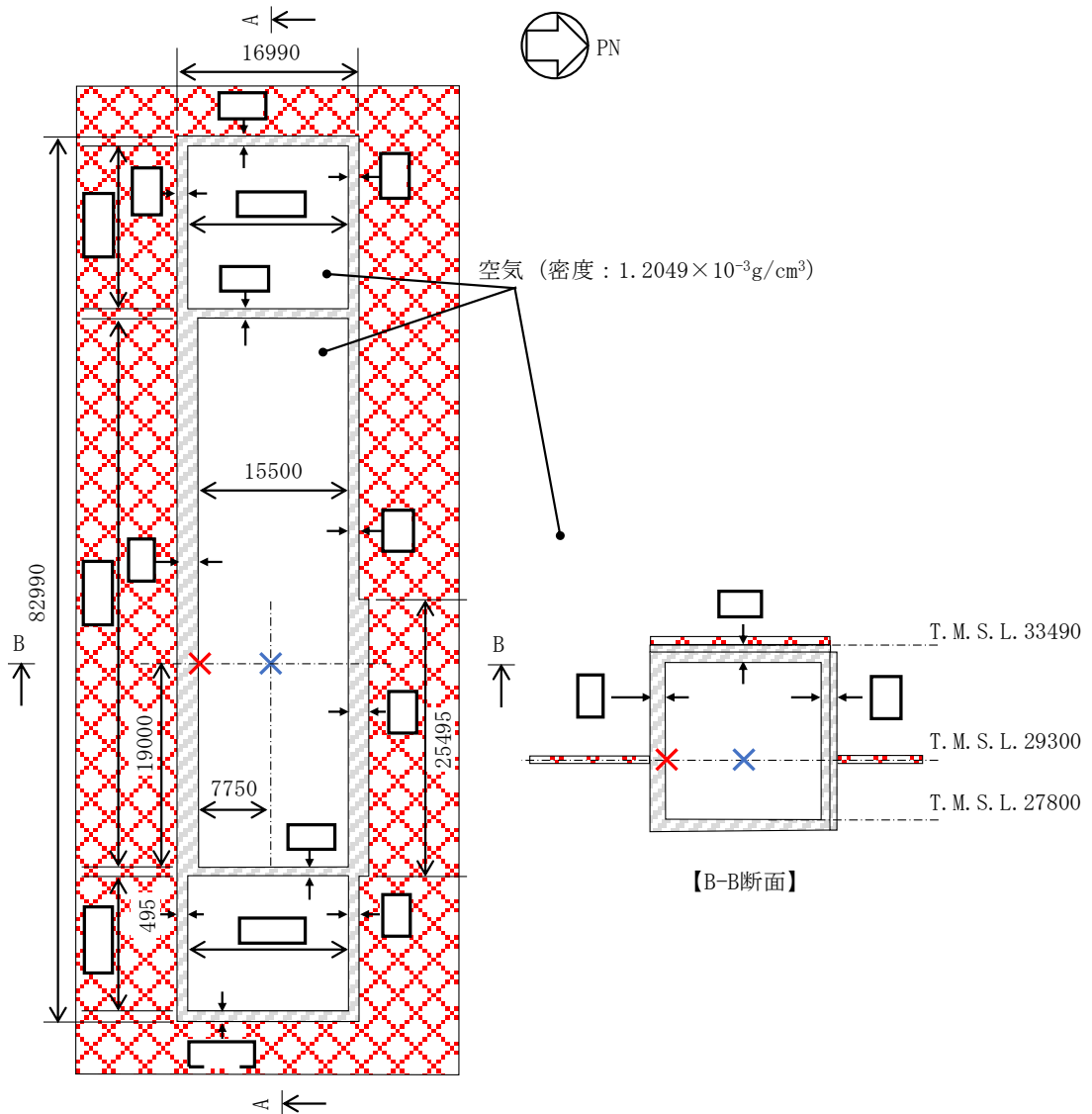
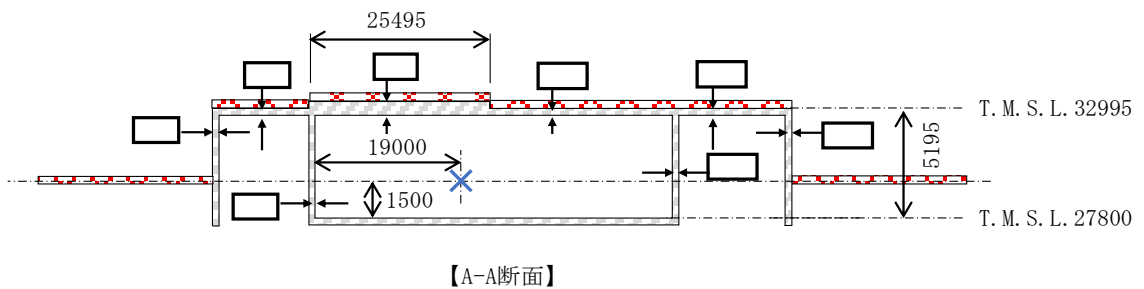


図 4-10 グランドシャイン評価モデル (5/6)
(緊急時対策所 (待機場所))



【T. M. S. L. 27800—平面図】



【A-A断面】

(単位：mm)

☐ : コンクリート (密度：2.15g/cm³)

☒ : 線源

✖ : 評価点 (地表面沈着線源)

✕ : 評価点 (屋上沈着線源)

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

図 4-10 グランドシャイン評価モデル (6/6)
(緊急時対策所 (待機場所))

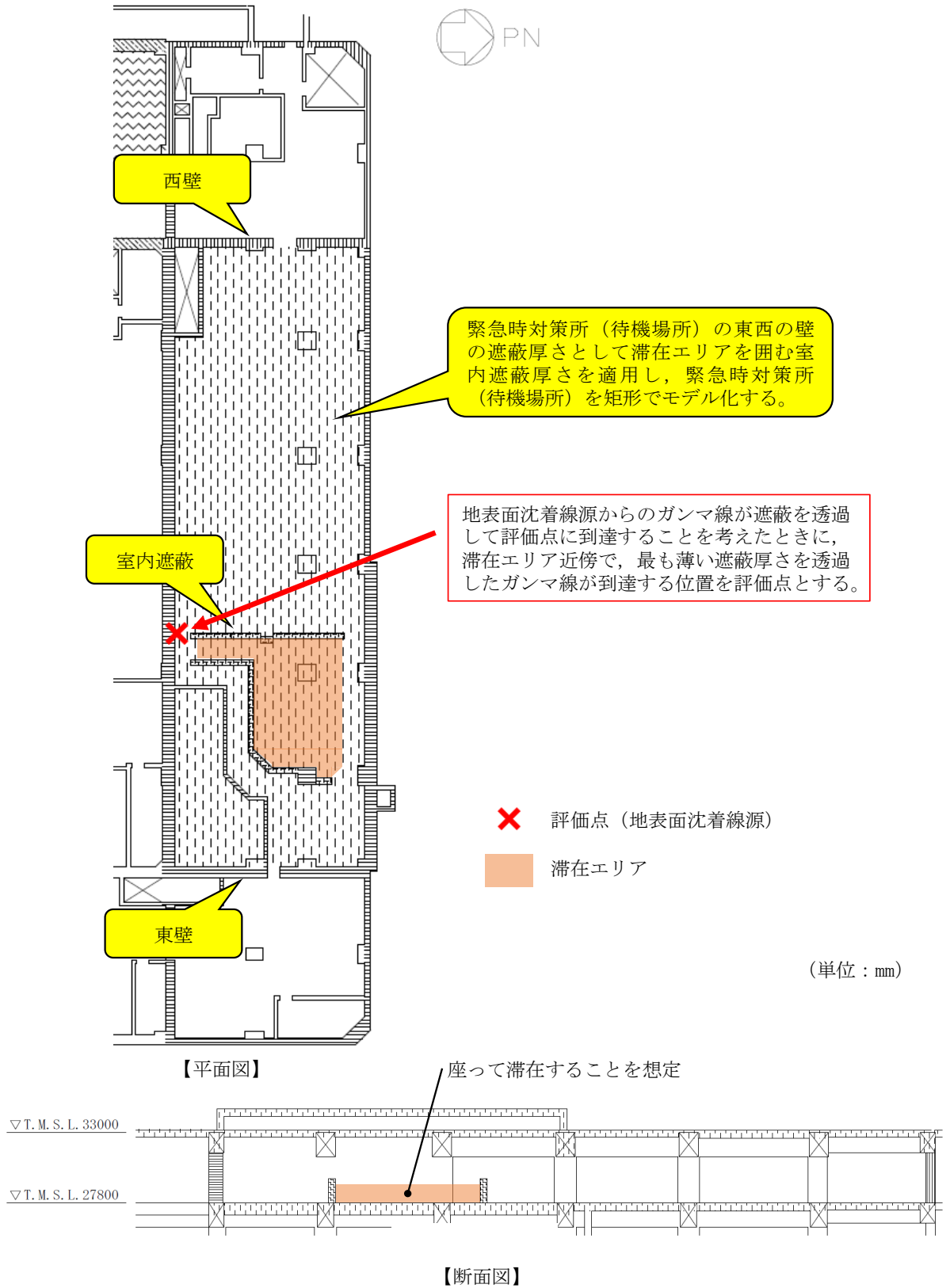
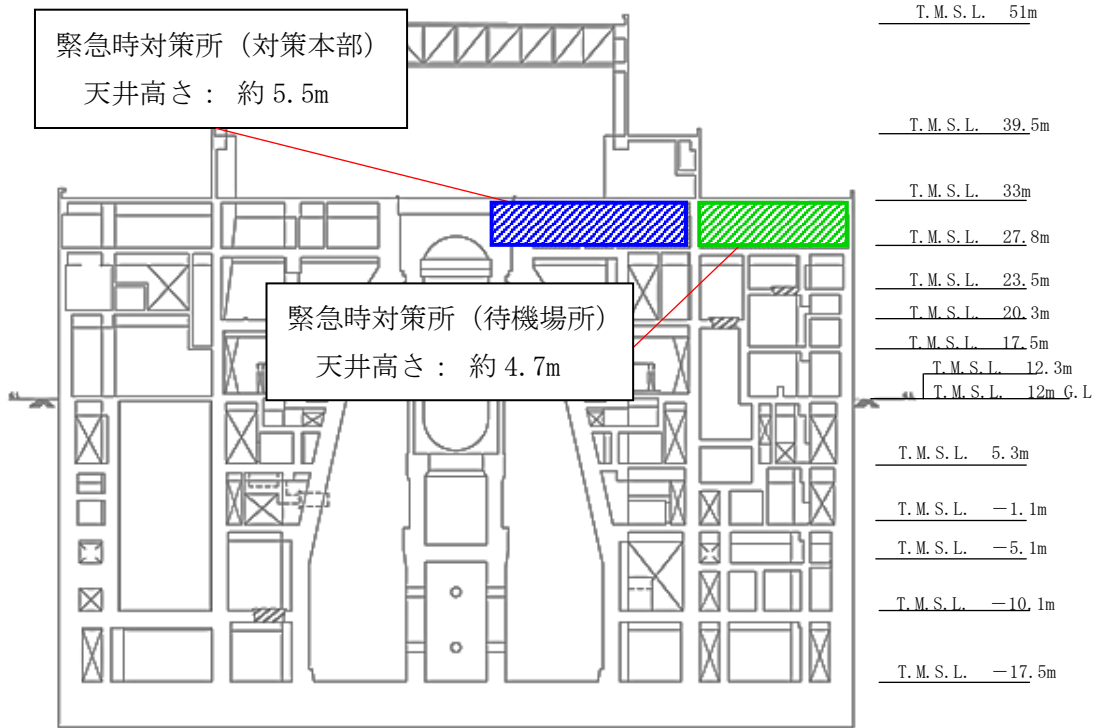
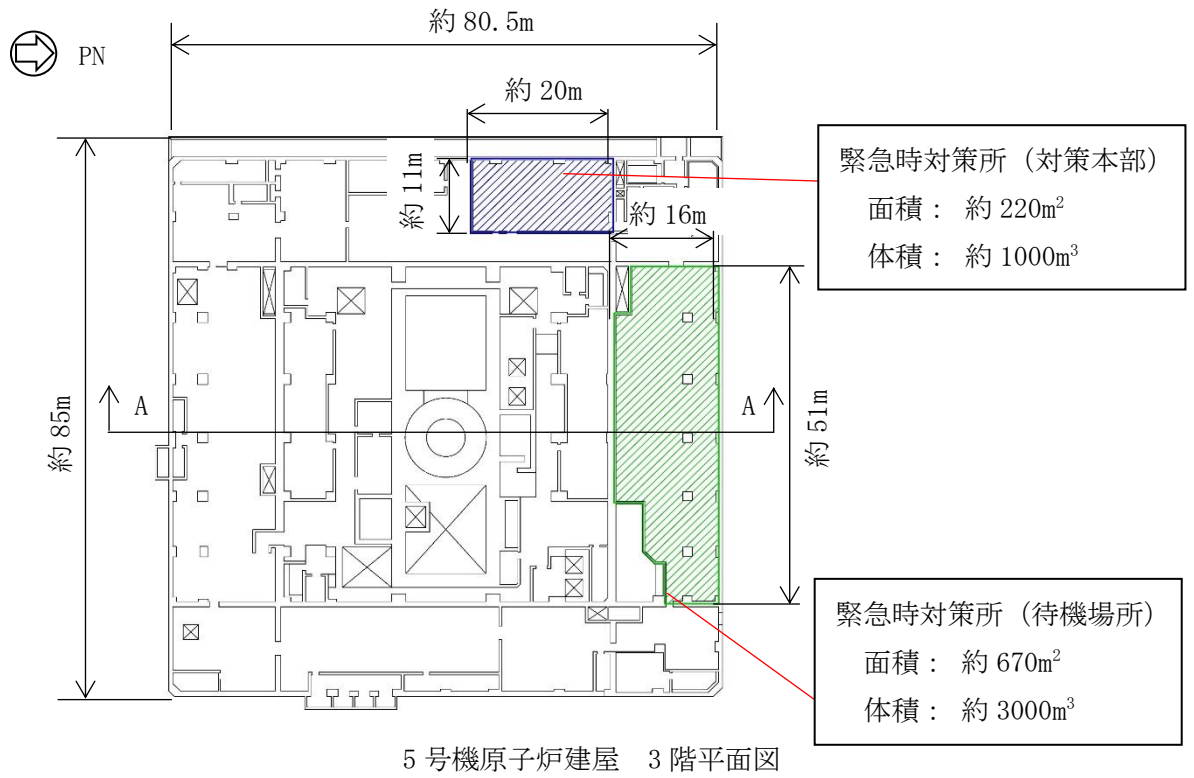


図 4-11 緊急時対策所（待機場所）の評価モデル設定の考え方
(グランドシャインガンマ線)



5号機原子炉建屋 A-A断面
(緊急時対策所 (対策本部) はA-A断面に投影した位置を示す)

図4-12 緊急時対策所のバウンダリ体積

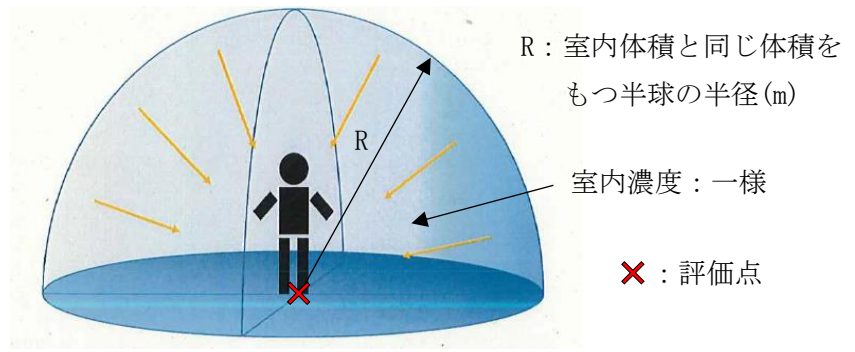


図 4-13 室内に取り込まれた放射性物質による外部被ばくの評価モデル図

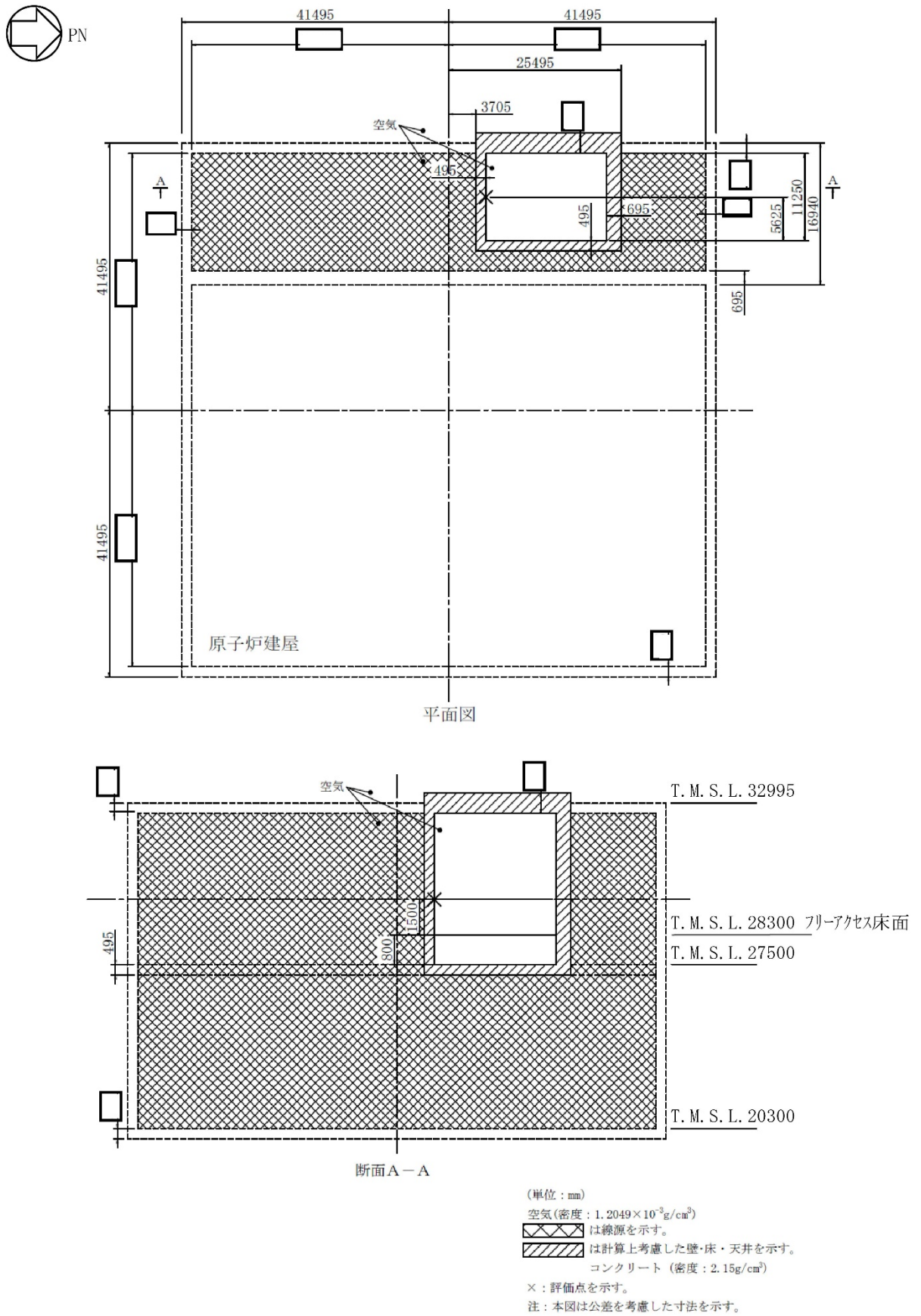
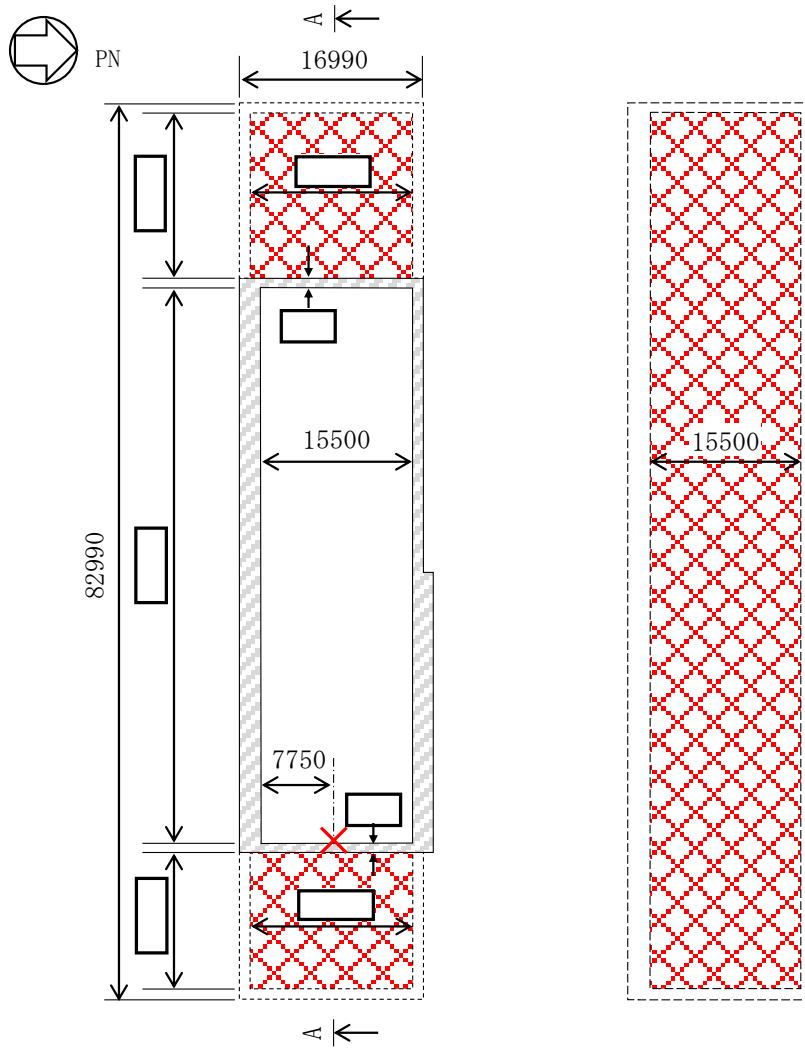
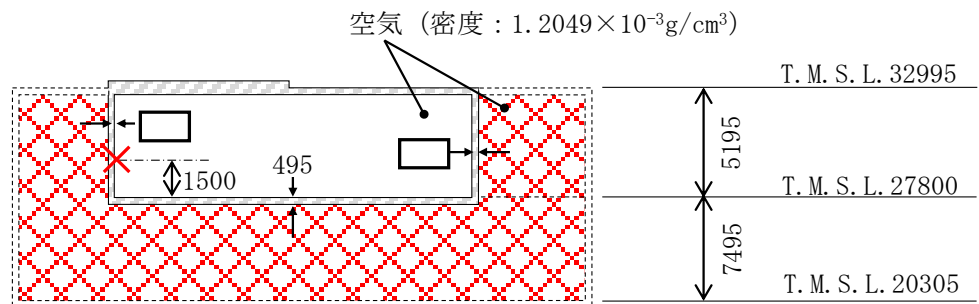


図 4-14 隣接エリア内に取り込まれた放射性物質による被ばくの評価モデル図 (1/2)
(緊急時対策所 (対策本部))



【T. M. S. L. 27800－平面図】

【T. M. S. L. 20305－平面図（階下）】



【A-A断面】

(単位：mm)

☐：コンクリート（密度：2.15g/cm³）

☒：線源

✕：評価点

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

図 4-14 隣接エリア内に取り込まれた放射性物質による被ばくの評価モデル図 (2/2)
(緊急時対策所 (待機場所))

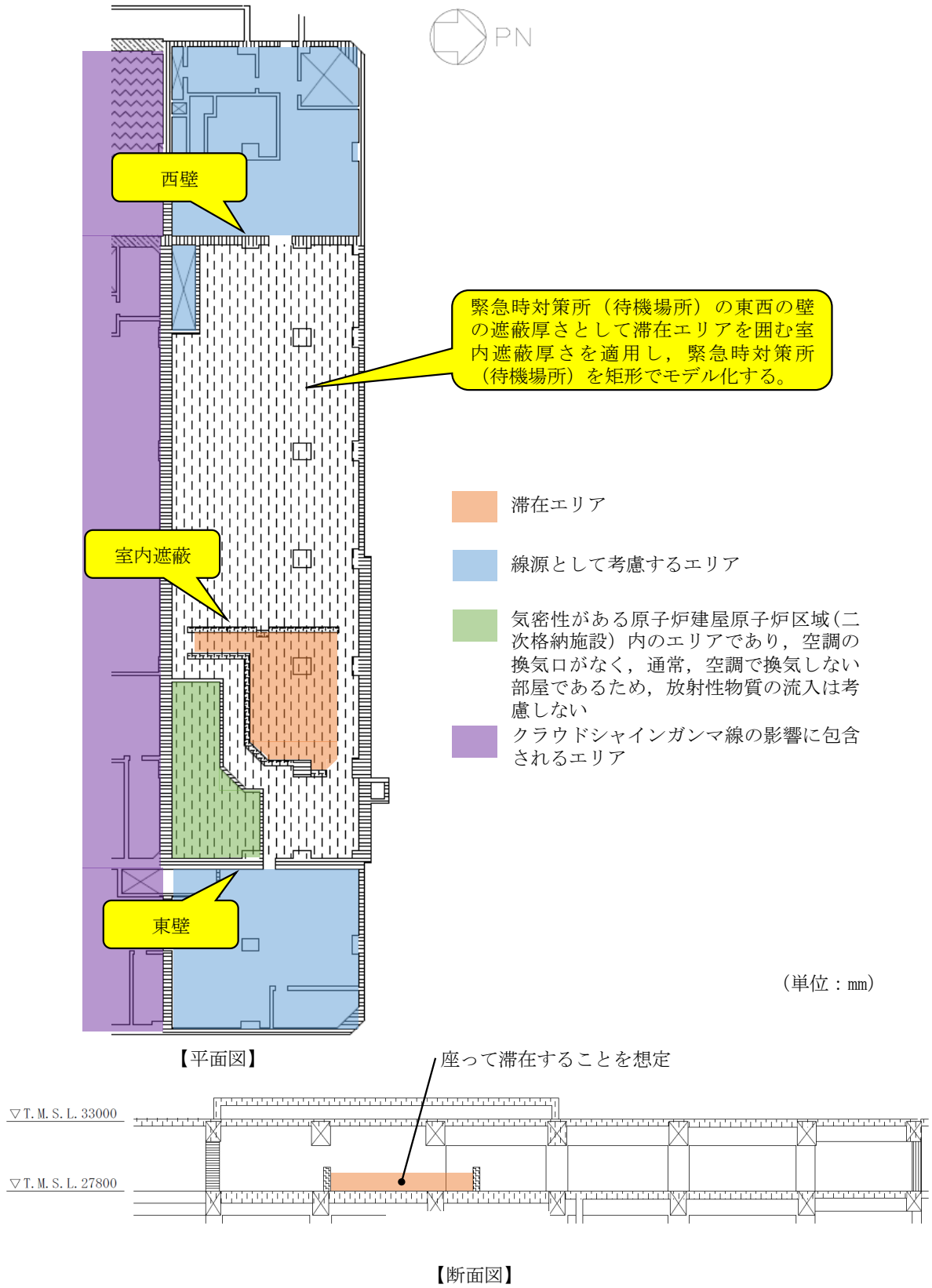


図 4-15 緊急時対策所（待機場所）の評価モデル設定の考え方
(隣接エリア内の放射性物質からのガンマ線)

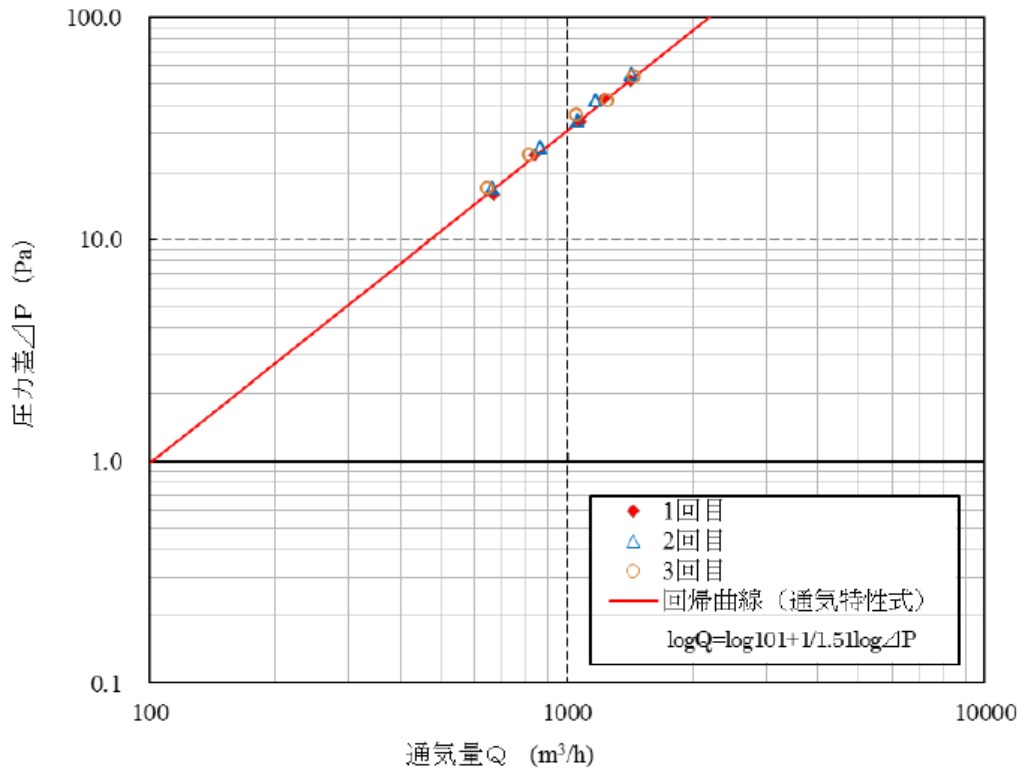
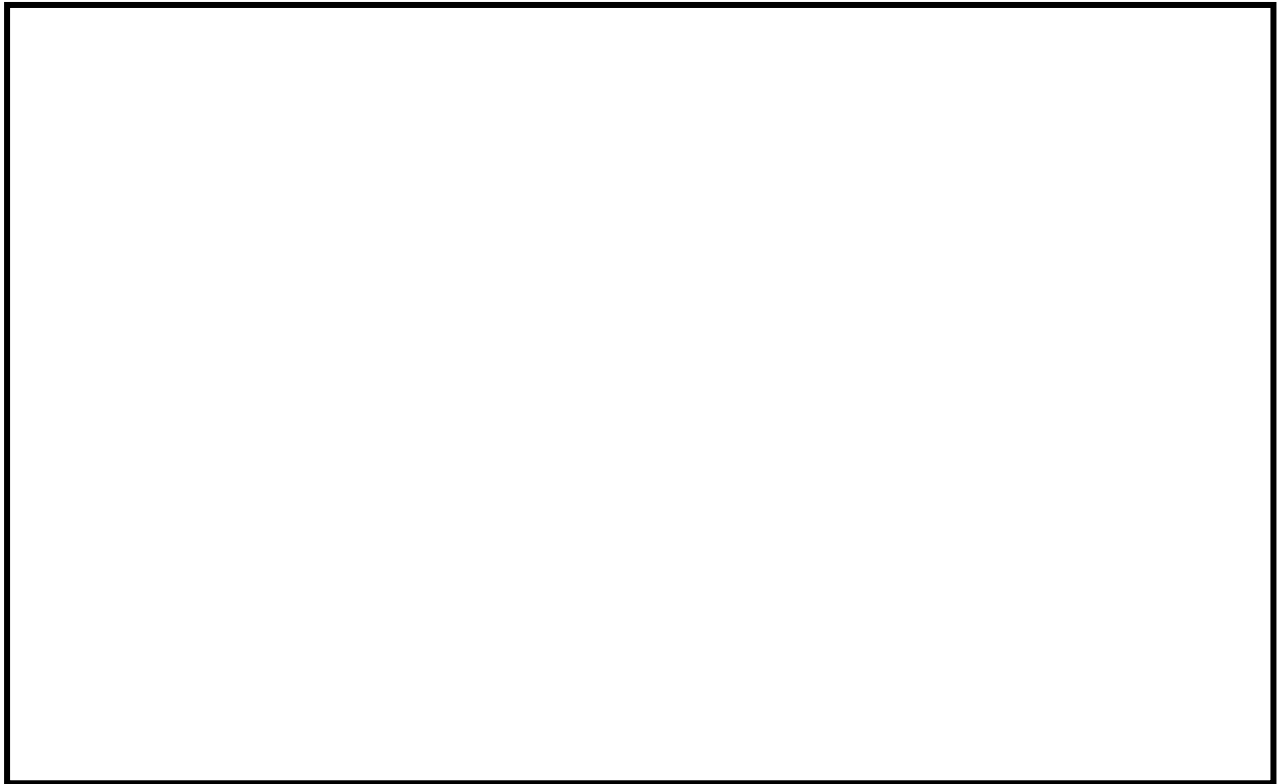


図 4-16 緊急時対策所（待機場所）気密性能試験結果

5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置の二酸化炭素吸収量



K6 ① VI-1-9-3-2 R0

酸素 濃度変化

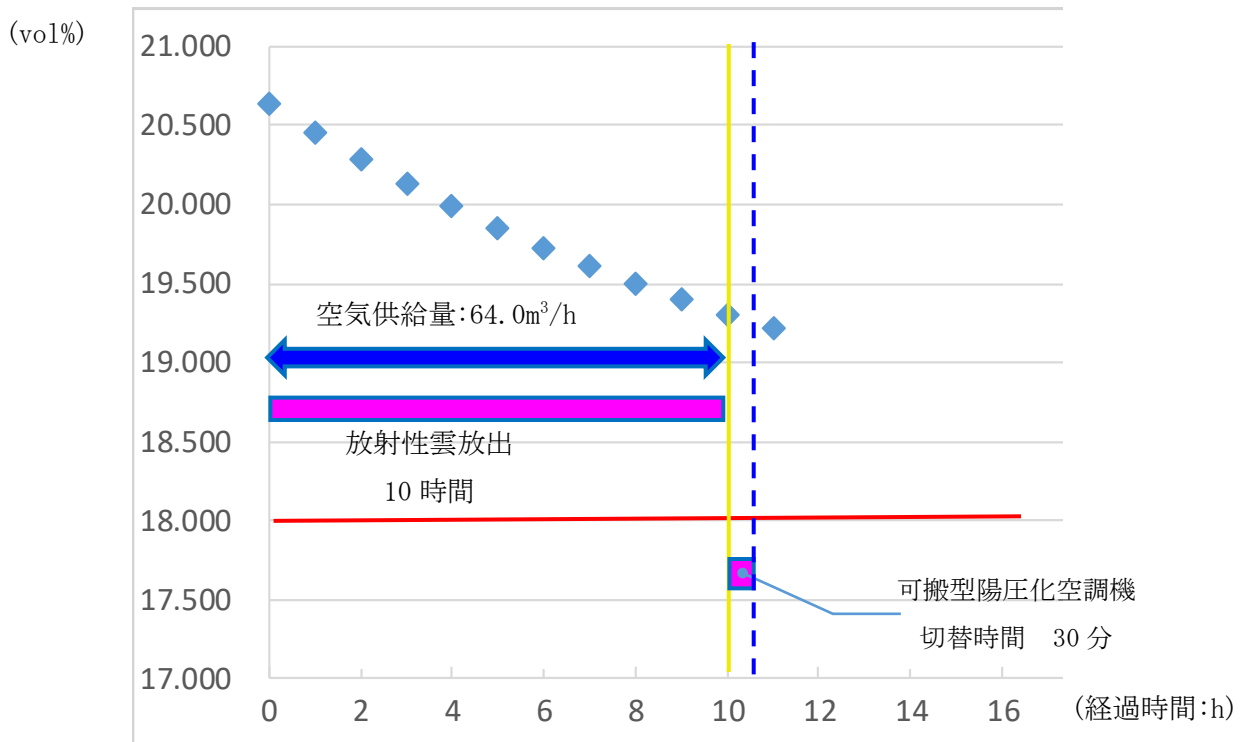
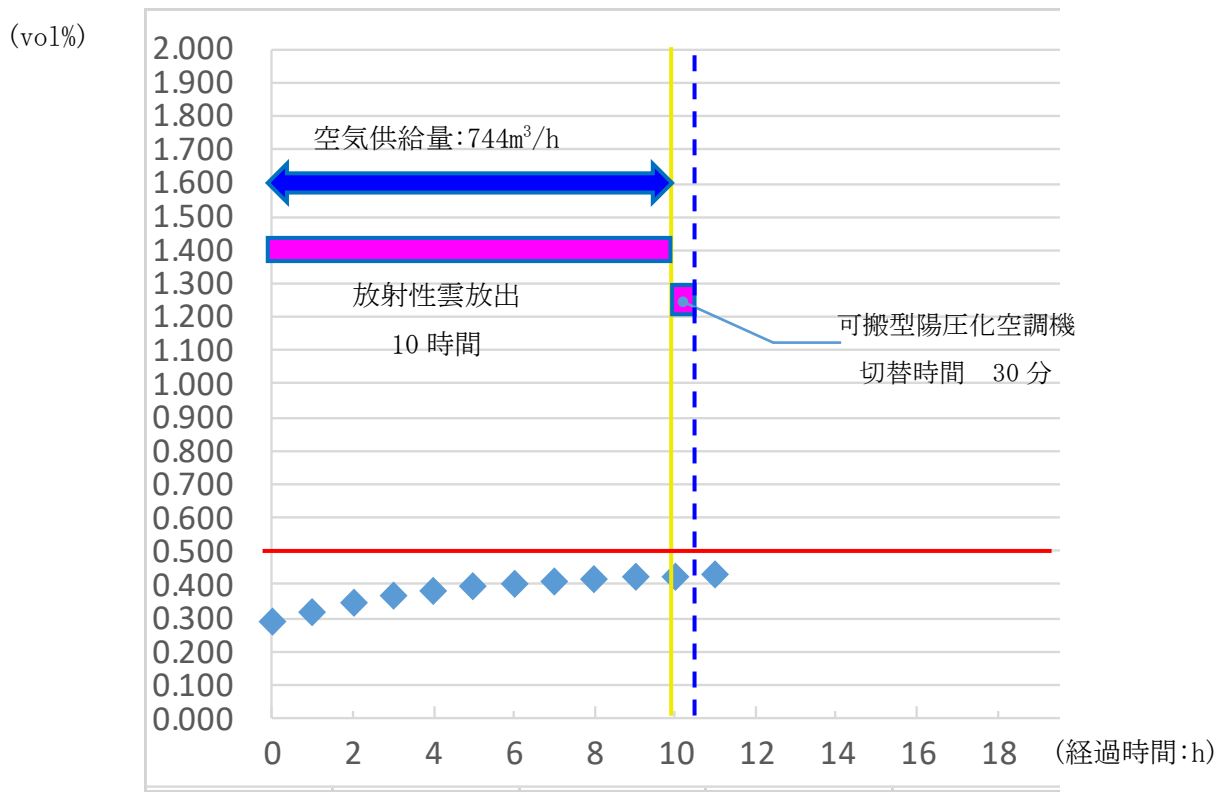


図 4-17 緊急時対策所（対策本部）の酸素濃度及び二酸化炭素吸収量推移

二酸化炭素 濃度変化



酸素 濃度変化

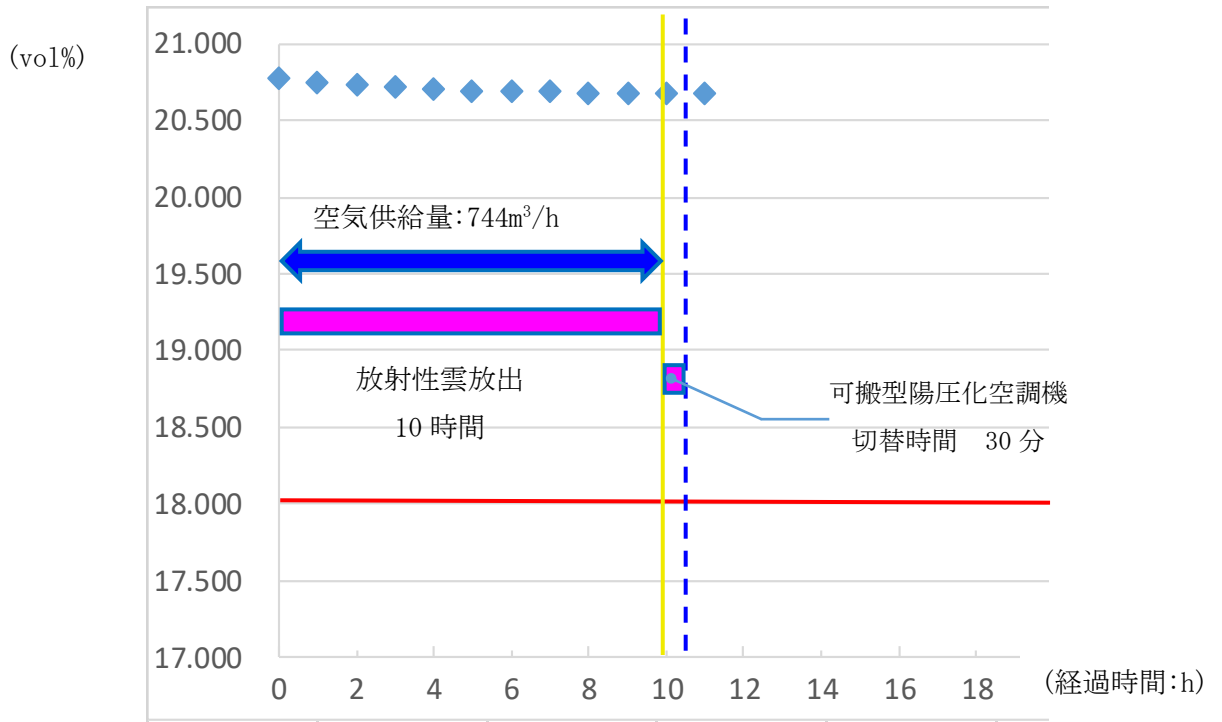


図 4-18 緊急時対策所（待機場所）の酸素濃度及び二酸化炭素濃度推移

可搬型陽圧化空調機のフィルタ除去性能の維持について

可搬型陽圧化空調機のフィルタ除去性能の維持について

可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）の各フィルタは、除去効率（性能）を維持するよう、十分な保持容量及び吸着容量を有する設計とするとともに、フィルタに付着する放射性物質の崩壊熱により性能が低下しない設計とする。

1. フィルタ捕集量

可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタ捕集量は、別添表-1 に示す炉心内蓄積質量及び別添図-1 に示す過程による評価の結果、放射性微粒子量は約 1g、よう素量は約 6mg である。

高性能フィルタの保持容量は約 400g、また、活性炭フィルタの吸着容量は、よう素吸着量 $0.55\text{ml}/\text{cm}^2$ の活性炭を約 0.95kg 充填するため、総よう素吸着量は約 50g となる。

したがって、高性能フィルタ及び活性炭フィルタは、想定付着量に対して、十分な保持容量及び吸着容量を有している設計である。

可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）の各フィルタの捕集量並びに保持容量及び吸着容量を別添表-2 に示す。

2. フィルタに付着した放射性物質の崩壊熱による温度上昇

(1) フィルタに付着する放射性物質量の想定

緊急時対策所は、陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）による陽圧化開始の遅れ時間は最長でも 2 分以内となるよう設計している。陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）による陽圧化開始が遅延した場合、陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）による陽圧化が開始されるまでの間、可搬型陽圧化空調機（対策本部）のフィルタユニット及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタユニットには可搬型陽圧化空調機（対策本部）のファン及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のファンにより外気が取り込まれ、放射性物質が付着する。

ここでは、可搬型陽圧化空調機（対策本部）のフィルタユニット及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタユニットに取り込まれる放射性物質量は、陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）による陽圧化開始が 2 分間遅れた場合を想定して評価する。

陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）による陽圧化開始が 2 分間遅れた場合にフィルタに蓄積する放射性物質の最大放射能を別添表-3 に示す。

(2) フィルタに付着した放射性物質の崩壊熱による発熱量

フィルタの発熱量 Q_F は、フィルタに蓄積する最大放射能とアルファ線、ベータ線及びガンマ線の全吸収エネルギー*1 を乗じて、下式により計算する。

$$Q_F = q_F \times (\text{アルファ線全吸収エネルギー} + \text{ベータ線全吸収エネルギー} + \text{ガンマ線全吸収エネルギー}) \times 1.6 \times 10^{-19}$$

$$q_F = \int^T q_1(t) \cdot \chi / Q \cdot L_F \cdot F(t) dt$$

ここで

- q_F : フィルタに蓄積する最大放射能(Bq)
- $q_1(t)$: 事故後 t 時間における放出率(Bq/s)
- χ / Q : 緊急時対策所 (対策本部) *2における相対濃度(s/m³)
- L_F : 可搬型陽圧化空調機稼動中の風量(600m³/h)
- $F(t)$: 核種ごとの半減期を用いた減衰率(-)
- T : 可搬型陽圧化空調機稼動時間(h)

以上より、 Q_F は約 0.033W*3と評価され、温度評価には保守的に 0.1W を用いる。

注記*1 : 「JAEA-Data/Code 2011-025「JENDL FP Decay Data File 2011 and Fission Yields Data File 2011」 2012.3 日本原子力研究開発機構」及び「JAERI-1347 Nuclear Decay Data for Dosimetry Calculation Revised Data of ICRP Publication 38 February 2005 日本原子力研究所」

*2 : 発災プラントに近い緊急時対策所 (対策本部) の結果を代表とする。

*3 : 6号機及び7号機寄与の合計。

(3) フィルタに付着した放射性物質の崩壊熱による温度上昇

崩壊熱による発熱量 ($Q_F=0.1W$) と、フィルタユニット (ケーシング) の放熱量 q がバランスするときの温度上昇を求める。

ケーシングからの放熱量 q は一般的に下式により求められる。

$$q = K \cdot A \cdot \Delta T$$

ここで、

- ΔT : ケーシングの上昇温度(°C)
- K : 熱貫流率 (約 4.5W/(m²・°C))
($K=1/(1/\alpha_i + d/\lambda + 1/\alpha_o)$)
- α_i : 表面熱伝達率 (内側) (9 W/(m²・°C))
- α_o : 表面熱伝達率 (外側) (9 W/(m²・°C))
- d : ケーシング板厚 (0.0025m)
- λ : ケーシング熱伝導率 (236W/(m・°C))
- A : ケーシング伝熱面積 (0.356m²)

この式と、発熱量と放熱量のバランス ($Q_F=q$) より、 $\Delta T \approx 6.2 \times 10^{-2} \text{°C}$ となる。

放射性物質の発熱量とフィルタユニット（ケーシング）から屋外への放熱量とのバランスを考慮すると、放射性物質による温度上昇は約 $6.2 \times 10^{-2} \text{°C}$ となり、温度上昇は殆どない。

以上より、フィルタユニットの使用可能温度は設計上 50°C 以下であること及び放射性物質による温度上昇は殆どないことから、除去効率（性能）が低下することはない。

別添表-1 炉心内蓄積量（安定核種を含む）

MAAPコード における 核種グループ	審査ガイド における核種類	炉心内蓄積量 (kg)
CsI	I 類	約 5.7×10^1
TeO ₂	Te 類	約 7.4×10^1
SrO	Ba 類	約 1.5×10^2
MoO ₂	Ru 類	約 5.9×10^2
CsOH	Cs 類	約 4.6×10^2
BaO	Ba 類	約 2.2×10^2
La ₂ O ₃	La 類	約 1.1×10^3
CeO ₂	Ce 類	約 4.7×10^2
Sb	Te 類	約 2.2×10^0
UO ₂	Ce 類	約 1.7×10^5
合計		約 1.8×10^5

別添表-2 可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）の
各フィルタの捕集量並びに保持容量及び吸着容量

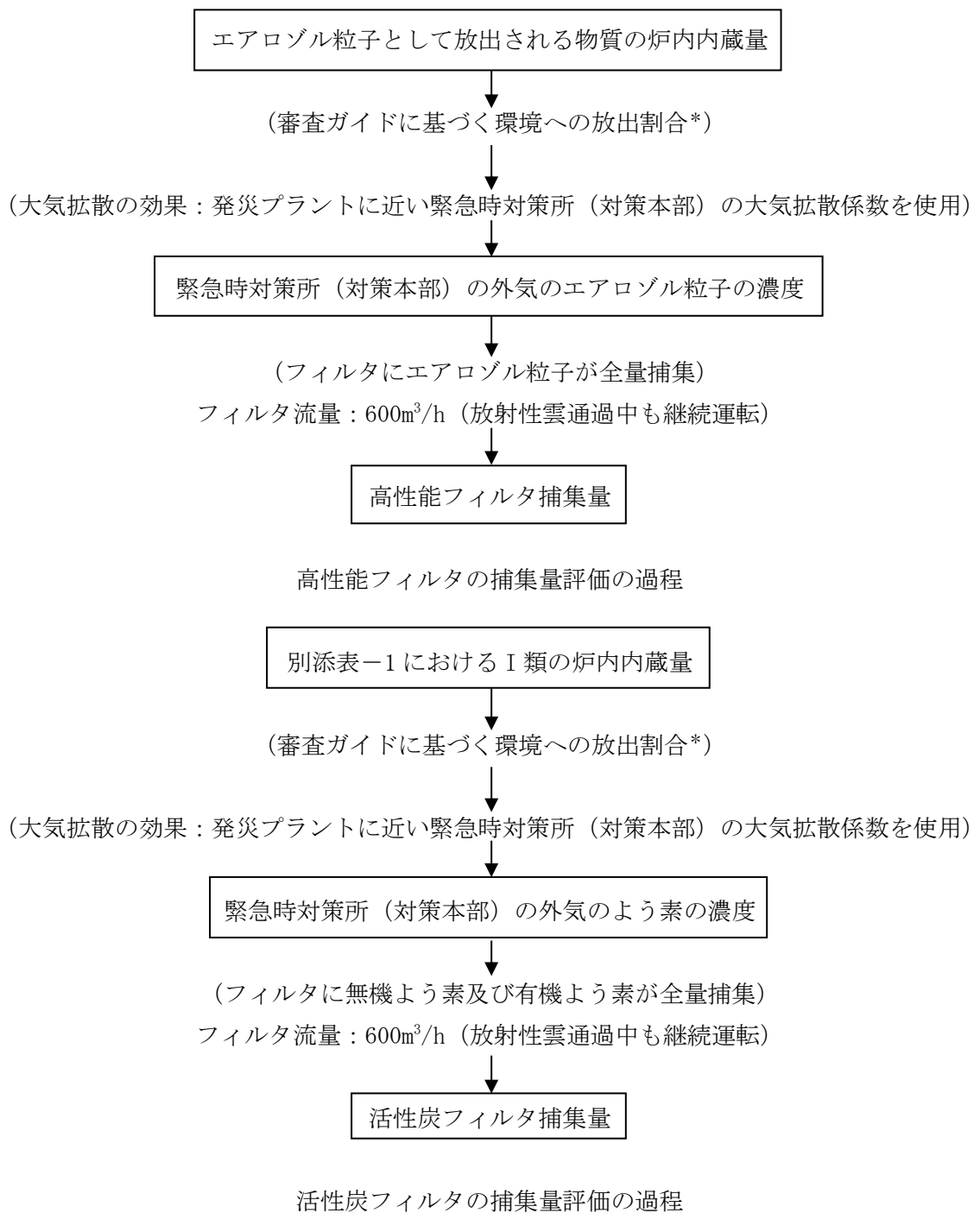
フィルタ種類	捕集量	保持容量/吸着容量
高性能フィルタ	約 1g	約 400g/台
活性炭フィルタ	約 6mg	約 50g/台

別添表-3 可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）の
フィルタユニットに蓄積する最大放射能（放射性物質の取り込み直後）（1/2）

核種	可搬型陽圧化空調機フィルタ内放射能(Bq)	
	起因号機 6号機	起因号機 7号機
I-131	約 2.0×10^{10}	約 5.4×10^9
I-132	約 2.5×10^{10}	約 6.8×10^9
I-133	約 2.0×10^{10}	約 5.5×10^9
I-134	約 1.1×10^3	約 2.9×10^2
I-135	約 3.3×10^9	約 8.9×10^8
Rb-86	約 3.7×10^7	約 1.0×10^7
Cs-134	約 2.6×10^9	約 7.2×10^8
Cs-136	約 6.9×10^8	約 1.9×10^8
Cs-137	約 2.2×10^9	約 6.0×10^8
Sb-127	約 8.0×10^8	約 2.2×10^8
Sb-129	約 7.5×10^7	約 2.0×10^7
Te-127	約 8.1×10^8	約 2.2×10^8
Te-127m	約 6.7×10^7	約 1.8×10^7
Te-129	約 3.1×10^8	約 8.5×10^7
Te-129m	約 3.6×10^8	約 9.8×10^7
Te-131m	約 1.5×10^9	約 4.2×10^8
Te-132	約 1.3×10^{10}	約 3.5×10^9
Sr-89	約 2.1×10^8	約 5.7×10^7
Sr-90	約 2.1×10^7	約 5.6×10^6
Sr-91	約 4.5×10^7	約 1.2×10^7
Sr-92	約 5.8×10^5	約 1.6×10^5
Ba-139	約 2.3×10^3	約 6.4×10^2
Ba-140	約 3.5×10^8	約 9.6×10^7
Co-58	約 1.6×10^1	約 4.4×10^0
Co-60	約 6.9×10^0	約 1.9×10^0
Mo-99	約 8.4×10^2	約 2.3×10^2
Tc-99m	約 7.9×10^2	約 2.2×10^2
Ru-103	約 8.5×10^2	約 2.3×10^2
Ru-105	約 1.3×10^1	約 3.7×10^0
Ru-106	約 2.9×10^2	約 7.9×10^1
Rh-105	約 3.8×10^2	約 1.0×10^2

別添表-3 可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）の
フィルタユニットに蓄積する最大放射能（放射性物質の取り込み直後）(2/2)

核種	可搬型陽圧化空調機フィルタ内放射能(Bq)	
	起因号機 6号機	起因号機 7号機
Y-90	約 3.1×10^4	約 8.5×10^3
Y-91	約 3.9×10^5	約 1.1×10^5
Y-92	約 1.3×10^4	約 3.5×10^3
Y-93	約 9.0×10^4	約 2.5×10^4
Zr-95	約 5.1×10^5	約 1.4×10^5
Zr-97	約 1.9×10^5	約 5.2×10^4
Nb-95	約 5.2×10^5	約 1.4×10^5
La-140	約 5.6×10^5	約 1.5×10^5
La-141	約 7.8×10^3	約 2.1×10^3
La-142	約 1.1×10^1	約 3.0×10^0
Pr-143	約 4.6×10^5	約 1.2×10^5
Nd-147	約 1.9×10^5	約 5.1×10^4
Am-241	約 4.0×10^1	約 1.1×10^1
Ce-141	約 1.9×10^6	約 5.2×10^5
Ce-143	約 1.1×10^6	約 3.0×10^5
Ce-144	約 1.5×10^6	約 4.1×10^5
Np-239	約 1.6×10^7	約 4.3×10^6
Pu-238	約 2.5×10^3	約 6.8×10^2
Pu-239	約 3.9×10^2	約 1.1×10^2
Pu-240	約 6.2×10^2	約 1.7×10^2
Pu-241	約 1.3×10^5	約 3.5×10^4
Cm-242	約 1.2×10^4	約 3.4×10^3
Cm-244	約 7.0×10^2	約 1.9×10^2



注記*：I類は、粒子状よう素：95%，無機よう素：4.85%，有機よう素：0.15%とする。

別添図-1 フィルタユニット（高性能フィルタ及び活性炭フィルタ）の捕集量評価の過程

緊急時対策所遮蔽に係るストリーミングの考慮について

緊急時対策所遮蔽に係るストリーミングの考慮について

緊急時対策所に設置する出入口開口部又は配管その他の貫通部から、緊急時対策所遮蔽を透過せず、散乱等によるストリーミングが加圧エリアに影響を与えないよう、放射線の漏えい防止措置を講ずる。

1. 出入口開口部に対する考慮

緊急時対策所の出入口開口部からのストリーミングが加圧エリアに影響を与えないよう以下の放射線の漏えい防止措置を講ずる。

1.1 緊急時対策所（対策本部）における対策

(1) 出入口開口部は、遮蔽扉とする。

1.2 緊急時対策所（待機場所）における対策

(1) 出入口開口部から線源を直接見通せないよう遮蔽を施す。

(2) 線源からの距離を確保する。

2. 配管その他の貫通部に対する考慮

緊急時対策所の配管その他の貫通部からのストリーミングが加圧エリアに影響を与えないよう、必要に応じて以下の放射線の漏えい防止措置を講ずる。

2.1 緊急時対策所（対策本部）における対策

(1) 貫通部を線源が直接見通せないような迷路構造とする。

(2) 貫通部の大きさを可能な限り小さくする。

(3) 貫通部の高さを線源が直接見通せないような位置にする。

(4) 貫通部と線源の間に遮蔽を施す。

(5) 線源からの距離を確保する。

(6) ケーブル貫通部に対して、鉛毛詰め等の処理を施す。

2.2 緊急時対策所（待機場所）における対策

(1) 貫通部と線源の間に遮蔽を施す。

(2) 線源からの距離を確保する。

計算機プログラム（解析コード）の概要

目 次

1. はじめに	別紙 1-1
2. 解析コードの概要	別紙 1-2
2.1 AN I S N ANISN-JR	別紙 1-2
2.2 AN I S N ANISN-ORNL	別紙 1-4
2.3 G 3 3 -G P 2 R	別紙 1-6
2.4 O R I G E N 2	別紙 1-8
2.5 Q A D -C G G P 2 R	別紙 1-10

1. はじめに

本資料は、VI-1-9-3-2「緊急時対策所の居住性に関する説明書」において使用した計算機プログラム（解析コード）について説明するものである。

2. 解析コードの概要

2.1 ANISN ANISN-JR

項目 \ コード名	ANISN
使用目的	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価
開発機関	米国オークリッジ国立研究所（(財) 高度情報科学技術研究機構）
開発時期	1977年（初版開発時期 1967年）
使用したバージョン	ANISN-JR
コードの概要	<p>本解析コードは、米国オークリッジ国立研究所で開発された、1次元多群輸送方程式を離散座標 Sn 法で解く計算プログラムである。本解析コードの計算形状は、1次元形状（球、無限平板、無限円筒）であり、中性子及びガンマ線の輸送問題等を解くことができる。本解析コードでは、計算形状内での中性子及びガンマ線の線束が計算され、線量率換算係数またはカーマ係数を乗じることにより、線量率又は発熱量を算出することができる。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>【検証 (Verification)】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・ 本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・ 本解析コードは、線量率評価を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、幾何形状条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり、使用目的に記載する評価に適用可能である。 <p>【妥当性確認 (Validation)】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 本解析コードは日本国内の原子力施設で設計及び工事の計画認可申請に使用されており、十分な実績があるため信頼性がある。 ・ 本設計及び工事の計画において使用するバージョンは、他プラントの既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。 ・ スカイシャインガンマ線について、固体廃棄物貯蔵庫を線源とした線量評価が、本解析コードとG33コードの結合計算

	<p>法によって実施されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・この固体廃棄物貯蔵庫での測定値と計算値の比較の詳細が、原子力施設散乱放射線挙動専門委員会の成果報告会（昭和54年9月、財団法人 原子力安全研究協会）*に示されている。 ・測定値と計算値を比較した結果概ね一致していることを確認している。 ・今回の重大事故等時における中央制御室のスカイシャインガンマ線線量評価は、上記結合計算法と合致している。 ・また、原子力発電所放射線遮へい設計規程（J E A C 4 6 1 5 -2008）（日本電気協会 原子力規格委員会 平成20年6月）では、事故時の中央制御室遮蔽のための輸送計算コードとして、本解析コードが挙げられている。
--	--

注記*： 「ガンマ線スカイシャインの線量評価に関する研究」成果報告会・予稿集（昭和54年9月 財団法人 原子力安全研究協会）

2.2 ANISN ANISN-ORNL

項目	コード名 ANISN
使用目的	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価
開発機関	米国オークリッジ国立研究所
開発時期	1967年
使用したバージョン	ANISN-ORNL
コードの概要	<p>本解析コードは、米国オークリッジ国立研究所で開発された、1次元多群輸送方程式を離散座標 Sn 法で解く計算プログラムである。本解析コードの計算形状は、1次元形状（球、無限平板、無限円筒）であり、中性子及びガンマ線の輸送問題等を解くことができる。本解析コードでは、計算形状内での中性子及びガンマ線の線束が計算され、線量率換算係数又はカーマ係数を乗じることにより、線量率又は発熱量を算出することができる。</p>
<p>検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)</p>	<p>【検証 (Verification)】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・本解析コードは、線量率評価を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、幾何形状条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり、使用目的に記載する評価に適用可能である。 <p>【妥当性確認 (Validation)】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本解析コードは日本国内の原子力施設で設計及び工事の計画認可申請に使用されており、十分な実績があるため信頼性がある。 ・本設計及び工事の計画において使用するバージョンは、他プラントの既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。 ・スカイシャインガンマ線について、固体廃棄物貯蔵庫を線源とした線量評価が、本解析コードとG33コードの結合計算法によって実施されている。 ・この固体廃棄物貯蔵庫での測定値と計算値の比較の詳細

	<p>が、原子力施設散乱放射線挙動専門委員会の成果報告会（昭和54年9月、財団法人 原子力安全研究協会）*に示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・測定値と計算値を比較した結果概ね一致していることを確認している。 ・今回の重大事故等時における中央制御室のスカイシャインガンマ線線量評価は、上記結合計算法と合致している。 ・また、原子力発電所放射線遮へい設計規程（JEAC4615-2008）（日本電気協会 原子力規格委員会 平成20年6月）では、事故時の中央制御室遮蔽のための輸送計算コードとして、本解析コードが挙げられている。
--	---

注記*： 「ガンマ線スカイシャインの線量評価に関する研究」成果報告会・予稿集（昭和54年9月 財団法人 原子力安全研究協会）

2.3 G 3 3 - G P 2 R

項目 \ コード名	G 3 3 - G P 2 R
使用目的	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価
開発機関	日本原子力研究開発機構 ((財) 高度情報科学技術研究機構)
開発時期	2001 年 (初版開発時期 1964 年)
使用したバージョン	1.00
コードの概要	<p>本解析コードは, Los Alamos Scientific Laboratory で開発されたガンマ線多群散乱計算プログラム「G 3 3」をベースとし, 旧日本原子力研究所が I C R P 1990 年勧告の国内関連法令・規則への取入れに合わせて, 実効線量を計算できるように改良した最新バージョンである。</p> <p>本解析コードは, 点等方線源からの一回散乱を計算する。散乱は, クライン-仁科の式に基づき計算する。散乱が起こる領域は直角, 球, 円筒座標により指定し, 遮蔽体は平板, 球, 円筒又は二次曲面により入力することができる。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>【検証 (Verification)】</p> <p>本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 計算機能が適正であることは, 後述する妥当性確認の中で確認している。 ・ 本解析コードの運用環境について, 開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・ 本解析コードは, 線量率評価を実施するコードであり, 計算に必要な主な条件は線源条件, 幾何形状条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり, 使用目的に記載する評価に適用可能である。 <p>【妥当性確認 (Validation)】</p> <p>本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 本解析コードは日本国内の原子力施設で設計及び工事の計画認可申請に使用されており, 十分な実績があるため信頼性がある。 ・ 本設計及び工事の計画において使用するバージョンは, 他プラントの既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。 ・ スカイシャインガンマ線について, 米国 Radiation Research Associates (RRA) が 1977 年に米国カンザス州立大学におい

	<p>て⁶⁰Co線源を用いたベンチマーク試験を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none">• このRRAでの実験値と計算値を比較した詳細が、ガンマ線遮蔽設計ハンドブック（1988年1月，社団法人 日本原子力学会）に示されている。• その結果は，天井遮蔽がないケースでは計算値は実験値とよい一致を示しているが，天井遮蔽があるケースでは，計算値は実験値について過小評価の傾向がある。• この原因は，本解析コードが天井透過中の散乱成分を考慮してないためであり，この成分を考慮するため，天井遮蔽までをANISNコードで計算することを推奨している。今回の重大事故等時における中央制御室のスカイシャインガンマ線線量評価では，この計算手法を採用している。• 今回の重大事故等時における中央制御室のスカイシャインガンマ線線量評価は，上記妥当性確認内容と合致している。• また，原子力発電所放射線遮へい設計規程（JEAC4615-2008）（日本電気協会 原子力規格委員会 平成20年6月）では，事故時の中央制御室遮蔽のための点減衰核積分コード／散乱線計算コードとして，QAD/G33が挙げられている。
--	---

2.4 ORIGEN2

項目 \ コード名	ORIGEN2
使用目的	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価
開発機関	米国オークリッジ国立研究所 (ORNL)
開発時期	1980年
使用したバージョン	2.2
コードの概要	<p>本解析コードは、使用済燃料等の核種生成量、崩壊熱量並びに中性子及びガンマ線の線源強度を評価するためにORNLで開発され公開された燃焼計算コードであり、原子力発電所施設、再処理施設、廃棄物処理施設等幅広く設計に利用されている。</p> <p>また、国内の最新の使用済燃料についての評価精度向上を目指し、日本原子力研究所シグマ委員会核種生成量評価ワーキンググループにおいてJENDL核データセットに基づくORIGEN2用ライブラリが作成され、公開されている。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>【検証 (Verification)】</p> <p>本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・計算機能が適正であることは、コード配布時に同梱されたサンプル問題の再現により確認している。 ・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・本解析コードは、燃焼計算によって得られた核種生成量から炉心内蔵量等を評価するコードであり、計算に必要な主な条件は組成、照射条件、核データライブラリである。これら評価条件が与えられれば評価は可能であり、本解析コードは使用目的に記載する評価に適用可能である。 <p>【妥当性確認 (Validation)】</p> <p>本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本解析コードは日本国内の原子力施設で設計及び工事の計画認可申請に使用されており、十分な実績があるため信頼性がある。 ・本設計及び工事の計画において使用するバージョンは、他プラントの既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。 ・米国原子力学会 (ANS) の Nuclear Technology vol. 62 (1983年9月) の「ORIGEN2 :A Versatile Computer Code for

	<p>Calculating the Nuclide Compositions and Characteristic of Nuclear Materials」において、ANS 標準崩壊熱との比較及び使用済燃料中のウラン、プルトニウム、アメリシウムなどの組成の実測値との比較により妥当性の確認を行っている。</p> <ul style="list-style-type: none"> • 日本原子力研究所シグマ委員会にて開発された ORLIBJ ライブラリについては、「JENDL-3.3 に基づく ORIGEN2 用ライブラリ：ORLIBJ33」 JAERI-Data/Code 2004-015'（2004 年 11 月）等において、核種生成量について照射後試験結果と、本解析コードによる計算値を比較することで妥当性の確認を行っている。 • 今回の使用目的に記載する評価は上記妥当性確認内容と合致しており、本解析コードの使用は妥当である。
--	--

2.5 QAD-CGGP2R

項目 \ コード名	QAD-CGGP2R
使用目的	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価
開発機関	日本原子力研究開発機構（(財) 高度情報科学技術研究機構）
開発時期	2001年（初版開発時期 1967年）
使用したバージョン	1.04
コードの概要	<p>本解析コードは、米国ロスアラモス国立研究所で開発されたガンマ線の物質透過を計算するための点減衰核積分コード「QAD」をベースとし、旧日本原子力研究所がICRP1990年勧告の国内関連法令・規則への取入れに合わせて、実効線量を計算できるように改良した最新バージョンである。</p> <p>本解析コードは、線源を直方体、円筒、球の形状に構成でき、任意の遮蔽体で構成される体系のガンマ線実効線量率を計算する。</p>
<p>検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)</p>	<p>【検証 (Verification)】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・本解析コードは、線量率評価を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、遮蔽体条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり、使用目的に記載する評価に適用可能である。 <p>【妥当性確認 (Validation)】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本解析コードは日本国内の原子力施設で設計及び工事の計画認可申請に使用されており、十分な実績があるため信頼性がある。 ・本設計及び工事の計画において使用するバージョンは、他プラントの既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。 ・JRR-4 散乱実験室でのコンクリート透過実験の実験値（「原子力第1船遮蔽効果確認実験報告書」JNS-4（日本原子力船開発事業団、1967））と計算値を比較した。実験孔からのガンマ

	<p>線を遮蔽体に入射させ、遮蔽体透過後のガンマ線の線量率の実験値と本計算機コードによる計算値を比較している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・実験値と計算値を比較した結果、おおむね一致していることを確認している。 ・上記妥当性確認では、実験孔からのガンマ線を遮蔽体に入射させ、遮蔽体透過後のガンマ線の線量率の実験値と本解析コードによる計算値を比較している。 ・原子力発電所放射線遮へい設計規程（J E A C 4 6 1 5 - 2008）（日本電気協会 原子力規格委員会 平成 20 年 6 月）では、点減衰核積分コードによるガンマ線の遮蔽体透過後の線量率計算例として、QADコードが挙げられている。
--	---