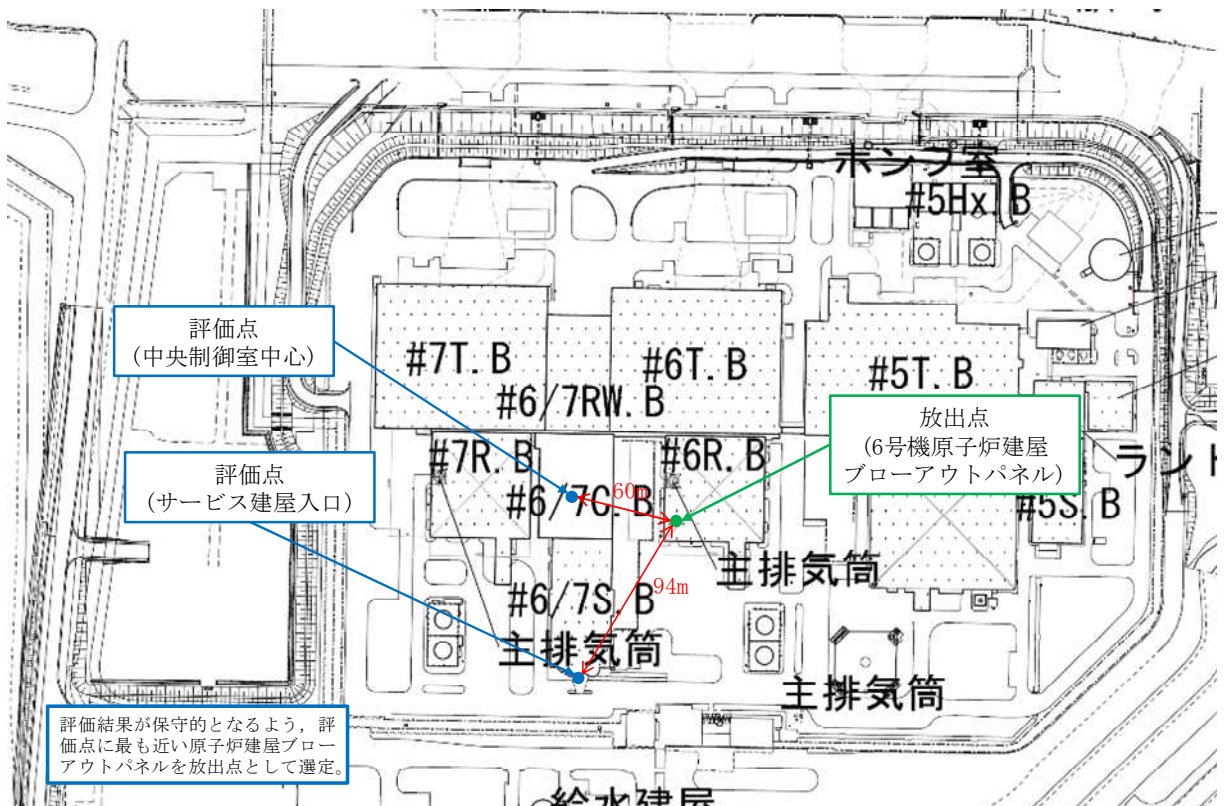
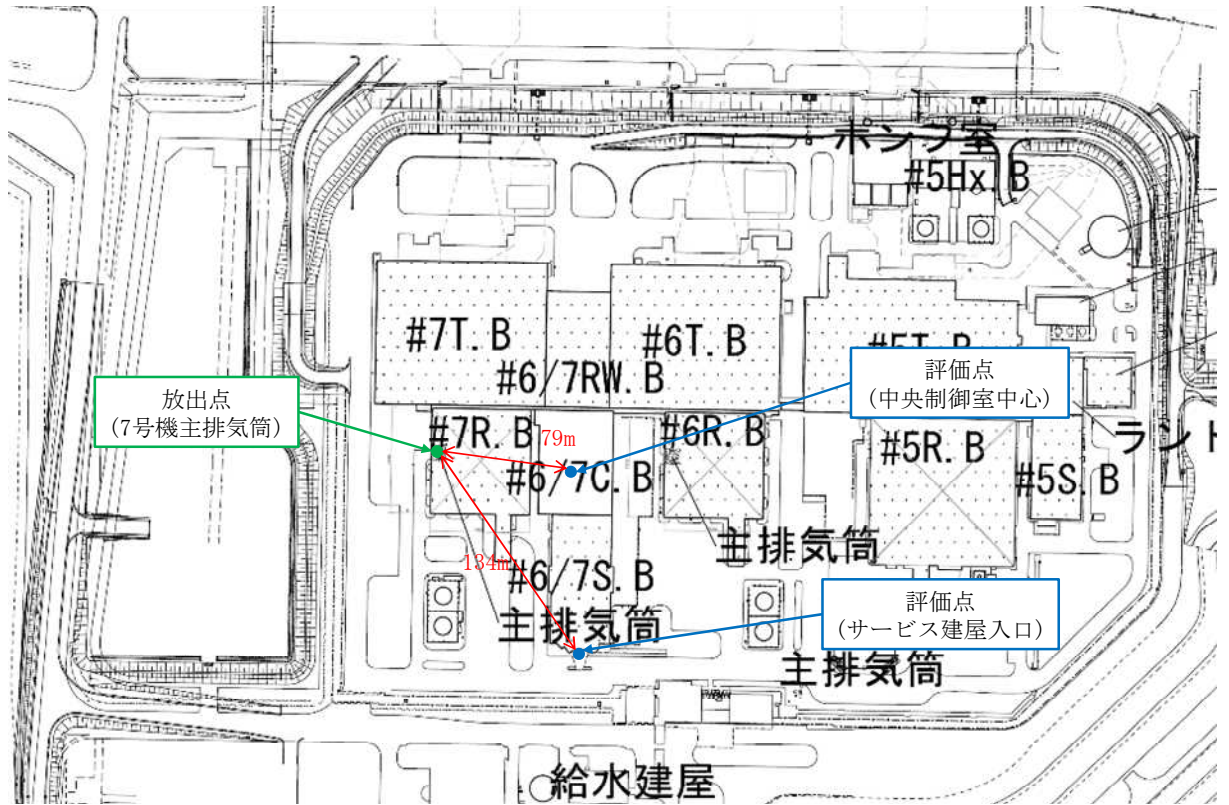


(原子炉冷却材喪失時の放出源と評価点)

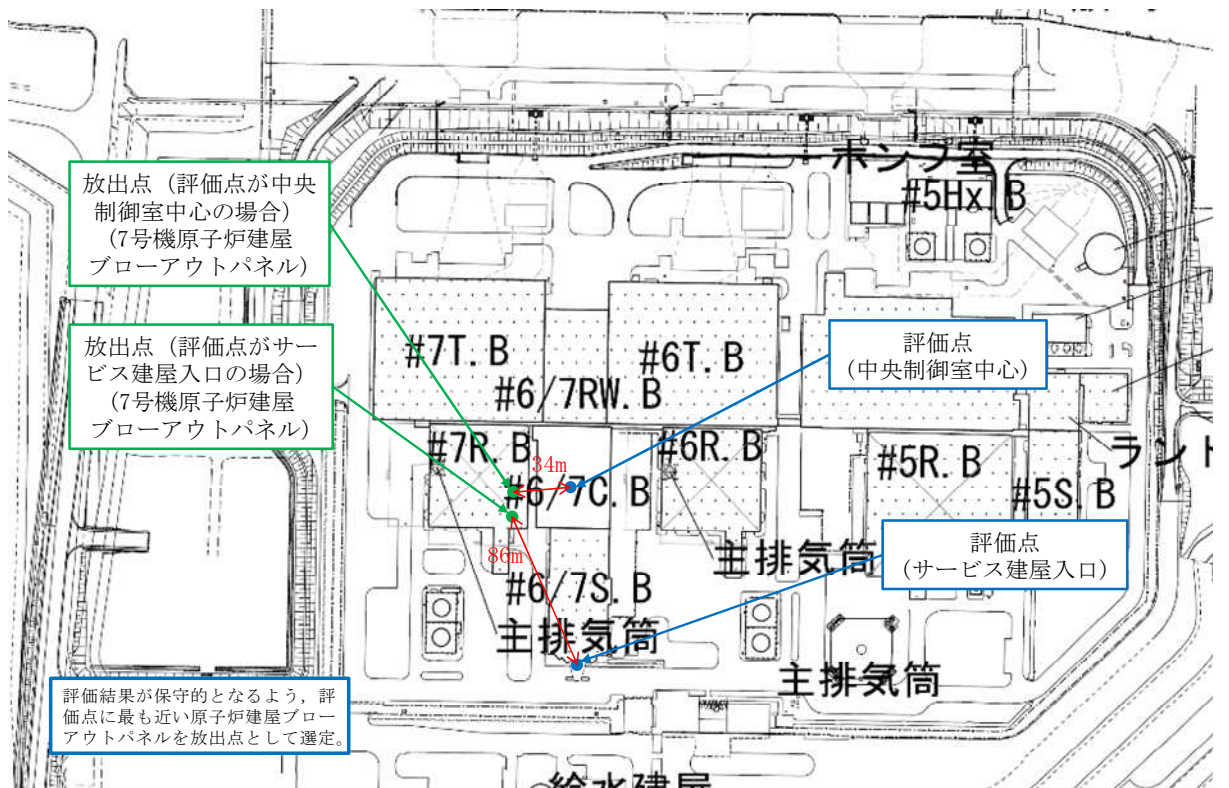


(主蒸気管破断時の放出源と評価点)

図 4-7 放射性物質の放出源と評価点の位置関係 (設計基準事故時) (1/2) (6号機)

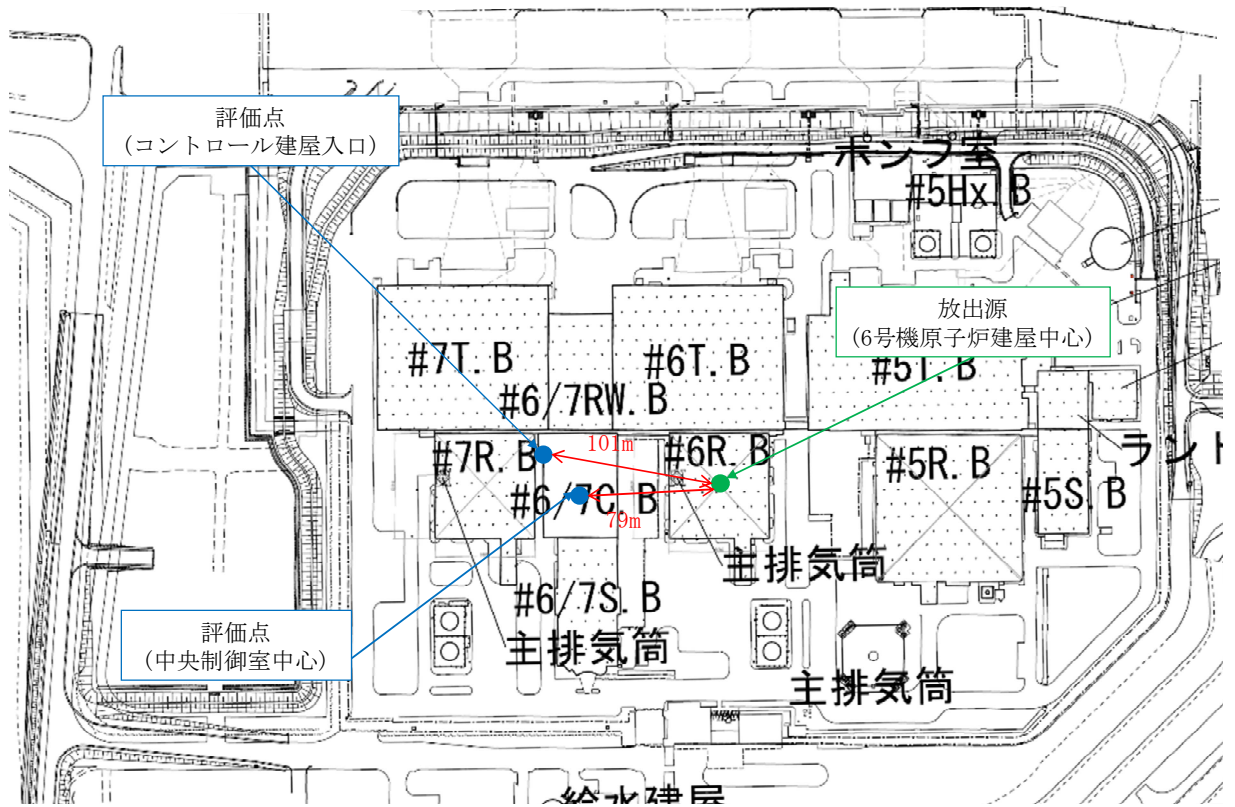


(原子炉冷却材喪失時の放出源と評価点)

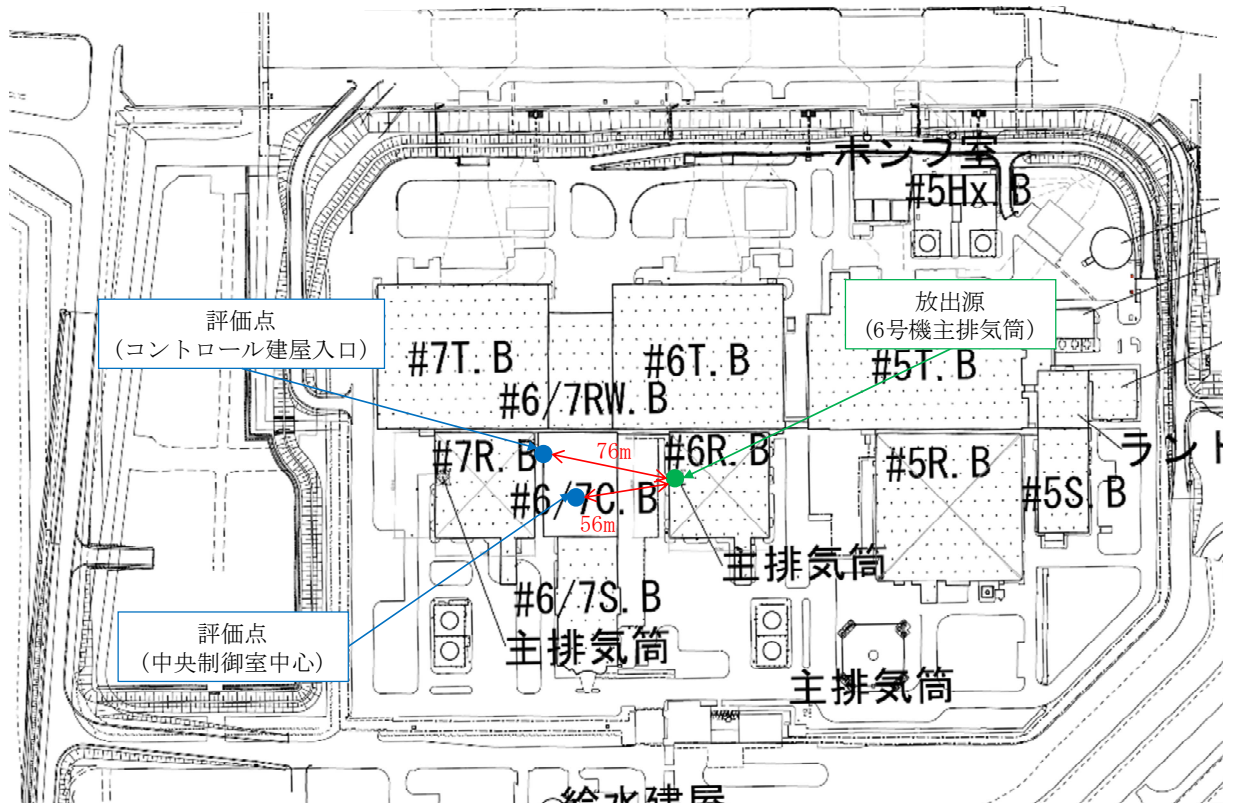


(主蒸気管破断時の放出源と評価点)

図 4-7 放射性物質の放出源と評価点の位置関係 (設計基準事故時) (2/2) (7号機)

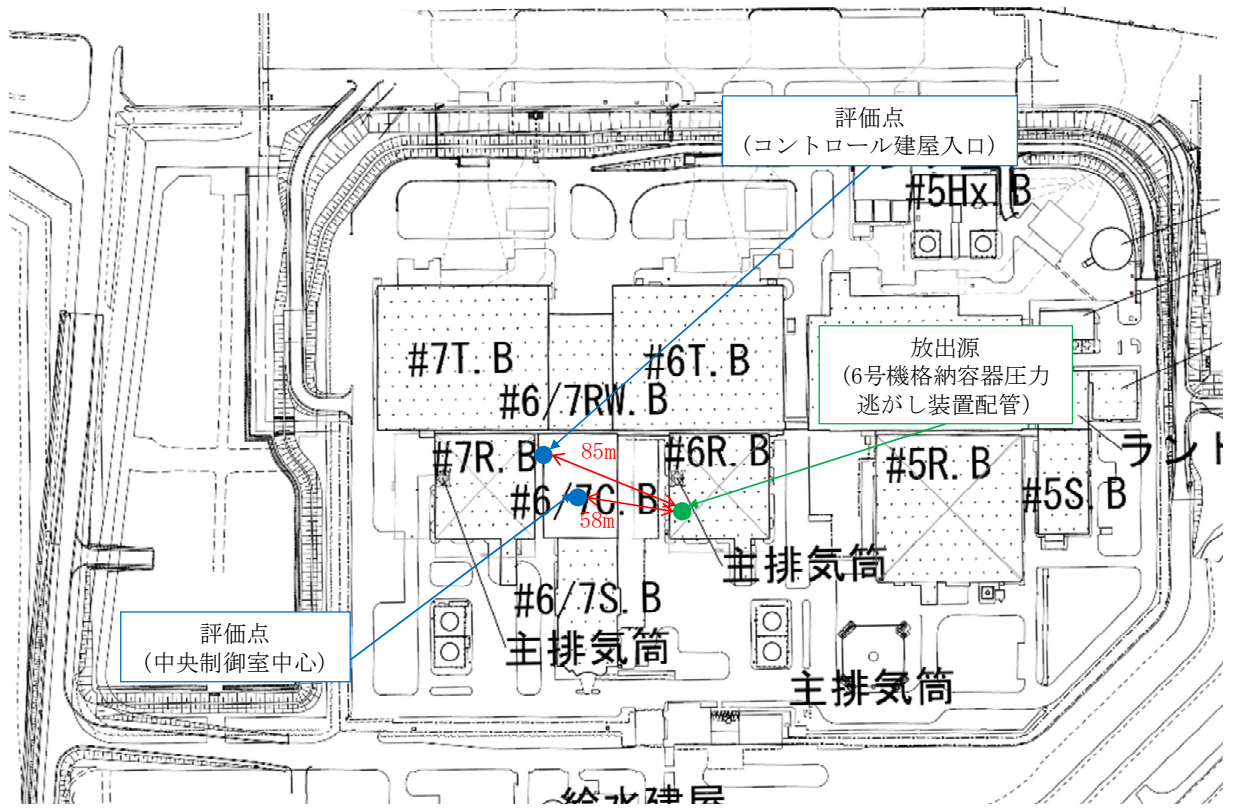


(原子炉建屋からの放出における放出源と評価点)



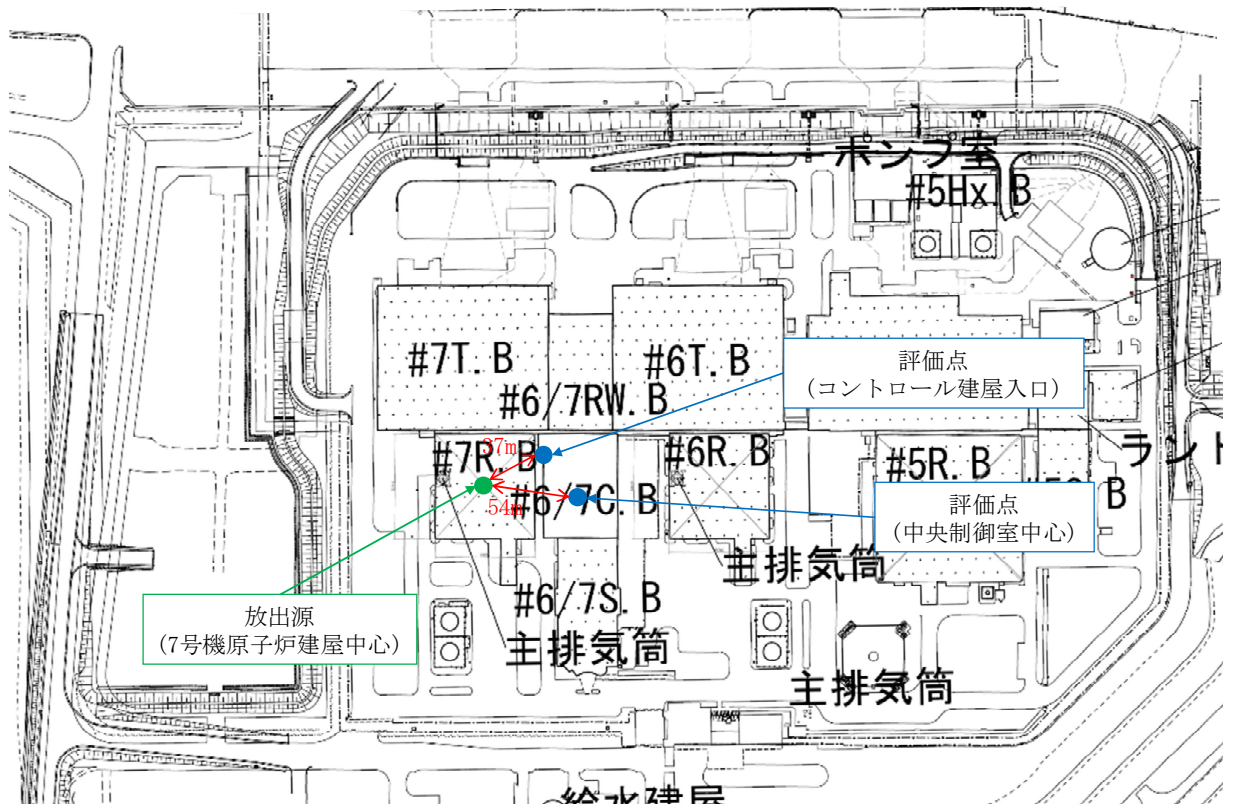
(主排気筒からの放出における放出源と評価点)

図 4-8 放射性物質の放出源と評価点の位置関係 (炉心の著しい損傷が発生した場合) (1/4)
(6号機)

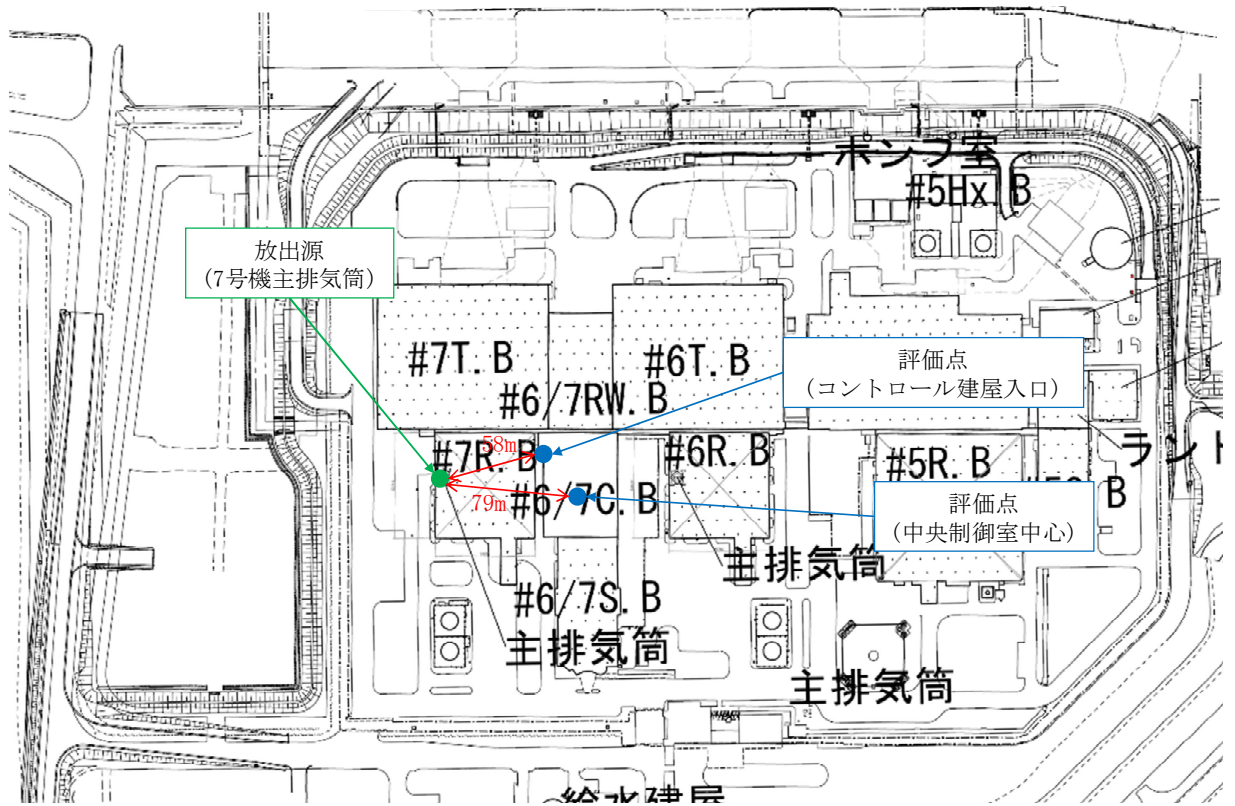


(格納容器圧力逃がし装置からの放出における放出源と評価点)

図 4-8 放射性物質の放出源と評価点の位置関係 (炉心の著しい損傷が発生した場合) (2/4)
(6号機)

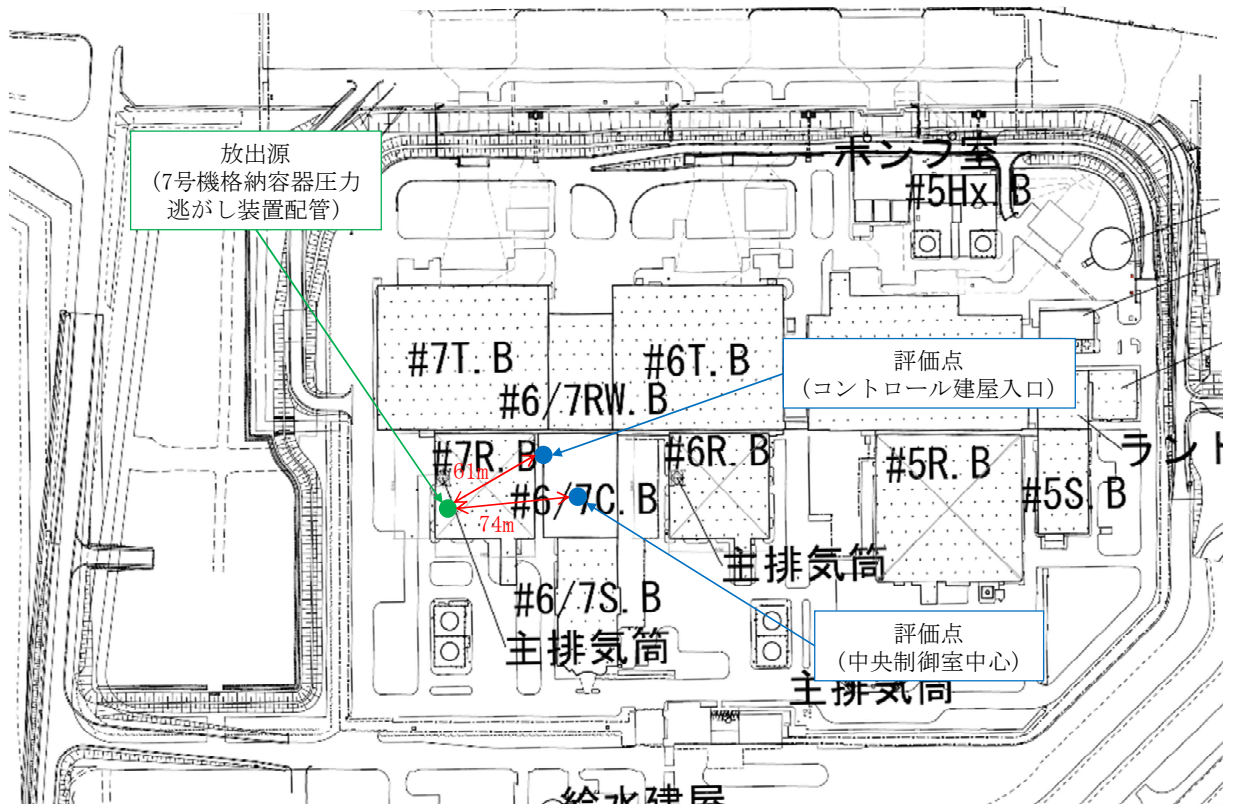


(原子炉建屋からの放出における放出源と評価点)



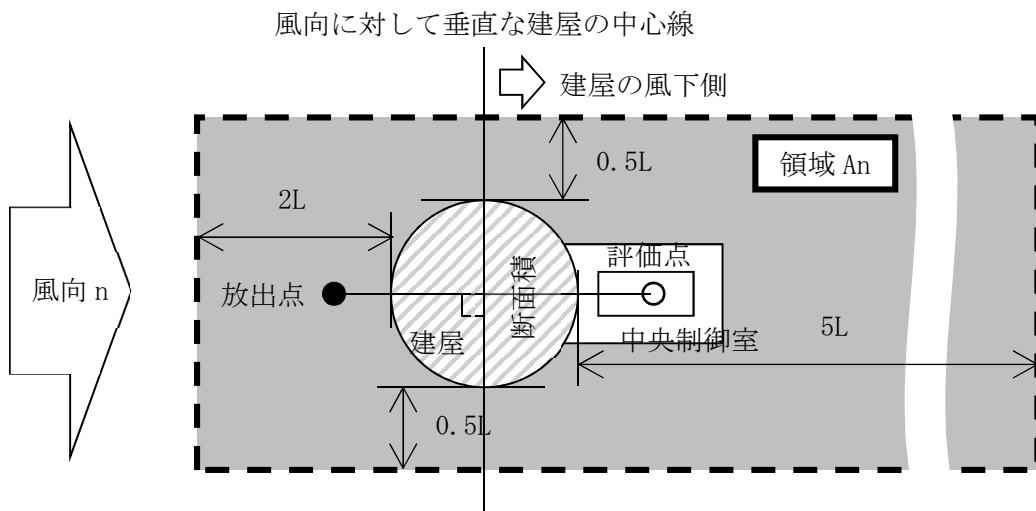
(主排気筒からの放出における放出源と評価点)

図4-8 放射性物質の放出源と評価点の位置関係 (炉心の著しい損傷が発生した場合) (3/4)
(7号機)



(格納容器圧力逃がし装置からの放出における放出源と評価点)

図 4-8 放射性物質の放出源と評価点の位置関係 (炉心の著しい損傷が発生した場合) (4/4)
(7号機)



注：Lは、建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方
 (本評価において、Lは、原子炉建屋高さ (37.7m) が該当する。)

図4-9 建屋影響を考慮する条件 (水平断面での位置関係)

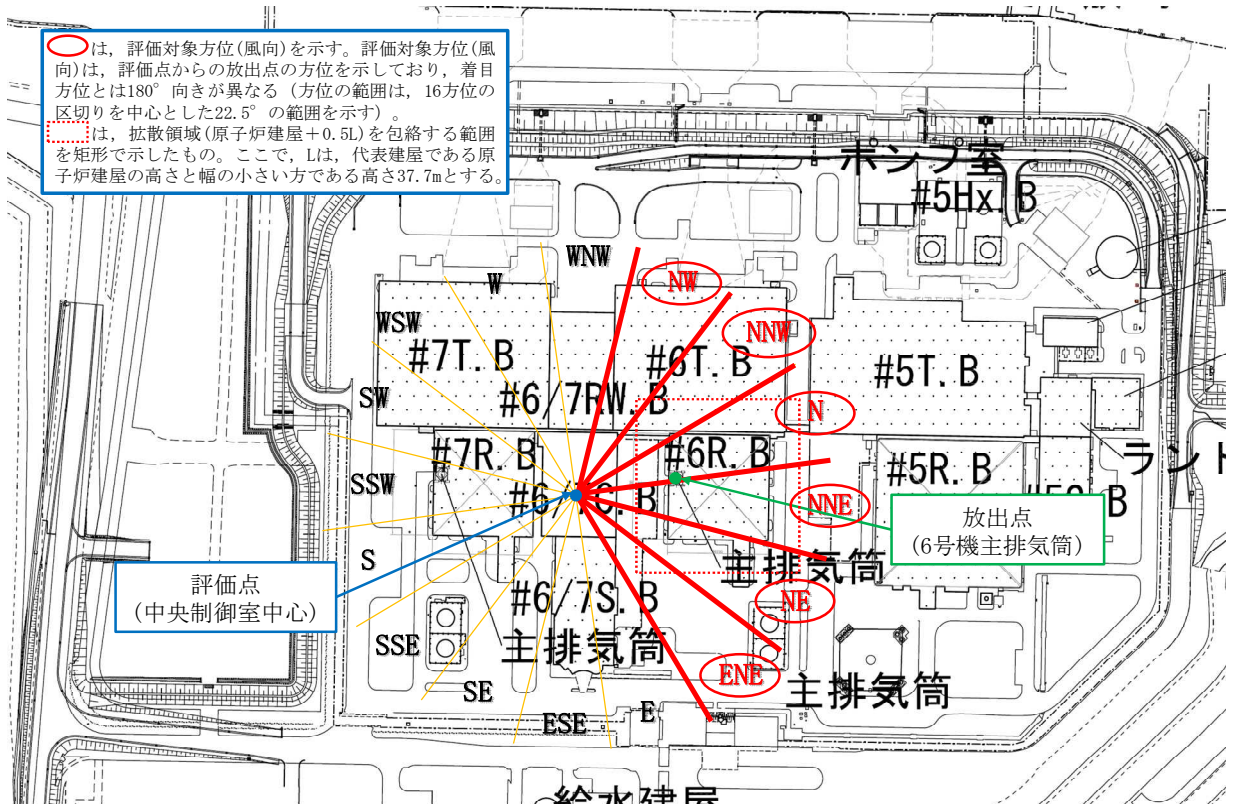


図 4-10 原子炉冷却材喪失時の室内作業時の評価風向 (中央制御室中心) (設計基準事故時)
(1/2) (6号機)

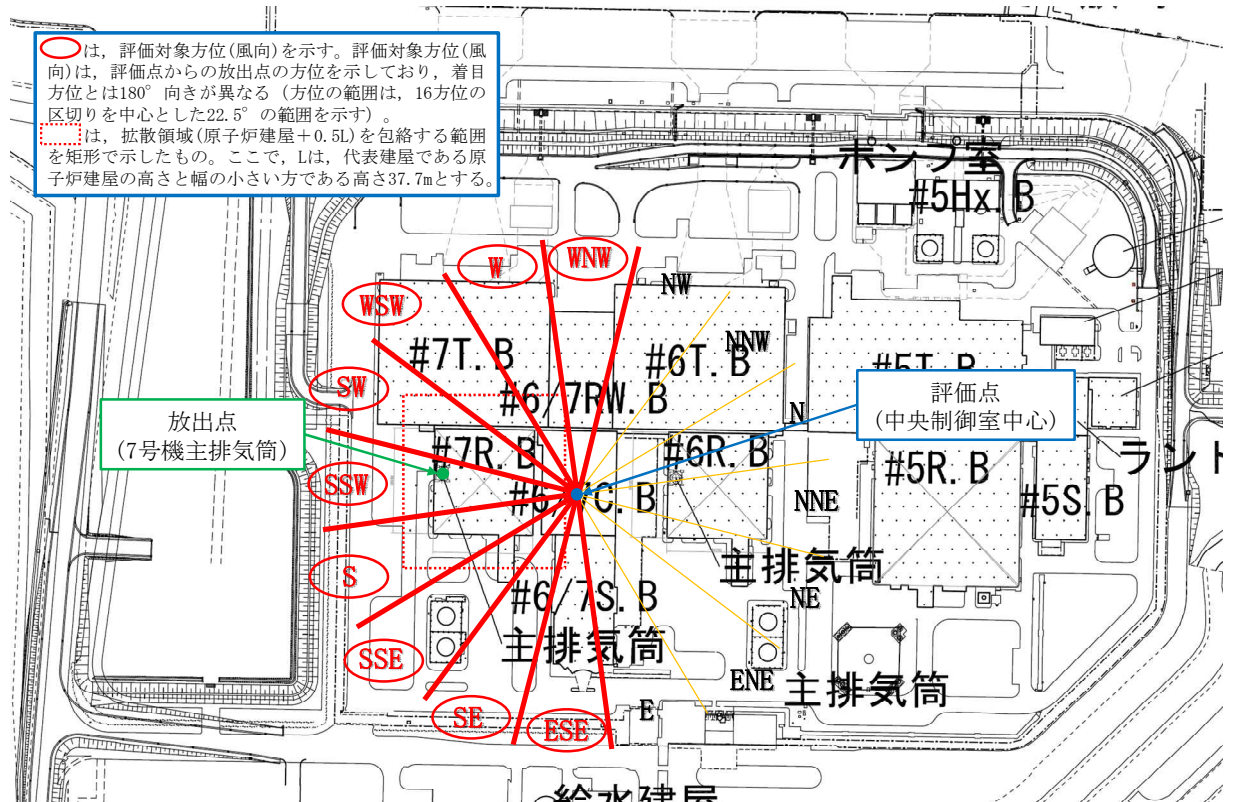


図 4-10 原子炉冷却材喪失時の室内作業時の評価風向 (中央制御室中心) (設計基準事故時)
(2/2) (7号機)

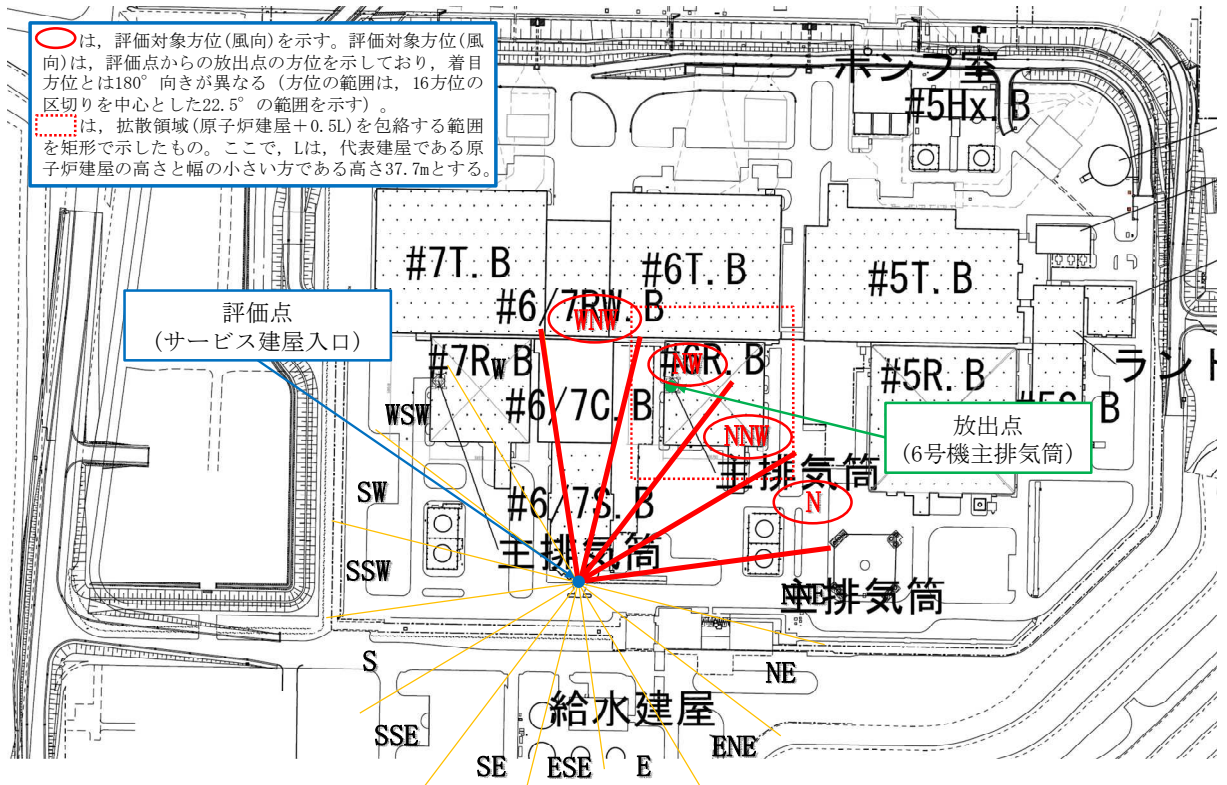


図 4-10 原子炉冷却材喪失時の入退域時の評価風向（サービス建屋入口）（設計基準事故時）
(1/2) (6号機)

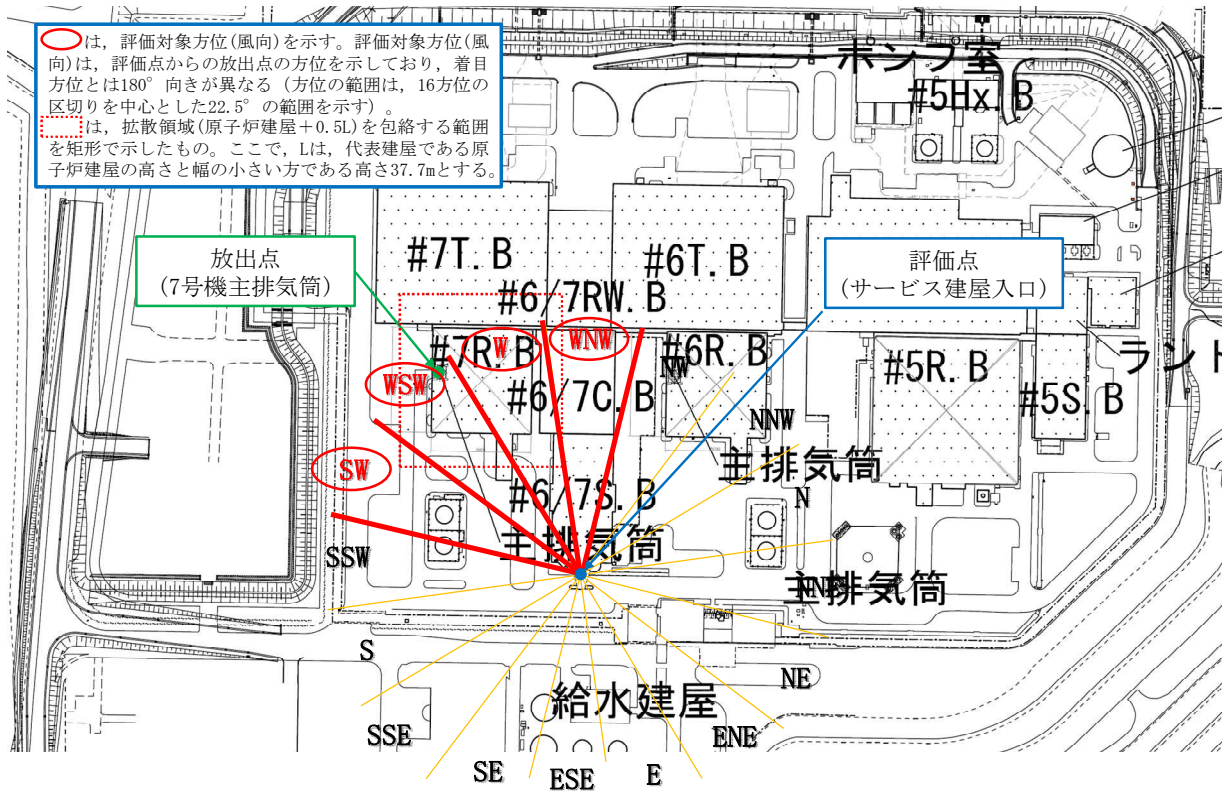


図 4-10 原子炉冷却材喪失時の入退域時の評価風向（サービス建屋入口）（設計基準事故時）
(2/2) (7号機)

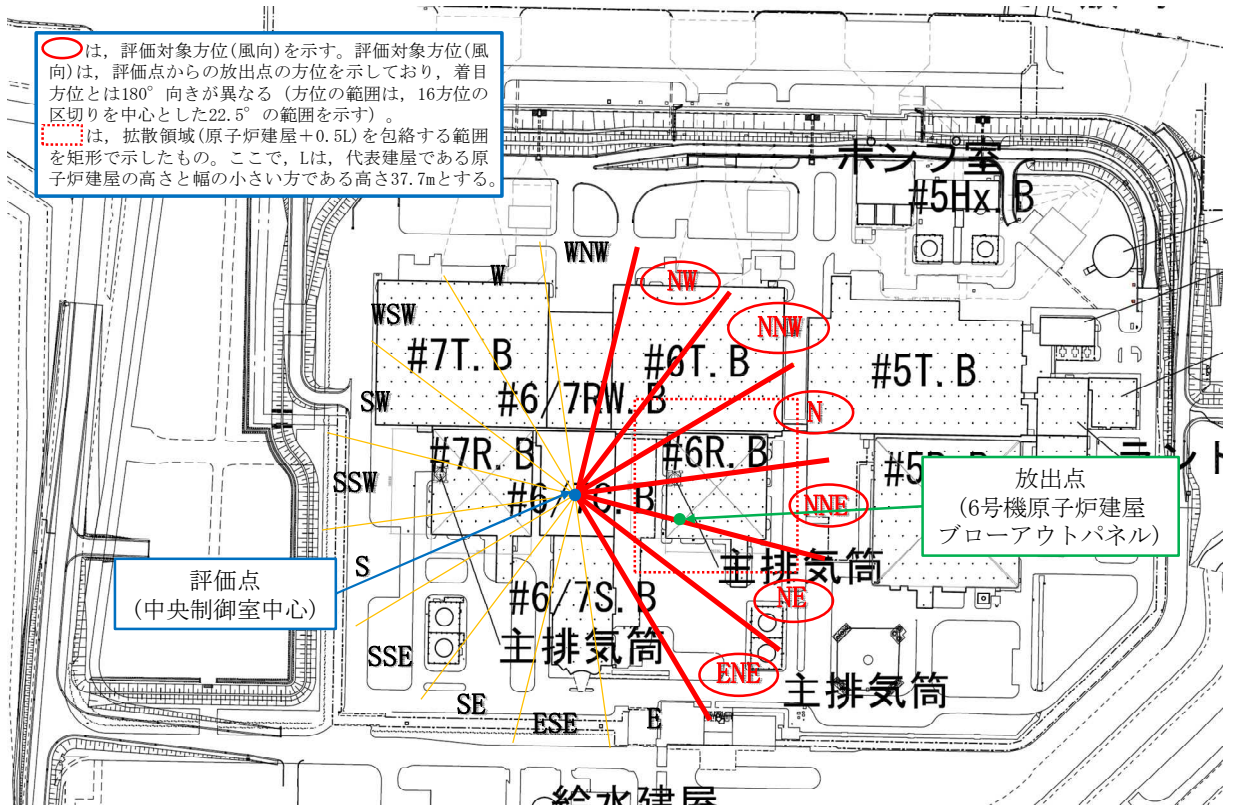


図 4-11 主蒸気管破断時の室内作業時の評価風向（中央制御室中心）（設計基準事故時）
(1/2) (6号機)

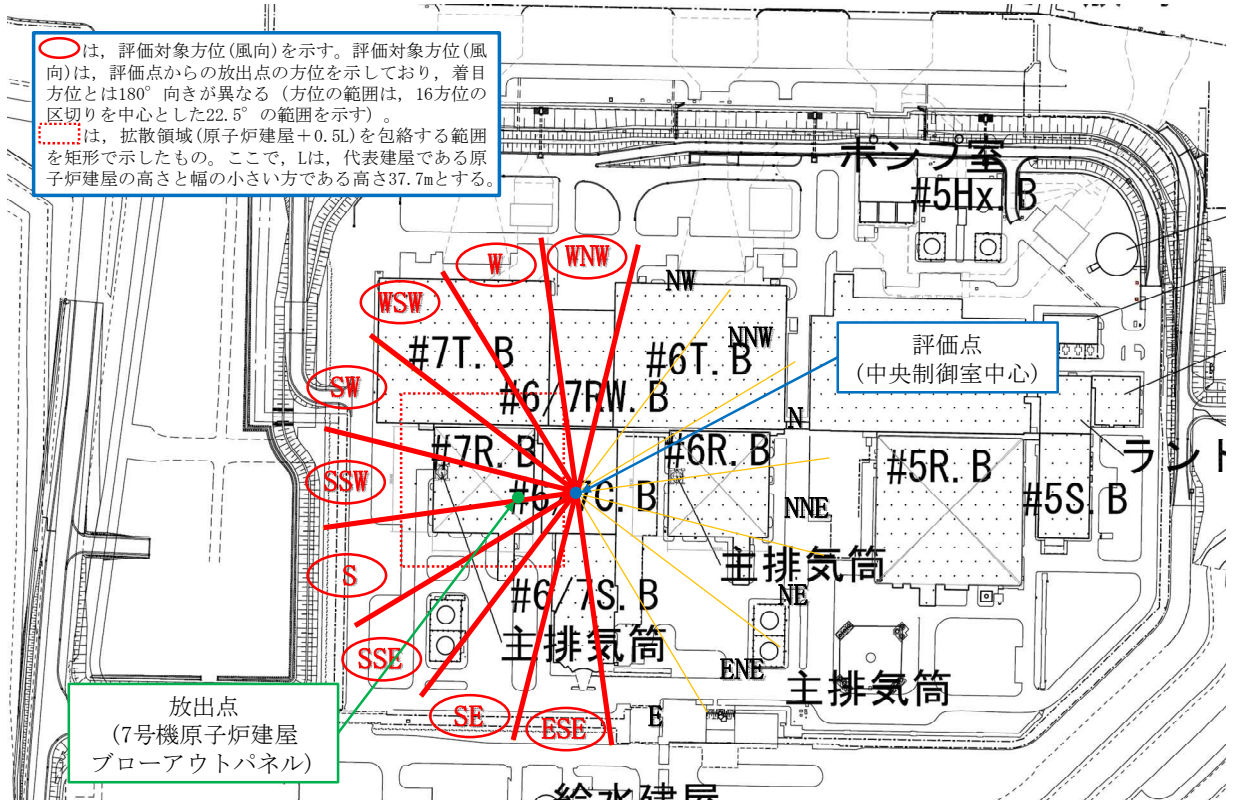


図 4-11 主蒸気管破断時の室内作業時の評価風向（中央制御室中心）（設計基準事故時）
(2/2) (7号機)

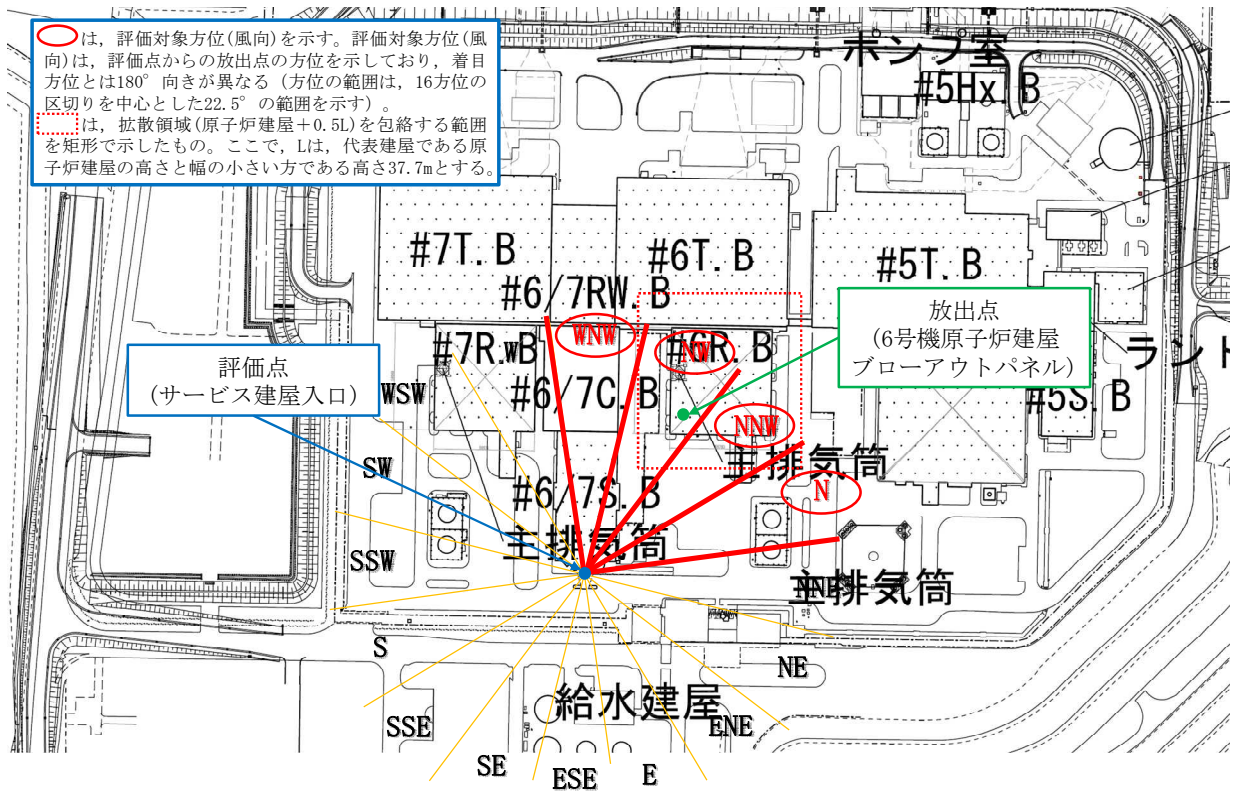


図 4-11 主蒸気管破断時の入退域時の評価風向(サービス建屋入口)(設計基準事故時)
 (1/2) (6号機)

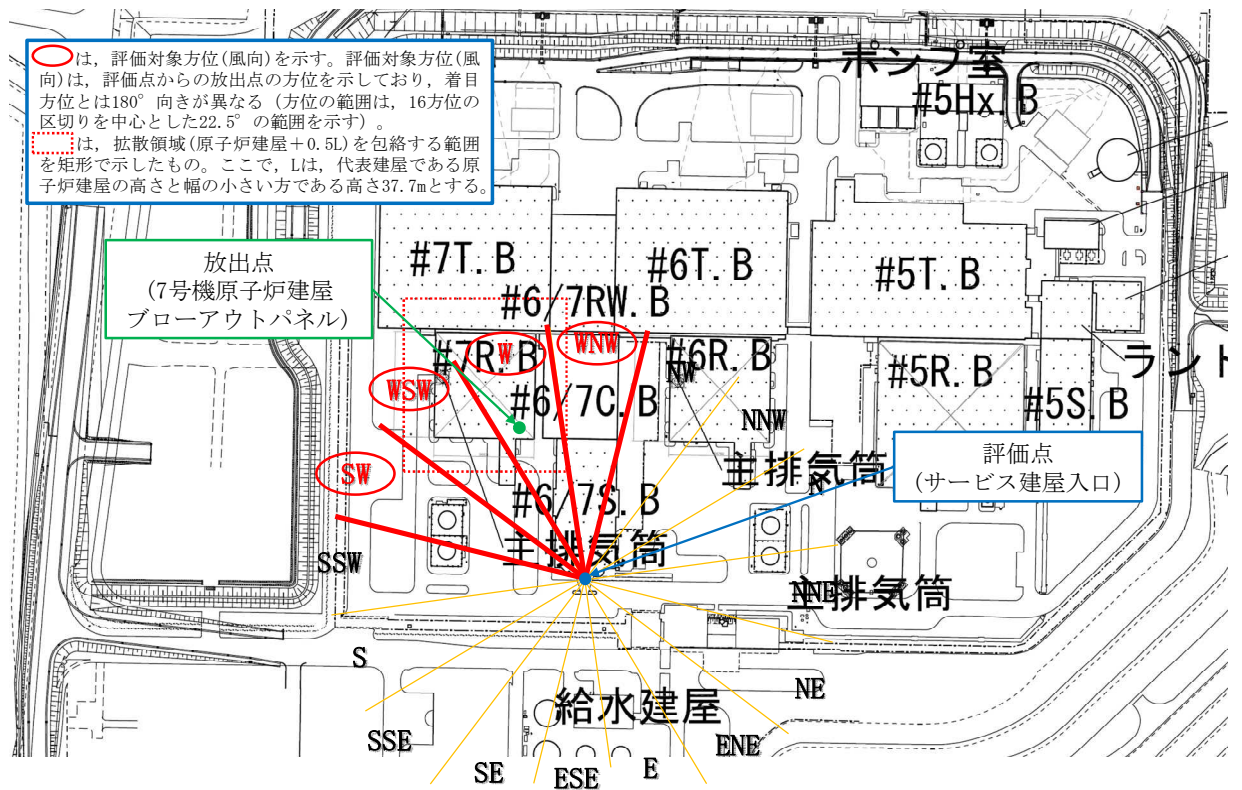


図 4-11 主蒸気管破断時の入退域時の評価風向(サービス建屋入口)(設計基準事故時)
 (2/2) (7号機)

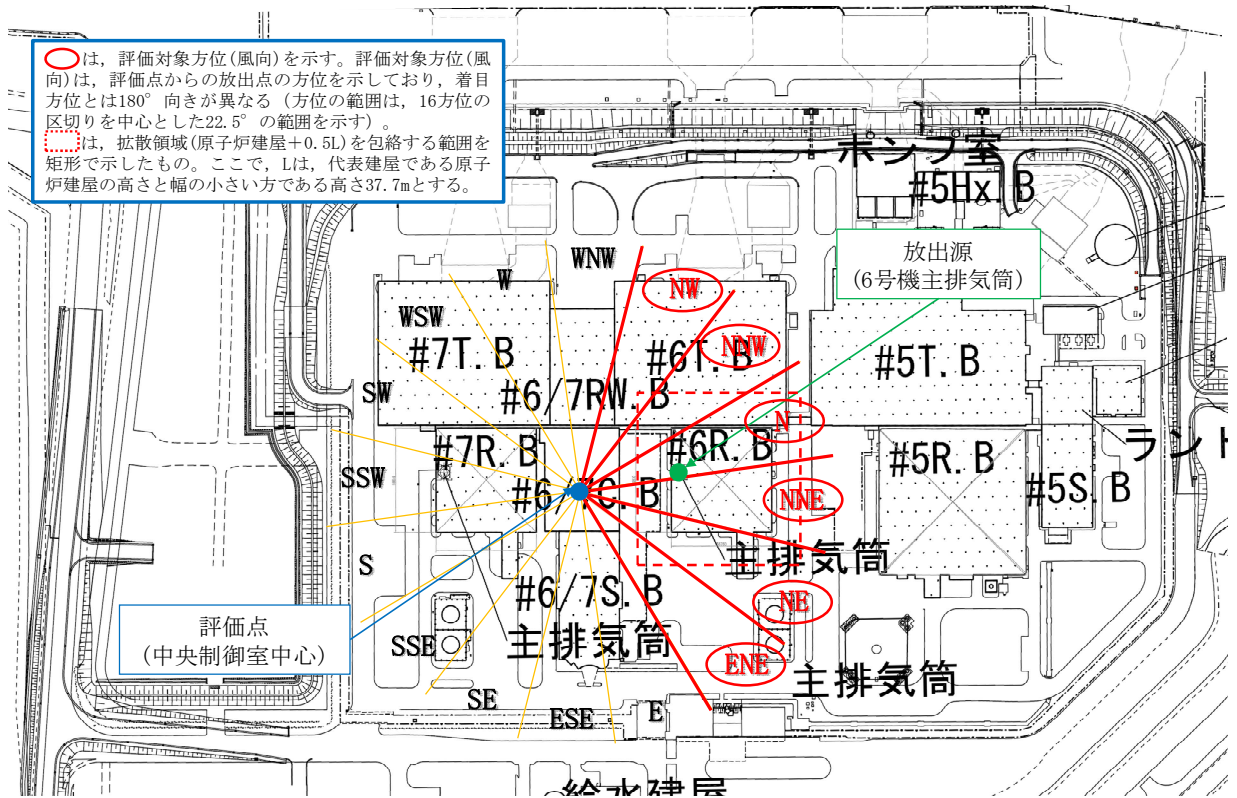


図 4-12 主排気筒放出時の評価風向 (評価点：中央制御室中心)
(炉心の著しい損傷が発生した場合) (1/2) (6号機)

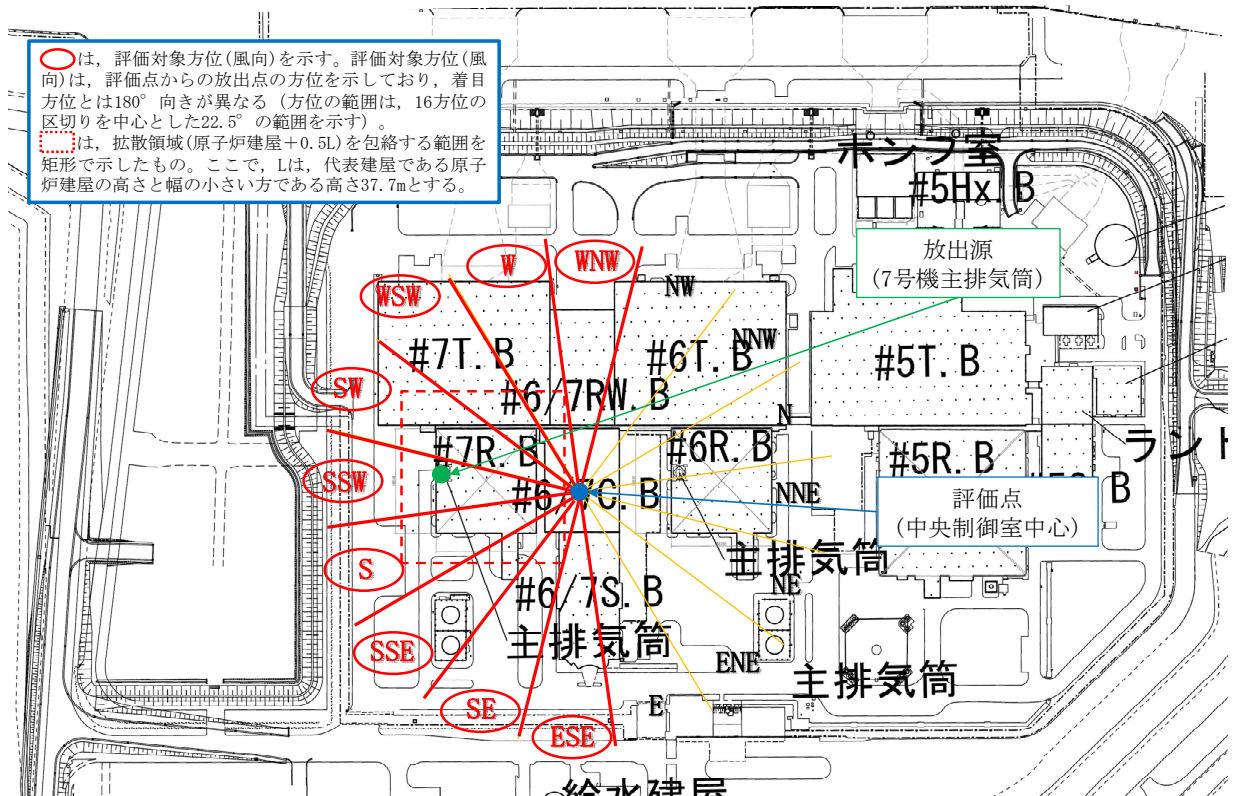


図 4-12 主排気筒放出時の評価風向 (評価点：中央制御室中心)
(炉心の著しい損傷が発生した場合) (2/2) (7号機)

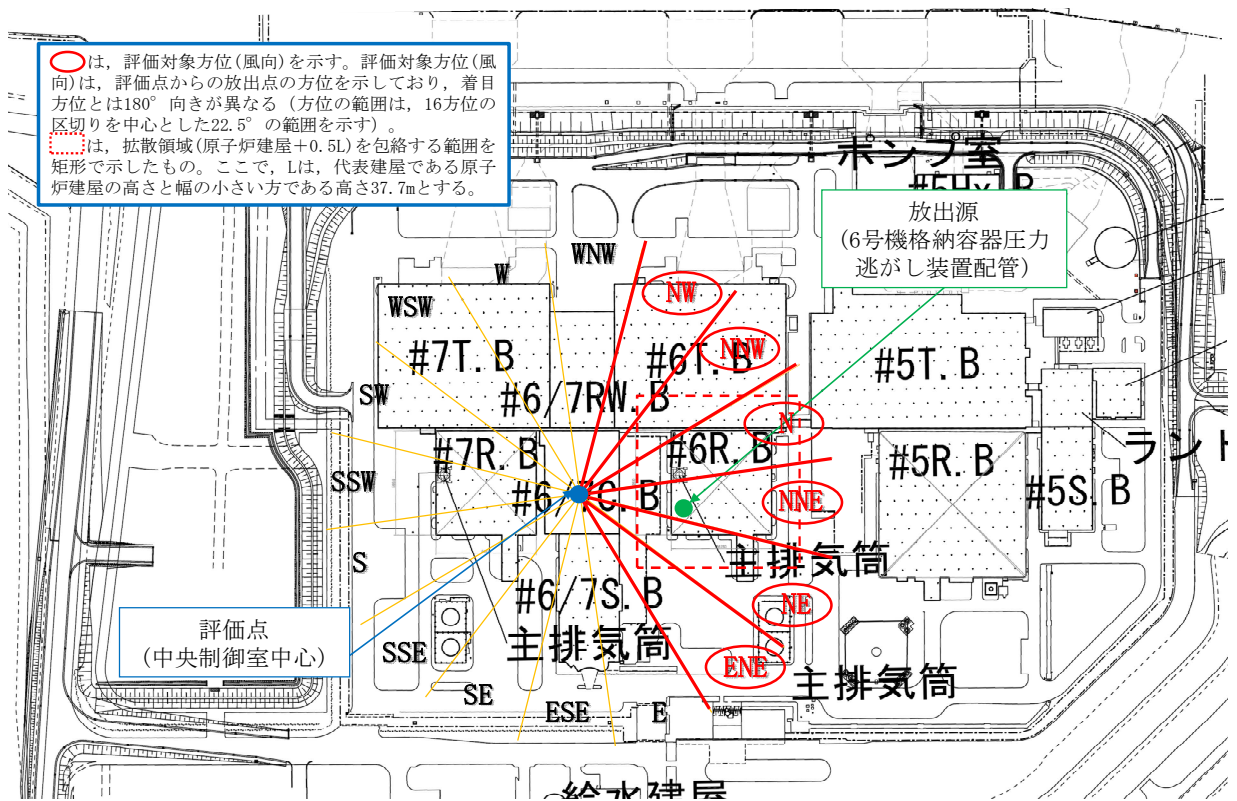


図 4-13 格納容器圧力逃がし装置からの放出時の評価風向 (評価点：中央制御室中心)
 (炉心の著しい損傷が発生した場合) (1/2) (6号機)

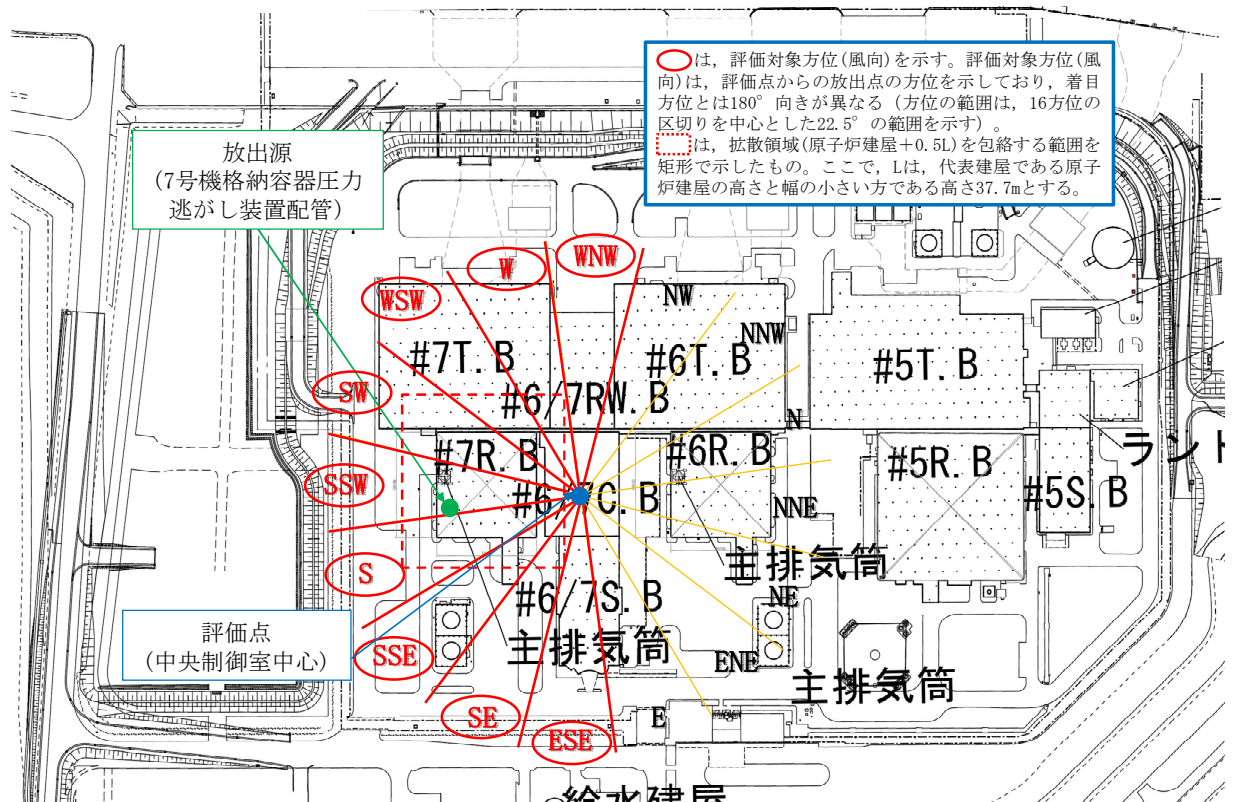


図 4-13 格納容器圧力逃がし装置からの放出時の評価風向 (評価点：中央制御室中心)
 (炉心の著しい損傷が発生した場合) (2/2) (7号機)

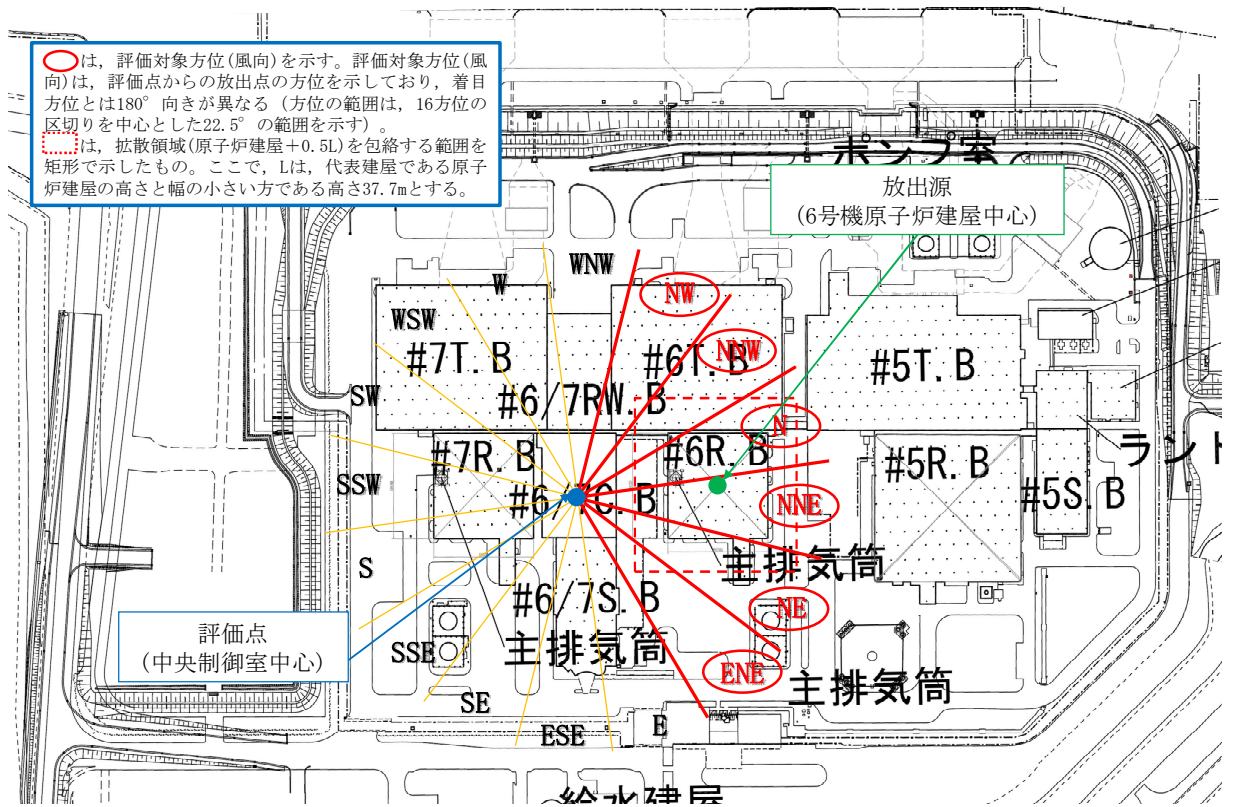


図 4-14 原子炉建屋漏えい時の評価風向 (評価点：中央制御室中心)
 (炉心の著しい損傷が発生した場合) (1/2) (6号機)

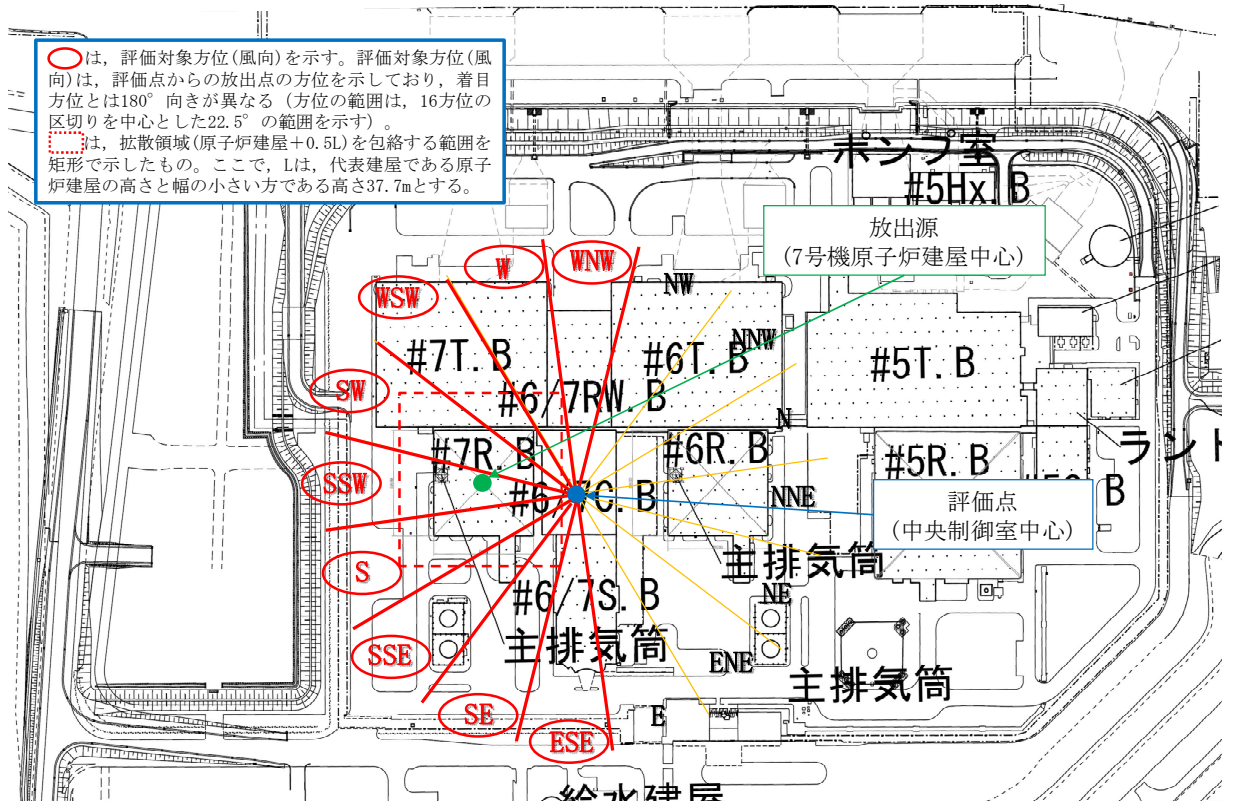


図 4-14 原子炉建屋漏えい時の評価風向 (評価点：中央制御室中心)
 (炉心の著しい損傷が発生した場合) (2/2) (7号機)

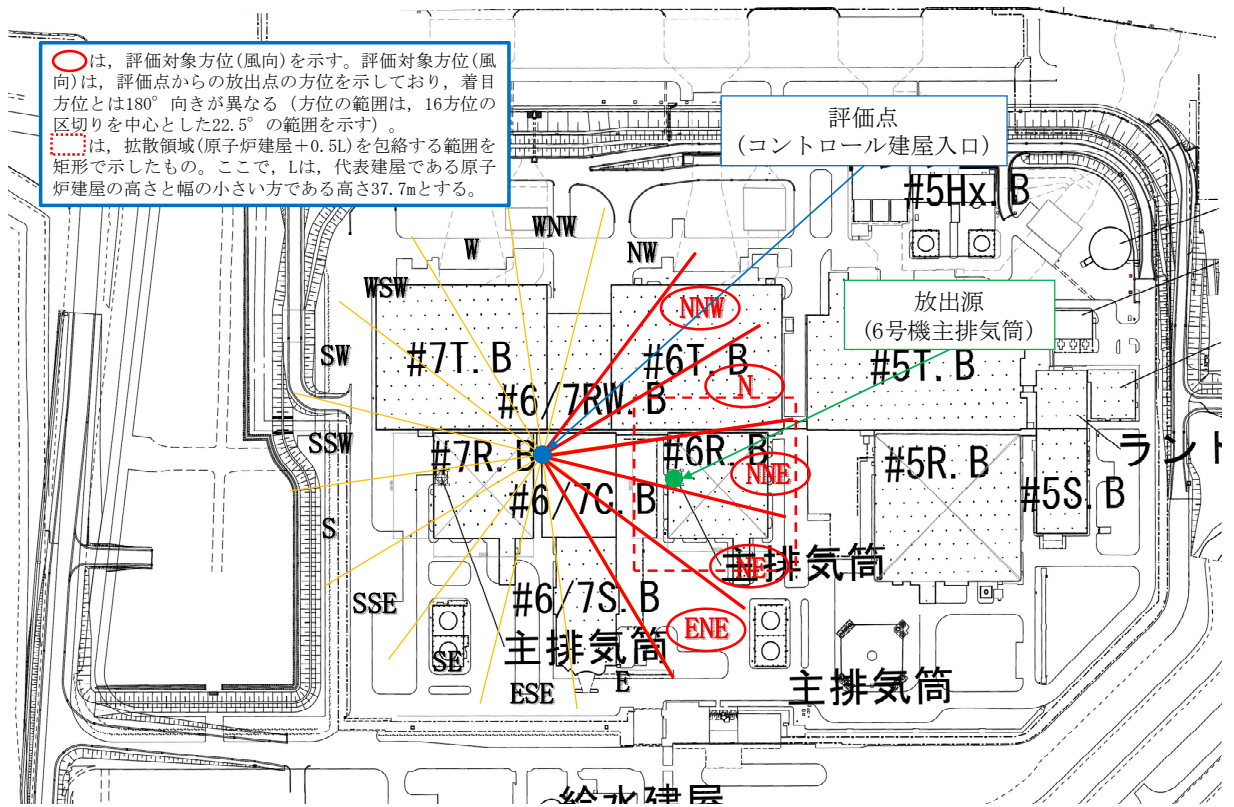


図 4-15 主排気筒からの放出時の評価風向 (評価点：コントロール建屋入口)
 (炉心の著しい損傷が発生した場合) (1/2) (6号機)

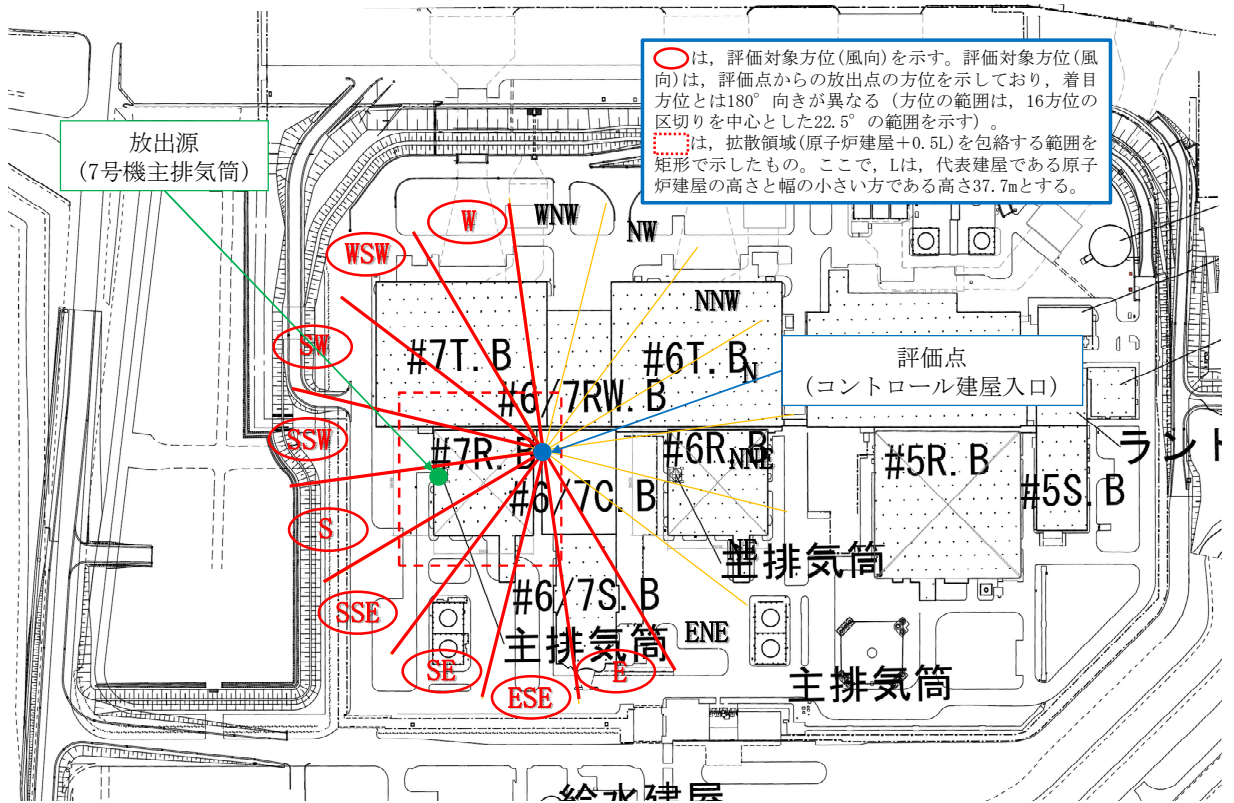


図 4-15 主排気筒からの放出時の評価風向 (評価点：コントロール建屋入口)
 (炉心の著しい損傷が発生した場合) (2/2) (7号機)

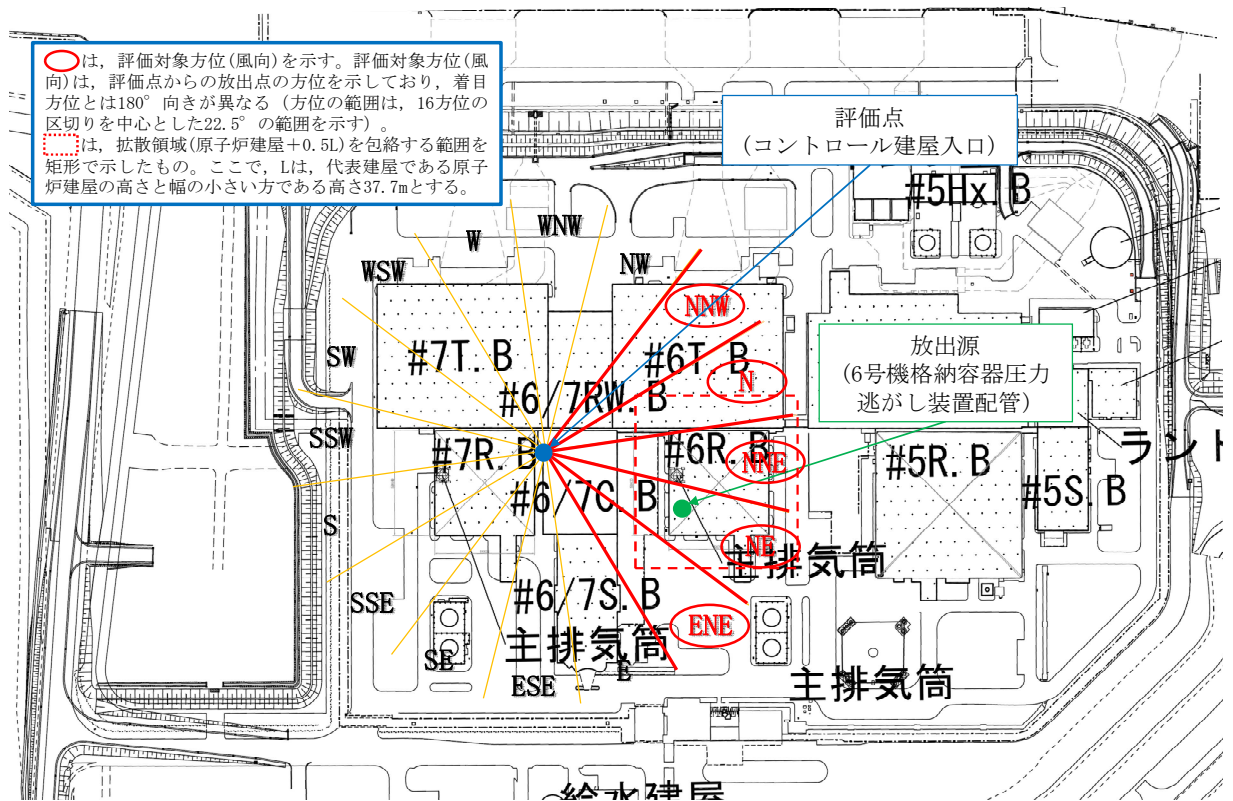


図 4-16 格納容器圧力逃がし装置からの放出時の評価風向 (評価点：コントロール建屋入口)
(炉心の著しい損傷が発生した場合) (1/2) (6号機)

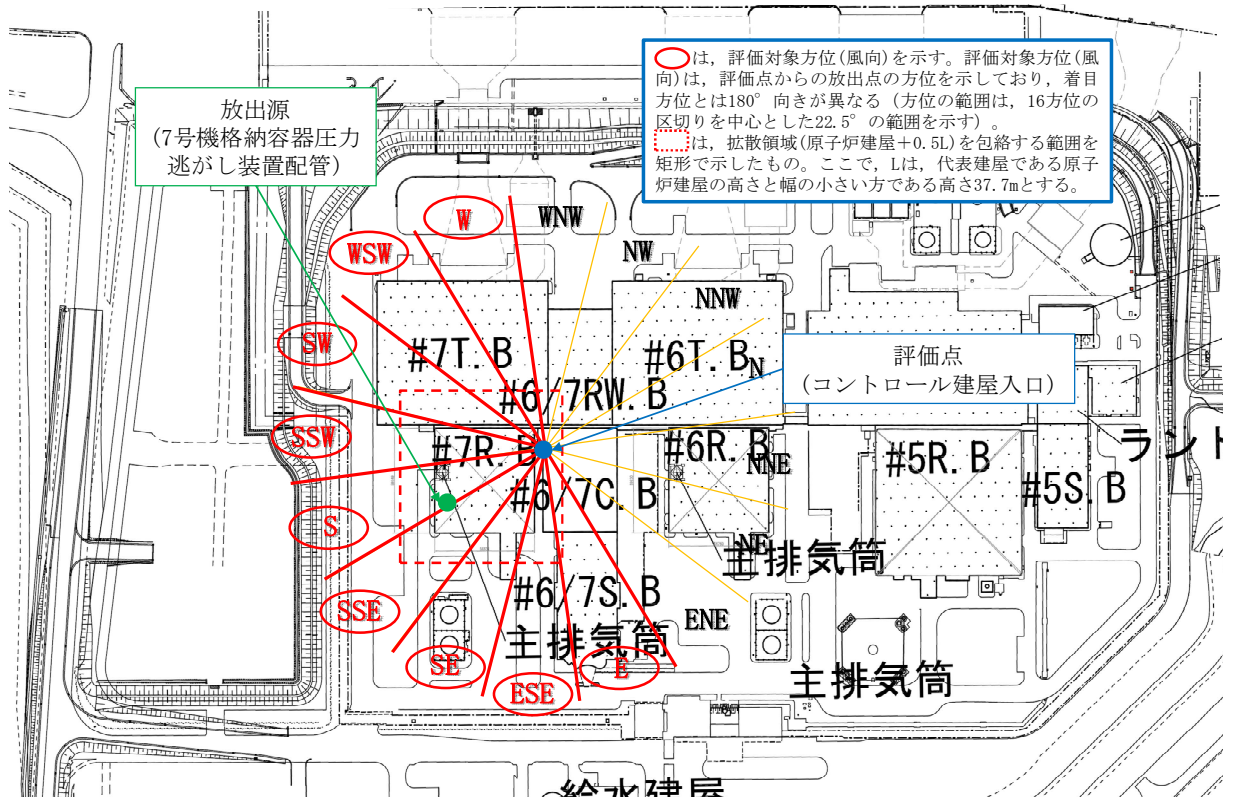


図 4-16 格納容器圧力逃がし装置からの放出時の評価風向 (評価点：コントロール建屋入口)
(炉心の著しい損傷が発生した場合) (2/2) (7号機)

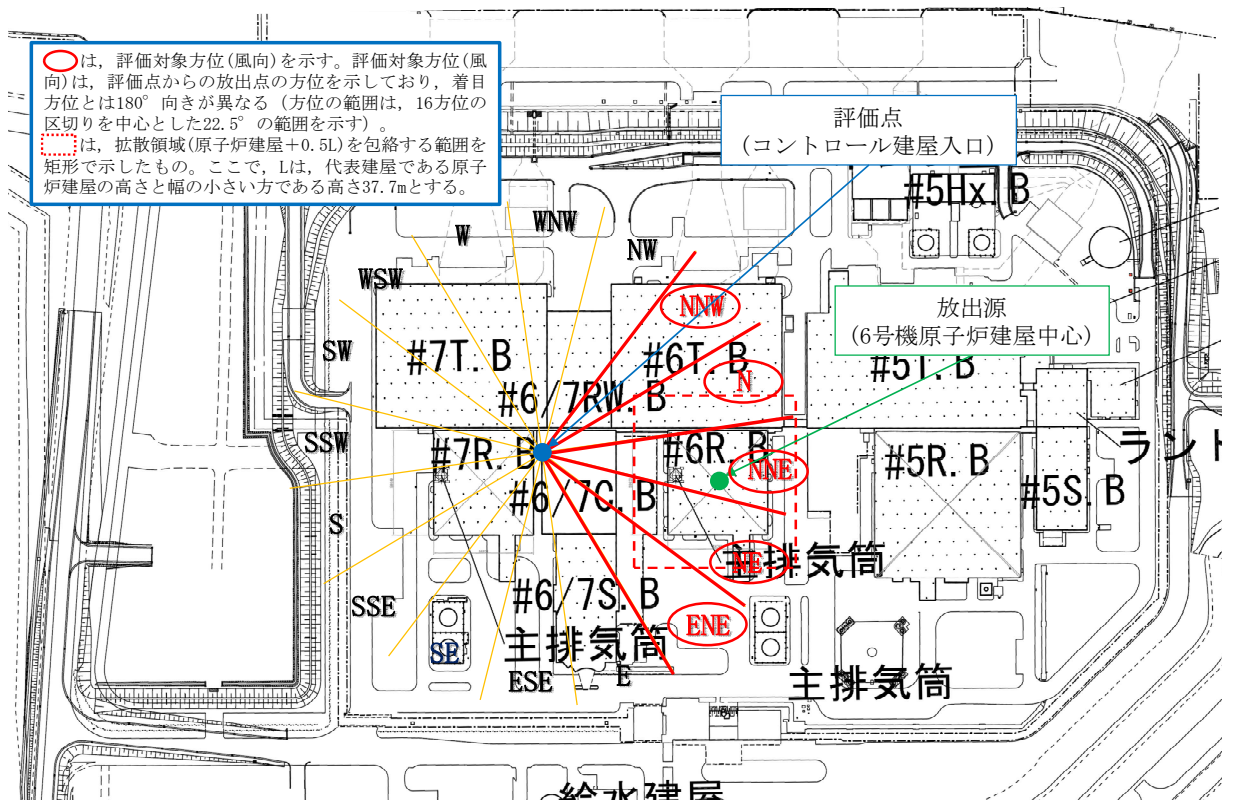


図4-17 原子炉建屋漏えい時の評価風向 (評価点：コントロール建屋入口)
(炉心の著しい損傷が発生した場合) (1/2) (6号機)

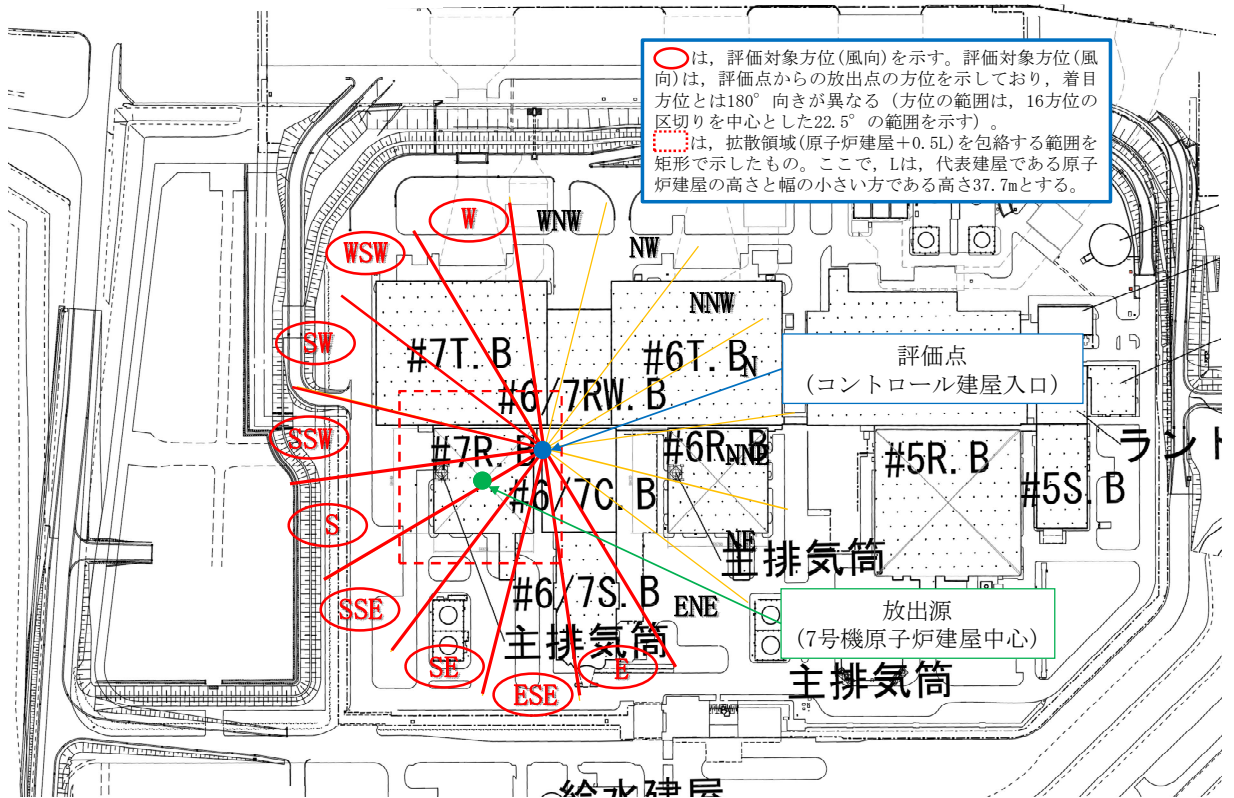


図4-17 原子炉建屋漏えい時の評価風向 (評価点：コントロール建屋入口)
(炉心の著しい損傷が発生した場合) (2/2) (7号機)

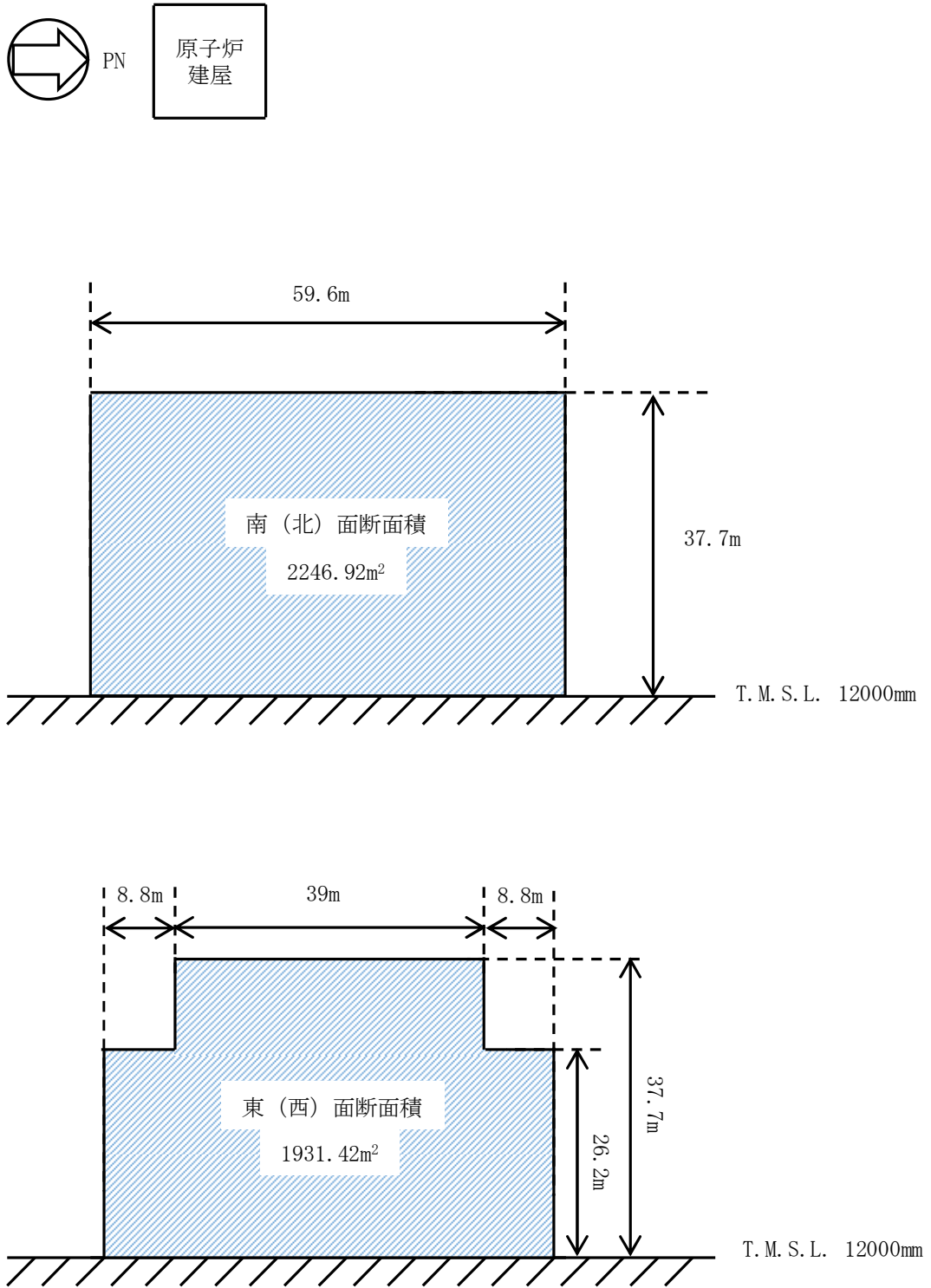


图 4-18 原子炉建屋断面積 (投影面積)

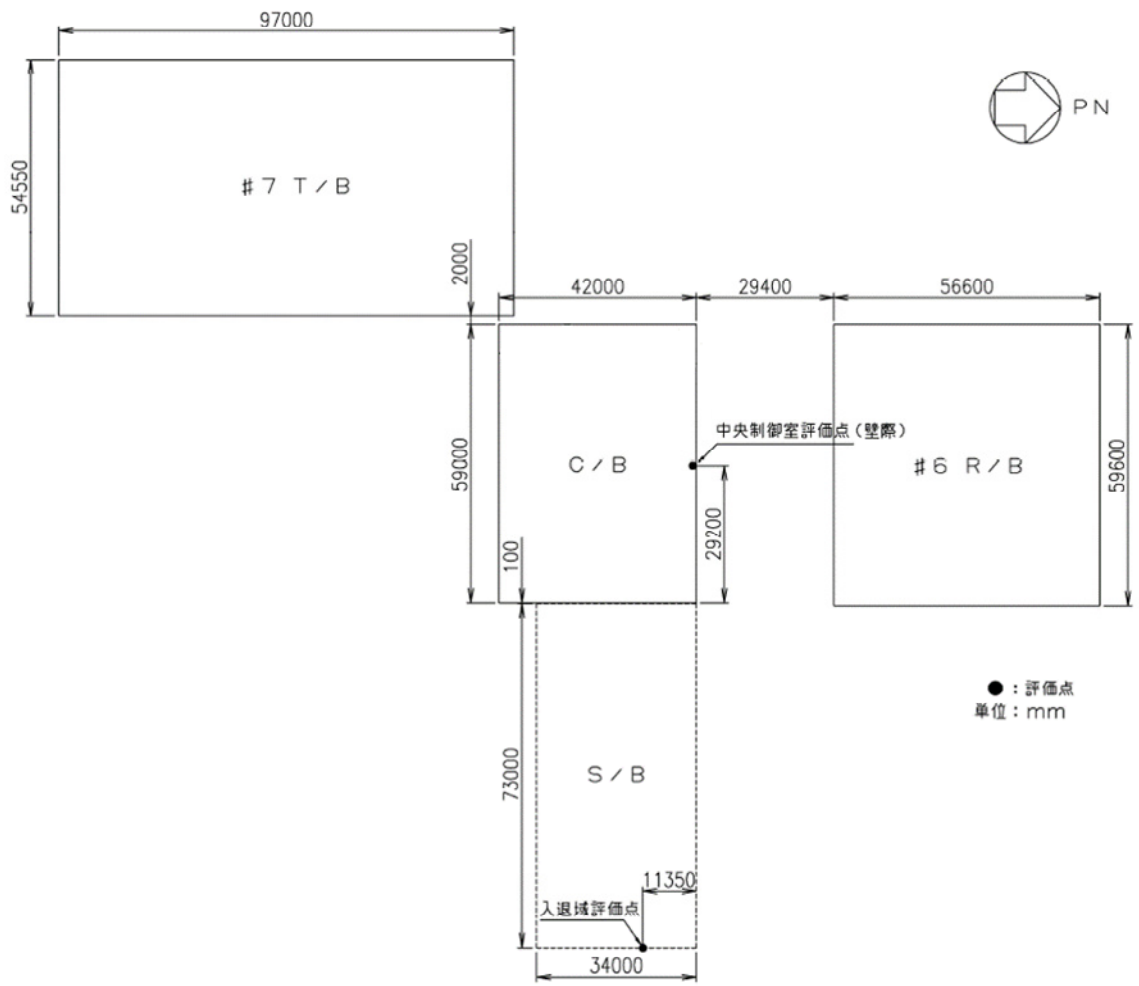


図 4-19 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル (1/5)
(原子炉冷却材喪失時の評価モデル) (6号機)

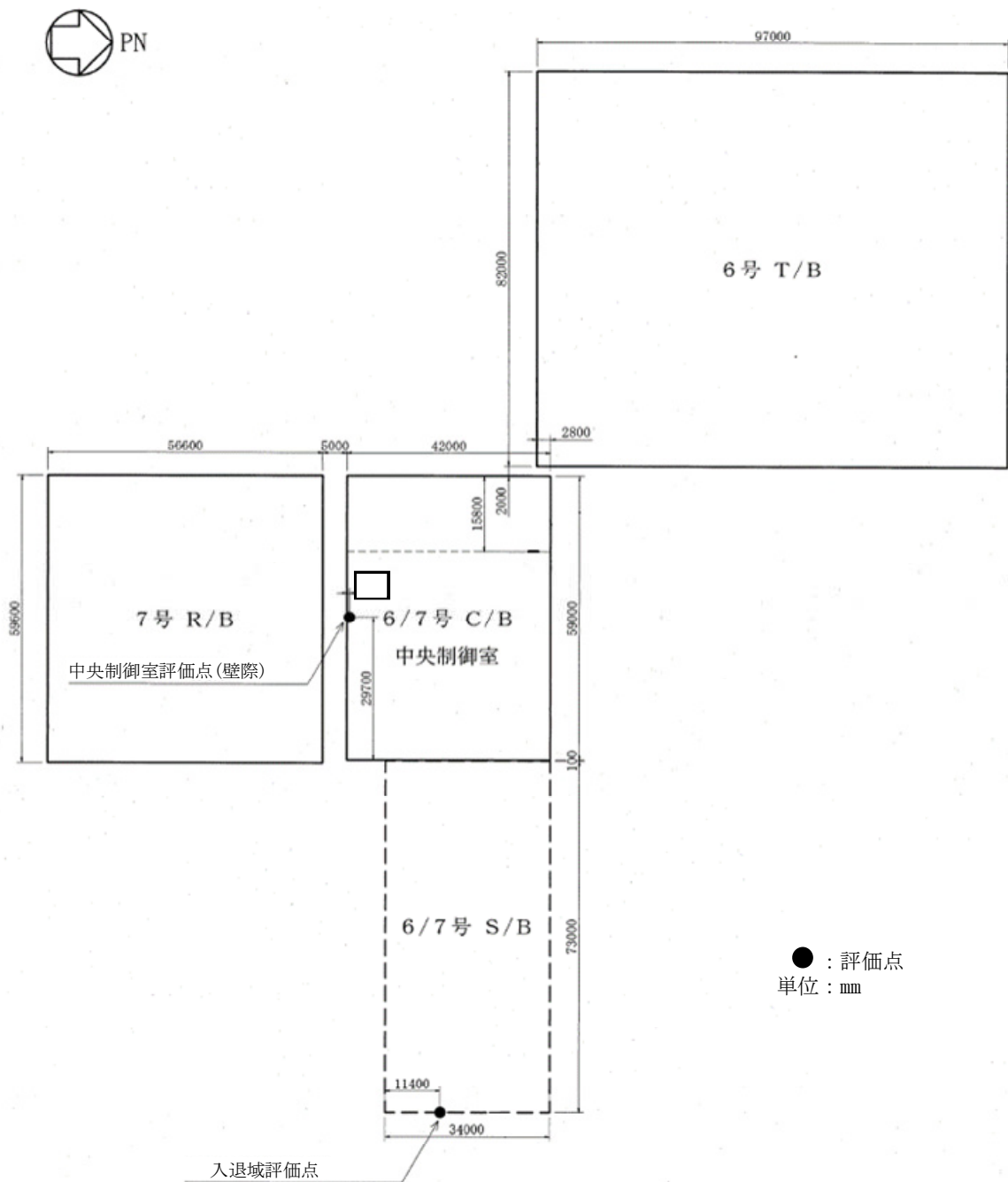
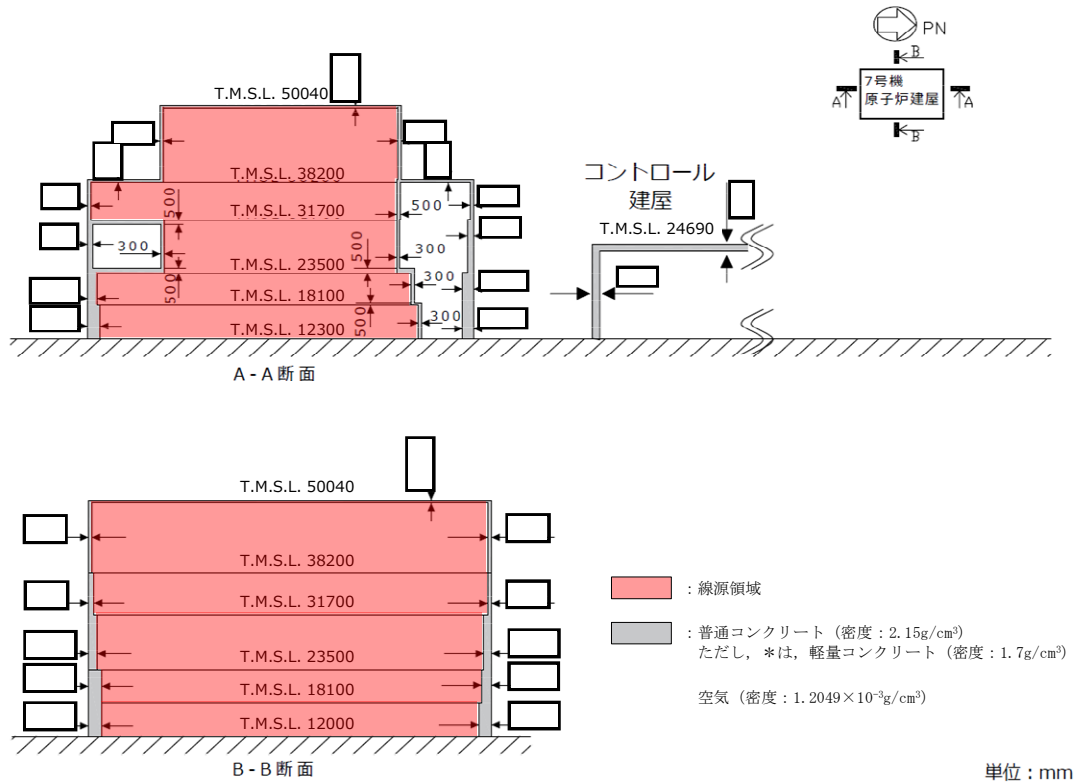
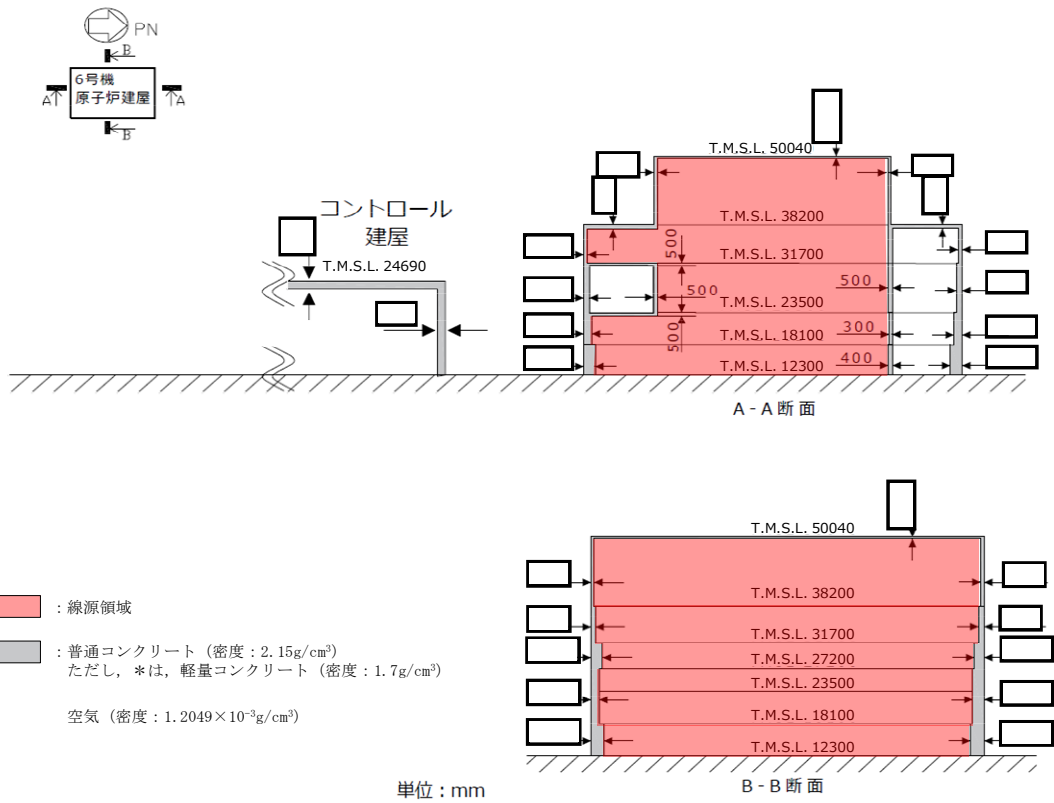
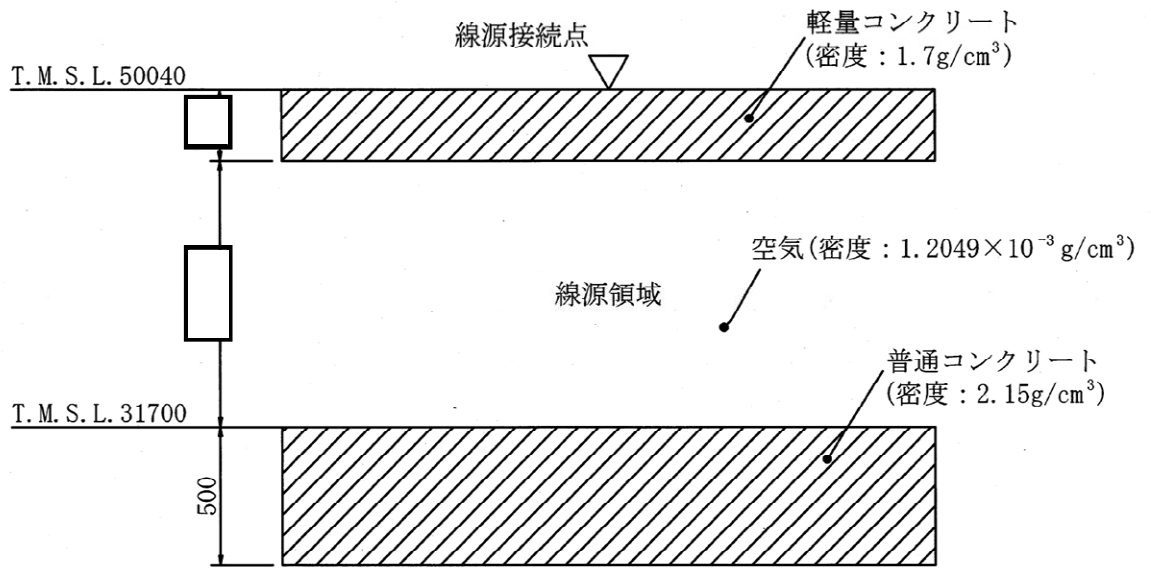
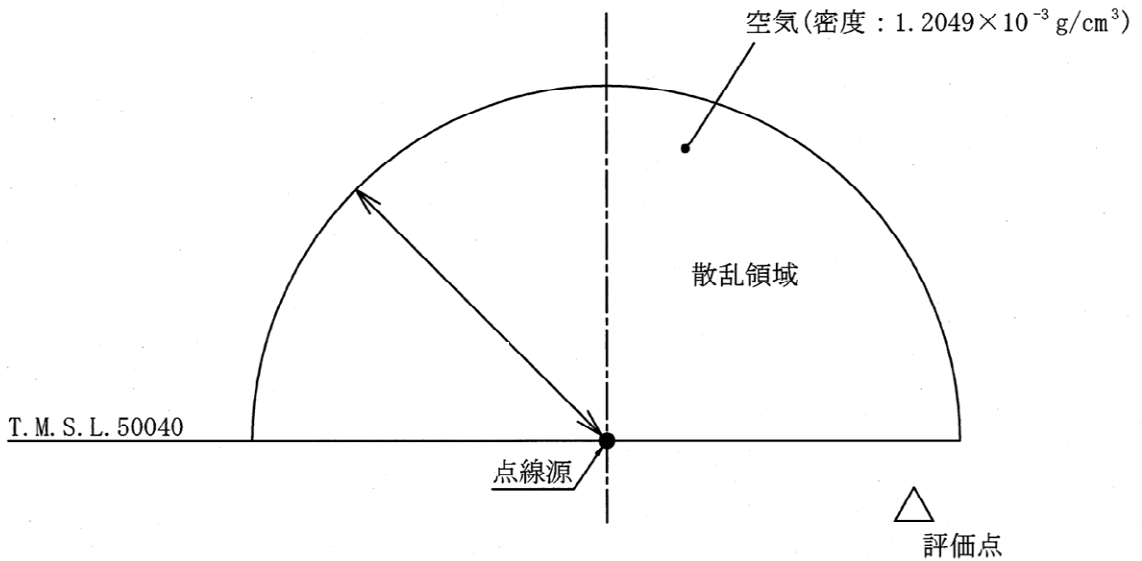


図 4-19 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル (2/5)
(原子炉冷却材喪失時の評価モデル) (7号機)





線源計算モデル(ANISNコードの計算モデル)



散乱計算モデル(G33-GP2Rコードの計算モデル)

(単位: mm)

散乱領域 半径	6号機	室内作業時	1000m
		入退域時	1000m
	7号機	室内作業時	200m
		入退域時	200m

注: 散乱領域の半径は、点線源から評価点までの距離を超える長さを設定する。

図4-19 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル (5/5)
(原子炉冷却材喪失時のスカイシャインガンマ線評価モデル)

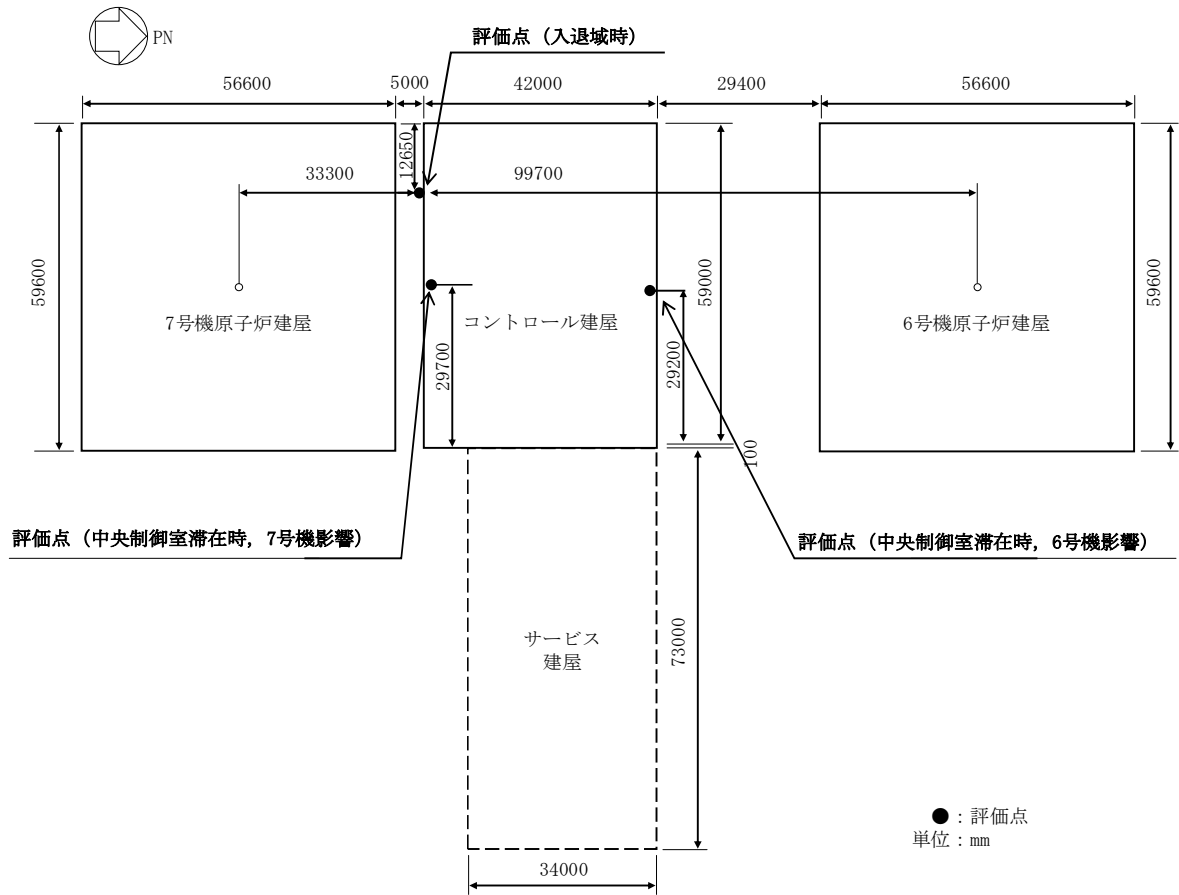


図4-20 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル (1/5)
(炉心の著しい損傷が発生した場合)

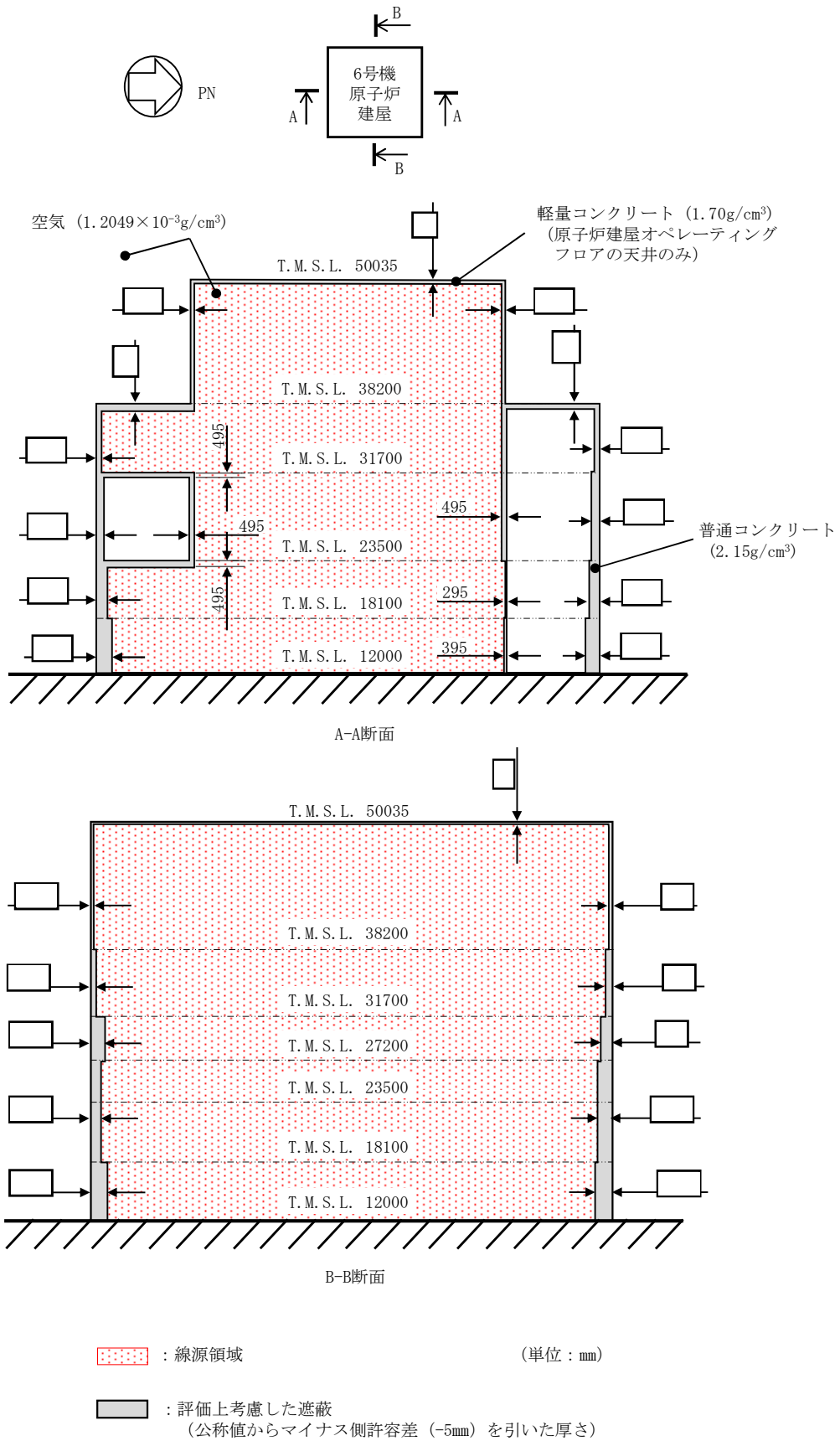


図4-20 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル (2/5)
(炉心の著しい損傷が発生した場合) (直接ガンマ線) (6号機)

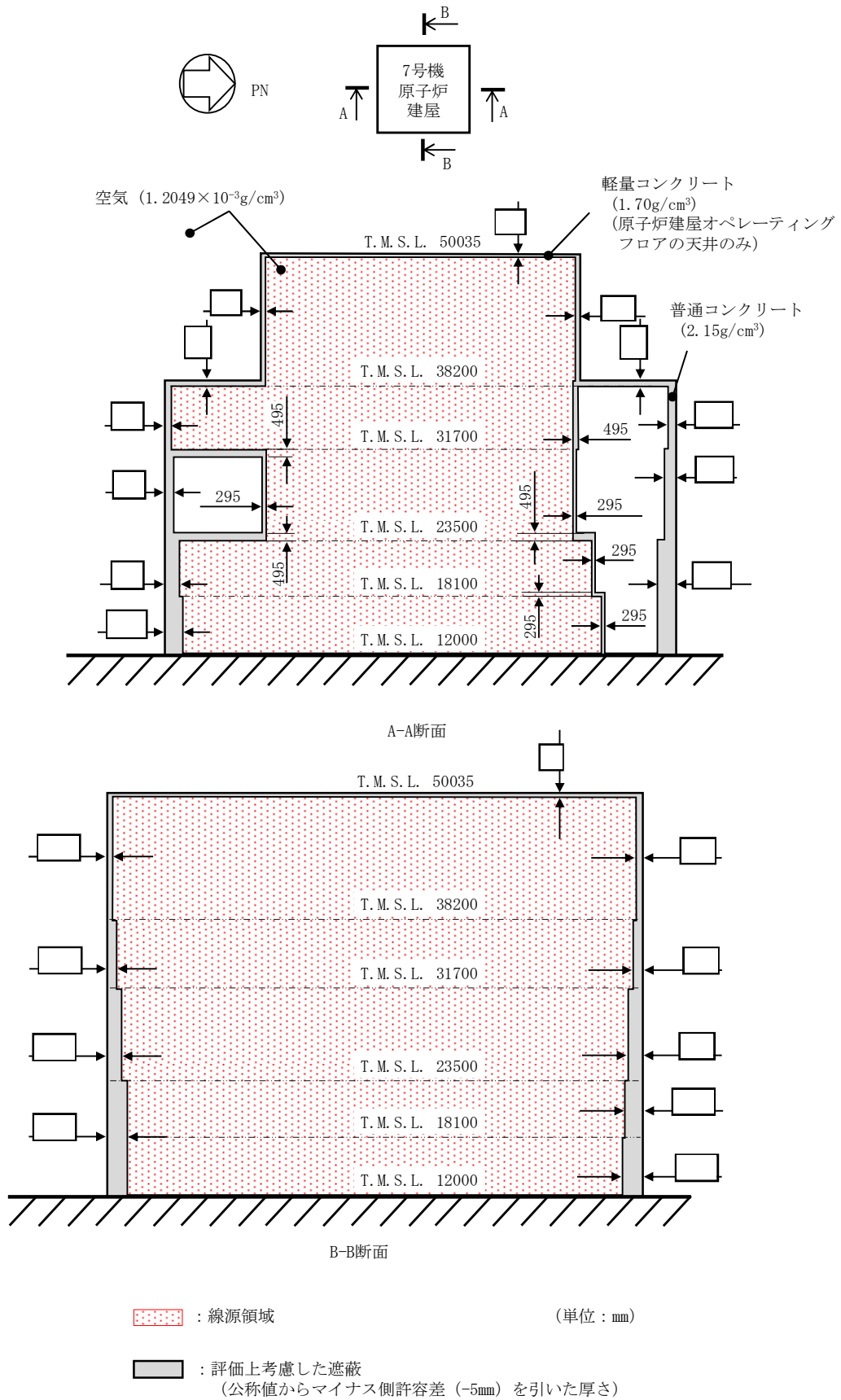


図4-20 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル (3/5)
(炉心の著しい損傷が発生した場合) (直接ガンマ線) (7号機)

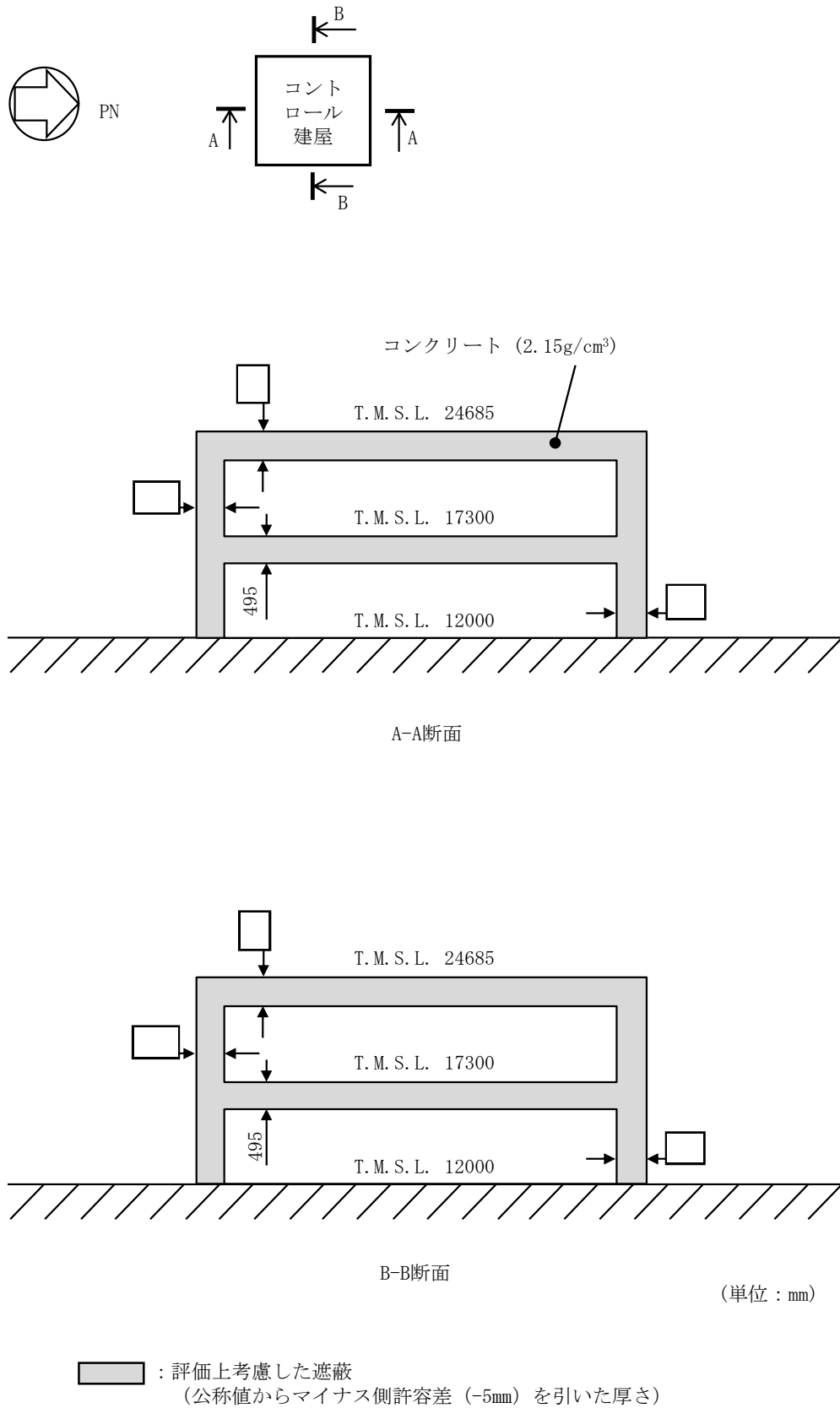
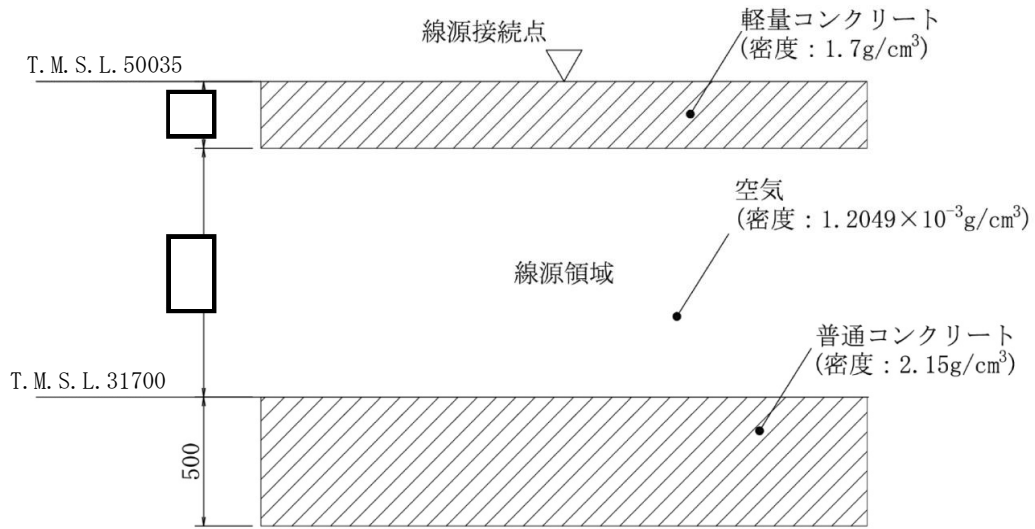
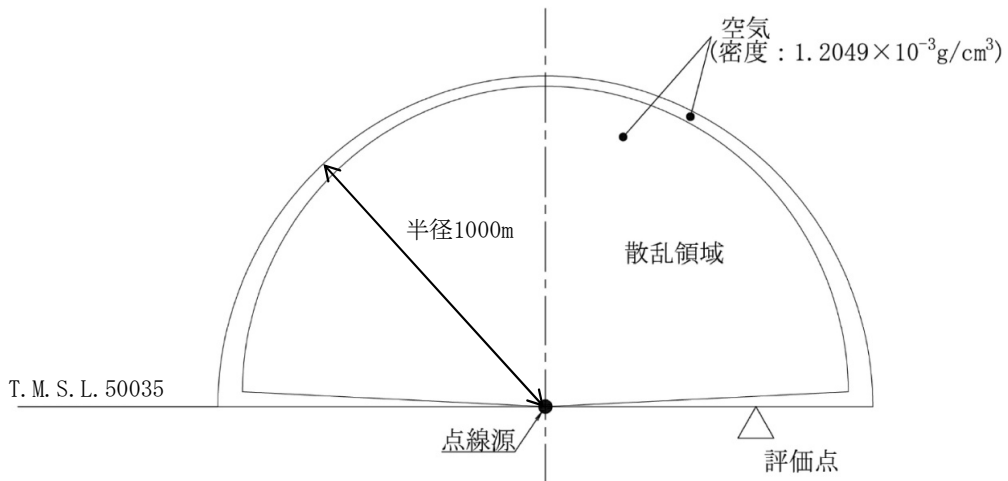


図4-20 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル (4/5)
(炉心の著しい損傷が発生した場合) (直接ガンマ線) (コントロール建屋遮蔽モデル)



線源計算モデル(ANISNコードの計算モデル)



散乱計算モデル(G33-GP2Rコードの計算モデル)

(単位: mm)

注: 遮蔽として考慮する天井コンクリート厚さ(□)は公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた厚さ。また、散乱領域の半径は、点線源から評価点までの距離を超える長さを設定する。

図4-20 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル (5/5)
(炉心の著しい損傷が発生した場合) (スカイシャインガンマ線)

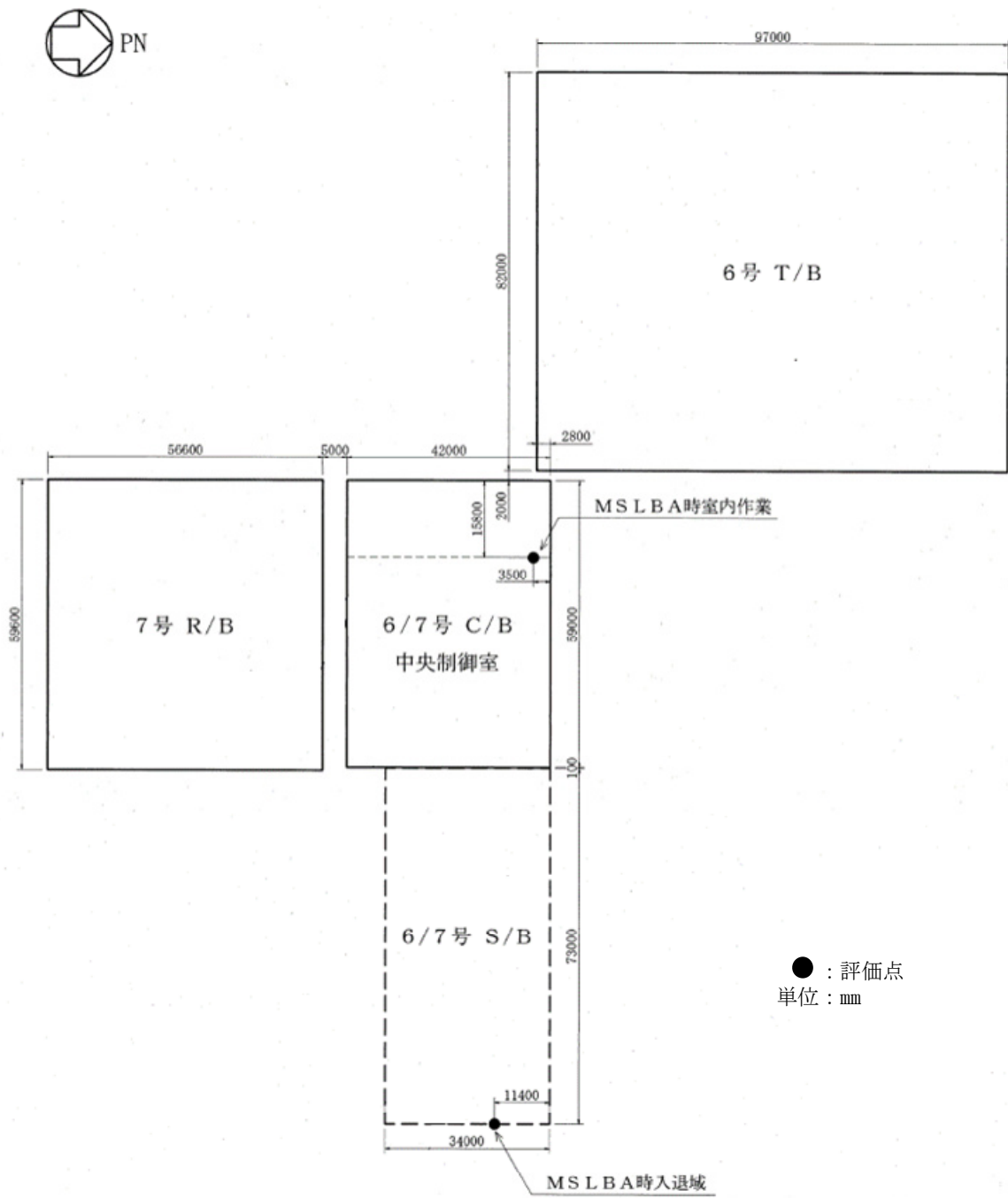


図4-21 主蒸気管破断時の評価モデル (1/5) (6号機)

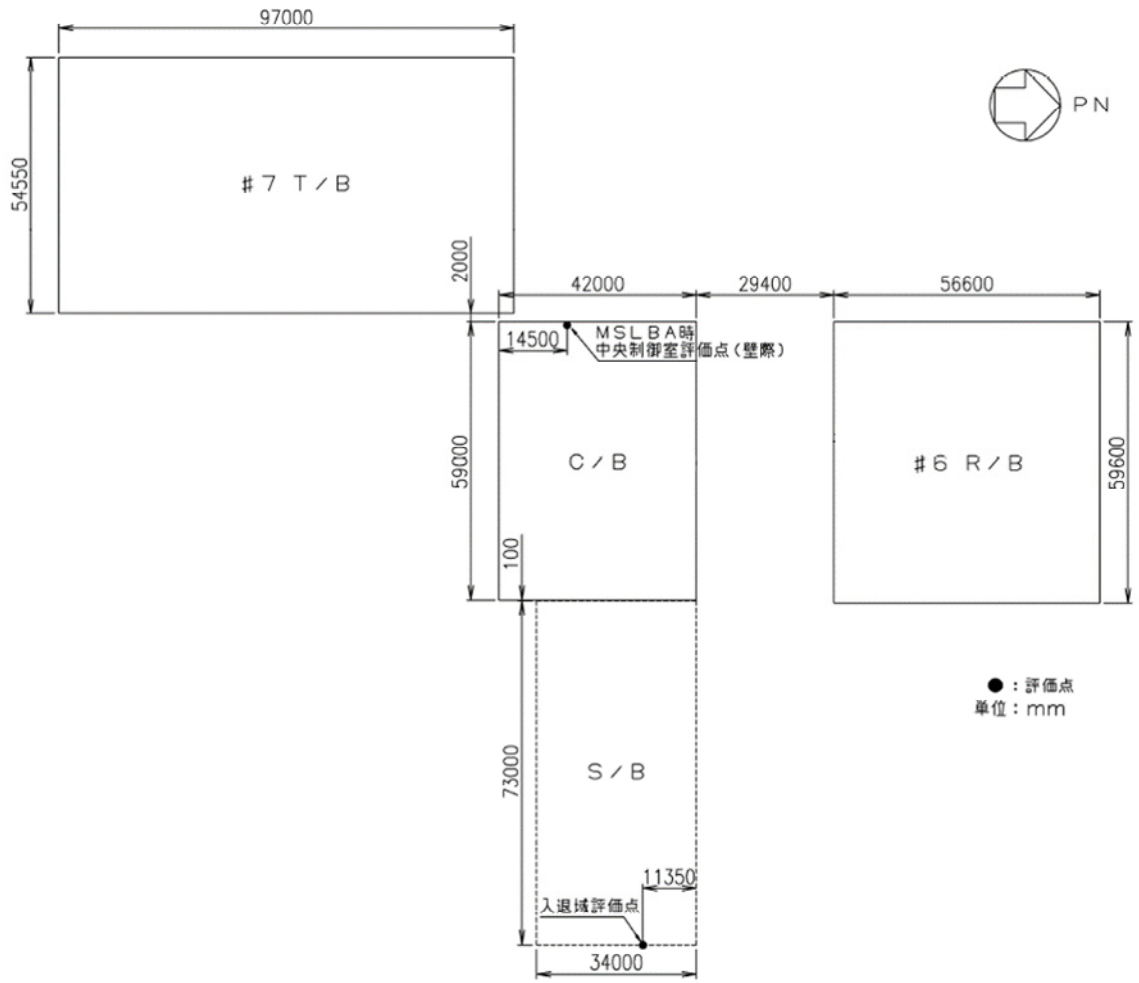


図4-21 主蒸気管破断時の評価モデル (2/5) (7号機)

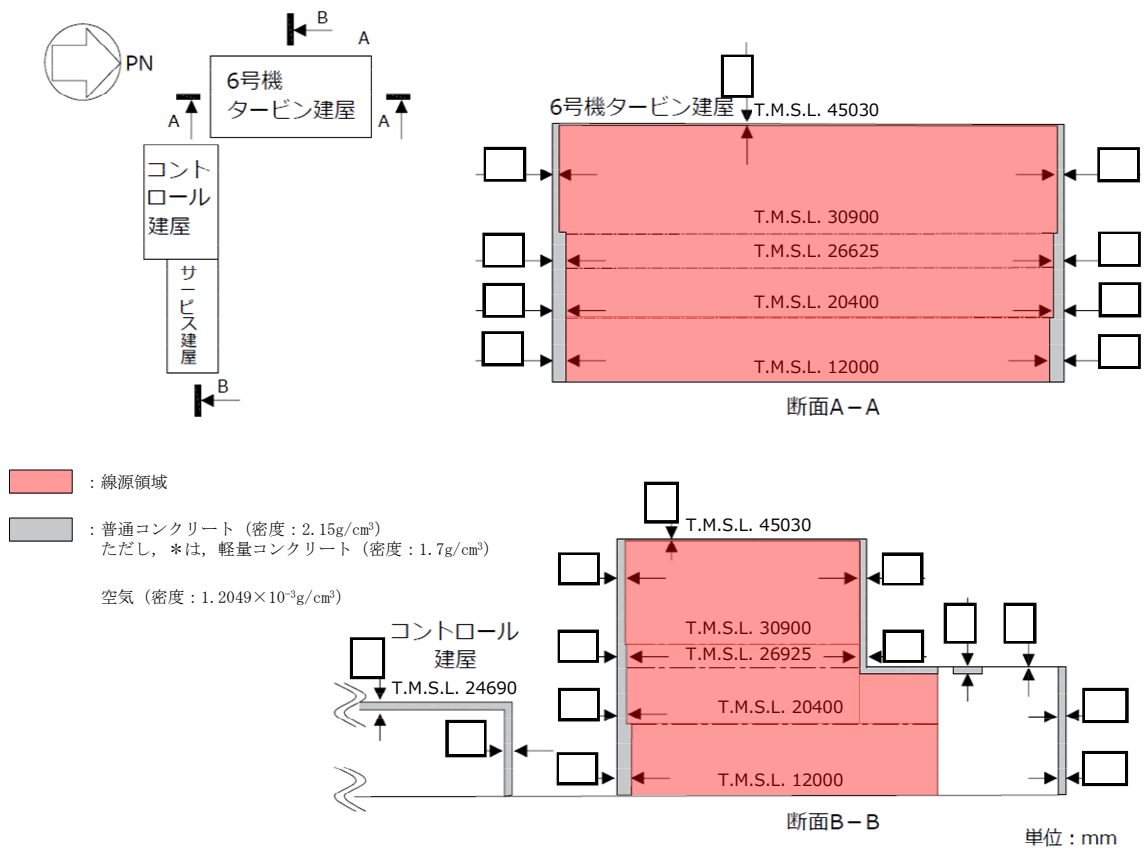


図4-21 主蒸気管破断時の評価モデル (3/5) (直接ガンマ線) (6号機)

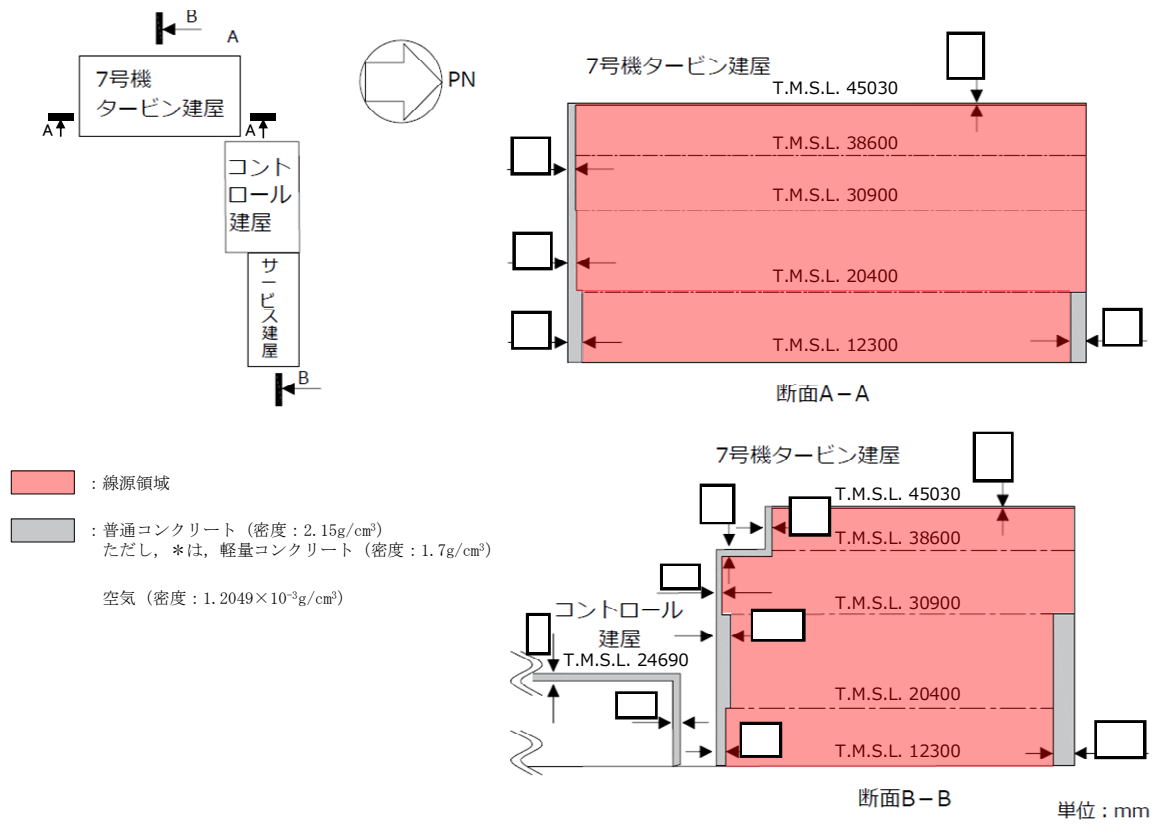
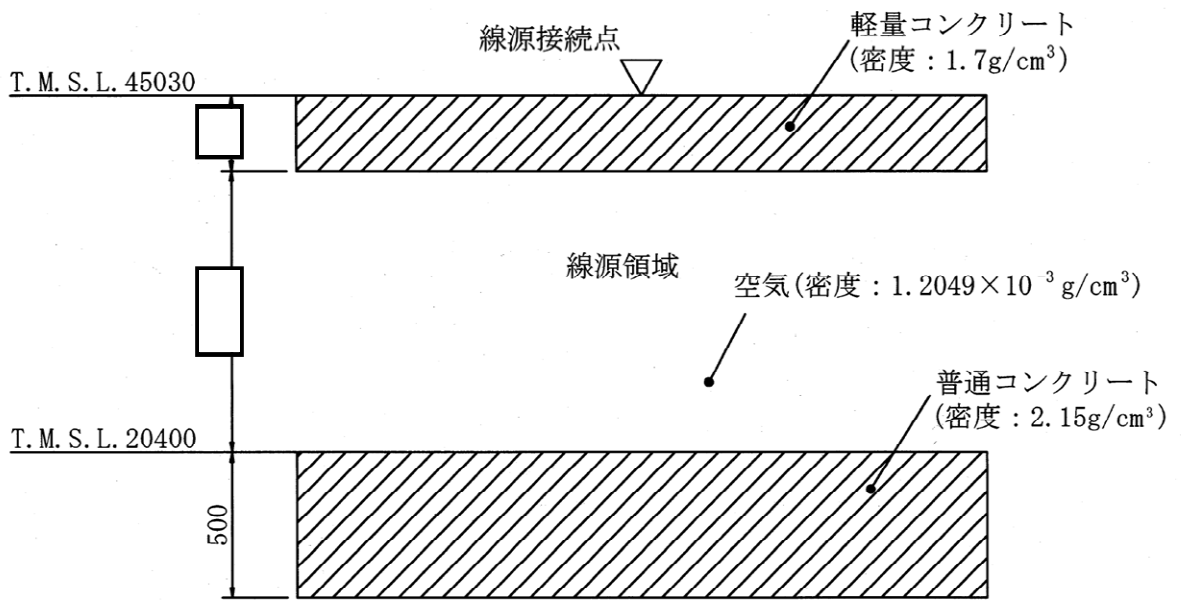
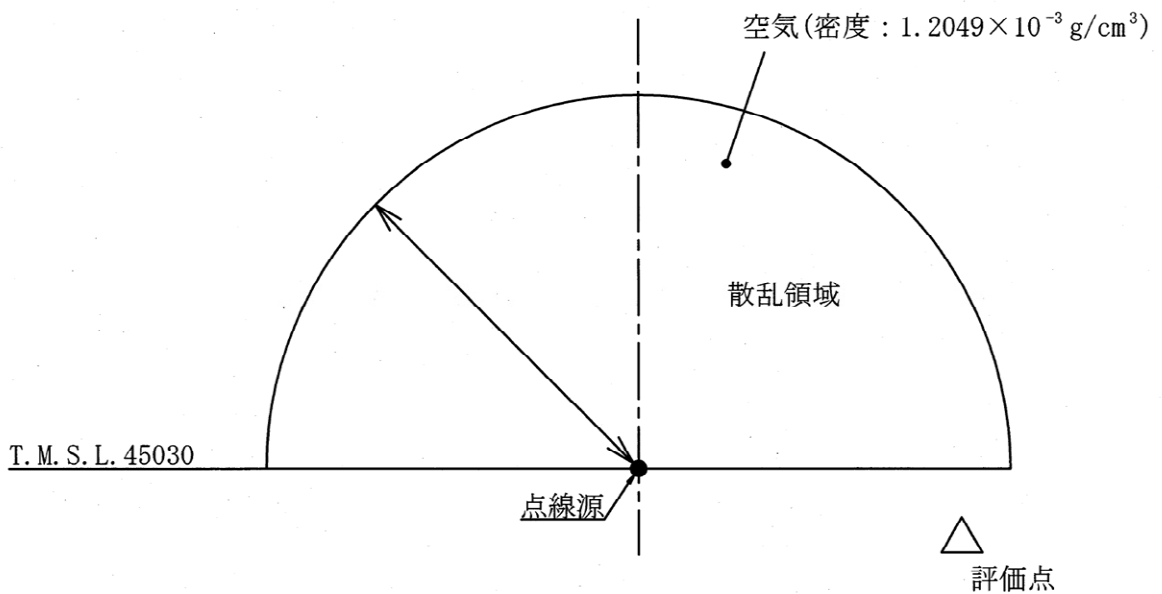


図4-21 主蒸気管破断時の評価モデル（4/5）（直接ガンマ線）（7号機）



線源計算モデル (AN I S Nコードの計算モデル)



散乱計算モデル (G 3 3 - G P 2 Rコードの計算モデル)

散乱領域 半径	6号機	室内作業時	200m
		入退域時	300m
	7号機	室内作業時	1000m
		入退域時	1000m

(単位: mm)

注: 散乱領域の半径は、点線源から評価点までの距離を超える長さを設定する。

図4-21 主蒸気管破断時の評価モデル (5/5) (スカイシャインガンマ線)

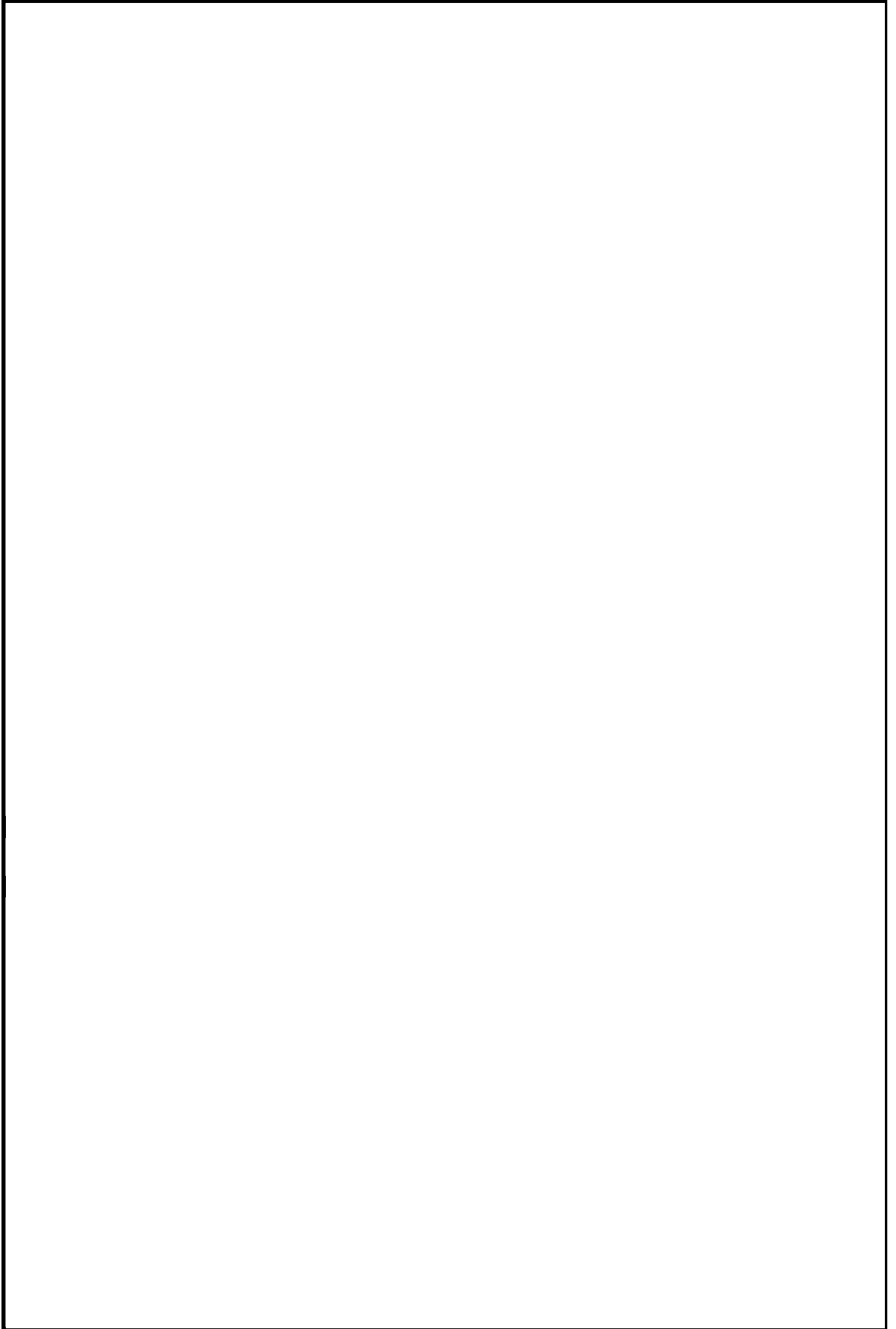


図 4-22 中央制御室及び中央制御室待避室バウンダリ体積

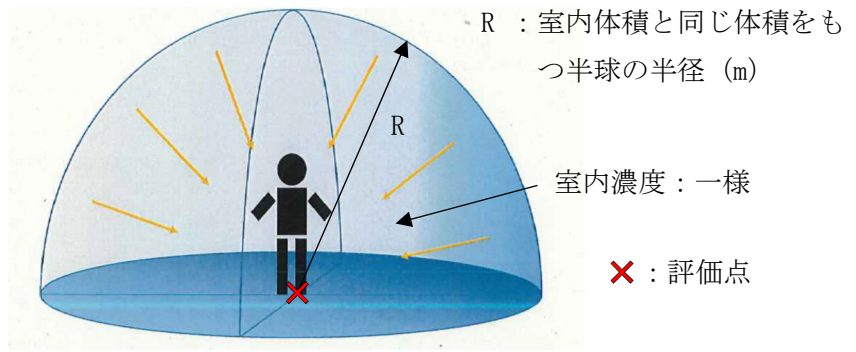


図 4-23 室内に取り込まれた放射性物質による外部被ばくの評価モデル図

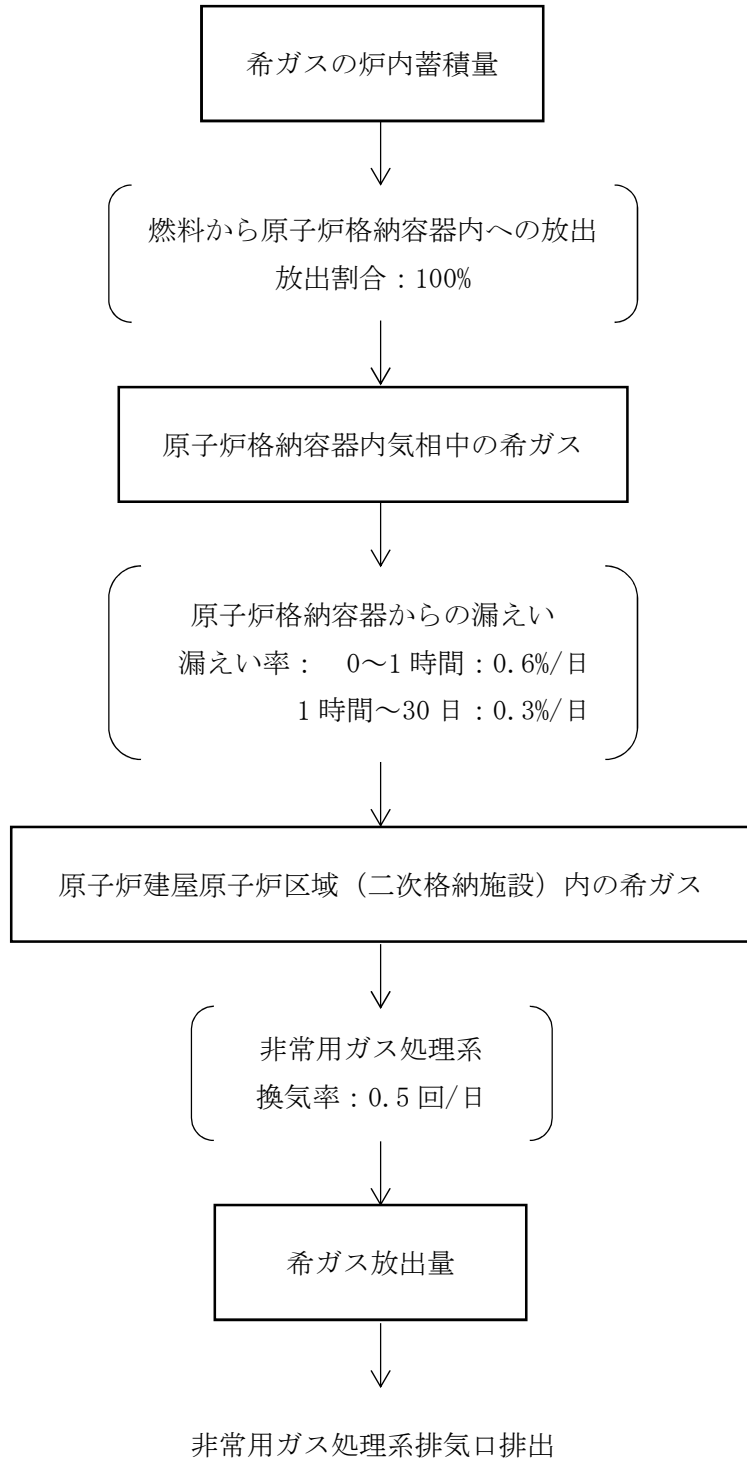


図 4-24 原子炉冷却材喪失時の希ガスの大気放出過程（設計基準事故時）

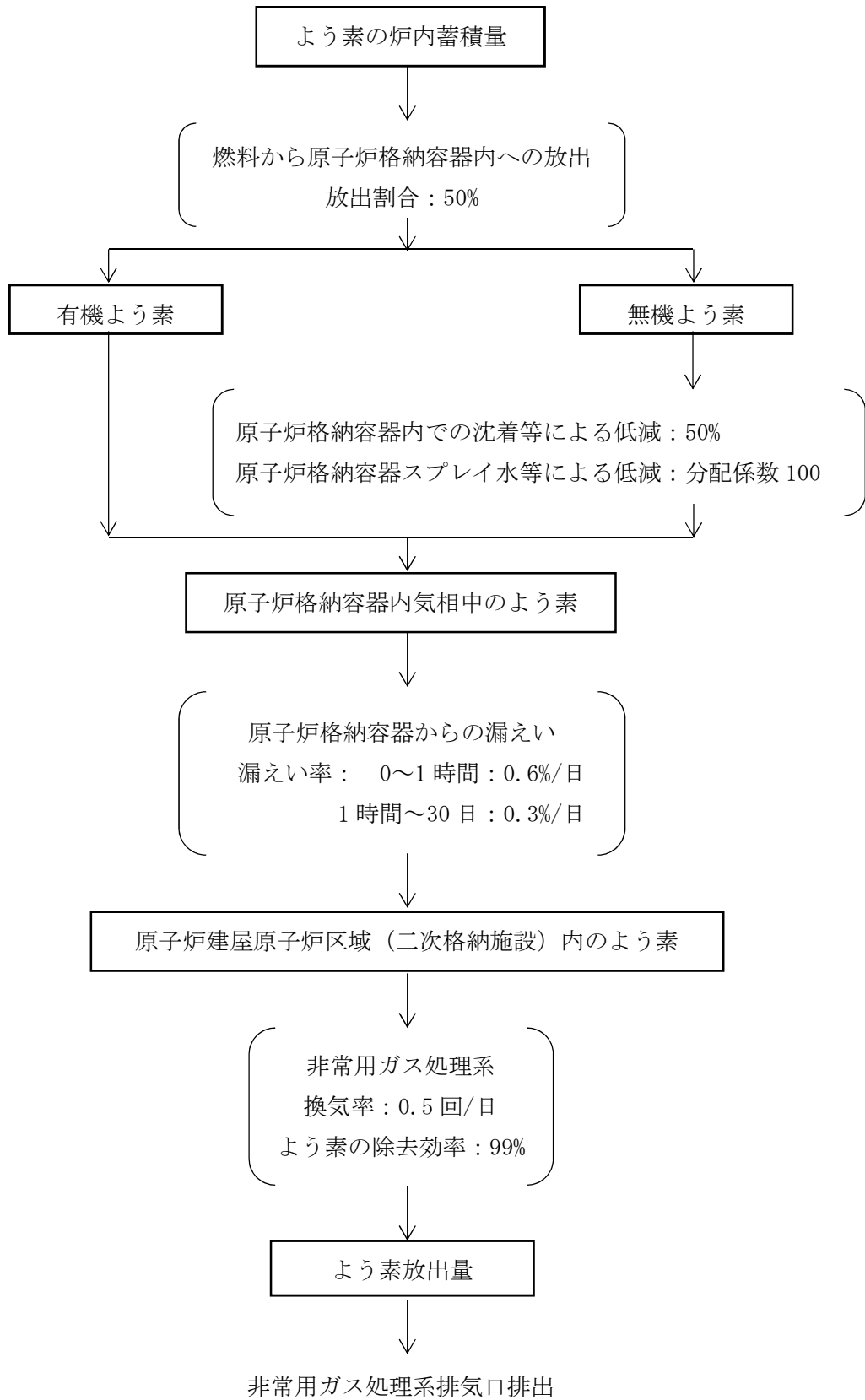


図 4-25 原子炉冷却材喪失時のよう素の大気放出過程（設計基準事故時）

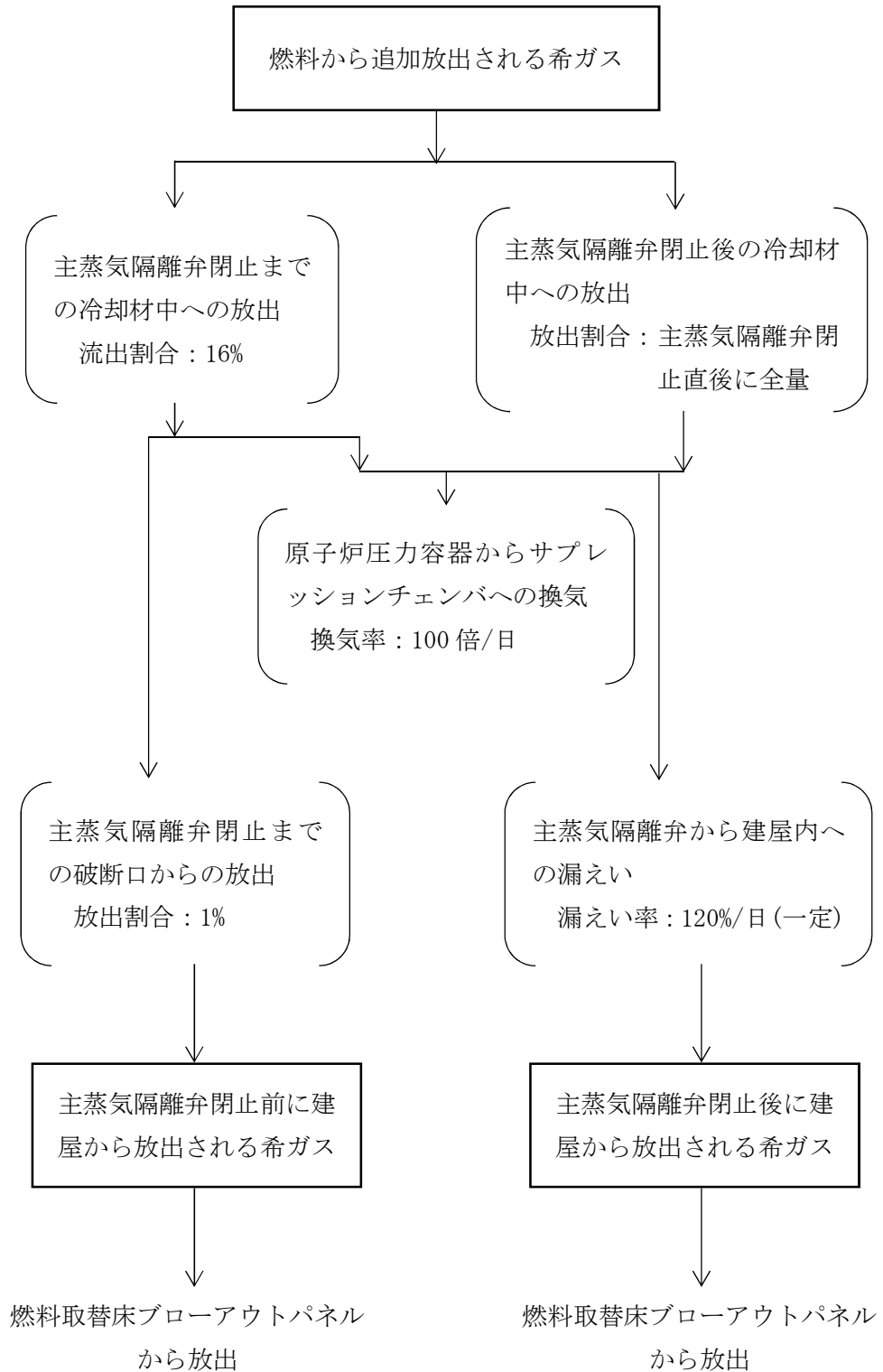


図 4-26 主蒸気管破断時の希ガスの大気放出過程（設計基準事故時）

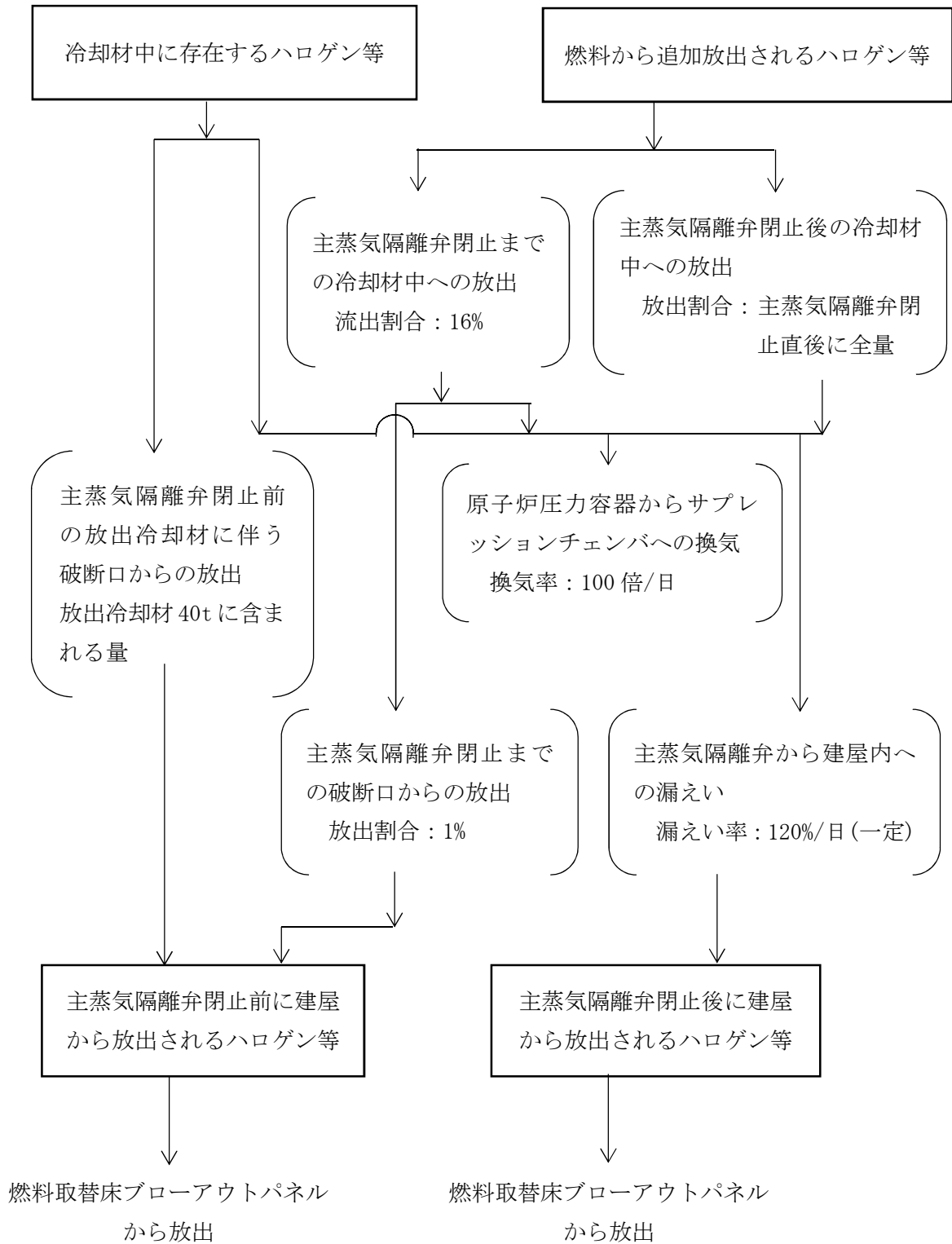


図 4-27 主蒸気管破断時のハロゲン等の大気放出過程（設計基準事故時）

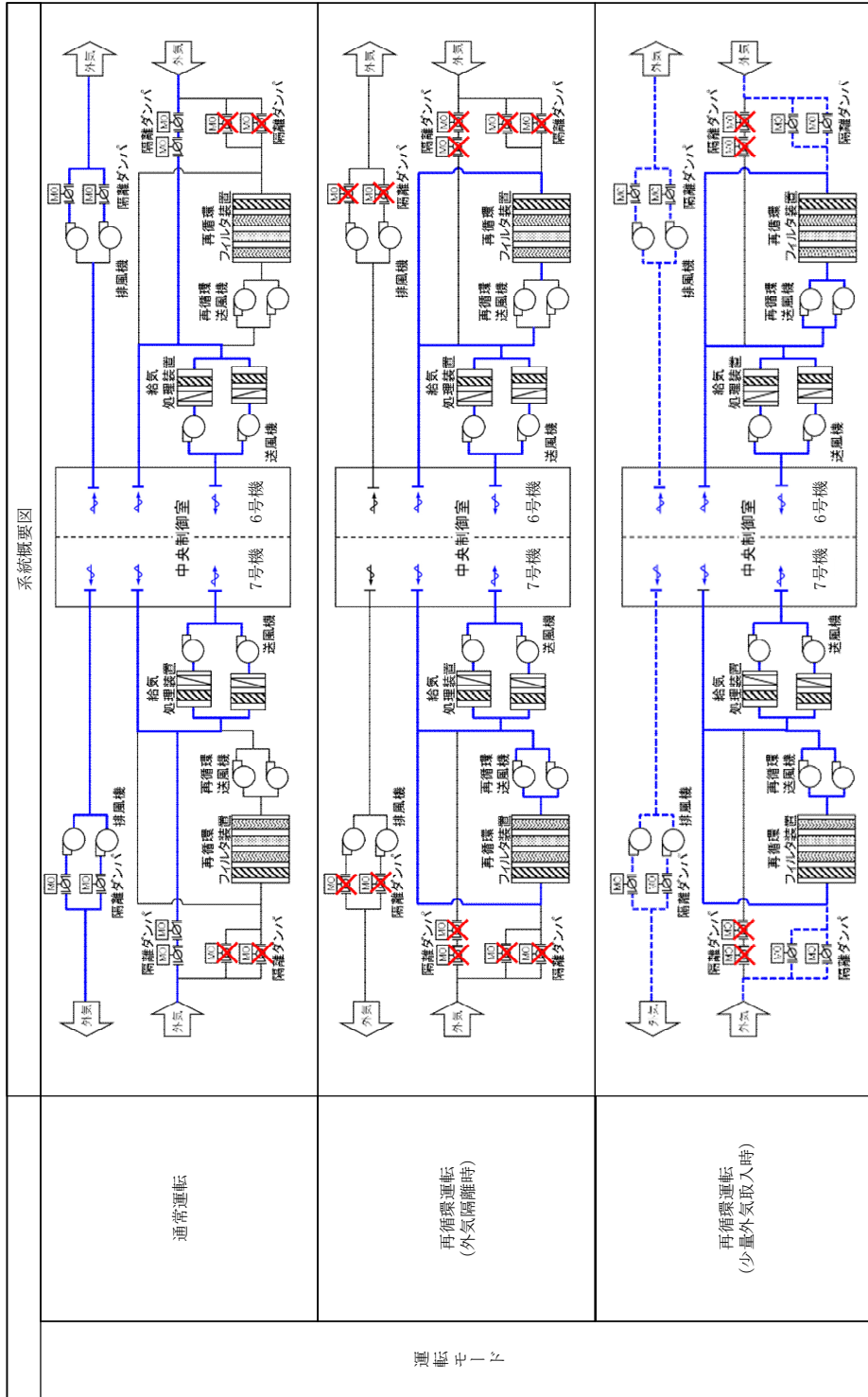
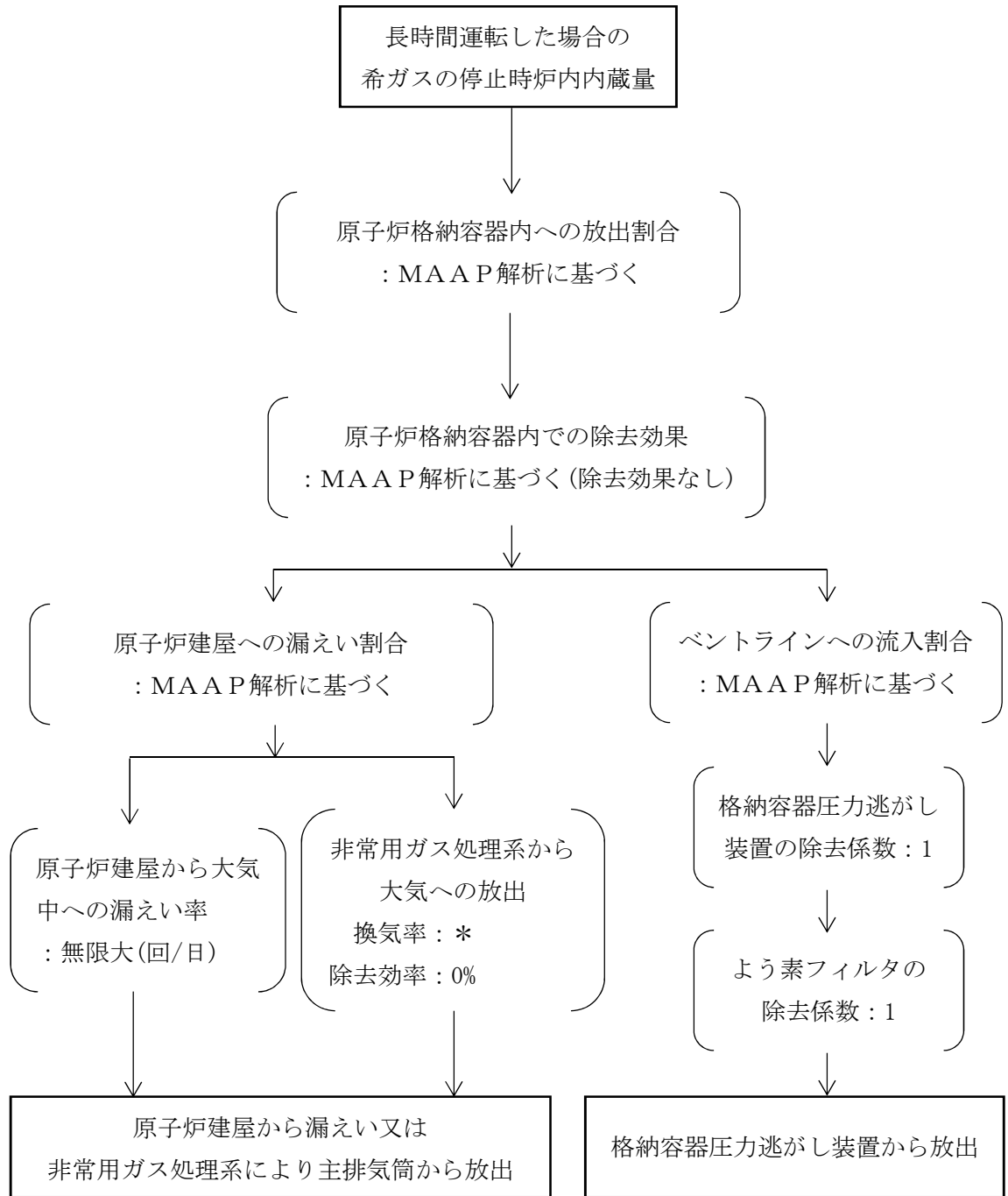
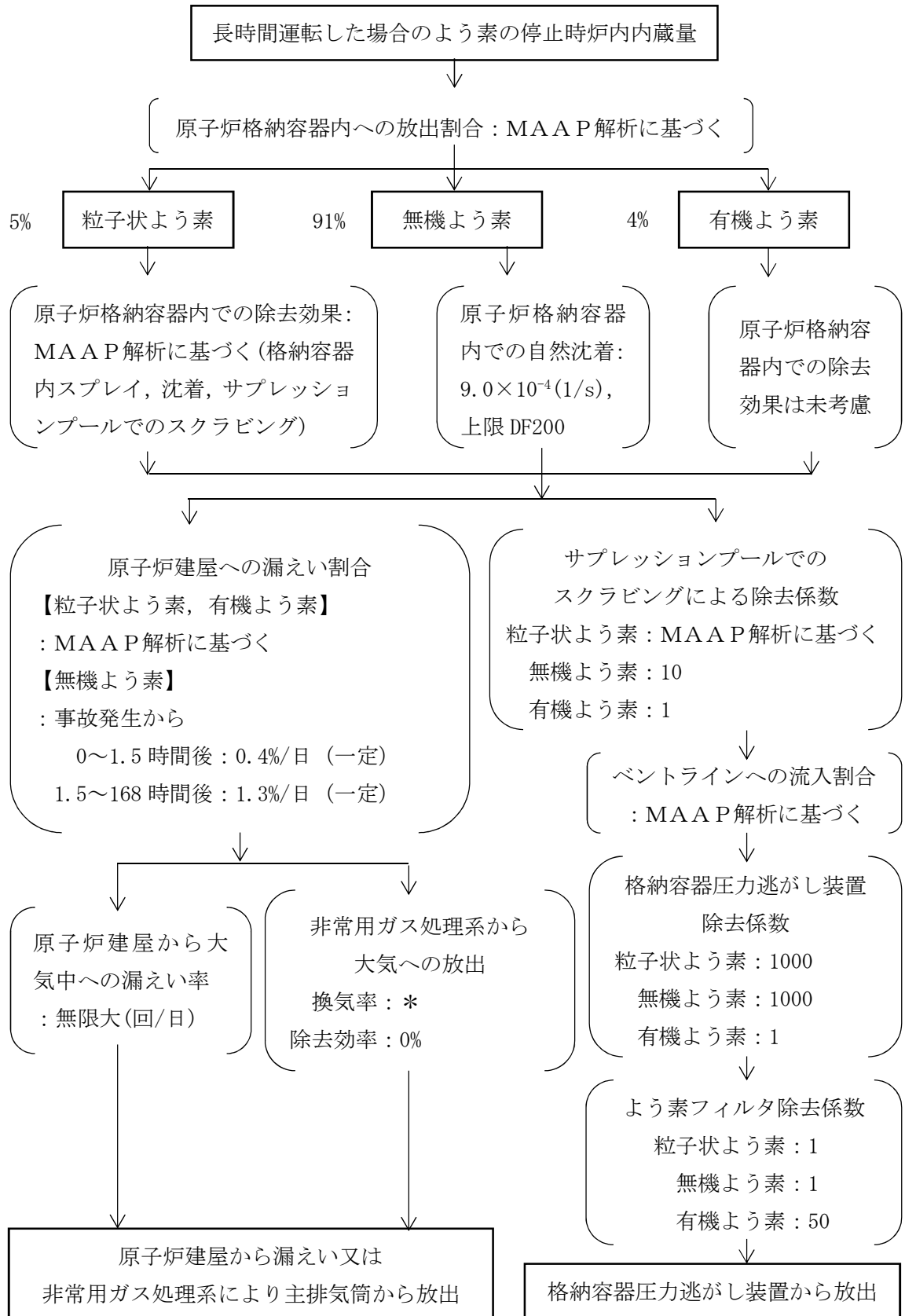


図 4-28 6号機及び7号機中央制御室換気空調系の運転モード



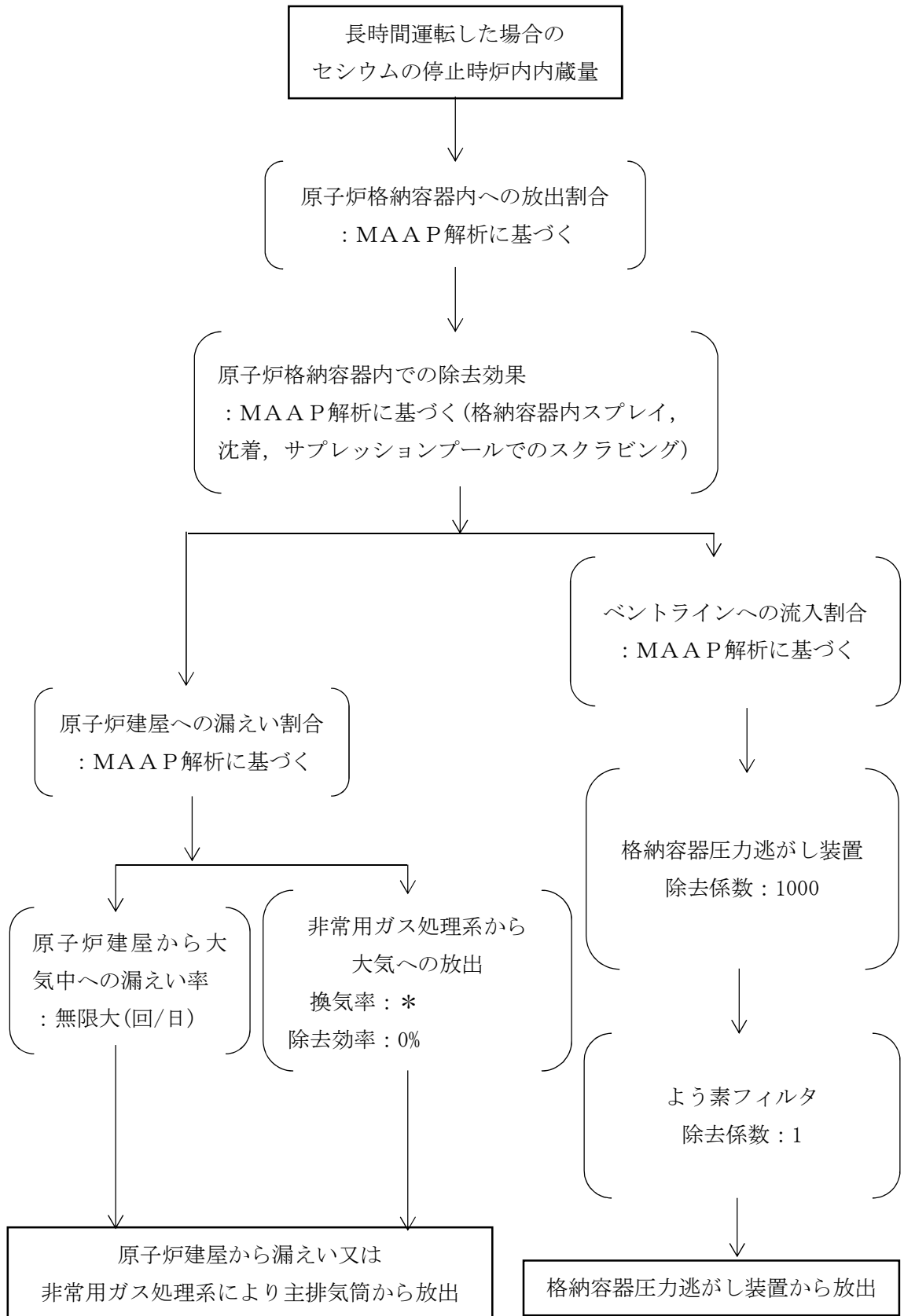
注記* : 非常用ガス処理系の定格風量 2000m³/h による換気率 () により屋外に放出 (ただし、原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) 内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5(回/日)を用いて評価)

図 4-29 希ガスの大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)



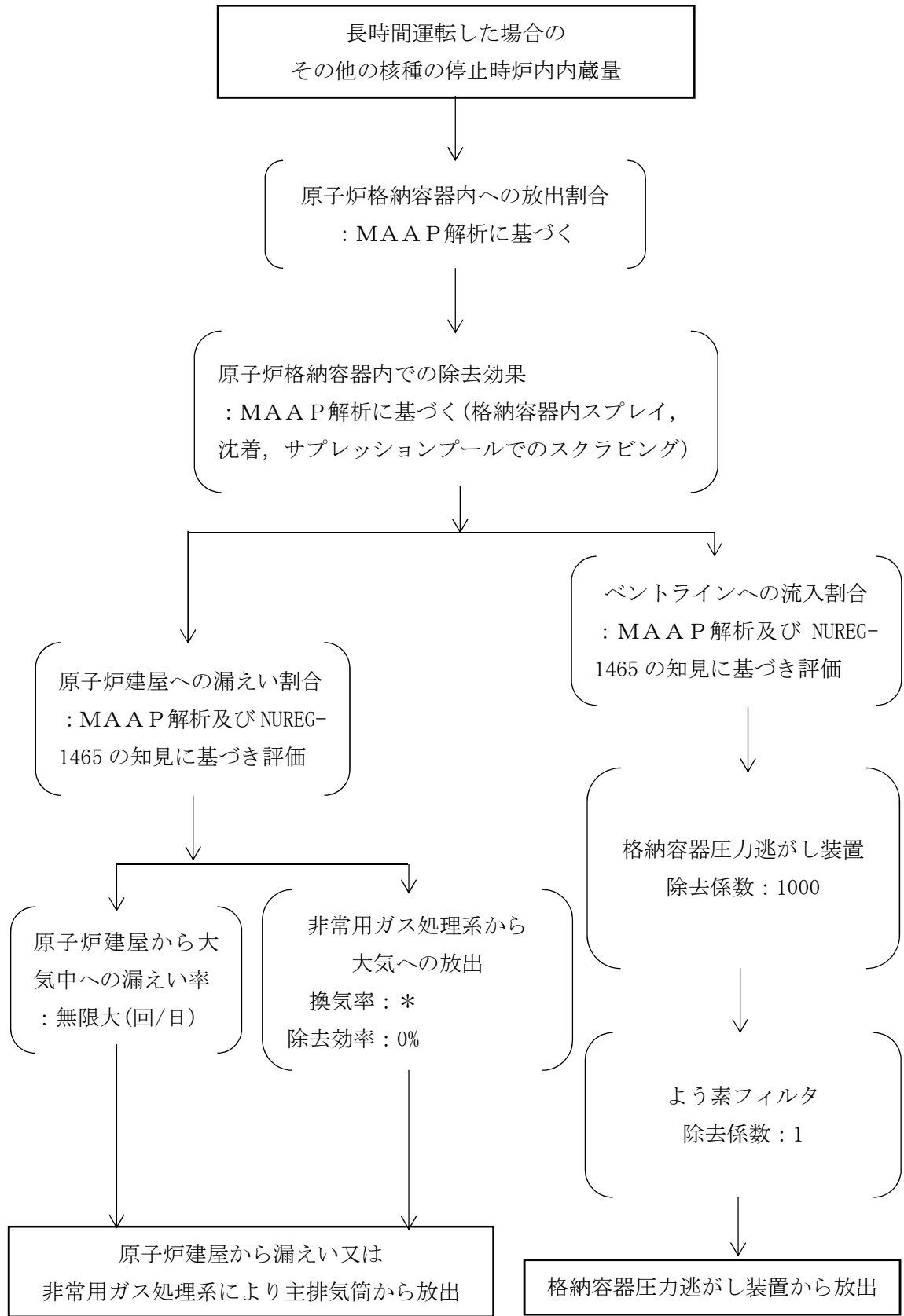
注記*：非常用ガス処理系の定格風量 2000m³/h による換気率 () により屋外に放出 (ただし、原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) 内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5(回/日)を用いて評価)

図 4-30 よう素の大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)



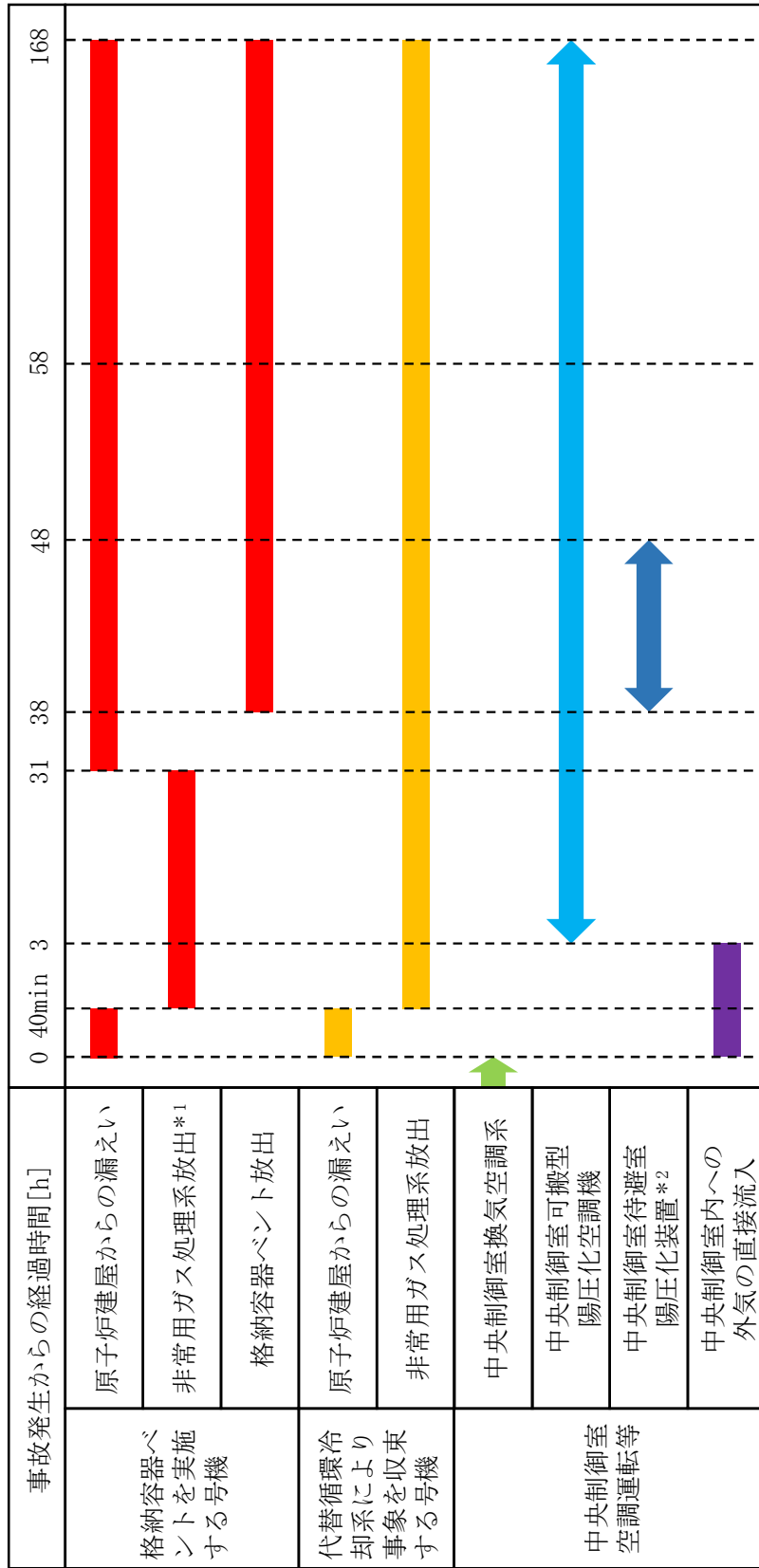
注記* : 非常用ガス処理系の定格風量 2000m³/h による換気率 () により屋外に放出 (ただし、原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) 内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5(回/日)を用いて評価)

図 4-31 セシウムの大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)



注記* : 非常用ガス処理系の定格風量 2000m³/h による換気率 () により屋外に放出 (ただし, 原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) 内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5(回/日)を用いて評価)

図 4-32 その他核種の大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)



注記*1 非常用ガス処理系の停止操作を含めた格納容器ベント準備作業は、格納容器ベント判断（本評価での想定事故シナリオでは事故発生から約32時間後）までに行う運用としている。このうち、非常用ガス処理系の停止操作は数分で完了できることから、本評価では、格納容器ベント判断の1時間程度前（事故発生から31時間後）に非常用ガス処理系を停止することを想定する。

なお、代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合には、非常用ガス処理系は停止しないものとして評価する。

*2 代替循環冷却系を用いて事象を収束する号炉からの影響に対しては考慮しない。

図 4-33 被ばく評価で想定する空調運用等タイムチャート

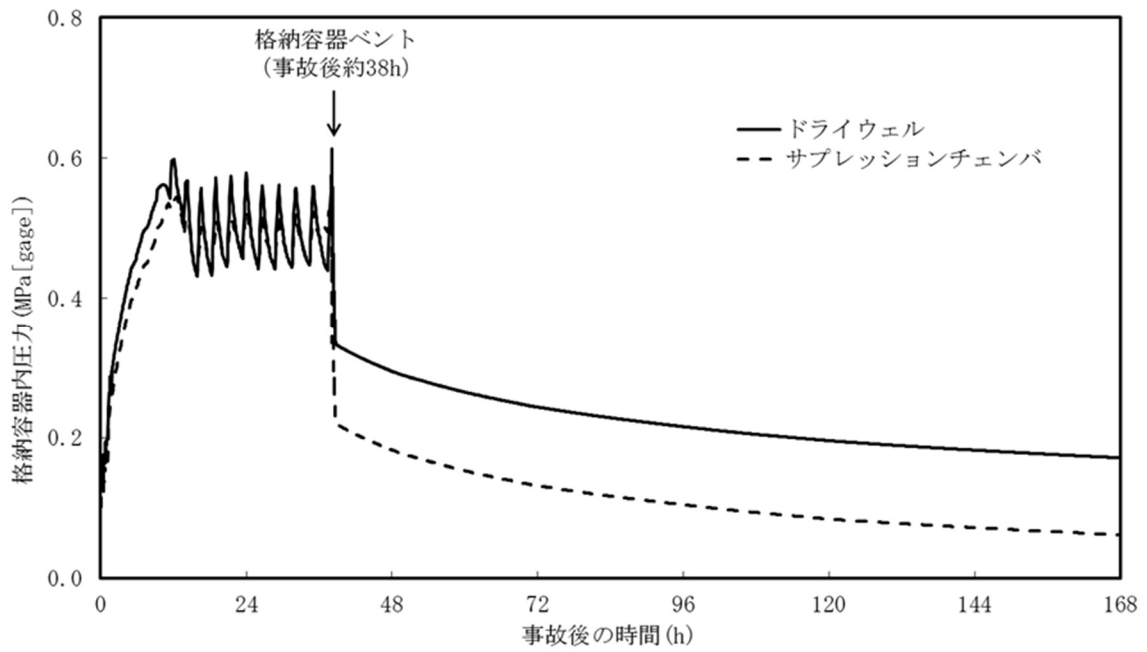


図 4-34 格納容器内圧力の変化 (炉心の著しい損傷が発生した場合) (1/2)
(格納容器ベントを実施する場合)

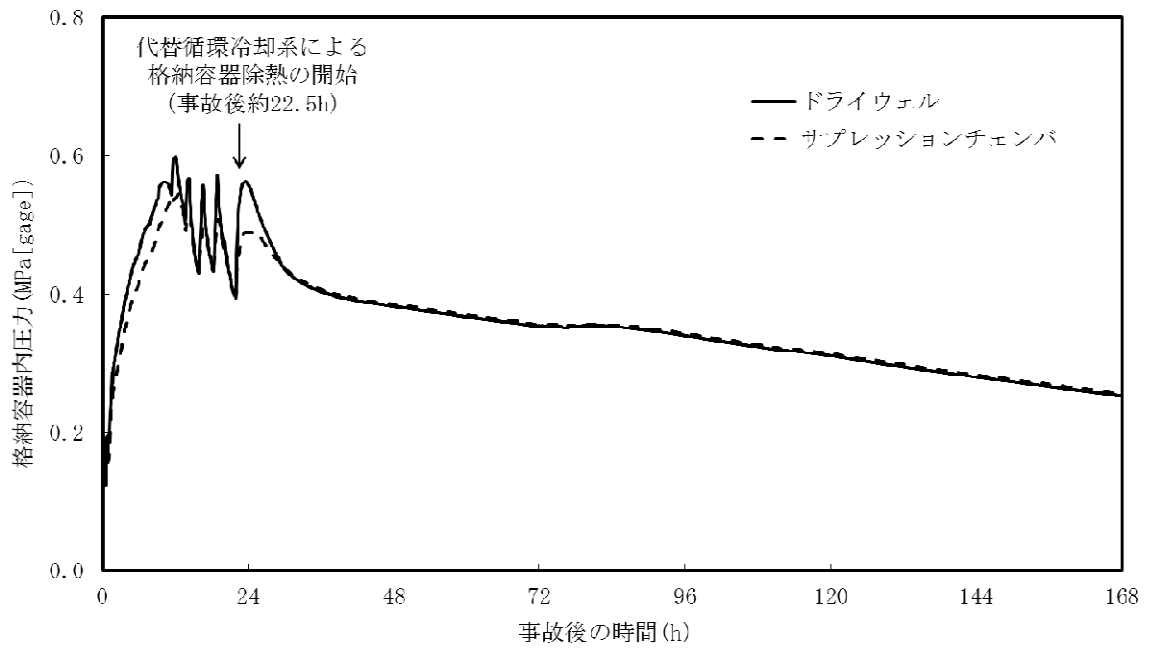


図 4-34 格納容器内圧力の変化 (炉心の著しい損傷が発生した場合) (2/2)
(代替循環冷却系を用いて事象収束する場合)

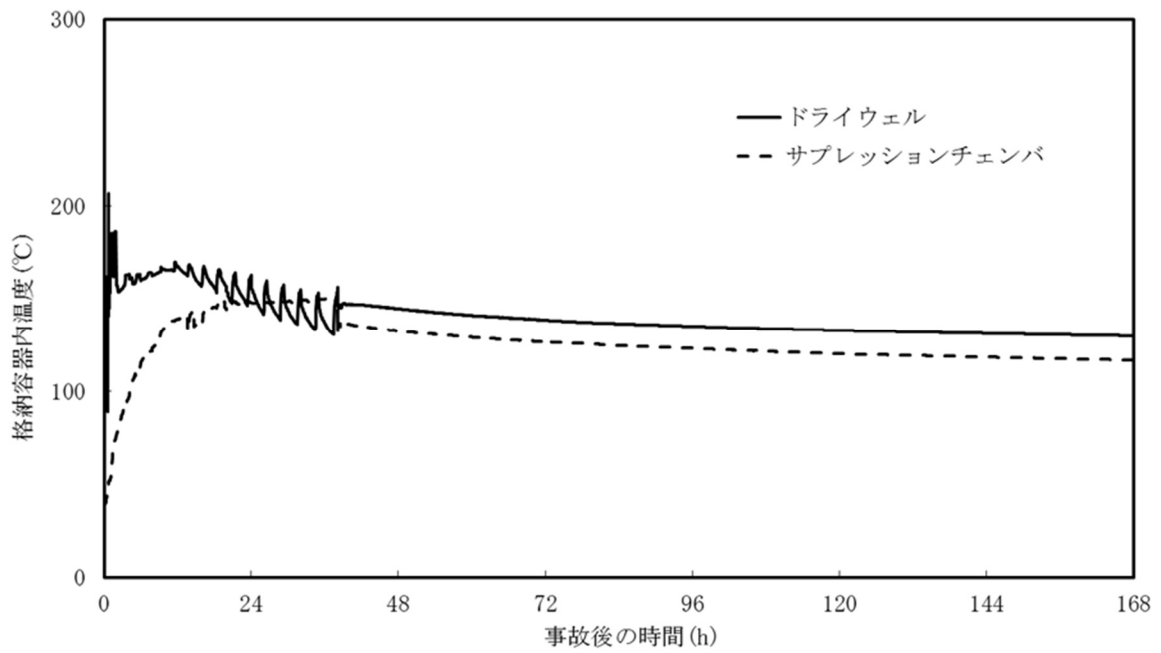


図 4-35 格納容器内温度の変化（炉心の著しい損傷が発生した場合）（1/2）
（格納容器ベントを実施する場合）

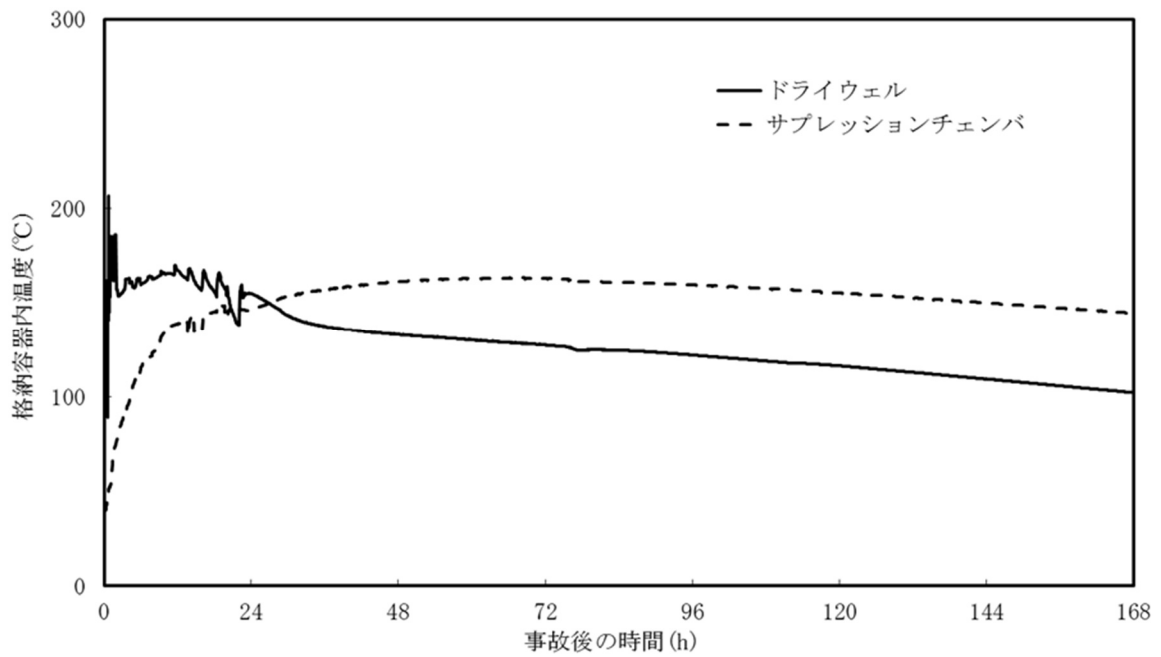
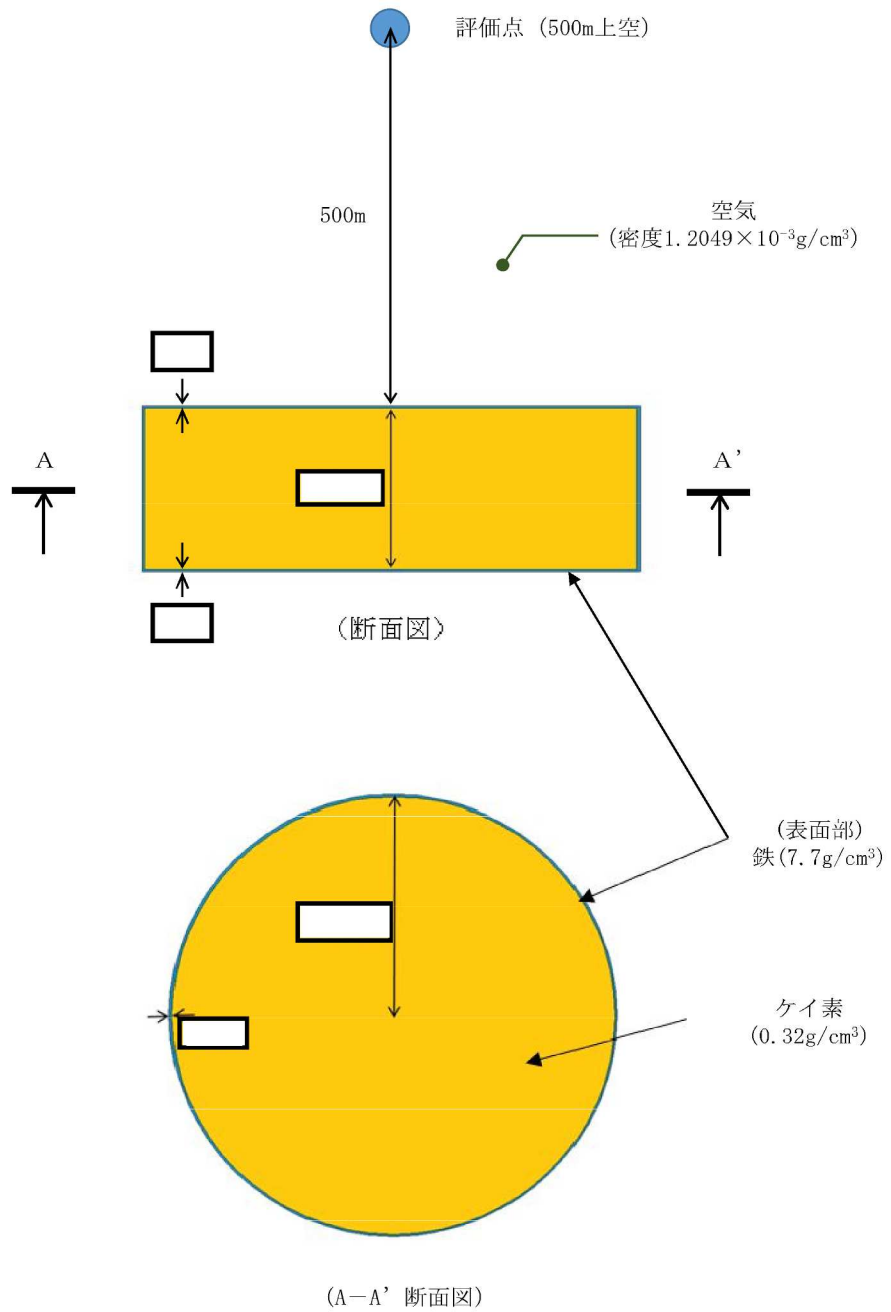


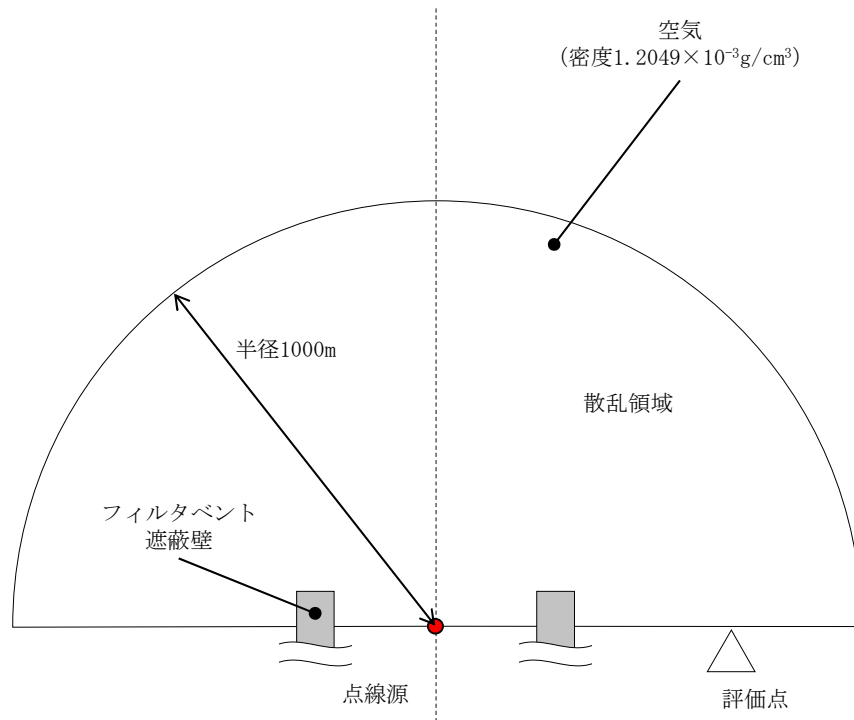
図 4-35 格納容器内温度の変化（炉心の著しい損傷が発生した場合）（2/2）
（代替循環冷却系を用いて事象収束する場合）



	線源領域	組成	密度
	線源領域	ケイ素	0.32g/cm^3
	—	鉄	7.7g/cm^3

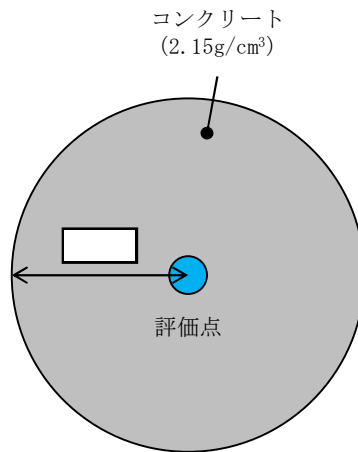
注：よう素フィルタ内部は均質と仮定し、よう素フィルタ内部構造物の高密度を設定

図 4-36 体積線源モデル図 (よう素フィルタ)



散乱計算モデル (G33-GR2Rコードの計算モデル)

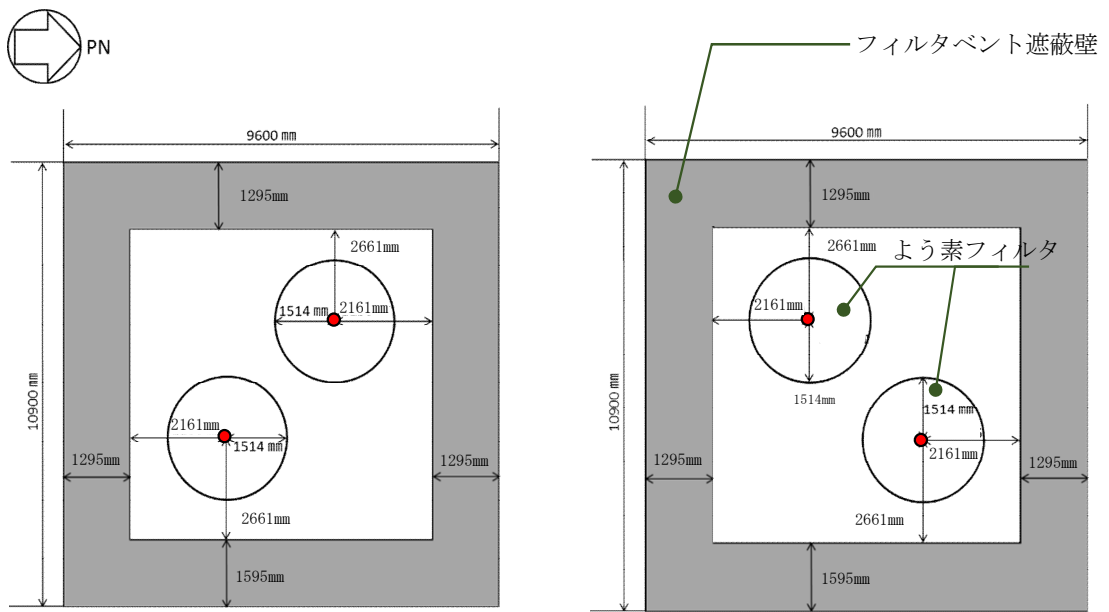
注：散乱領域の半径は、点線源から評価点までの距離を超える長さを設定する。



評価点周りの遮蔽モデル

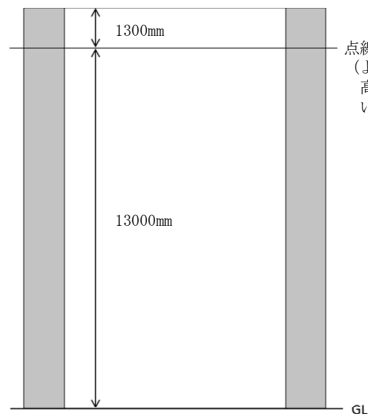
注：遮蔽として考慮するコンクリート厚さは公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた厚さ

図 4-37 よう素フィルタからのスカイシャインガンマ線の評価モデル



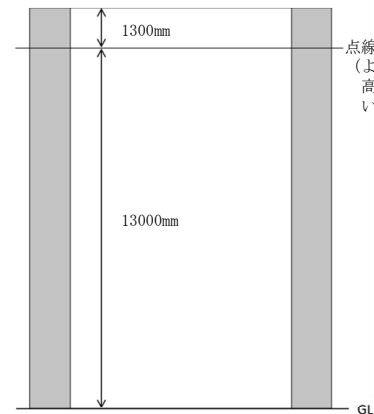
(平面図 (6号機フィルタバント建屋))

(平面図 (7号機フィルタバント建屋))



点線源高さ
(よう素フィルタ上端
高さより保守的に高
い位置に設定)

(断面図 (6号機フィルタバント建屋))



点線源高さ
(よう素フィルタ上端
高さより保守的に高
い位置に設定)

(断面図 (7号機フィルタバント建屋))

● : 点線源

注: 遮蔽として考慮するコンクリート厚さは
公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた厚さ

図 4-38 よう素フィルタからのスカイシャインガンマ線の評価モデル
(よう素フィルタとフィルタバント遮蔽壁の位置関係)

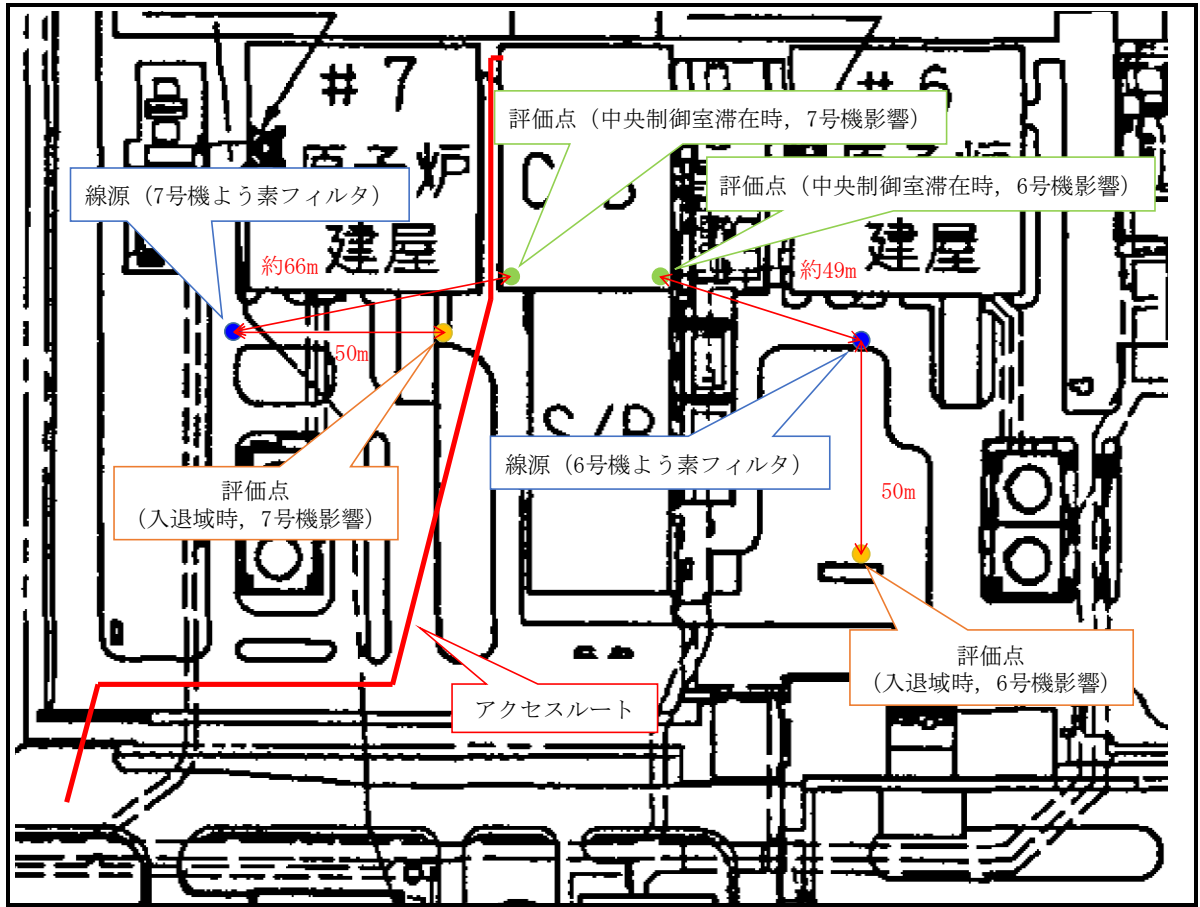


図 4-39 アクセスルート並びに線源及び評価点の位置 (中央制御室滞在時及び入退域時)
 (距離は、フィルタベント建屋中心から評価点までの距離を示す)

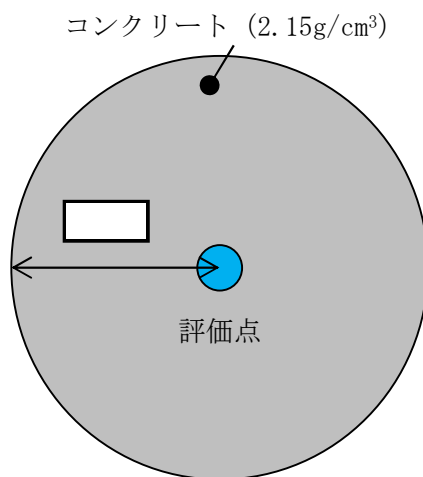


図4-40 クラウドシャインガンマ線に対する遮蔽モデル

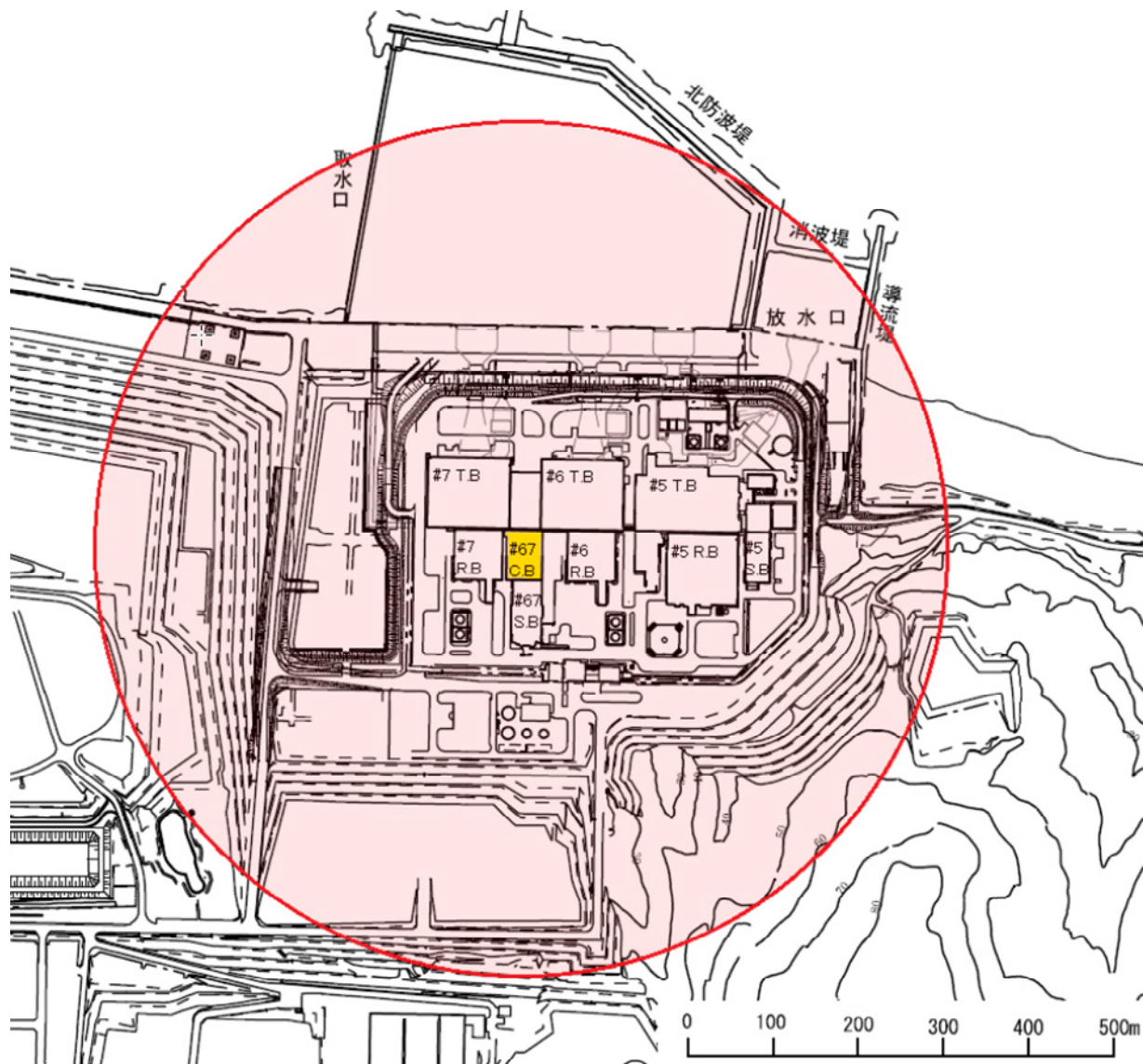


図4-41 中央制御室内被ばく評価時のグランドシャイン評価モデル (1/2)
 (コントロール建屋周辺地形 (赤線内は線源とした領域: 半径500m))

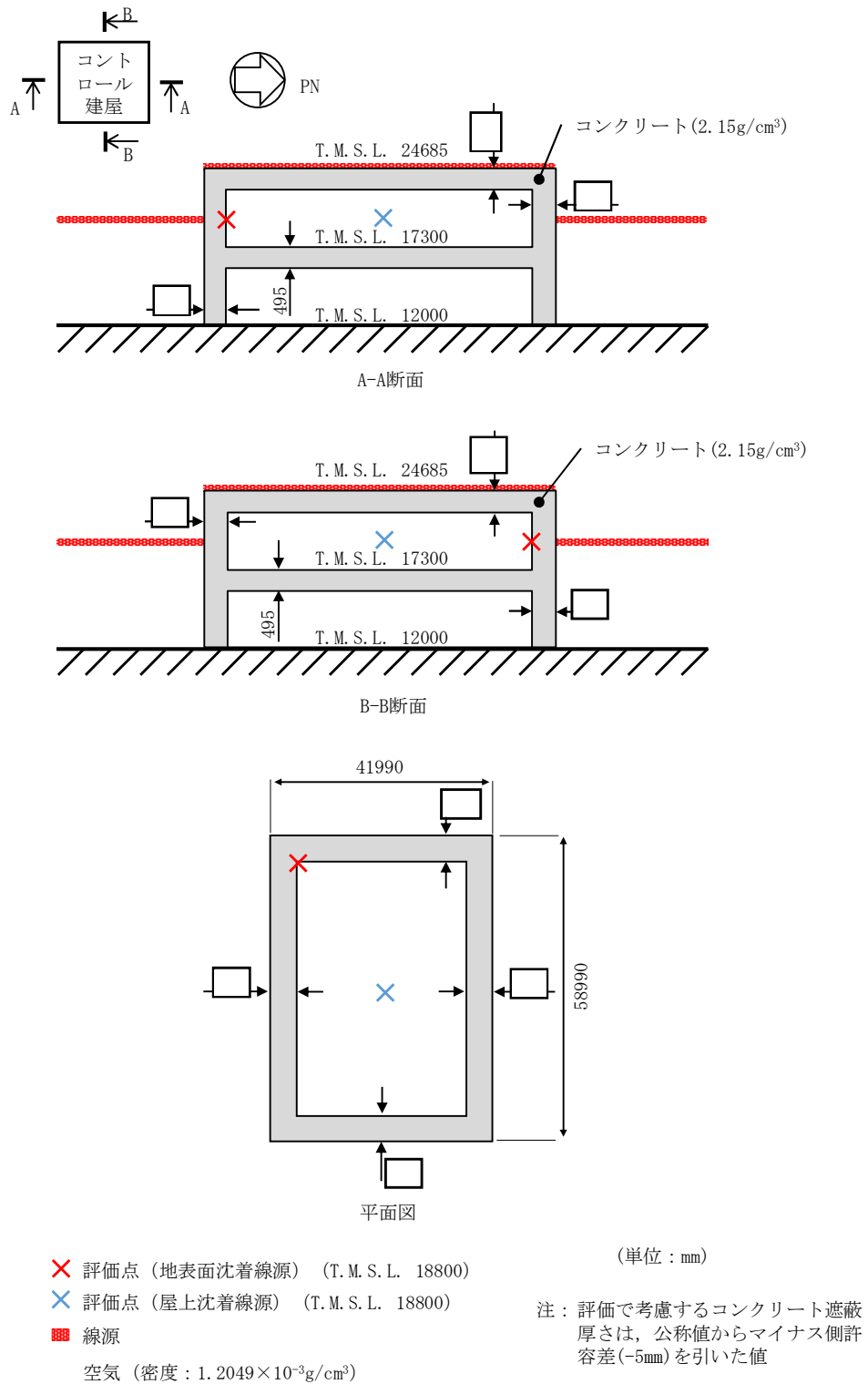
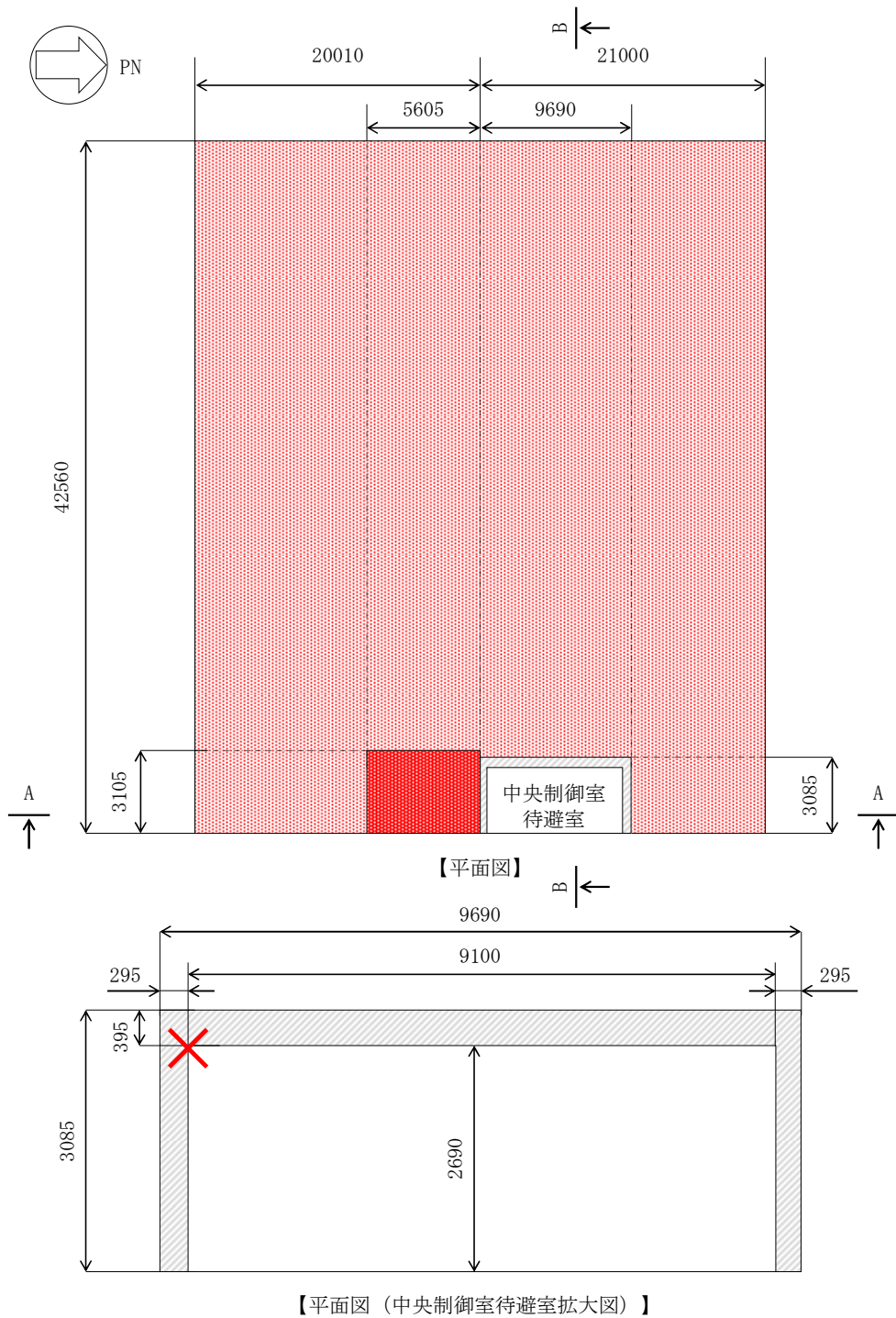






図4-41 中央制御室内被ばく評価時のグランドシャイン評価モデル (2/2)

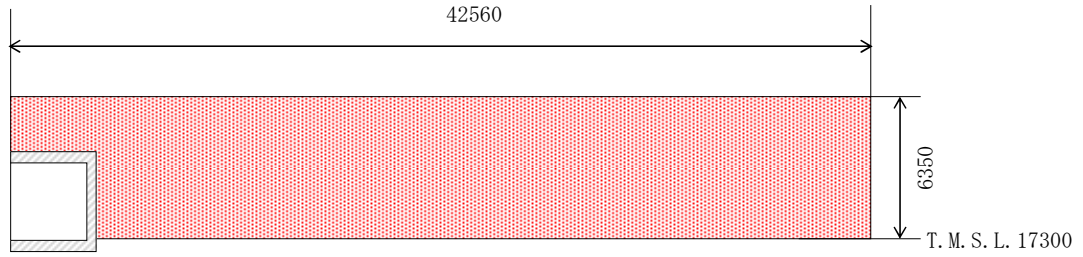


-  : 線源領域（中央制御室）
-  : 線源領域（外気相当）
-  : コンクリート（密度：2.15g/cm³）
-  : 評価点
- 空気（密度：1.2049×10⁻³g/cm³）

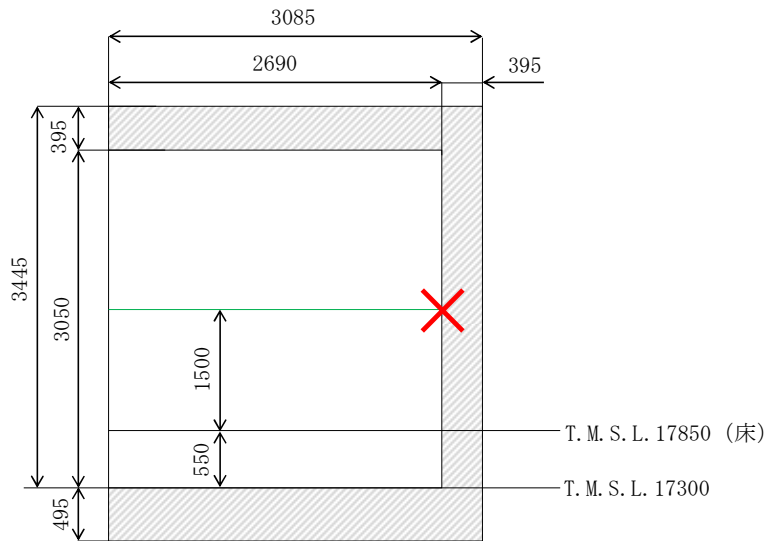
（単位：mm）

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（395mm）の遮蔽は、保守的に400mm厚さをベースとしてマイナス側許容差(-5mm)を考慮した

図 4-42 評価モデル（隣接エリア内の放射性物質からのガンマ線）（1/3）







【B-B断面図】



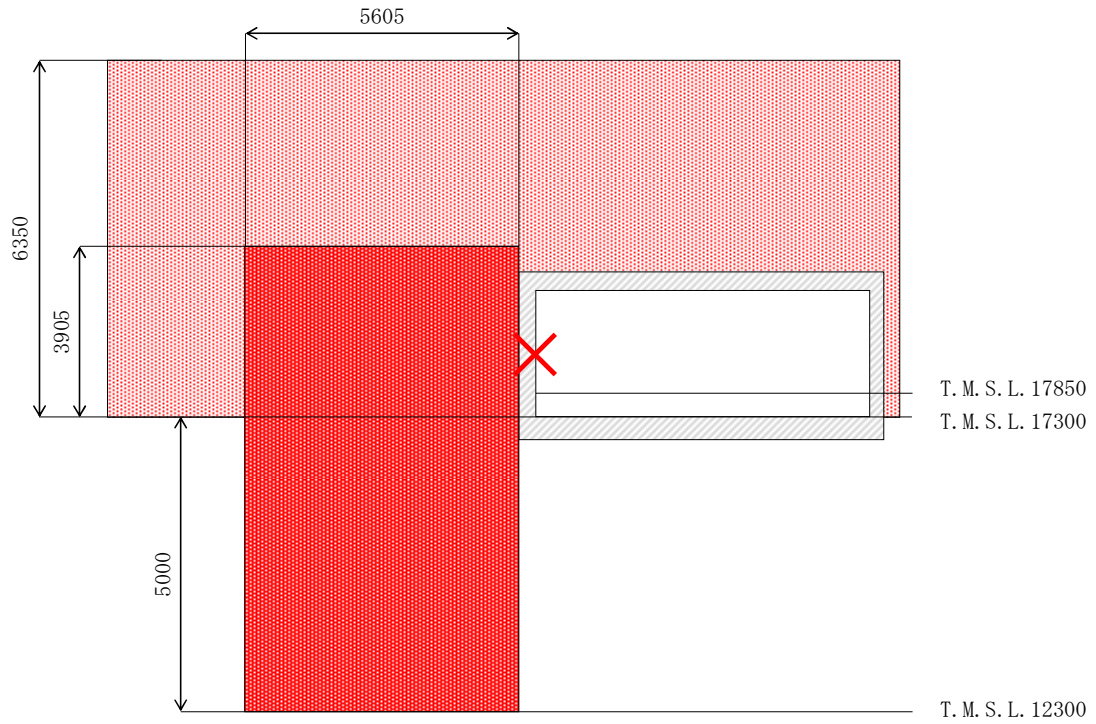
【B-B断面図（中央制御室待避室拡大図）】

(単位：mm)

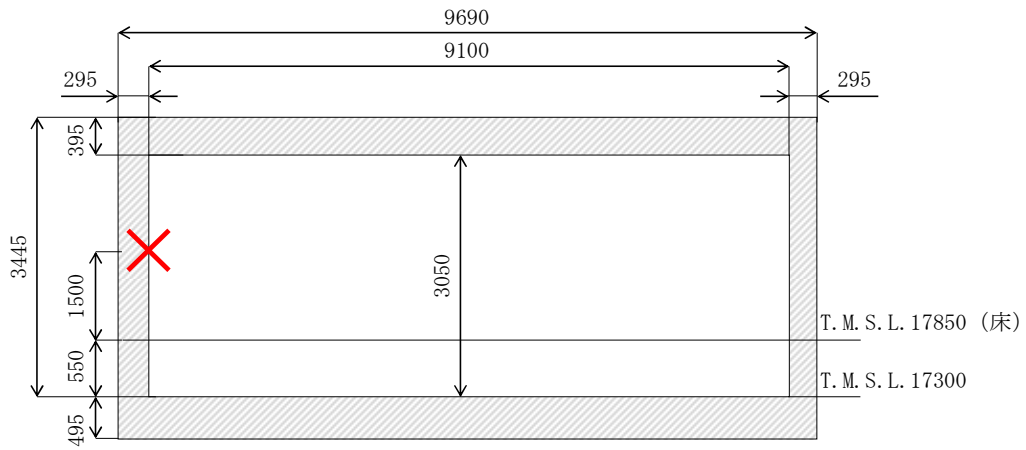
-  : 線源領域 (中央制御室)
-  : 線源領域 (外気相当)
-  : コンクリート (密度：2.15g/cm³)
-  : 評価点
- 空気 (密度：1.2049×10⁻³g/cm³)

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 (395mm)の遮蔽は、保守的に400mm厚さをベースとしてマイナス側許容差(-5mm)を考慮した)

図 4-42 評価モデル (隣接エリア内の放射性物質からのガンマ線) (2/3)



【A-A断面図】



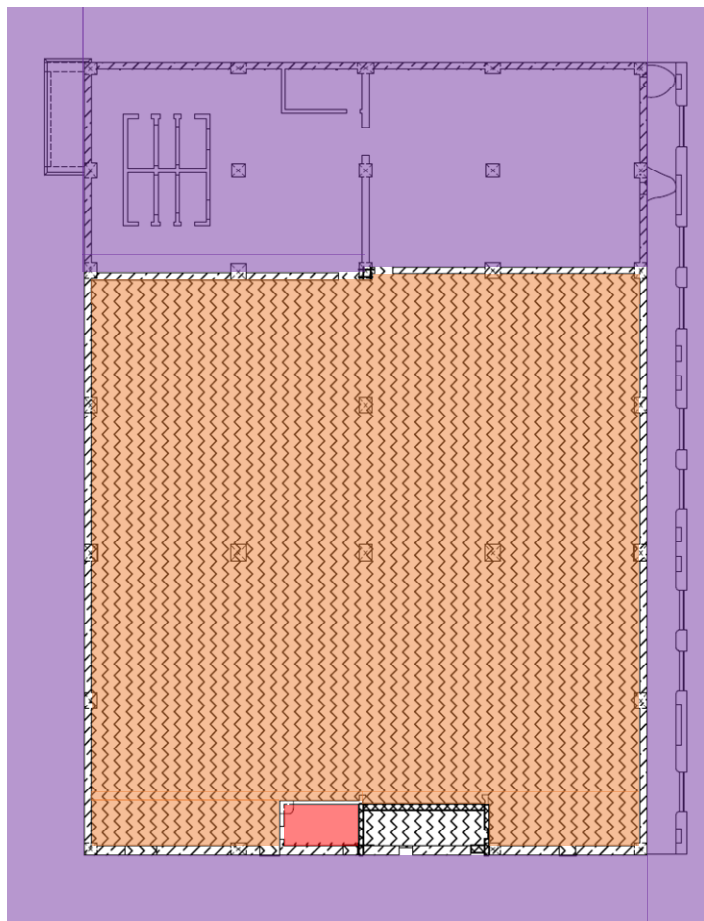
【A-A断面図 (中央制御室待避室拡大図)】

(単位: mm)

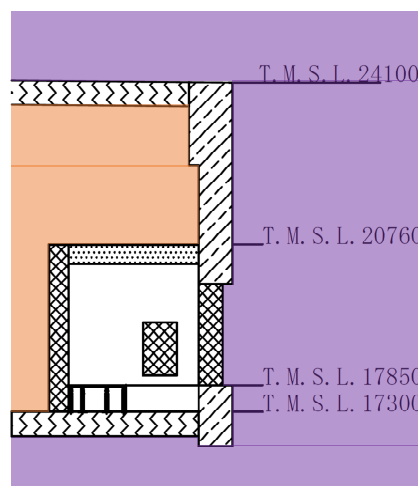
- : 線源領域 (中央制御室)
- : 線源領域 (外気相当)
- : コンクリート (密度: 2.15g/cm³)
- : 評価点
- 空気 (密度: 1.2049 × 10⁻³g/cm³)

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 (395mm)の遮蔽は、保守的に400mm厚さをベースとしてマイナス側許容差(-5mm)を考慮した)

図 4-42 評価モデル (隣接エリア内の放射性物質からのガンマ線) (3/3)



【平面図】



- 中央制御室内線源を想定するエリア
- 外気相当線源を想定するエリア
(空調バウンダリ外)
(一つ下の階までモデル化)
- クラウドシャインガンマ線の影響に
包含されるエリア

(単位: mm)

【断面図 (中央制御室待避室)】

図 4-43 評価モデルの設定の考え方 (隣接エリア内の放射性物質からのガンマ線)

空気流入率測定試験について

被ばく評価手法（内規）の別添資料「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に基づき、柏崎刈羽原子力発電所第6号機及び第7号機中央制御室に対して空気流入率測定試験を実施した結果、空気流入率は最大で0.18回/hであった。試験結果の詳細は第1.1表に示す。

第1.1表 柏崎刈羽原子力発電所第6号機及び第7号機中央制御室空気流入率測定試験結果

項目	内容		
試験日程	平成28年3月10日～平成28年3月12日（6号機及び7号機停止中）		
試験の特徴	柏崎刈羽原子力発電所第6号機及び第7号機中央制御室		
均一化の程度	系統	トレーサガス濃度測定値の場所によるバラツキ： (測定値－平均値) / 平均値 (%)	
	A系	-5.0～+7.7%	B系 -6.2～+7.9%
試験手法	中央制御室バウンダリ内全域において均一化の目安を満足していることから、代表点による試験を実施。		
適用条件	内容	適用	備考
	トレーサガス濃度測定値のバラツキが平均値の±10%以内か。	○	—
	決定係数R ² が0.90以上であること。	—	均一化の目安を満足している。
	①中央制御室の空気流入率が、別区画に比べて小さいこと。	—	均一化の目安を満足している。
	②特異点の除外が、1時点の全測定データ個数の10%以内であること。	—	特異点の除外はない。
③中央制御室以外の空気流入率が大きい区画に、立入規制等の管理的措置を各種マニュアル等に明記し、運転員へ周知すること。	—	特定の区画を除外せず、全ての区画を包含するリーク率で評価している。	
試験結果	系統	空気流入率	
	A系	0.16回/h	誤差を含む値
	B系	0.18回/h	誤差を含む値

中央制御室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

中央制御室可搬型陽圧化空調機の高性能フィルタ及び活性炭フィルタは、十分な保持容量及び吸着容量を有する設計とする。以下に放射性微粒子保持容量及びよう素吸着容量を示す。

1. 高性能フィルタの放射性微粒子保持容量

中央制御室可搬型陽圧化空調機の高性能フィルタの放射性微粒子保持容量は、1式で1400gとなる。

2. 活性炭フィルタのよう素吸着容量

中央制御室可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタの活性炭充てん量は、2層で2.5kgであり、吸着容量は129gとなる。中央制御室可搬型陽圧化空調機の高性能フィルタ及び活性炭フィルタの保持容量及び吸着容量を第2.1表に示す。

第2.1表 中央制御室可搬型陽圧化空調機のフィルタ保持容量及び吸着容量

	保持容量／吸着容量
高性能フィルタ	1400 g
活性炭フィルタ	129 g

運転員の交替要員体制について

1. 設計基準事故時

(1) 中央制御室滞在時の考慮

運転員の交替を考慮した中央制御室の居住性（設計基準）を評価するに当たり、平常時の直交替である5直2交替を考慮した。直交替サイクルを第3.1.1表に、評価期間30日間の直交替スケジュールを第3.1.2表に示す。なお、第3.1.2表においては、A班が1直に入った際に事故が発生すると仮定している。

第3.1.1表 運転員の勤務形態

	中央制御室の滞在時間
1直	8:30~21:25 (12時間55分)
2直	21:00~8:55 (11時間55分)

第3.1.2表 直交替スケジュール (①:1直, ②:2直)

	日数																														
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	
A班	①	①	②	②					①	①	②	②					①	①	②	②						①	①	②	②		
B班											①	①	②	②						①	①	②	②					①	①	②	②
C班			①	①	②	②																①	①	②	②					①	①
D班					①	①	②	②					①	①	②	②															
E班	②	②					①	①	②	②						①	①	②	②					①	①	②	②				

30日間の中央制御室滞在時間及び入退域時間の最大値を評価すると、A班の中央制御室滞在時間：198時間40分（1直8回+2直8回）が最大となる。中央制御室の滞在時間割合は以下のように求める。

$$\text{中央制御室の滞在時間割合} = 198\text{h}40\text{m} / (24\text{h} \times 30\text{日}) \approx 0.275926$$

(2) 入退域時（交替時）の考慮

直交替を考慮した場合の入退域時の実効線量は、建屋出入口に連続滞在した場合の線量を求め、その値に入退域の時間割合を乗じて評価を行う。直交替を行う場合の入退域の時間割合は、入退域（片道）に必要な時間を15分とし以下のように求める。

$$\text{入退域の時間割合} = 8\text{h} / (24\text{h} \times 30\text{日}) \approx 0.01111$$

2. 炉心の著しい損傷が発生した場合

重大事故時の中央制御室居住性評価における直交替の考慮は、実態の勤務形態（5直2交替）に基づき設定した。

被ばく評価の勤務形態については、事故発生時に1直の中央制御室滞在が開始するものと想定する。

想定する勤務体系は第3.2.1表に示すとおりである。この通常の直交替スケジュールで特定の班が過大な被ばくを受ける場合は、被ばく線量の平準化のため、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫する。なお、入退域時の被ばく評価については、入退域（片道）に必要な時間を15分とし評価を行った。

炉心の著しい損傷が発生した場合の被ばく線量は、班ごとに評価する。班ごとの評価期間中の積算線量は、被ばく経路ごとに、評価期間中の中央制御室滞在及び入退域ごとの被ばく線量を評価し、合算することで算出する。

第3.2.1表 想定する勤務体系

	中央制御室の滞在時間
1直	8：30～21：25
2直	21：00～8：55

	1日目	2日目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目
A班	1直	1直	2直	2直	明	休	休
B班	訓	訓	訓	訓	訓	訓	訓
C班	休	休	1直	1直	2直	2直	明
D班	明	休	休	休	1直	1直	2直
E班	2直	2直	明	休	休	休	1直

中央制御室の居住性評価に係る各被ばく評価におけるブローアウトパネルの取扱いについて

燃料取替床ブローアウトパネル（以下「オペフロ BOP」という。）及び主蒸気系トンネル室ブローアウトパネル（以下「MS トンネル室 BOP」という。）は、主蒸気管破断のようにプラント運転中に原子炉格納容器外で配管が破断した場合等に、高圧の蒸気が原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に漏えい、拡散することにより生じる建屋内の圧力上昇によって建屋内の天井・外壁等が破損することを防止するため、建屋内の圧力を開放する目的で設置している。

オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP の開放により開口部が生じた場合、非常用ガス処理系起動時に原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内を負圧に維持することが困難となり、放射性物質の放出経路としては主排気筒ではなく地上放出相当となる。

中央制御室の居住性評価に係る各被ばく評価における、オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP の状態と評価条件（放出位置）との関係を以下に示す。

1. 中央制御室の居住性評価（設計基準事故）に係る被ばく評価

(1) 原子炉冷却材喪失

a. 評価条件（放出位置）

主排気筒

被ばく評価手法（内規）では排気筒と原子炉建屋とされている。（第 4.1 表参照）

b. オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP の状態

原子炉冷却材喪失時には原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内でオペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP が開放するほどの圧力上昇は生じないことから、オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP は開放しない。また、破断口からの冷却材流出によって原子炉水位が低下し、原子炉水位低（レベル 3）信号設定点に到達することで、非常用ガス処理系が自動起動することから、放出経路は主排気筒となる。

c. 結論

オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP の状態を考慮しても、放射性物質の放出位置として主排気筒とすることは妥当である。

(2) 主蒸気管破断

a. 評価条件（放出位置）

地上放出（評価点に最も近接するオペフロ BOP）

被ばく評価手法（内規）ではブローアウトパネルと原子炉建屋又はタービン建屋とされている。（第 4.1 表参照）

b. オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP の状態

建屋内の圧力上昇によりオペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP が開放する。開放するのはオペフロ BOP を想定する。そのため、非常用ガス処理系起動時に原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内を負圧に維持することが困難となり、放射性物質の放出経路は主排気筒では

なく地上放出として評価点（中央制御室）に最も近接するオペフロ BOP を放出位置として設定する。

なお、「原子炉設置許可申請書 添付書類十 4.2 仮想事故 4.2.2 主蒸気管破断」の周辺公衆の線量評価においては、タービン建屋から地上放出するとしており、オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP の状態に関係はなく、原子炉設置許可申請書の線量評価結果に影響はない。

c. 結論

オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP の状態を考慮しても、放射性物質の放出経路として地上放出を設定することは妥当である。

2. 中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価

a. 評価条件（放出位置）

原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）が負圧ではない期間*：地上放出（原子炉建屋中心）

原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）が負圧となる期間：主排気筒

格納容器ベント実施時：格納容器圧力逃がし装置配管

審査ガイドでは「選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定」とされている。

注記*： 「非常用ガス処理系が停止している期間」及び「非常用ガス処理系起動から原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の負圧達成までの期間」を指す。

b. オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP の状態

居住性評価にあたって選定した事象である原子炉冷却材喪失時にはオペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP が開放するほどの原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の圧力上昇は生じないことから、オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP は開放しない。

オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP が開放しないものの、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）が負圧ではない期間においては、地上放出を想定し、放出点としては原子炉建屋中心を設定する。

非常用ガス処理系によって原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の負圧を維持している期間については、放出経路は主排気筒としている。

なお、格納容器ベント実施時には格納容器圧力逃がし装置配管からの放出を想定する。

c. 結論

オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP の状態を考慮しても、放射性物質の放出経路として地上放出、主排気筒及び格納容器圧力逃がし装置配管を設定しており妥当である。

第 4.1 表 放出点の代表例(被ばく評価手法（内規）解説表 5.8.1 抜粋)

型式	事故	放出点の位置
BWR 型 原子炉 施設	原子炉冷却材 喪失	建屋+0.5Lの範囲内 (排気筒と原子炉建屋)
	主蒸気管破断	建屋+0.5Lの範囲内 (ブローアウトパネルと 原子炉建屋又はタービン建屋)

中央制御室待避室遮蔽に係るストリーミングの考慮について

中央制御室待避室に設置する出入口開口部又は配管その他の貫通部から、中央制御室待避室遮蔽を透過せず、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

中央制御室待避室の出入口開口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) 出入口開口部は、遮蔽扉とする。また、可搬遮蔽を設置することが可能な設計とする。

2. 配管その他の貫通部に対する考慮

中央制御室待避室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。

(1) 貫通部の大きさを可能な限り小さくする。

(2) 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。

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 ANISN ANISN-W	別紙 1-2
2.2 ANISN ANISN-JR	別紙 1-4
2.3 ANISN ANISN-ORNL	別紙 1-6
2.4 G33-GP2R	別紙 1-8
2.5 Modular Accident Analysis Program (MAAP)	別紙 1-10
2.6 ORIGEN2	別紙 1-12
2.7 QAD-CGGP2R	別紙 1-14

1. はじめに

本資料は、VI-1-7-3「中央制御室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-W

項目	コード名 ANISN
使用目的	中央制御室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	1970年（初期開発時期 1967年）
使用したバージョン	ANISN-W
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、線量率また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)】</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工事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。

	<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書(昭和54年3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。 ・今回の設計基準事故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* : スカイシャイン線量評価法確立のための調査研究報告書(昭和54年3月 財団法人 原子力安全研究協会)

2.2 ANISN ANISN-JR

項目	コード名 ANISN
使用目的	中央制御室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、線量率また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工事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が、

	<p>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,上記統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)

2.3 ANISN ANISN-ORNL

項目	コード名 ANISN
使用目的	中央制御室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、線量率換算係数またはカーマ係数を乗じることにより、線量率また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工事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

	<p>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, 上記統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)

2.4 G33-GP2R

項目	コード名 G33-GP2R
使用目的	中央制御室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「G33」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、点等方線源からの一回散乱を計算する。散乱は、クライナー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、円筒または二次曲面により入力することができる。</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工事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て ⁶⁰Co 線源を用いたベンチマーク試験を実施している。

	<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 ANI SN 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（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点減衰核積分コード／散乱線計算コードとして，QAD/G 3 3 が挙げられている。
--	--

2.5 Modular Accident Analysis Program (MAAP)

項目	コード名 Modular Accident Analysis Program (MAAP)
使用目的	シビアアクシデント解析 (ソースターム解析)
開発機関	Electric Power Research Institute, Inc. (EPRI)
開発時期	1983 年
使用したバージョン	Ver. 4
コードの概要	<p>本解析コードは、米国産業界が実施した Industry Degraded Core Rulemaking (IDCOR) プログラムにおいて、1980 年代の初めに米国 Fauske & Associates, LLC. (FAI 社) によって開発されたコードであり、プログラムの完了に伴い、所有権が米国 EPRI に移管され、EPRI を中心とした MAAP User' s Group (MUG) のもとで保守及び改良が進められている。</p> <p>本解析コードは、軽水炉のシビアアクシデント時の原子炉圧力容器、原子炉格納容器及び原子炉建屋内の熱水力/核分裂生成物 (FP) の放出・移行挙動を同時に一貫して解析できることに特徴があり、確率論的リスク評価やシビアアクシデントマネジメントの策定等において、米国を始め、世界的に広く利用されている。</p> <p>本解析コードは、シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し、炉心、原子炉圧力容器、原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全施設や炉心損傷防止対策あるいは原子炉格納容器破損防止対策で想定する各種の機器についてのモデルを備えている。また、FP に関する物理現象をモデル化しており、事故時に炉心溶融に伴って原子炉圧力容器や原子炉格納容器内に放出される FP の挙動についても取扱うことが可能である。このように、広範囲の物理現象を取扱うことが可能な総合解析コードであり、シビアアクシデントで想定される種々の事故シーケンスについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧・過温により原子炉格納容器健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>本解析コードはシビアアクシデントを評価するための総合システム解析コンピュータ・コードであり、原子炉圧力容器、再循環ポンプ等を含む原子炉冷却材圧力バウンダリ全体及び原子炉格納容器における水、水蒸気、水素、FP、溶融炉心等の挙動の評価並びに格納容器圧力逃がし装置による水素排出評価に使用し</p>

ている。

【検証 (Verification)】

本解析コードの検証内容は以下のとおりである。

- ・米国プラントの全交流動力喪失事象に関するユーザーズマニュアルの例題を実施して、解析解が開発元の結果を再現していることを確認している。

【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。

- ・本解析コードは日本国内の原子力施設で工事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。
- ・炉心損傷事象に関する国際的な標準問題であるスリーマイル島原子力発電所事故を模擬した解析結果が事故データと比較し、おおむね一致するため、シビアアクシデント時の発電用原子炉内の挙動や運転員操作を含む現象モデル全般が妥当であることを確認している。
- ・Heiss Dampf Reaktor (HDR) 炉における実機スケール水素混合実験に対する実機解析を実施し、実機データとおおむね一致するため、原子炉格納容器内の伝熱、流動（水素ガス挙動を含む）に関する現象モデルが妥当であることを確認している。
- ・熔融燃料あるいは融体金属とコンクリートの相互作用に関する Advanced Containment Experiments (ACE) 実験及び Sustained Uranium-Concrete Interactions (SURC) 実験を模擬した実験解析を実施し、熔融炉心の温度とコンクリート侵食深さの時間変化について、実験データとおおむね一致している結果が得られることを確認している。
- ・シビアアクシデント時の全体挙動、原子炉格納容器内の水素ガスの挙動、熔融炉心とコンクリートの相互作用による水素発生 of 妥当性を確認しているため、本解析コードは水素濃度評価へ適用できる。
- ・米国原子力規制委員会で整備された NUREG-1465 における原子炉格納容器内ソースタームと本解析コードにおける解析結果の比較を行い、NUREG-1465 のソースタームとほぼ同等であることを確認しているため、本解析コードはソースターム評価へ適用できる。

2.6 ORIGEN 2

項目 \ コード名	ORIGEN 2
使用目的	中央制御室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工事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 Calculating the Nuclide Compositions and Characteristic

	<p>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。
--	--

2.7 QAD-CGGP2R

項目 \ コード名	QAD-CGGP2R
使用目的	中央制御室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工事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

	<p>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。
--	--