

本資料のうち、枠囲みの内容は、
営業秘密又は防護上の観点から
公開できません。

TK-1-468 改3
平成30年5月30日

重大事故等時における環境条件を個別に設定するエリア

重大事故等時における環境条件のうち、環境圧力、環境温度、環境湿度及び環境放射線量については、原則として事象及びエリアに応じた一律の環境条件を設定するが、必要に応じて個別の環境条件を設定することとしている。個別の環境条件を設定する場合の考慮事項や設定する環境条件について示す。

(1) 圧力

パターン1に該当するものは個別に環境圧力を設定することとし、この対象設備を表1-1に示す。

パターン1

原子炉格納容器内は、原則として一律0.62MPa[gage]を設定するが、重大事故等発生初期に機能が求められるものであり、設計基準対象施設としての設計で仕様を満足するものは、設計基準事故における原子炉格納容器内の圧力を包絡する値(0.31MPa [gage])を環境圧力として設定する。

(2) 温度

パターン1～6に該当するものは個別に環境温度を設定することとし、これらの対象設備を表1-2に示す。

パターン1

原子炉格納容器内は、原則として一律200℃(最高235℃)を設定するが、重大事故等発生初期に機能が求められるものであり、設計基準対象施設としての設計で仕様を満足するものは、設計基準事故における原子炉格納容器内の温度を包絡する値(171.1℃)を環境温度として設定する。

パターン2

原子炉建屋原子炉棟内は、原則として一律65.6℃を設定するが、**生体遮蔽の内側で原子炉格納容器からの熱影響を受けることにより**65.6℃を超える温度上昇があると考えられるエリアは、個別に重大事故等時の温度を確認した値を環境温度として設定する(添付資料2)。

パターン3

原子炉格納容器外の建屋内(原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内)は、原則として一律40℃を設定するが、エリア内の発熱体と、周辺エリアとの熱収支等により個別に重大事故等時の温度を確認したものは、確認した値を環境温度として設定する(添付資料3)。

パターン4

「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」時に使用する重大事故等対処設備について、当該設備を設置する原子炉建屋原子炉棟内のエリアは、原則として一律 100℃を設定するが、当該重大事故等対処設備専用の冷却装置により冷却するものは、個別に 100℃以下の温度を環境温度として設定する。

パターン5

「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」時に使用する重大事故等対処設備について、原子炉建屋原子炉棟内は耐火壁により区画分離されており、機能が期待される区分の当該設備に対しては、別区分に位置する破断箇所からの高温水及び蒸気による影響が小さいことから原則 65.6℃を設定するが、破断箇所と同区画にあることから高温水及び蒸気による影響を受けるものは、その影響を考慮して環境温度を設定する。

パターン6

「主蒸気管破断事故」時に使用する重大事故等対処設備について、原則として 65.6℃（短期 100℃）を設定するが、当該重大事故等対処設備を断熱材により囲うことにより耐性の向上を図るものは、個別に 100℃以下の温度を環境温度として設定する。

(3) 湿度

パターン1～4に該当するものは個別に環境湿度を設定することとし、これらの対象設備を表1～3に示す。

パターン1

原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内）は、原則として一律 90%を設定するが、当該重大事故等対処設備を設置するエリアが通常時に空調設備により管理されており、重大事故等時においても湿度が上昇する原因がなく、重大事故等時の湿度を確認したものは、確認した値を環境湿度として設定する。

パターン2

原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内）は、原則として一律 90%を設定するが、90%を超える湿度上昇があると考えられるエリアは、個別に重大事故等時の湿度を確認した値を環境湿度として設定する。

パターン3

「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」時に使用する重大事故等対処設備について、原子炉建屋原子炉棟内は耐火壁により区画分離されており、機能が期待される区分の当該設備に対しては、別区分に位置する破断箇所からの蒸気による影響が小さいことから原則 100%を設定するが、破断箇所と同区画にあることから蒸気による影響を受けるものは、その影響を考慮

して環境湿度を設定する。

パターン4

「主蒸気管破断事故」時に使用する重大事故等対処設備について、原則として100%（短期100%（蒸気））を設定するが、当該設備を気密構造の断熱材により囲うことから蒸気による影響が受けないものは、個別に環境湿度を設定する。

(4) 放射線

パターン1～4に該当するものは個別に環境放射線量を設定することとし、これらの対象設備を表1～4に示す。

パターン1

原子炉格納容器内は、原則として一律640kGyを設定するが、重大事故等発生初期に機能が求められるものであり、設計基準対象施設としての設計で仕様を満足するものは、設計基準事故における原子炉格納容器内の放射線量を包絡する値（260kGy）を環境放射線として設定する。

パターン2

原子炉建屋原子炉棟は、原則として一律1.7kGyを設定するが、**当該重大事故緩和設備を設置するエリアが放射線源付近であり**、重大事故時に1.7kGyを超える恐れのあるものは個別に確認した値を環境放射線として設定する（添付資料4）。

パターン3

原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内）は、原則として一律3Gyを設定するが、**当該重大事故緩和設備を設置するエリアが放射線源付近で重大事故時に3Gyを超える恐れのあるものは個別に確認した値を環境放射線として設定する**（添付資料5）。

パターン4

原子炉建屋原子炉棟は、原則として一律1.7kGyを設定するが、重大事故等発生初期に機能が求められるものであり、重大事故等時において想定される放射線を個別に確認したものは、確認した値を環境放射線として設定する（添付資料6）。

パターン5

原子炉建屋原子炉棟は、**原則として一律1.7kGyを設定するが**、「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」時に使用する設備であり、**重大事故等時において想定される放射線を個別に確認したものは、確認した値を環境放射線として設定する**（添付資料7）。

表 1 - 1 重大事故等対処設備の環境圧力設定

設備	評価に用いた 環境圧力	V-1-1-6 の 2.3 節記載の一律 の環境圧力	パターン	設置エリア
起動領域計装	0.31Mpa [gage]	0.62MPa [gage]	パターン 1	原子炉格納容器内
平均出力領域計装	0.31Mpa [gage]	0.62MPa [gage]	パターン 1	原子炉格納容器内

表 1-2 重大事故等対処設備の環境温度設定

設備	評価に用いた 環境温度	V-1-1-6 の 2.3 節 記載の一律の環境 温度	パターン	設置エリア
非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ	65.6℃	65.6℃ (短期 100℃)	パターン 6	原子炉建屋原子炉棟
非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ	65.6℃	65.6℃ (短期 100℃)	パターン 6	原子炉建屋原子炉棟
高圧炉心スプレイ系注入弁	65.6℃ (短期 100℃)	65.6℃	パターン 5	原子炉建屋原子炉棟
原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	65.6℃ (短期 100℃)	65.6℃	パターン 5	原子炉建屋原子炉棟
低圧炉心スプレイ系注入弁	65.6℃ (短期 100℃)	65.6℃	パターン 5	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系 A 系注入弁	65.6℃ (短期 100℃)	65.6℃	パターン 5	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系 B 系注入弁	65.6℃ (短期 100℃)	65.6℃	パターン 5	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系 C 系注入弁	65.6℃ (短期 100℃)	65.6℃	パターン 5	原子炉建屋原子炉棟
緊急用海水ポンプ	66℃	40℃	パターン 3	緊急用海水ポンプ ピット
緊急用海水系ストレーナ	66℃	40℃	パターン 3	緊急用海水ポンプ ピット
フィルタ装置	65.6℃	40℃	パターン 3	格納容器圧力逃がし 装置格納槽
第二弁操作室遮蔽	50℃	40℃	パターン 3	原子炉建屋付属棟
第二弁操作室空気ポンベユニット	50℃	40℃	パターン 3	原子炉建屋付属棟
移送ポンプ	65.6℃	40℃	パターン 3	格納容器圧力逃がし 装置格納槽
格納容器内水素濃度 (SA)	65.6℃	65.6℃ (短期 100℃)	パターン 6	原子炉建屋原子炉棟
格納容器内酸素濃度 (SA)	65.6℃	65.6℃ (短期 100℃)	パターン 6	原子炉建屋原子炉棟
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	50℃	40℃	パターン 3	原子炉建屋付属棟
使用済燃料プール監視カメラ	50℃	100℃	パターン 5	原子炉建屋原子炉棟
125V 系蓄電池 A 系	50℃	40℃	パターン 3	原子炉建屋付属棟
125V 系蓄電池 B 系	50℃	40℃	パターン 3	原子炉建屋付属棟
125V 系蓄電池 HPCS 系	50℃	40℃	パターン 3	原子炉建屋付属棟
中性子モニタ用蓄電池 A 系	50℃	40℃	パターン 3	原子炉建屋付属棟
中性子モニタ用蓄電池 B 系	50℃	40℃	パターン 3	原子炉建屋付属棟
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	200℃	65.6℃	パターン 2	原子炉建屋原子炉棟
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	148℃	65.6℃	パターン 2	原子炉建屋原子炉棟
起動領域計装	171.1℃	200℃ (最高 235℃)	パターン 1	原子炉格納容器内
平均出力領域計装	171.1℃	200℃ (最高 235℃)	パターン 1	原子炉格納容器内
フィルタ装置水位	65.6℃	40℃	パターン 3	格納容器圧力逃がし 装置格納槽

設備	評価に用いた環境温度	V-1-1-6 の 2.3 節記載の一律の環境温度	パターン	設置エリア
フィルタ装置圧力	65.6℃	40℃	パターン 3	格納容器圧力逃がし装置格納槽
フィルタ装置スクラビング水温度	65.6℃	40℃	パターン 3	格納容器圧力逃がし装置格納槽
中央制御室退避室空気ポンプユニット	66℃	40℃	パターン 3	原子炉建屋付属棟
データ伝送設備	26℃	40℃	パターン 3	緊急時対策所
酸素濃度計	26℃	40℃	パターン 3	緊急時対策所
二酸化炭素濃度計	26℃	40℃	パターン 3	緊急時対策所
緊急時対策所エリアモニタ	26℃	40℃	パターン 3	緊急時対策所
携行型有線通話装置	26℃	40℃	パターン 3	緊急時対策所
総合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 (テレビ会議システム, IP 電話, I P - F A X)	26℃	40℃	パターン 3	緊急時対策所
無線連絡設備 (携行型)	26℃	40℃	パターン 3	緊急時対策所
衛星連絡設備 (携行型)	26℃	40℃	パターン 3	緊急時対策所

表 1 - 3 重大事故等対処設備の環境湿度設定

設備	評価に用いた環境湿度	V-1-1-6 の 2.3 節記載の一律の環境湿度	パターン	設置エリア
A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)	60%	90%	パターン 1	原子炉建屋附属棟
A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) 手動スイッチ	60%	90%	パターン 1	原子炉建屋附属棟
A T W S 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)	60%	90%	パターン 1	原子炉建屋附属棟
原子炉再循環ポンプ遮断器手動スイッチ	60%	90%	パターン 1	原子炉建屋附属棟
低速度用電源装置遮断器手動スイッチ	60%	90%	パターン 1	原子炉建屋附属棟
自動減圧系の起動阻止スイッチ	60%	90%	パターン 1	原子炉建屋附属棟
過渡時自動減圧機能	60%	90%	パターン 1	原子炉建屋附属棟
逃がし安全弁用可搬型蓄電池	60%	90%	パターン 1	原子炉建屋附属棟
高圧炉心スプレイ系注入弁	100% (短期 100% (蒸気))	100%	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	100% (短期 100% (蒸気))	100%	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
低圧炉心スプレイ系注入弁	100% (短期 100% (蒸気))	100%	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系 A 系注入弁	100% (短期 100% (蒸気))	100%	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系 B 系注入弁	100% (短期 100% (蒸気))	100%	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系 C 系注入弁	100% (短期 100% (蒸気))	100%	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
フィルタ装置	100%	90%	パターン 2	格納容器圧力逃がし装置格納槽
第二操作室差圧計	60%	90%	パターン 1	原子炉建屋附属棟
移送ポンプ	100%	90%	パターン 2	格納容器圧力逃がし装置格納槽
格納容器内水素濃度 (S A)	100%	100% (短期 100% (蒸気))	パターン 4	原子炉建屋原子炉棟
格納容器内酸素濃度 (S A)	100%	100% (短期 100% (蒸気))	パターン 4	原子炉建屋原子炉棟
常設代替高圧電源装置	100%	90%	パターン 2	常設代替高圧電源装置置場 (地上階)
フィルタ装置水位	100%	90%	パターン 2	格納容器圧力逃がし装置格納槽
フィルタ装置圧力	100%	90%	パターン 2	格納容器圧力逃がし装置格納槽
フィルタ装置スクラビング水温度	100%	90%	パターン 2	格納容器圧力逃がし装置格納槽

設備	評価に用いた 環境湿度	V-1-1-6 の 2.3 節記載の一律 の環境湿度	パターン	設置エリア
可搬型計測器（原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用）	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
可搬型計測器（原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
中央制御室遮蔽	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
中央制御室待避室	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
中央制御室待避室遮蔽	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
中央制御室待避室差圧計	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
衛星電話設備（可搬型）（待避室）	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
衛星制御装置	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
データ表示装置（待避室）	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
可搬型照明（S A）	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
酸素濃度計	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
二酸化炭素濃度計	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
データ伝送設備	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
安全パラメータ表示システム（SPDS）	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
衛星電話設備（固定型）	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟

表 1-4 重大事故等対処設備の環境放射線量設定

設備	評価に用いた環境放射線量	V-1-1-6 の 2.3 節記載の一律の環境放射線	パターン	設置エリア
ほう酸水注入ポンプ	100Gy	1.7kGy	パターン 4	原子炉建屋原子炉棟
ほう酸水貯蔵タンク	100Gy	1.7kGy	パターン 4	原子炉建屋原子炉棟
常設高圧代替注水系ポンプ	100kGy	1.7kGy	パターン 2	原子炉建屋原子炉棟
高圧代替注水系タービン止め弁	100kGy	1.7kGy	パターン 2	原子炉建屋原子炉棟
代替循環冷却系ポンプ	100kGy	1.7kGy	パターン 2	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系熱交換器	100kGy	1.7kGy	パターン 2	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系ポンプ	100kGy	1.7kGy	パターン 2	原子炉建屋原子炉棟
第一弁 (S/C側)	100kGy	1.7kGy	パターン 2	原子炉建屋原子炉棟
第一弁 (D/W側)	100kGy	1.7kGy	パターン 2	原子炉建屋原子炉棟
遠隔人力操作機構	50kGy	1.7kGy	パターン 2	原子炉建屋付属棟 原子炉建屋原子炉棟
フィルタ装置	98kGy	3Gy	パターン 3	格納容器圧力逃がし装置格納槽
第二弁	100kGy	1.7kGy	パターン 2	原子炉建屋原子炉棟
第二弁バイパス弁	100kGy	1.7kGy	パターン 2	原子炉建屋原子炉棟
第二弁操作室遮蔽	32kGy	3Gy	パターン 3	原子炉建屋付属棟
第二弁操作室空気ポンプユニット (空気ポンプ)	32kGy	3Gy	パターン 3	原子炉建屋付属棟
移送ポンプ	98kGy	3Gy	パターン 3	格納容器圧力逃がし装置格納槽
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	32kGy	3Gy	パターン 3	原子炉建屋付属棟
フィルタ装置入口水素濃度	32kGy	3Gy	パターン 3	原子炉建屋付属棟
非常用ガス処理系排風機	100kGy	1.7kGy	パターン 2	原子炉建屋原子炉棟
非常用ガス処理系フィルタトレイン	1.2MGy	1.7kGy	パターン 2	原子炉建屋原子炉棟
非常用ガス再循環系排風機	100kGy	1.7kGy	パターン 2	原子炉建屋原子炉棟
非常用ガス再循環系フィルタトレイン	1.2MGy	1.7kGy	パターン 2	原子炉建屋原子炉棟
代替燃料プール冷却系ポンプ	100kGy	1.7kGy	パターン 2	原子炉建屋原子炉棟
代替燃料プール冷却系熱交換器	100kGy	1.7kGy	パターン 2	原子炉建屋原子炉棟
使用済燃料プール監視カメラ	1.7Gy	1.7kGy	パターン 5	原子炉建屋原子炉棟
使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置	100Gy	3Gy	パターン 3	原子炉建屋付属棟
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	640kGy	1.7kGy	パターン 2	原子炉建屋原子炉棟
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	640kGy	1.7kGy	パターン 2	原子炉建屋原子炉棟
起動領域計装	260kGy	640kGy	パターン 1	原子炉格納容器内
平均出力領域計装	260kGy	640kGy	パターン 1	原子炉格納容器内
フィルタ装置水位	1.7kGy	3Gy	パターン 3	格納容器圧力逃がし装置格納槽
フィルタ装置圧力	1.7kGy	3Gy	パターン 3	格納容器圧力逃がし装置格納槽

設備	評価に用いた 環境放射線量	V-1-1-6 の 2.3 節記載の一律 の環境放射線	パターン	設置エリア
フィルタ装置スクラビング水温度	98kGy	3Gy	パターン 3	格納容器圧力逃がし 装置格納槽
代替循環冷却系ポンプ入口温度	100kGy	1.7kGy	パターン 2	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系熱交換器入口温度	100kGy	1.7kGy	パターン 2	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系熱交換器出口温度	100kGy	1.7kGy	パターン 2	原子炉建屋原子炉棟
中央制御室換気系空気調和器ファン	100Gy	3Gy	パターン 3	原子炉建屋付属棟
中央制御室換気系フィルタ系ファン	200Gy	3Gy	パターン 3	原子炉建屋付属棟
中央制御室換気系吸排気隔離弁	100Gy	3Gy	パターン 3	原子炉建屋付属棟
中央制御室換気系排煙装置隔離弁	100Gy	3Gy	パターン 3	原子炉建屋付属棟
中央制御室換気系フィルタユニット	200Gy	3Gy	パターン 3	原子炉建屋付属棟

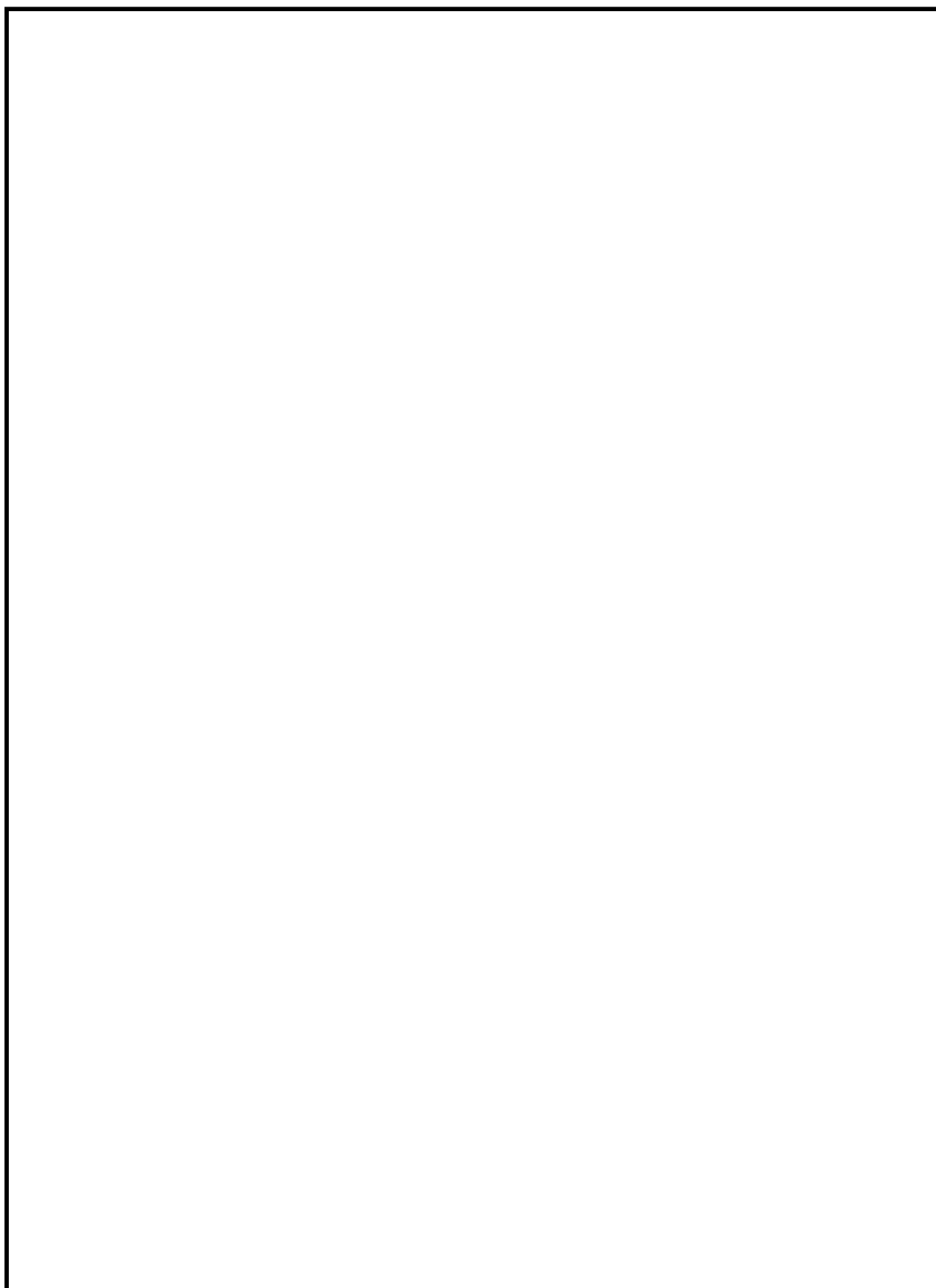


図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (1/6)

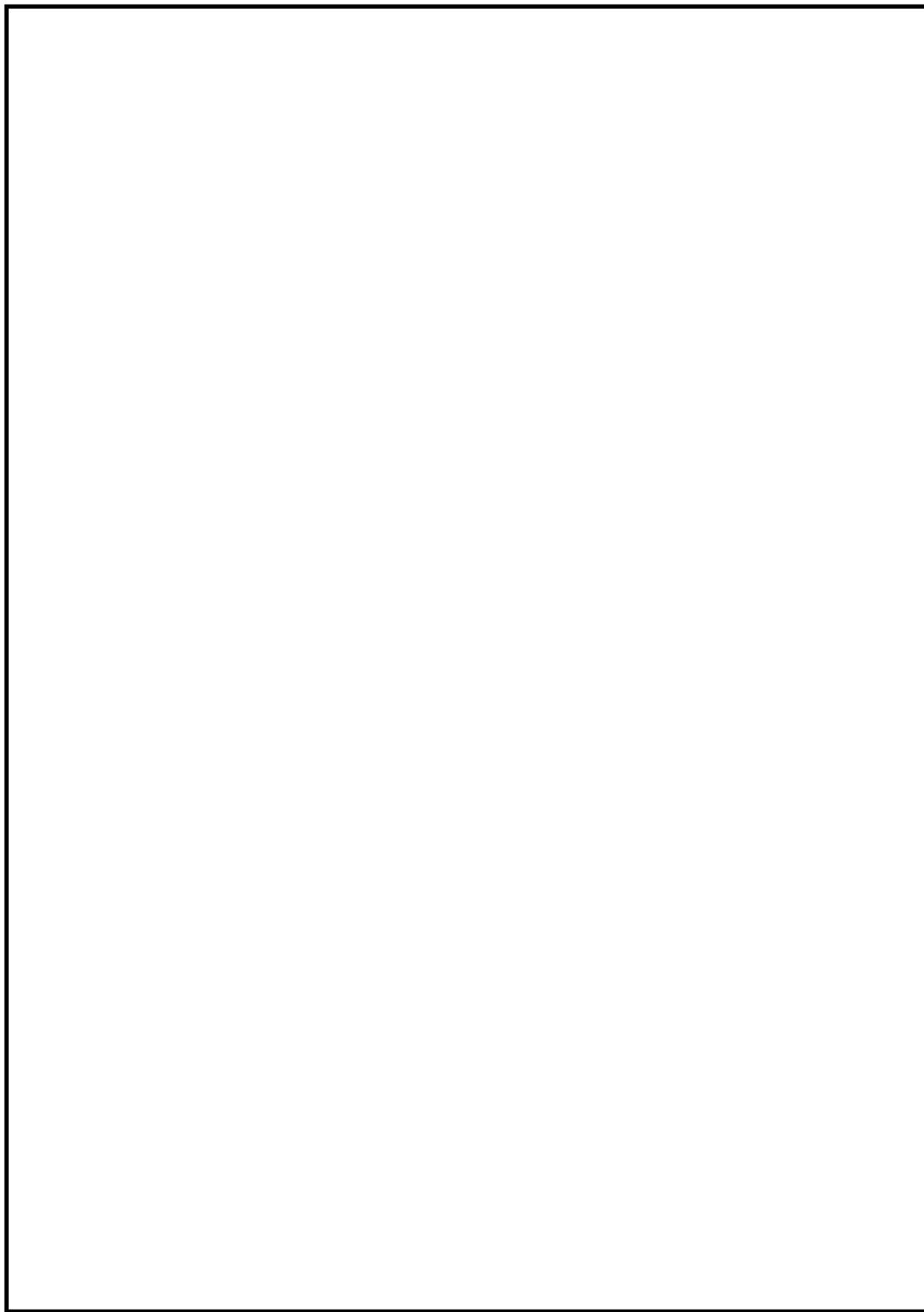


図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (2/6)

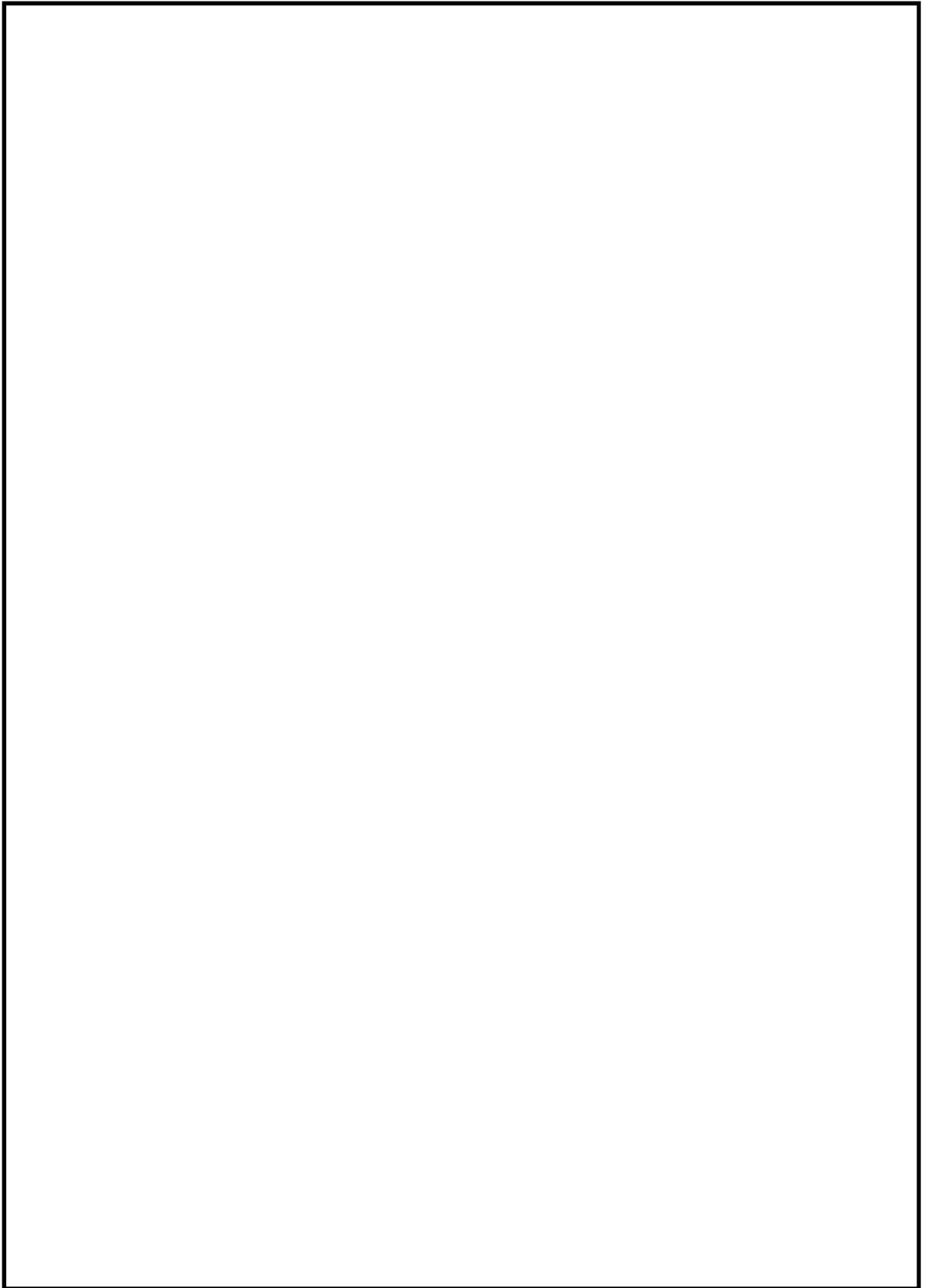


図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (3/6)

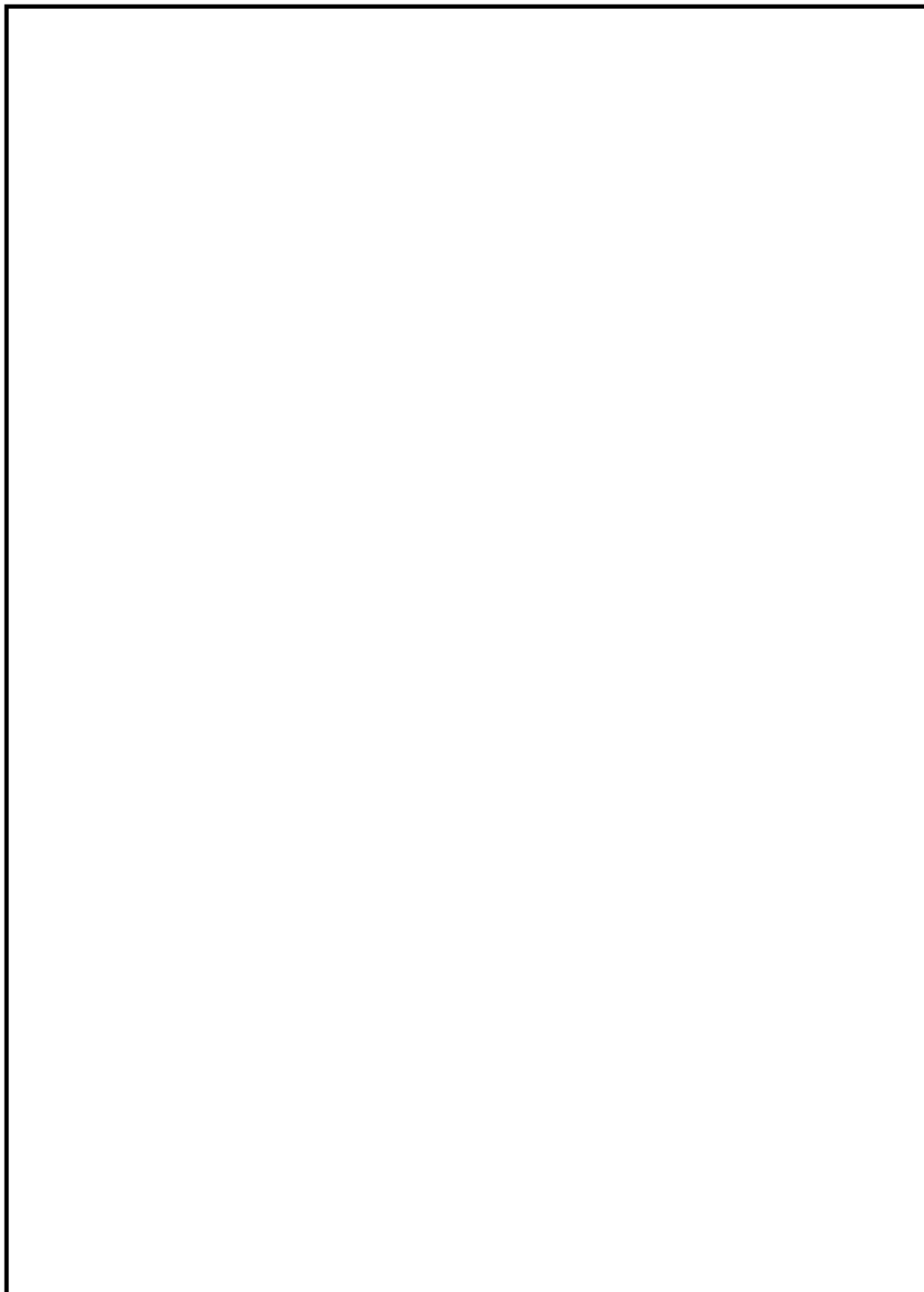


図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (4/6)

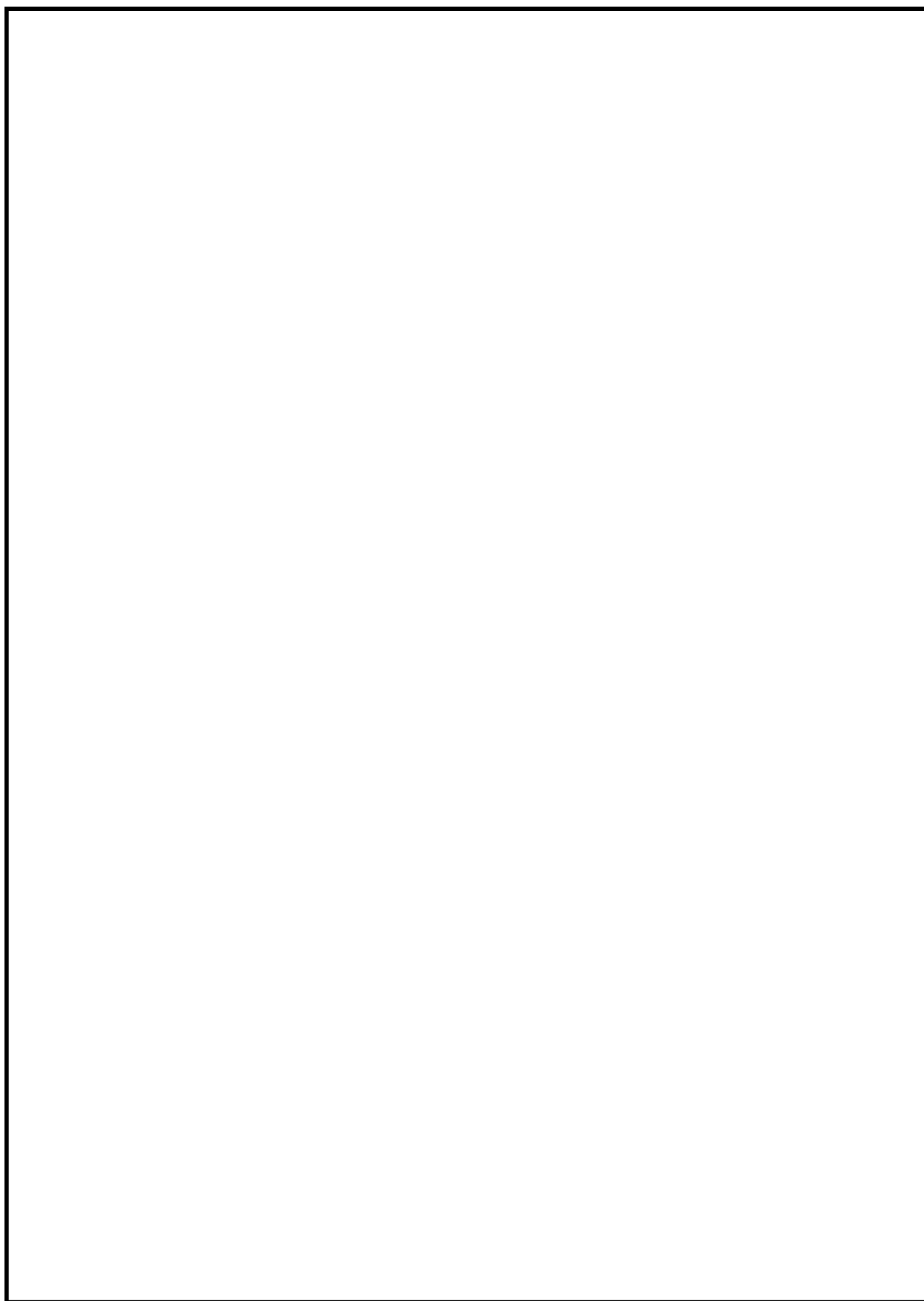


図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (5/6)

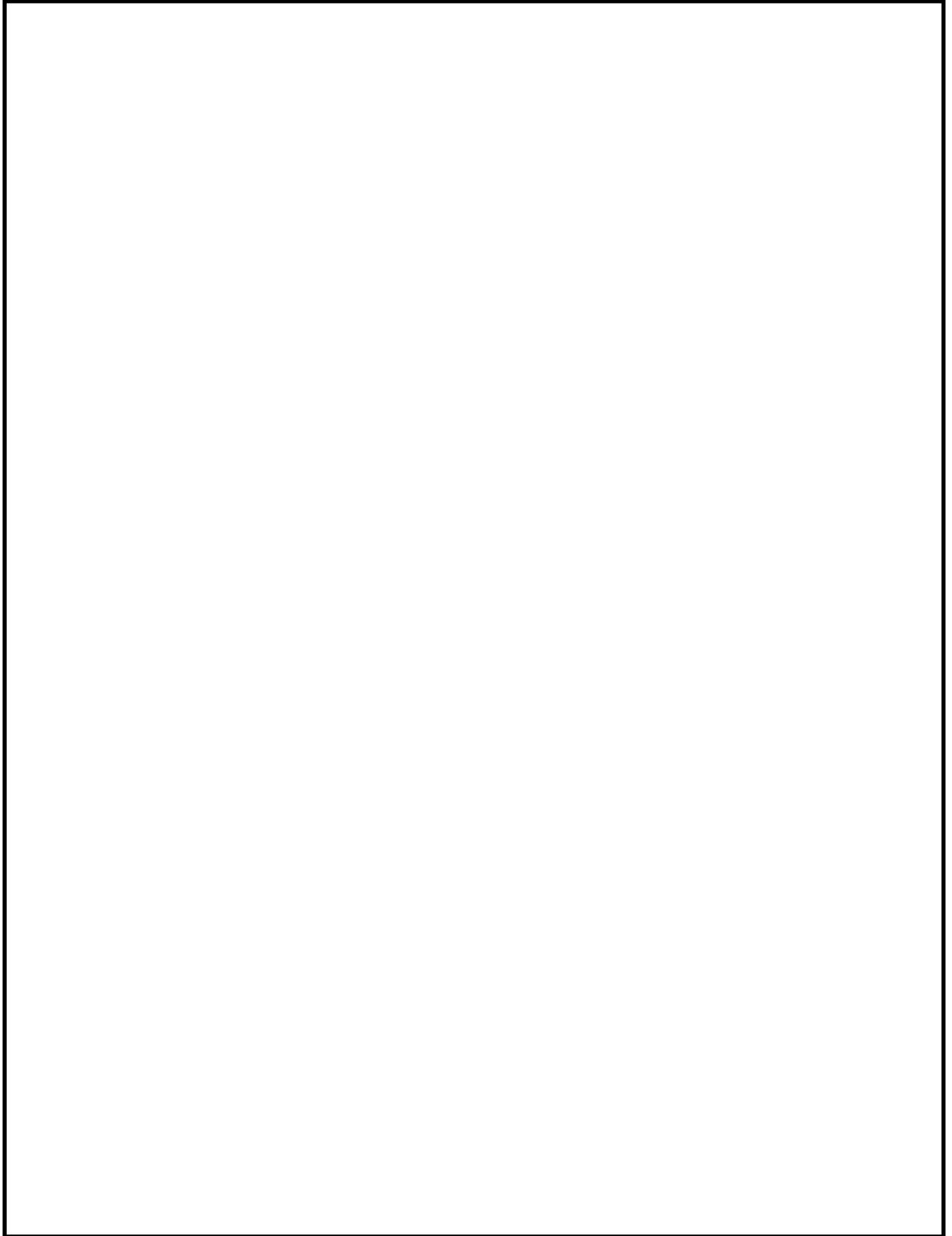


図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (6/6)

4. 添付資料

- 1 その他建屋の環境条件について
- 2 格納容器雰囲気放射線モニタの環境条件の設定
- 3 熱収支等により環境温度を設定するエリアの設定方法について
- 4 原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋原子炉棟）において個別に放射線環境条件を設定するエリアの設定方法について
- 5 原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内）において個別に放射線環境条件を設定するエリアの設定方法について
- 6 ほう酸水注入系の放射線環境条件設定
- 7 使用済燃料プール監視カメラの放射線環境条件設定

その他建屋の環境条件について

原子炉建屋以外の建屋等及び地中の配管トレンチについて、環境条件及び考慮内容を示す。

設置場所	環境条件(重大事故等対処設備)			放射線	設定上の考慮
	圧力	温度	湿度		
原子炉棟以外の建屋等					
緊急時対策所建屋	大気圧	40℃	90%	3 Gy/7日	空調設計より設定
常設代替高压電源装置置場(地上階)	大気圧	40℃	100%	3 Gy/7日	屋外と同じ環境条件を設定
常設代替高压電源装置置場(地下階)	大気圧	40℃	90%	3 Gy/7日	空調設計より設定
格納容器圧力逃がし装置格納槽	大気圧	65.6℃	100%	98 kGy/7日	温度:格納容器圧力逃がし装置からの発熱を考慮して設定 放射線:格納容器圧力逃がし装置からの線量を考慮して設定
常設低圧代替注水系ポンプ室	大気圧	40℃	90%	3 Gy/7日	空調設計より設定
緊急用海水ポンプピット	大気圧	66℃	90%	3 Gy/7日	温度:ポンプからの発熱を考慮して設定
常設代替高压電源装置用カルバート(立坑部)	大気圧	40℃	100%	3 Gy/7日	屋外と同じ環境条件を設定
地中の配管トレンチ					
常設代替高压電源装置用カルバート(トンネル部)	大気圧	40℃	100%	3 Gy/7日	屋外と同じ環境条件を設定
常設代替高压電源装置用カルバート(カルバート部)	大気圧	40℃	100%	3 Gy/7日	屋外と同じ環境条件を設定
格納容器圧力逃がし装置用配管カルバート	大気圧	65.6℃	100%	98 kGy/7日	格納容器圧力逃がし装置格納槽と同じ環境条件を設定
常設低圧代替注水系配管カルバート	大気圧	40℃	100%	3 Gy/7日	屋外と同じ環境条件を設定

格納容器雰囲気放射線モニタの環境条件の設定について

1. はじめに

格納容器雰囲気放射線モニタは、原子炉格納容器の外面にドライウエル側とサプレッション・チェンバ側に2個ずつ設置している（第1図参照）。これらは、原子炉格納容器壁面から温度の影響を受けやすい場所にあるため、原子炉格納容器壁面温度が最も高くなると考えられる場合を格納容器雰囲気放射線モニタの環境温度として保守的に設定する。

なお、格納容器雰囲気放射線モニタの環境圧力及び環境湿度については、設置場所が原子炉建屋原子炉棟内であることから、原子炉建屋原子炉棟内の環境条件である大気圧相当及び100%とする。また、環境放射線量については、格納容器内からの直接線の影響を考慮し、格納容器内の環境条件である640kGyを保守的に設定する。

以下では、格納容器雰囲気放射線モニタの環境温度の設定について考え方を示す。

(1) 様々なシーケンスを想定した場合の格納容器雰囲気放射線モニタの環境温度について

(i) 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル側）について

格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル側）（以下「CAMS（D/W）」という。）の環境温度は、設置場所の関係から、D/W壁面温度に近接することが考えられる。このため、CAMS（D/W）の環境温度が厳しくなる事象としては、LOCA破断口からの蒸気流出に伴いD/Wの温度が上昇する事象である、大破断LOCAの発生により原子炉水位が低下し炉心損傷に至る事故が考えられる。ただし、当該重大事故発生時においても、代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ等の実施により、原子炉格納容器を冷却することから、D/W壁面温度は原子炉格納容器の限界温度である200℃を超えることはない。

以上を踏まえ、様々なシーケンスを想定した場合のCAMS（D/W）の環境温度は、200℃を設定する。

第1表 CAMS（D/W）の環境温度

シーケンス	環境温度の設定方法	環境温度
大破断LOCAの発生により炉心損傷に至る事故	設置場所の関係から、D/W壁面温度を設定	200℃

(ii) 格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ側）について
格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ側）（以下「CAMS（S

／C)」という。)の環境温度は、設置場所の関係から、S／C壁面温度に近接することが考えられる。このため、CAMS (S／C)の環境温度が厳しくなる事象としては、以下に示す①原子炉停止機能喪失の発生により炉心損傷に至るおそれがある事故、若しくは②大破断LOCA又は過渡事象の発生により炉心損傷に至る事故が考えられる。

①原子炉停止機能喪失の発生により炉心損傷に至るおそれがある事故では、原子炉スクラムの失敗により、原子炉出力が高く維持された状態での原子炉压力容器内の高温・高圧の蒸気が、逃がし安全弁(安全弁機能)を通して、直接S／Cプール水に排出されることで、S／Cプール水温度が上昇する。

②大破断LOCA又は過渡事象の発生により炉心損傷に至る事故では、LOCA破断口からD／Wに流出した蒸気がベント管を通じて、又は原子炉压力容器内の蒸気が逃がし安全弁を通じてS／Cへ排出されることにより、S／Cプール水温度が、①に比べて緩慢に上昇する。

これらの事象のうち、②については、当該重大事故発生時においても、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器の温度上昇の抑制を図ることから、S／P水温度が①の事故に比べて上昇することはない。

一方、①については、原子炉スクラム失敗後に原子炉出力が高く維持された状態が仮に継続した場合、残留熱除去系による除熱の容量を超える熱量が供給されるため、S／P水温度の上昇の観点で厳しい事象となる。

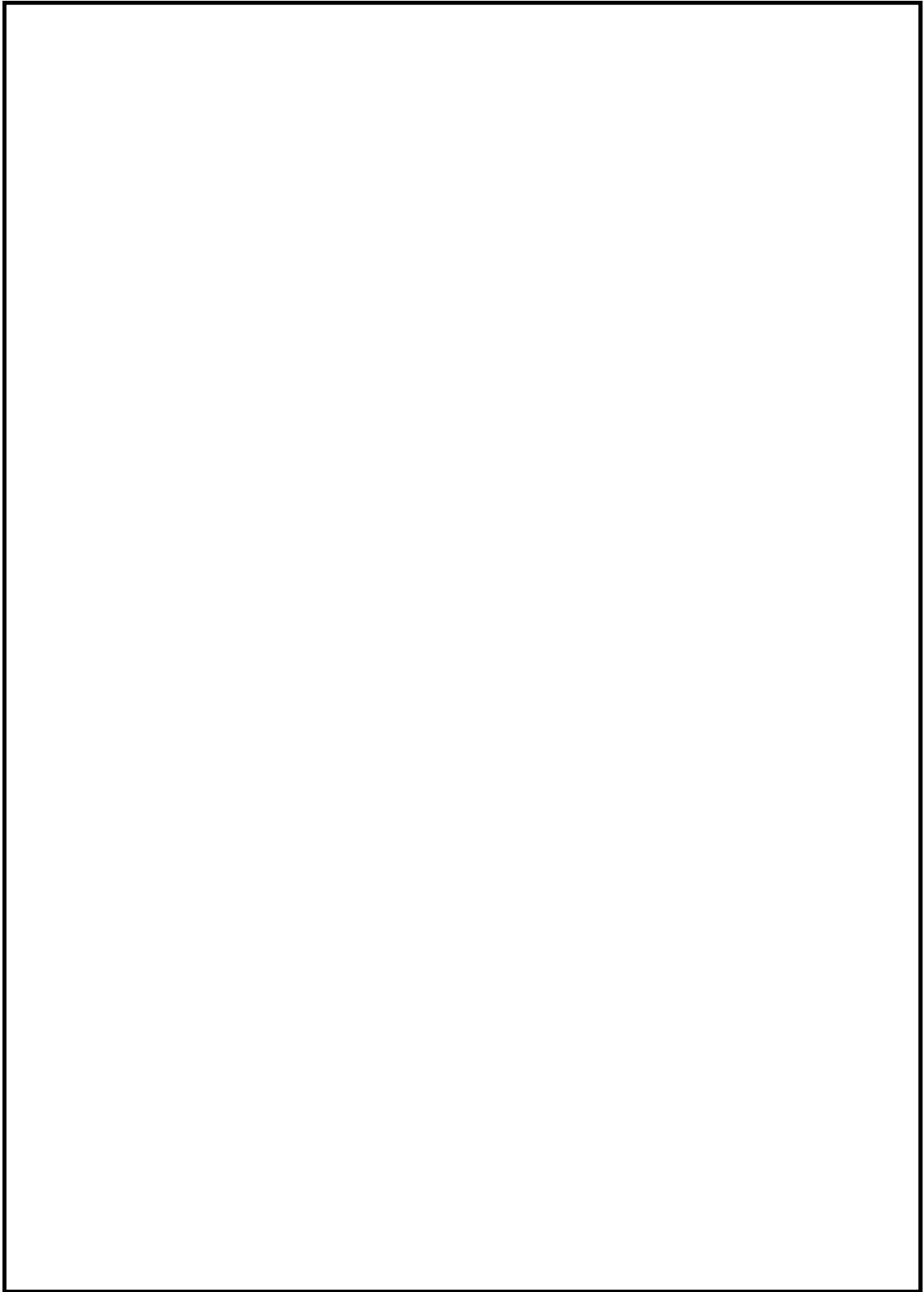
以上を踏まえ、様々なシーケンスを想定した場合のCAMS (S／C)の環境温度については、「原子炉停止機能喪失」の重大事故等時において、より原子炉出力が高く維持されることとなる、電動駆動給水ポンプのトリップ条件を復水器ホットウェル枯渇とした場合の感度解析※を想定し、このときのS／Cプール水温度の最高温度 148℃を保守的にS／C壁面温度として扱い、環境温度として設定する(第2図参照)。

なお、CAMS (D／W)の環境温度が最も高くなる事象において、CAMS (S／C)の環境温度は148℃を下回ることを、解析結果より確認している。

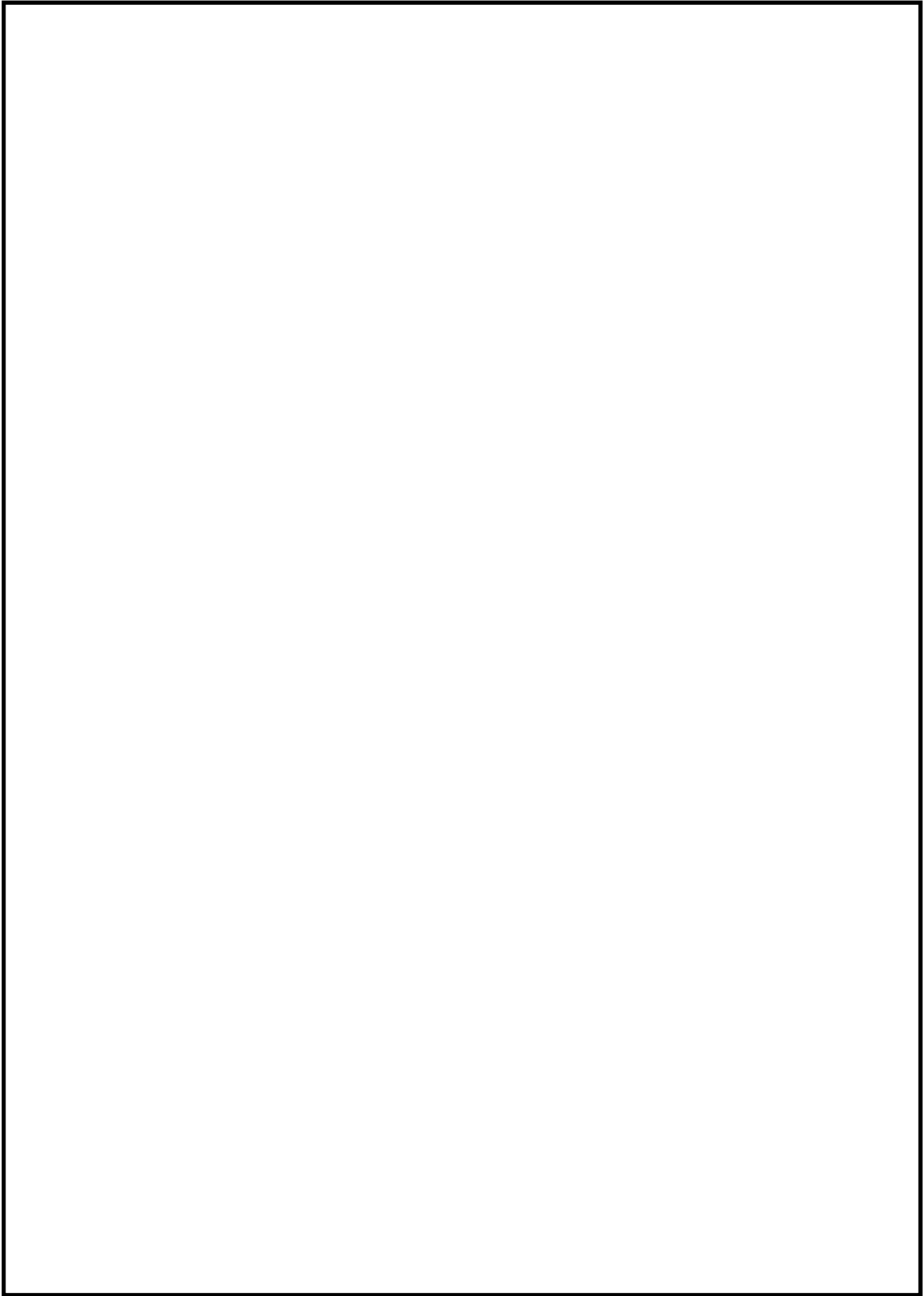
第2表 CAMS (S／C)の環境温度

シーケンス	環境温度の設定方法	環境温度
「原子炉停止機能喪失」のうち、電動駆動給水ポンプのトリップ条件を復水器ホットウェル枯渇とした場合の感度解析※	設置場所の関係から、S／Cプール水温度を設定	148℃

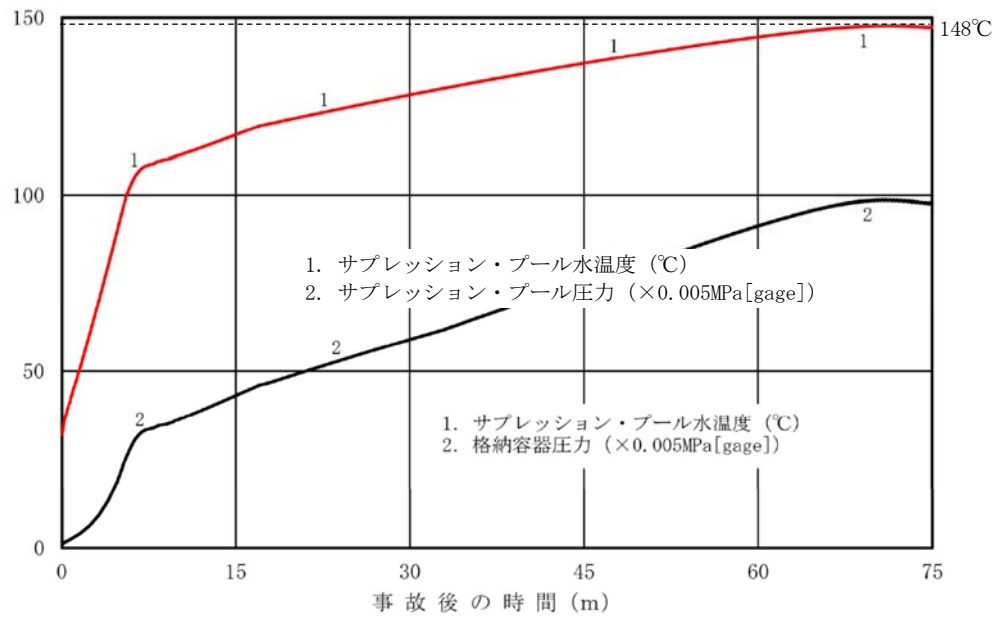
※ 原子炉停止機能喪失の有効性評価では、電動駆動給水ポンプのトリップ時刻がサブプレッション・プール水温度等の評価結果に与える影響を確認する目的で、保守的に復水器ホットウェル水位の低下で電動駆動給水ポンプがトリップせずに復水器ホットウェルが枯渇するまで運転を継続するとした場合の感度解析を実施している。



第 1 図 格納容器雰囲気放射線モニタ配置図 (1/2)



第 1 図 格納容器雰囲気放射線モニタ配置図 (2/2)



第2図 サプレッション・プール水温度及び格納容器圧力の推移（長期）

環境温度の個別設定の考え方

環境温度の個別設定の考え方としては、各エリアの隣接エリアの温度条件及び内部発熱量（ポンプ、電気盤、配管等の発熱量）を考慮し、また、空調設備の期待の有無を踏まえ、熱伝達工学に基づく室温評価を基に環境温度を設定している。

a. 隣接エリアの温度条件

原子炉格納容器外の建屋内の重大事故等対処設備に対する環境条件設定に関して、隣接エリアとの熱収支を考慮した環境条件を設定している。例えば、原子炉建屋原子炉棟については、原子炉格納容器外壁との熱収支を、原子炉建屋付属棟（電気室等）については、原子炉建屋原子炉棟外壁との熱収支を、考慮している。

b. 内部発熱量

原子炉格納容器外の建屋内の重大事故等対処設備に対する環境条件設定に関して、当該設備を設置するエリアにポンプ、電気盤、配管等の熱源があり、それらの発熱の影響を受ける設備は、それら発熱の影響を考慮した環境条件を設定している。

例：（格納容器圧力逃がし装置格納槽）

重大事故等時における温度を包絡する環境条件として、保守的に原子炉格納容器圧力が限界圧力である 0.62MPa [gage] 時にベントを実施することを仮定し、各部位（入口配管、フィルタ装置、出口配管）の系統内部流体温度をその場合における飽和温度と想定し熱源として考慮。

c. 空調設備

原子炉格納容器外の建屋内の重大事故等対処設備に対する環境条件設定に関して、当該設備を設置するエリアが空調設備により管理されている設備は、空調設備の機能に期待した環境条件を設定している。

空調設備の機能に期待するエリアは、水密扉等で区画化されている原子炉建屋原子炉棟の一部エリア（高圧炉心スプレイ系ポンプ室、残留熱除去系 A 系ポンプ室）、原子炉建屋付属棟内の一部エリア（中央制御室等を含む）、常設代替高圧電源装置置場（地下階）、常設低圧代替注水系ポンプ室、緊急用海水ポンプピット及び緊急時対策所建屋となる。

これらの空調設備の機能に期待しているエリアについて、図 1 に示す。

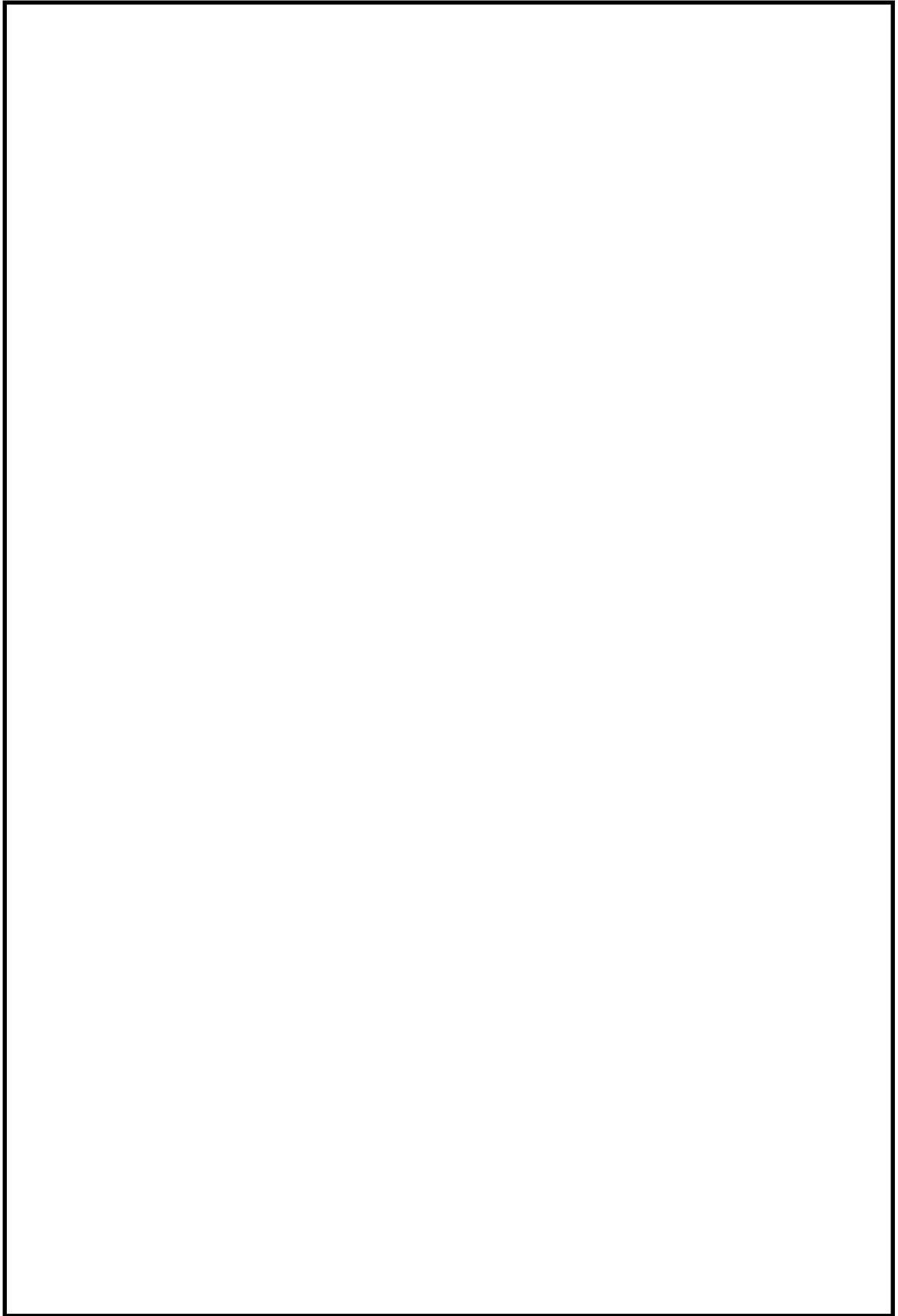


図1 空調設備に期待するエリア (1/7)

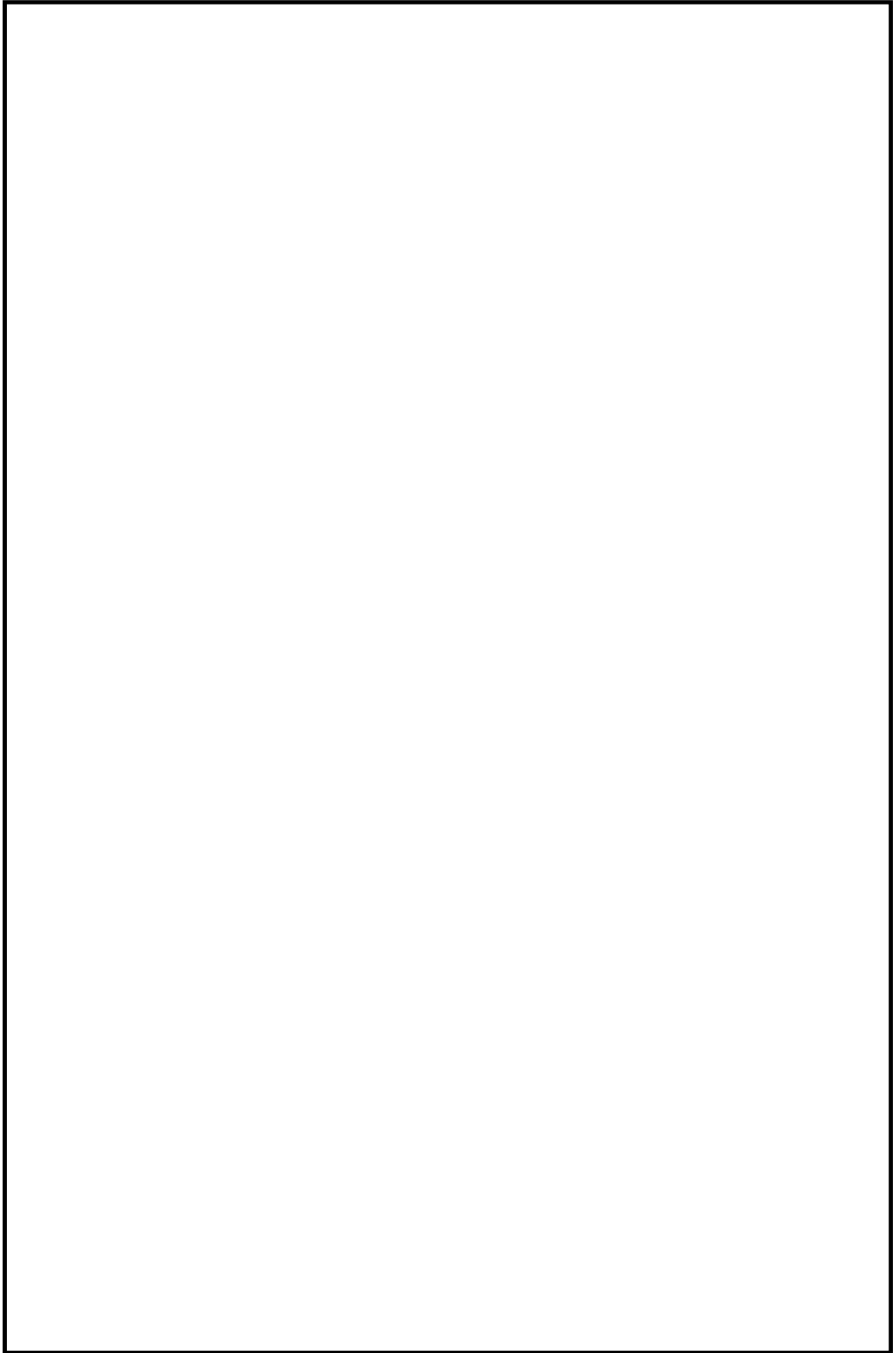


図1 空調設備に期待するエリア (2/7)

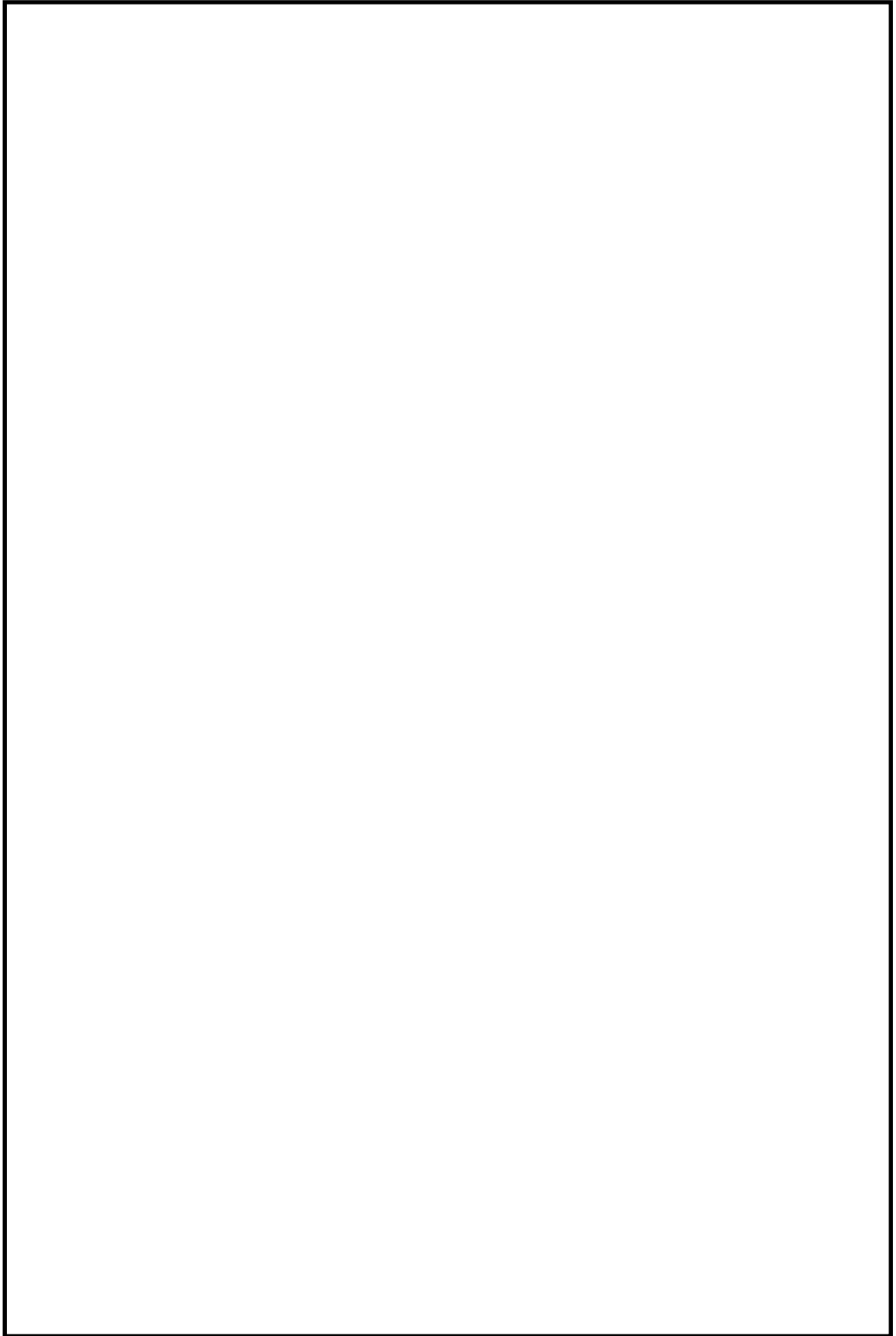


図1 空調設備に期待するエリア (3/7)

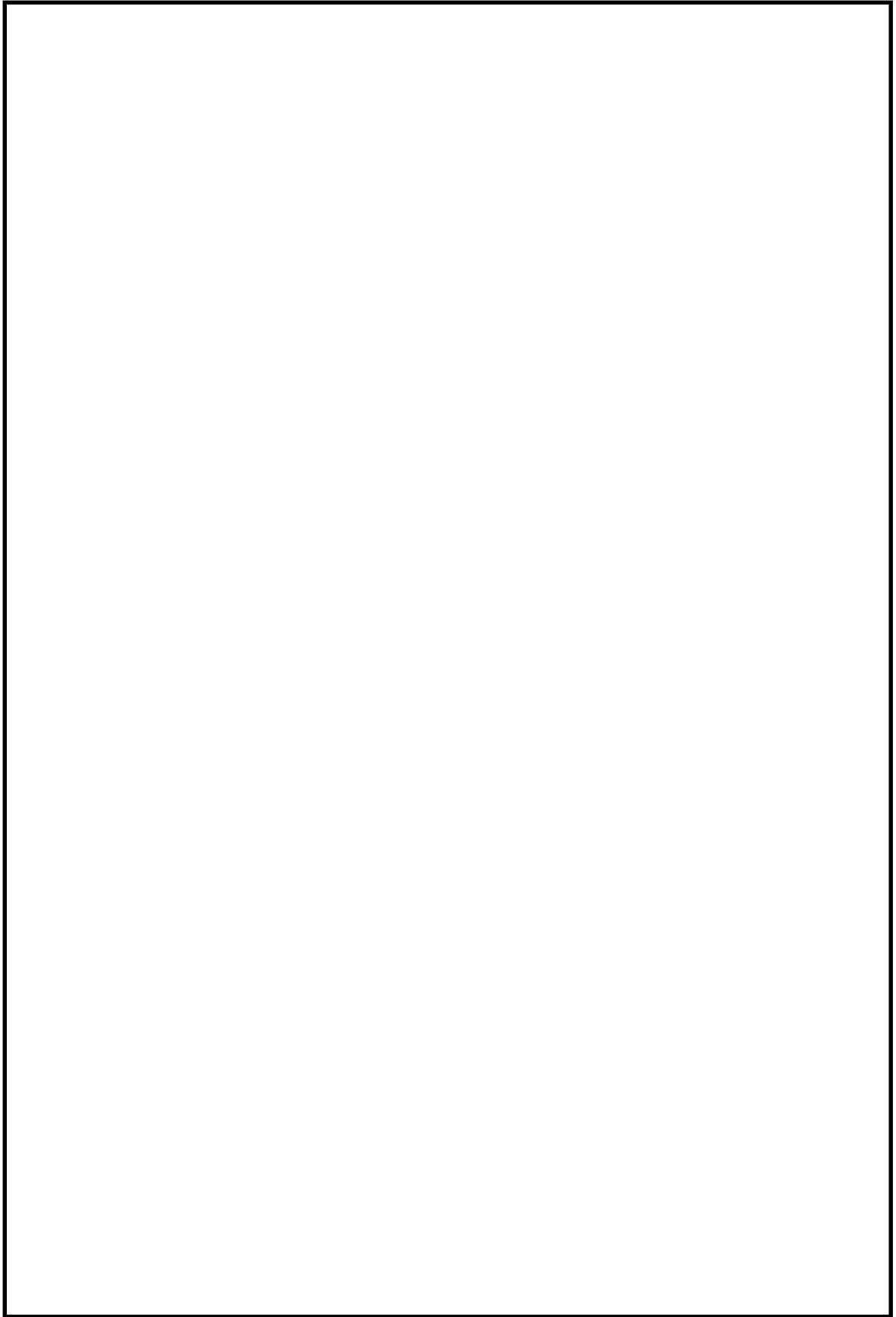


図1 空調設備に期待するエリア (4/7)

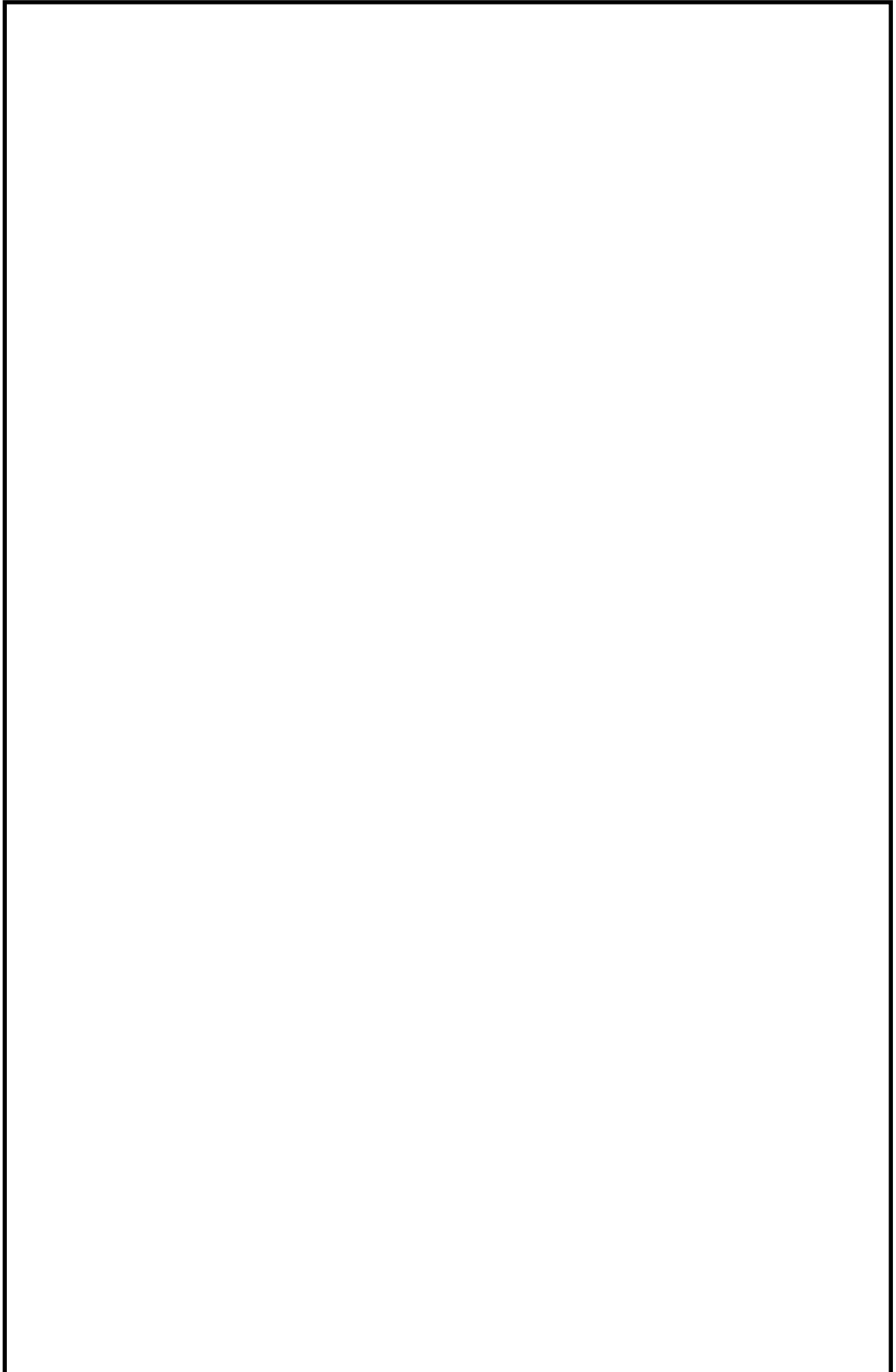


図1 空調設備に期待するエリア (5/7)

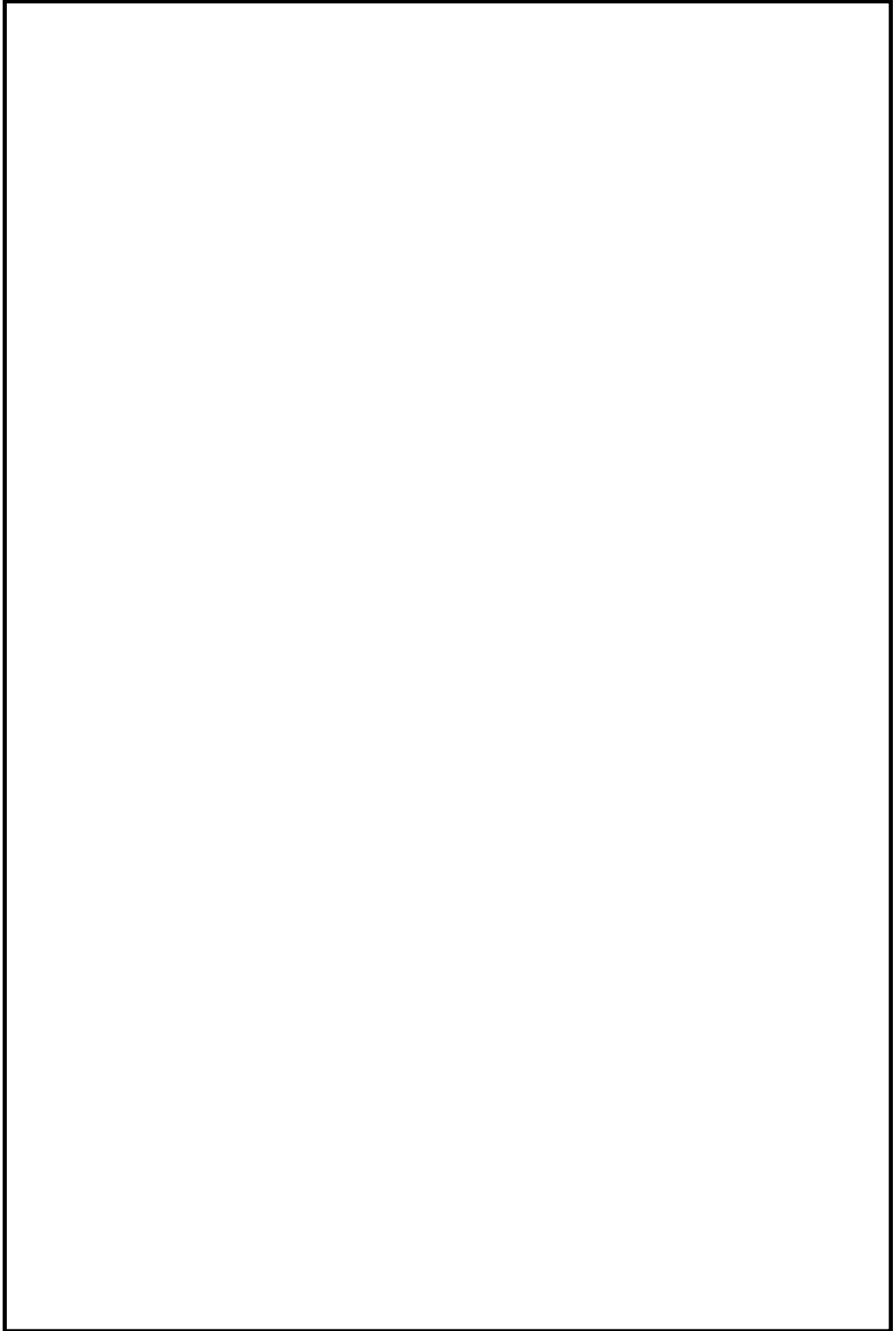


図1 空調設備に期待するエリア (6/7)

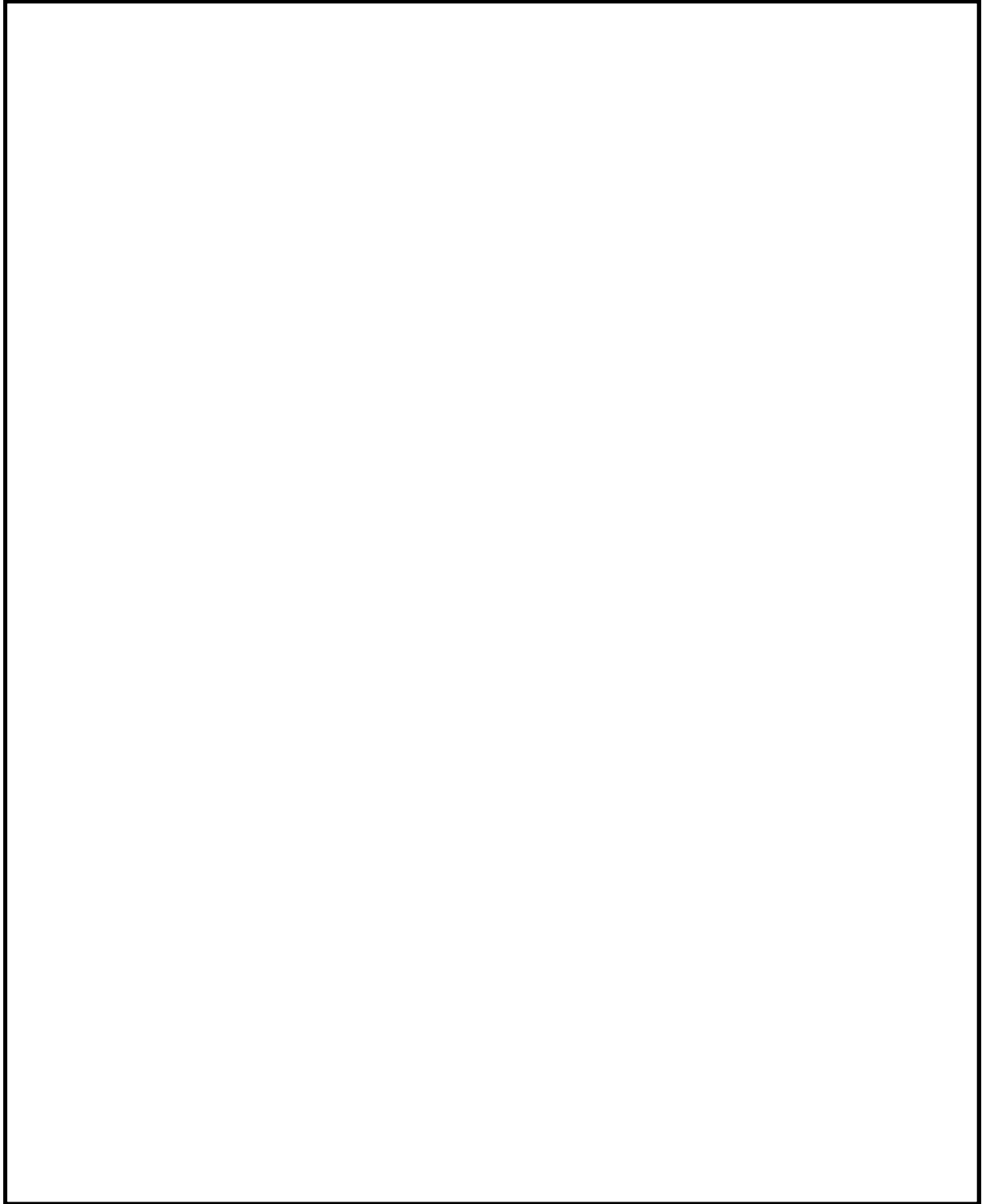


図1 空調設備に期待するエリア (7/7)

原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋原子炉棟）において個別に放射線環境条件を設定する
エリアの設定方法について

原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋原子炉棟）において、個別に放射線環境条件を設定する
エリアの設定方法について、図 1～図 2 に示す。また、個別に放射線環境条件を設定するエリアに
ついて、図 3 に示す。

① 「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)」の発生
 (格納容器圧力逃がし装置配管の線量と比較して代替循環冷却系配管の線量評価が厳しくなることから、代替循環冷却系を使用する場合の事故シナリオを想定する。)

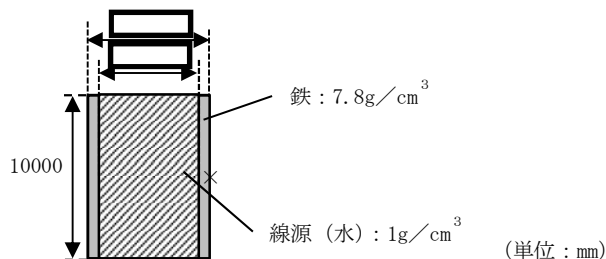
② 原子炉格納容器 (サブプレッション・プール) 内への放射性物質の放出
 (代替循環冷却系の水源であるサブプレッション・プールへの放出過程については、MAAP コードの解析結果を包絡するよう、ヨウ素及びセシウムは炉内蓄積量の全量がサブプレッション・プール内に放出されるものとし、その他の核種については NUREG-1465 に基づく放出割合により放出されるものとする。)

③ 各核種に応じたエネルギーを有するため、エネルギー範囲ごとに代表エネルギーとしてグルーピングし、代表エネルギーごとに 7 日間での積算線源強度を算出
 (積算線源強度計算については、代替循環冷却系配管内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分する。)

算出結果は表 1 に示す線源強度に該当

④ 代替循環冷却系を使用する場合の原子炉建屋原子炉棟内の評価点での線量を評価するため、下図のようにモデル化し、QAD コードにて線量率を算出

< 代替循環冷却系配管 >



代替循環冷却系配管表面の線量：
 (約 56kGy/7 日間)

⑤ ④での評価結果に基づき、環境条件を設定
 (原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への漏えい等の影響も考慮し、④での評価結果を上回る線量率を原子炉建屋原子炉棟内における線源 (代替循環冷却系配管 等) 付近の重大事故等対処設備の環境条件として設定する。また、格納容器圧力逃がし装置配管付近の重大事故等対処設備の環境条件についても、包絡条件として本環境条件を設定する。なお、重大事故等対処設備に対して、遮蔽材等により放射線防護を行うものは、その効果を考慮する。)

原子炉建屋付原子炉棟内における線源 (代替循環冷却系配管) 付近の環境条件に該当 (原子炉建屋ガス処理系フィルタ付近の設備を除く)：
 (100kGy/7 日間)

図1 重大事故時における原子炉建屋原子炉棟内の線源 (代替循環冷却系配管 等) 付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図

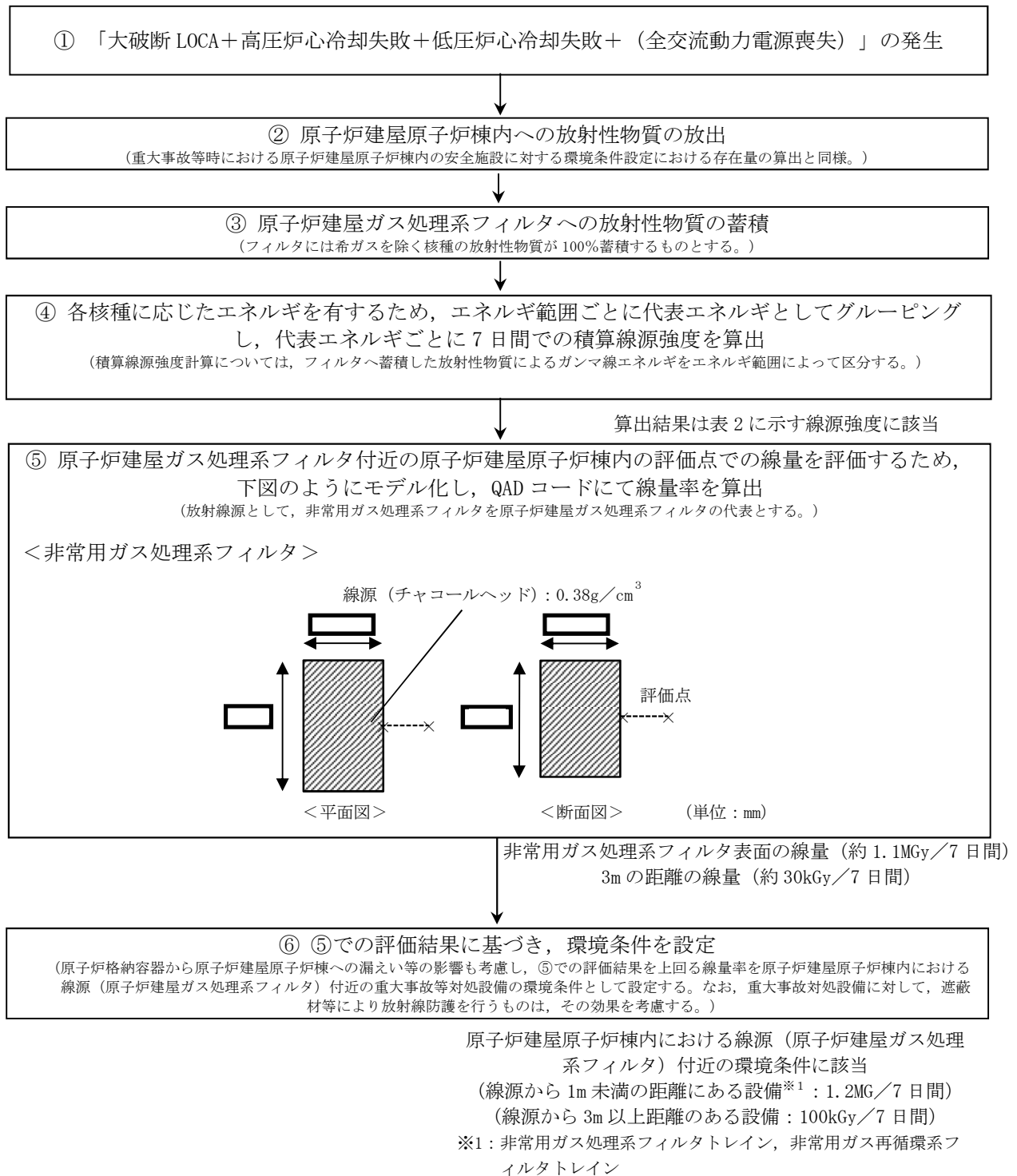


図2 重大事故時における原子炉建屋原子炉棟内の線源 (原子炉建屋ガス処理系フィルタ) 付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図

表1 重大事故時における代替循環冷却系配管の線源強度

代表エネルギー (Mev)	7日間積算線源強度 (cm^{-3})
0.01	約 4.5E+13
0.025	約 1.0E+14
0.0375	約 2.8E+13
0.0575	約 1.9E+13
0.085	約 1.7E+13
0.125	約 1.9E+13
0.225	約 1.5E+14
0.375	約 3.9E+14
0.575	約 1.2E+15
0.85	約 6.4E+14
1.25	約 1.9E+14
1.75	約 2.7E+13
2.25	約 9.4E+12
2.75	約 2.4E+11
3.5	約 9.7E+08
5	約 4.5E+02
7	約 5.2E+01
9.5	約 6.0E+00

表2 重大事故時における非常用ガス処理系フィルタの線源強度

代表エネルギー (Mev)	7日間積算線源強度 (cm^{-3})
0.01	約 1.9E+14
0.025	約 4.1E+14
0.0375	約 1.1E+14
0.0575	約 6.5E+13
0.085	約 9.4E+13
0.125	約 6.5E+13
0.225	約 6.1E+14
0.375	約 2.3E+15
0.575	約 4.9E+15
0.85	約 2.8E+15
1.25	約 6.2E+14
1.75	約 6.5E+13
2.25	約 3.8E+13
2.75	約 1.4E+12
3.5	約 3.9E+09
5	約 9.0E+03
7	約 1.0E+03
9.5	約 1.2E+02

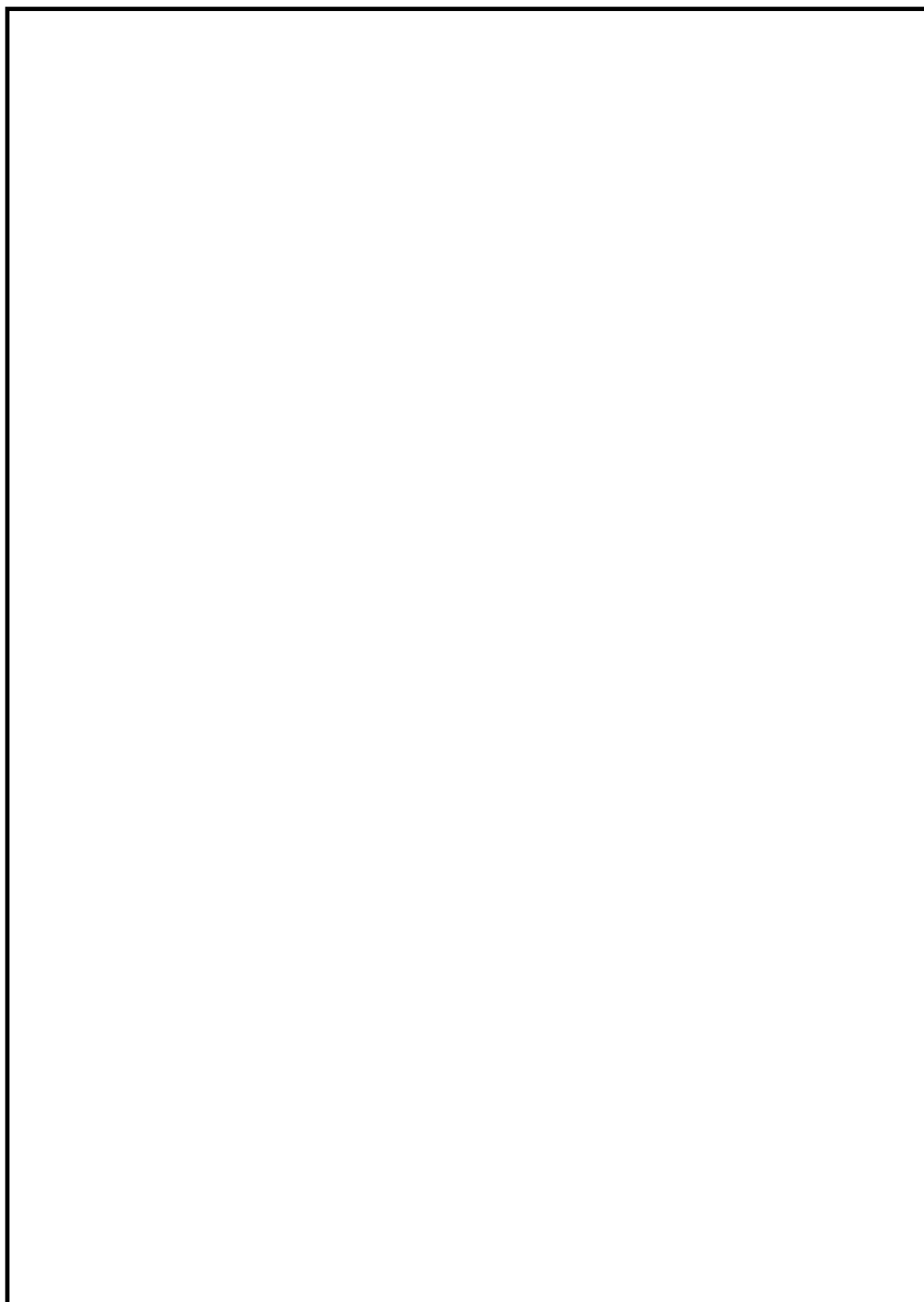


図 3 個別に環境放射線を設定するエリア (1/7)

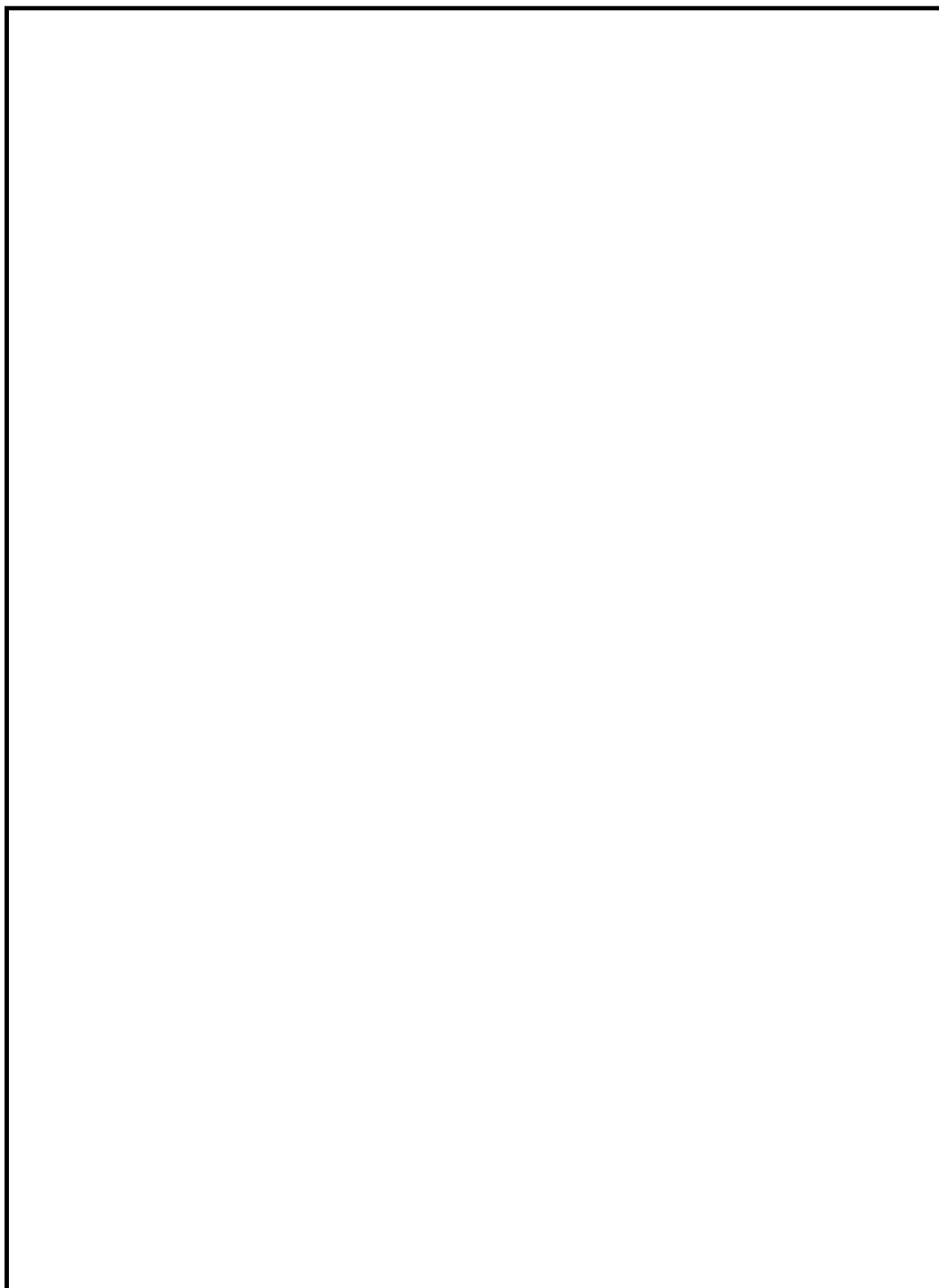


図3 個別に環境放射線を設定するエリア (2/7)

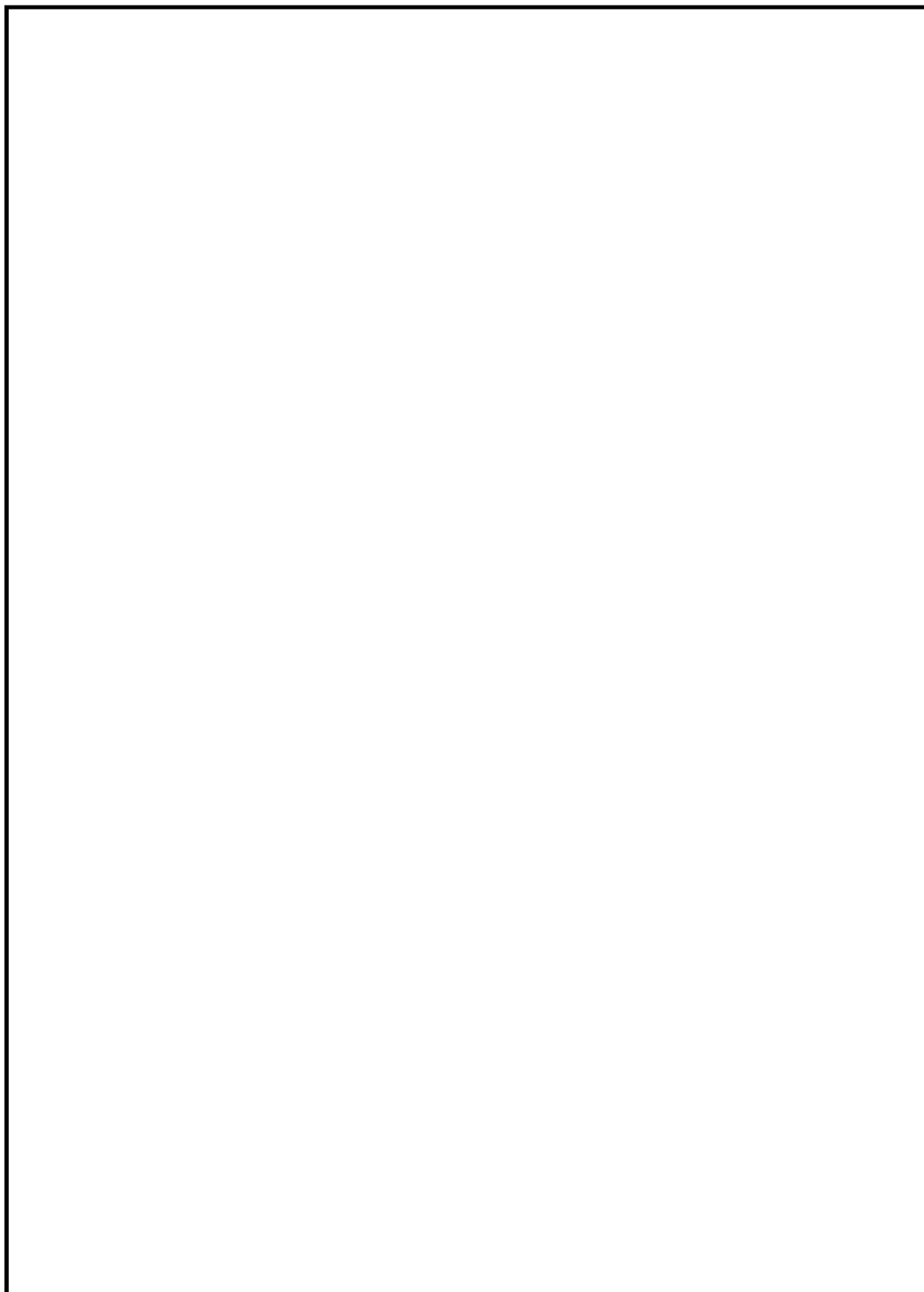


図3 個別に環境放射線を設定するエリア (3/7)

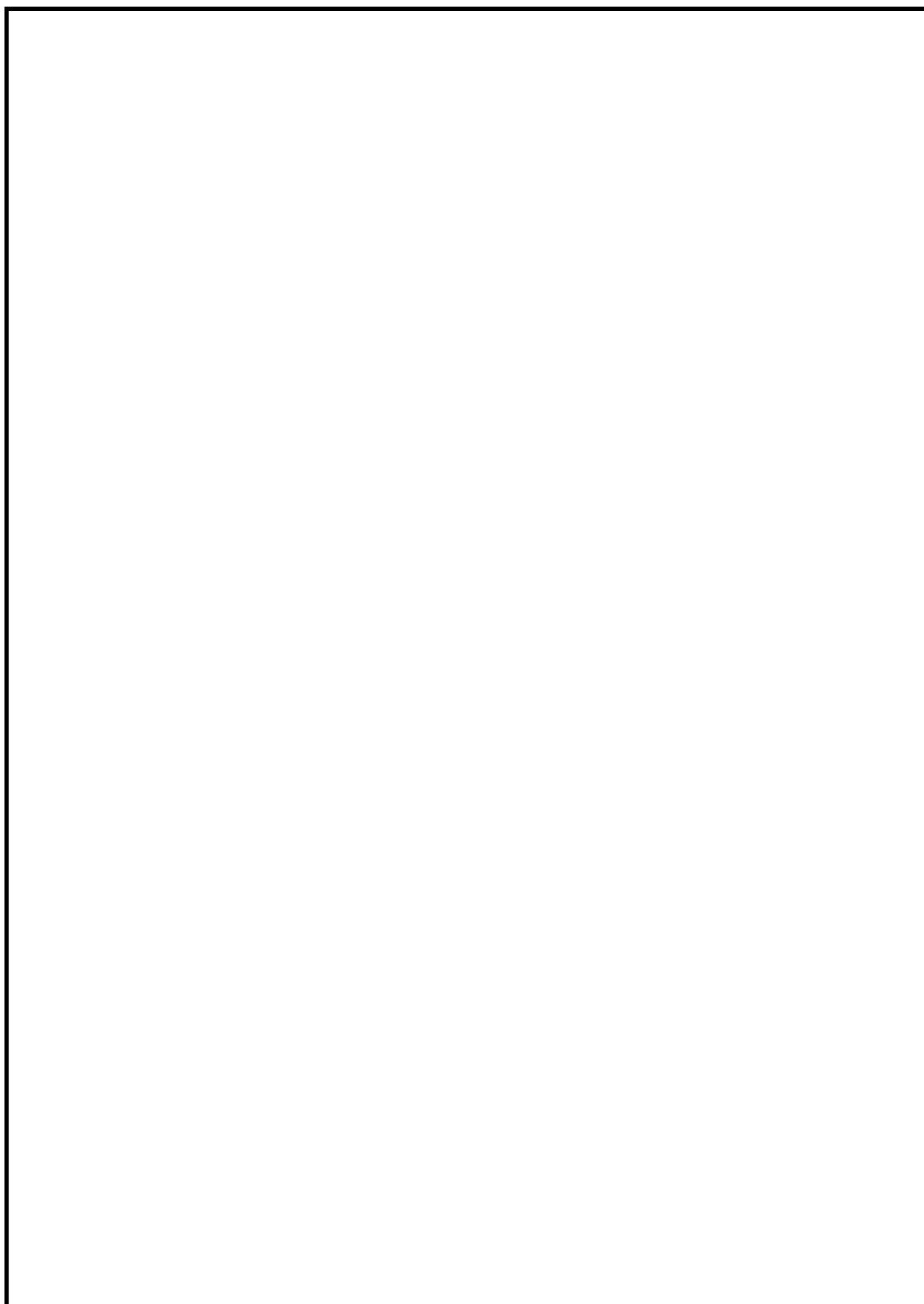


図3 個別に環境放射線を設定するエリア (4/7)

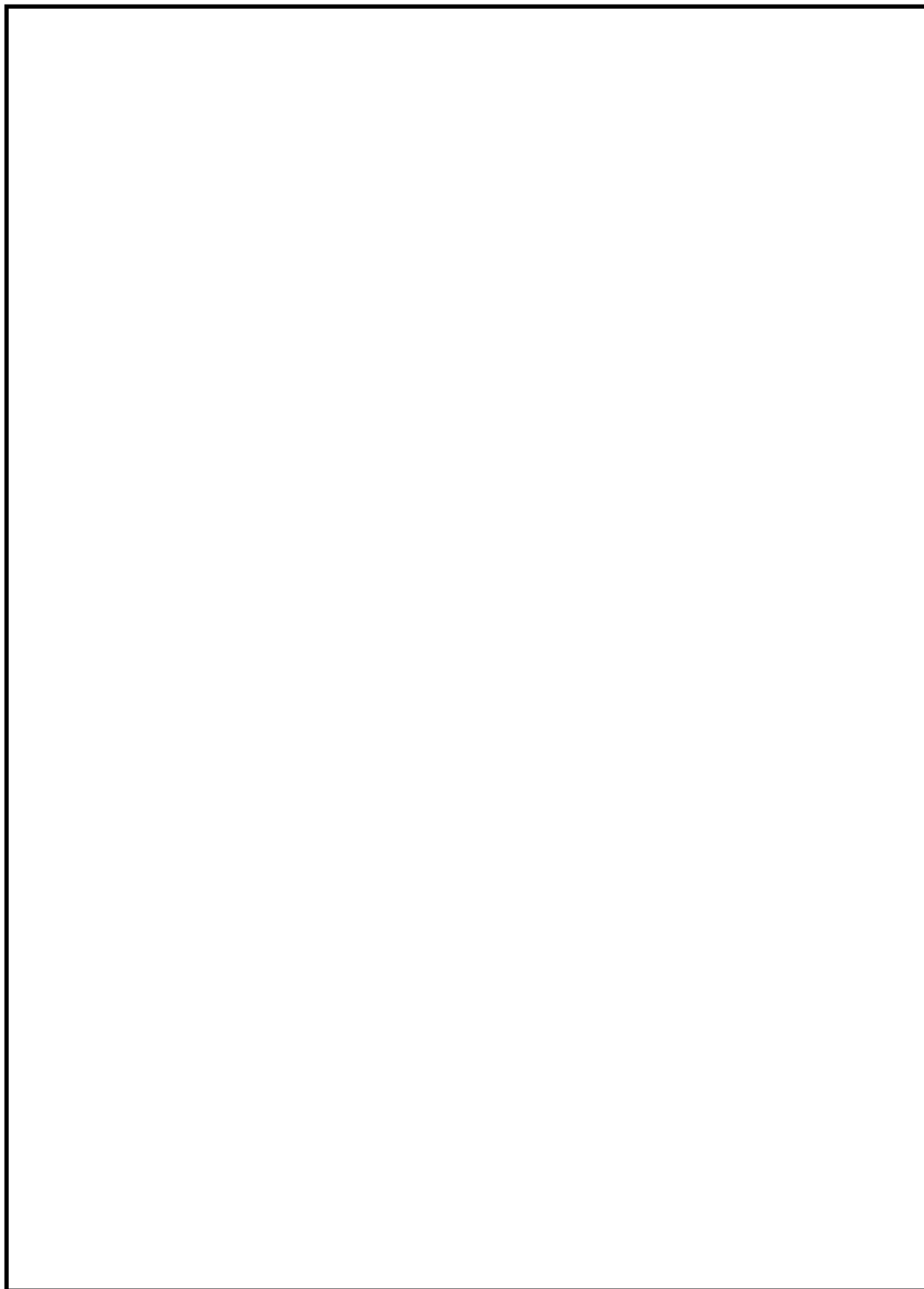


図3 個別に環境放射線を設定するエリア (5/7)

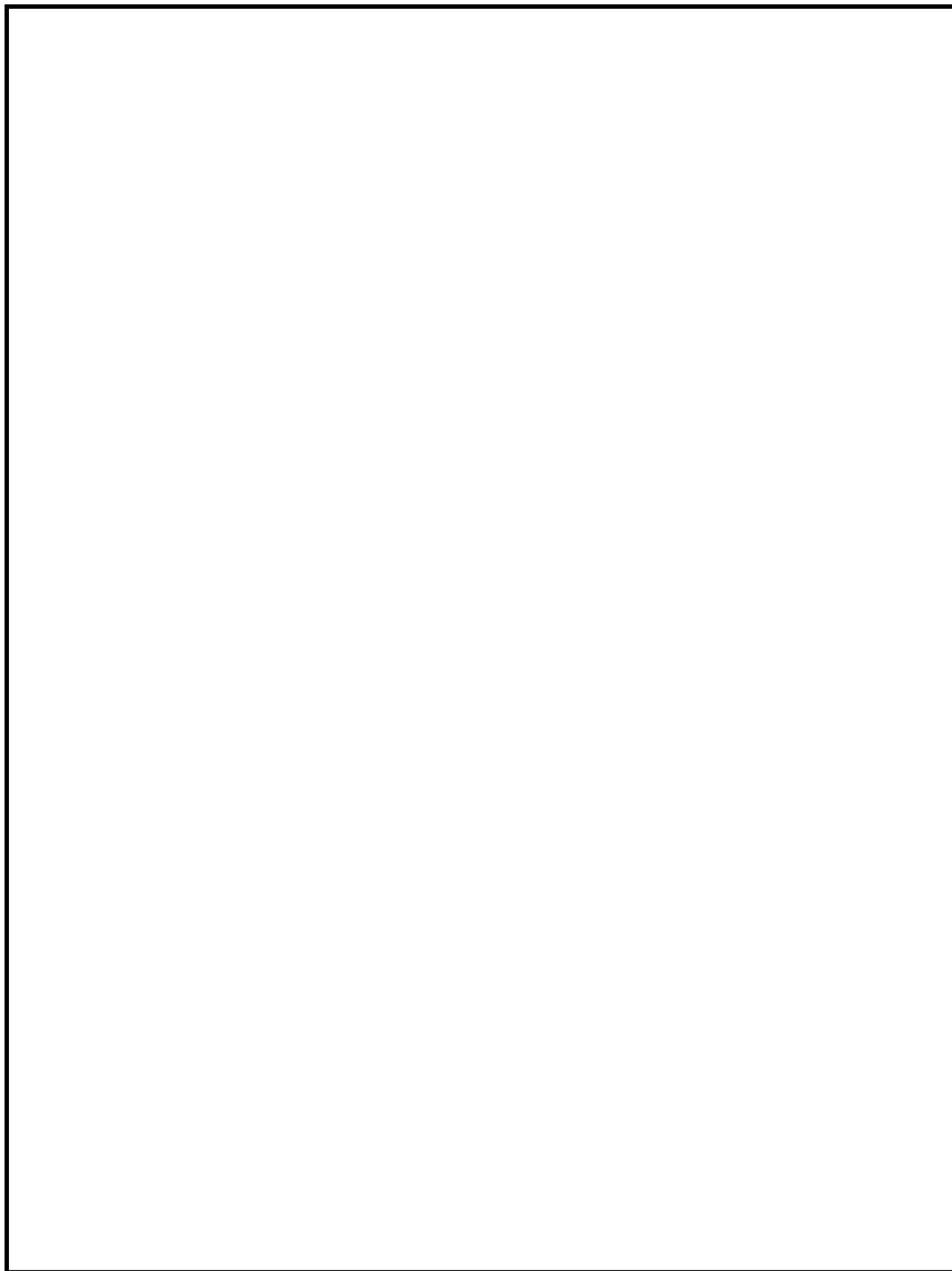


図3 個別に環境放射線を設定するエリア (6/7)

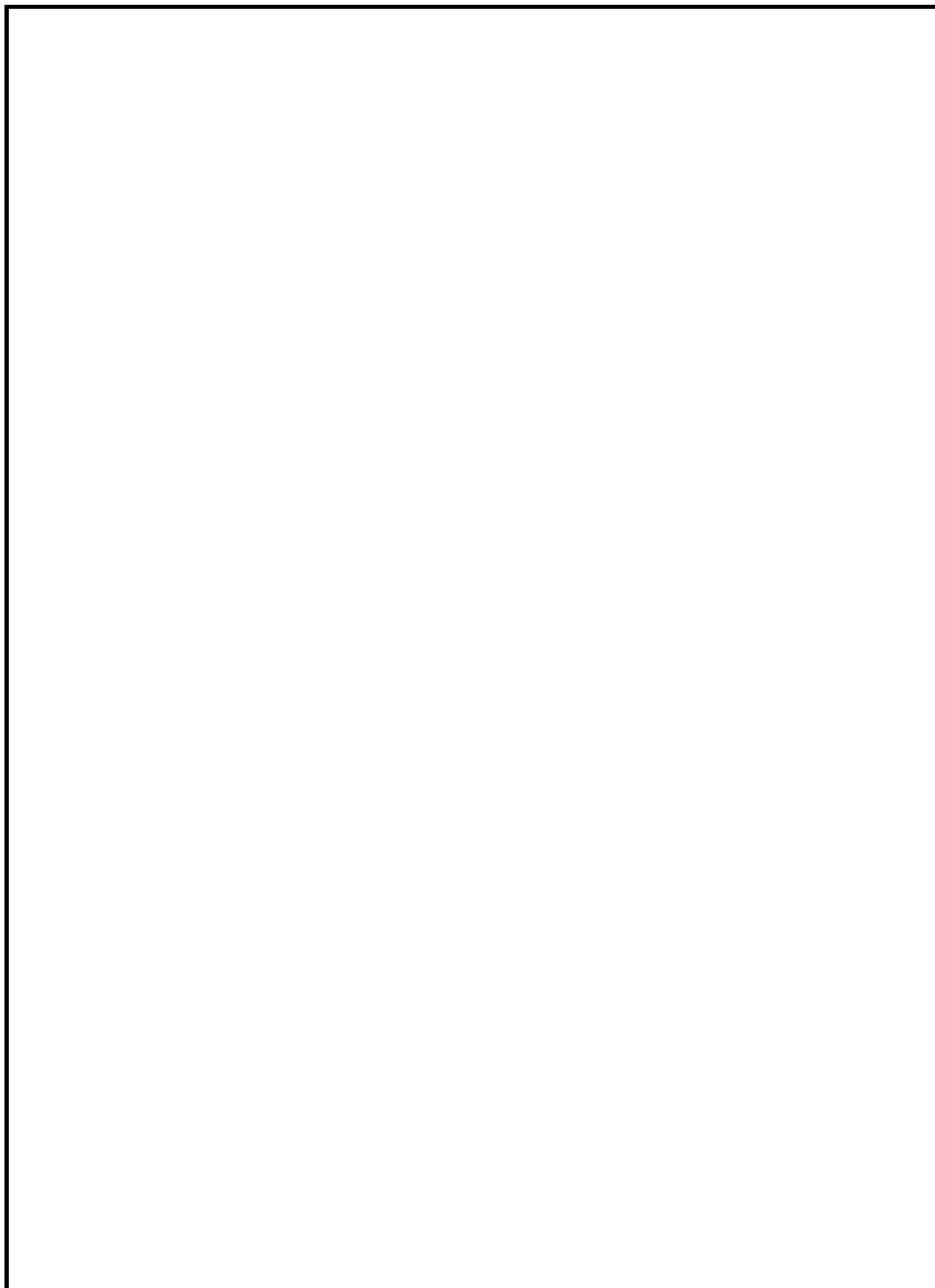
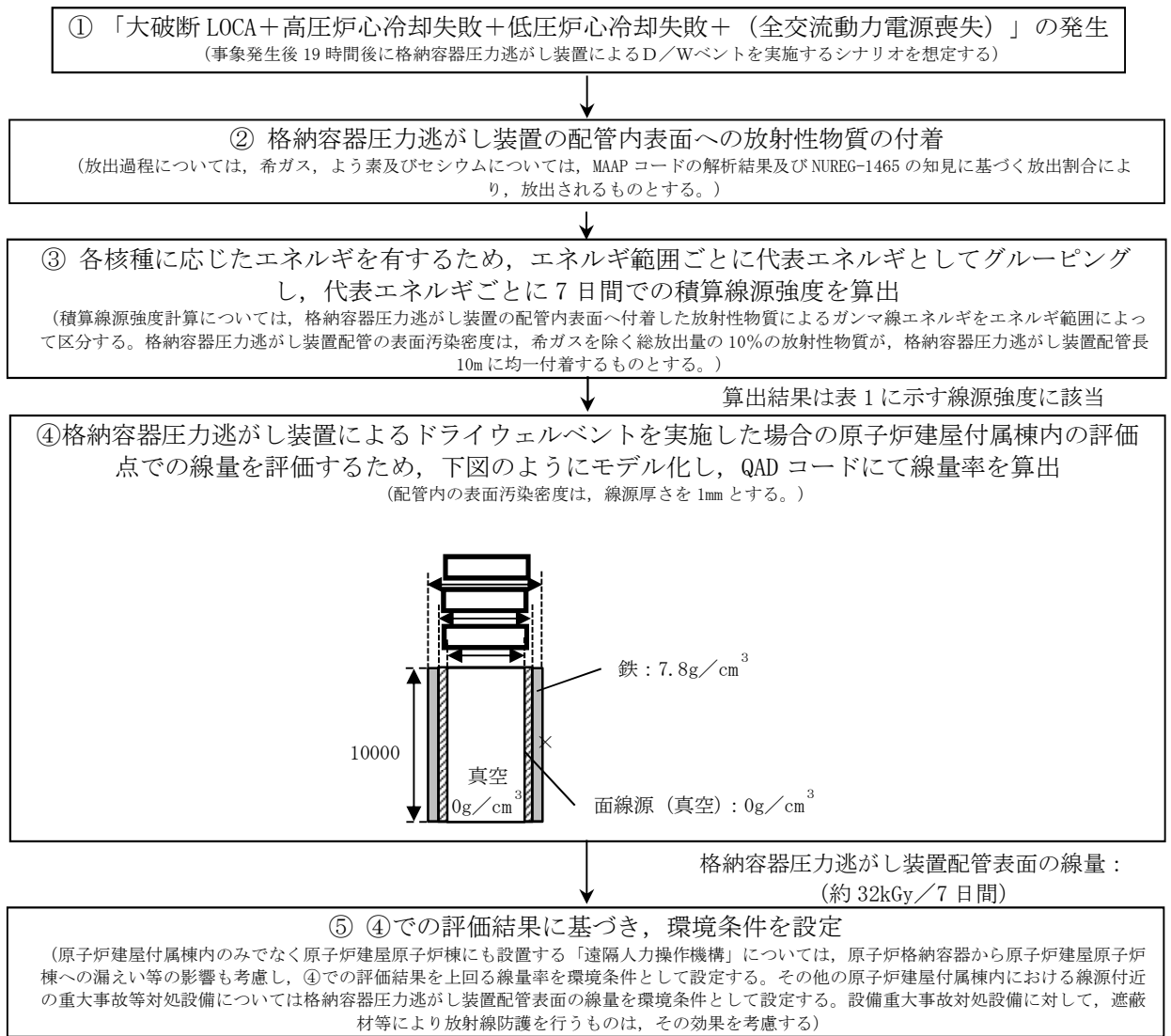


図3 個別に環境放射線を設定するエリア (7/7)

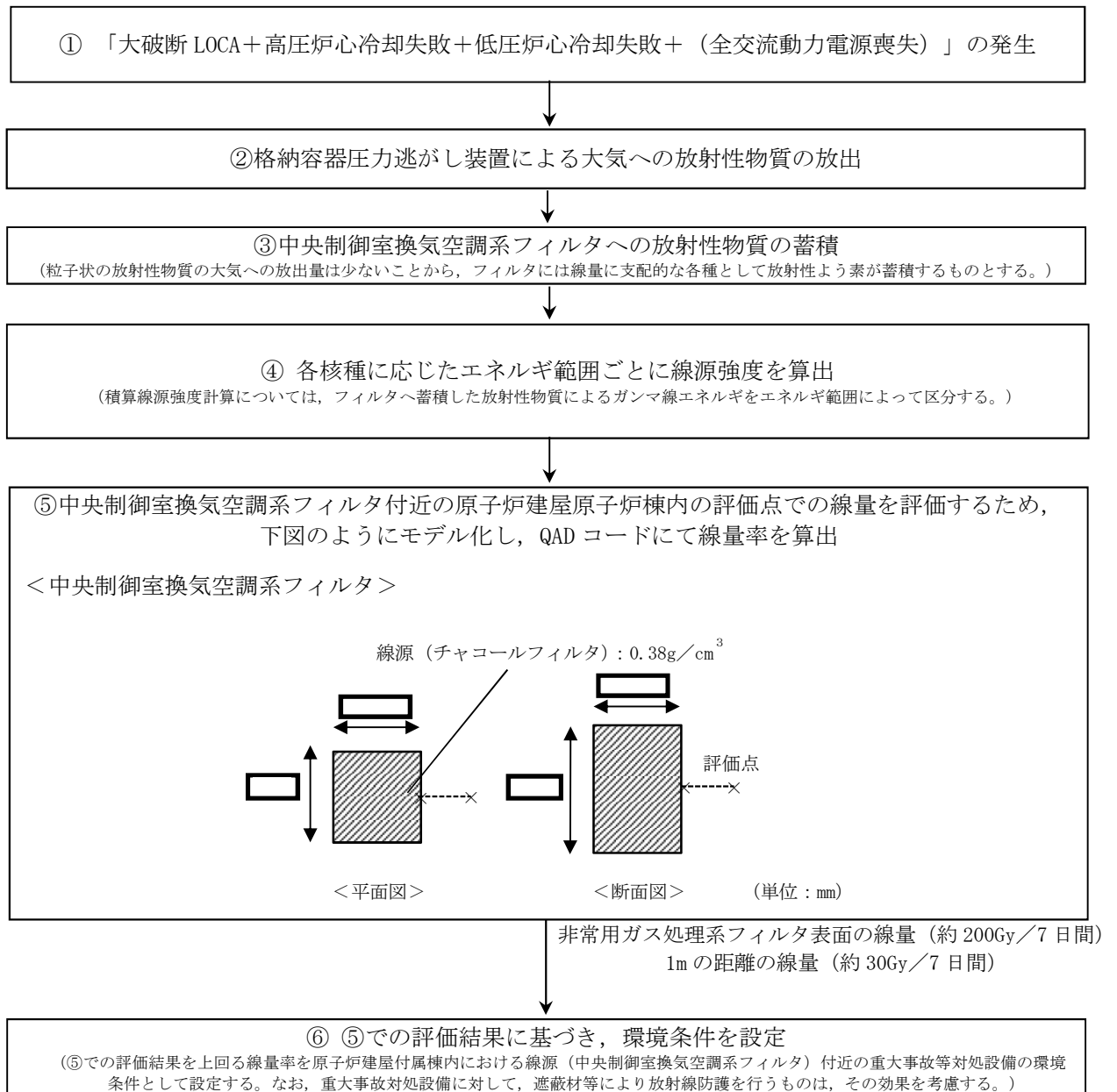
個別に放射線環境条件を設定するエリアの設定方法について

原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内）において、個別に放射線環境条件を設定するエリアの設定方法について、図 1～図 3 に示す。また、個別に放射線環境条件を設定するエリアについて、図 4 に示す。



原子炉建屋付属棟内における線源付近の環境条件に該当
(遠隔人力操作機構) : (50kGy/7 日間)
原子炉建屋付属棟内における線源付近の環境条件に該当
(遠隔人力操作機構を除く設備) : (32kGy/7 日間)

図1 重大事故時における原子炉建屋付属棟内の線源(格納容器圧力逃がし装置配管)付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図



原子炉建屋付属棟内における線源
(中央制御室換気空調系フィルタ) 付近の環境条件：
(線源から 1m 未満の距離にある設備^{※1} : $200\text{Gy}/7$ 日間)
(線源から 1m 以上距離のある設備 : $100\text{Gy}/7$ 日間)
※1 : 中央制御室換気系フィルタ系ファン, 中央制御室換気系フィルタユニット

図2 重大事故時における原子炉建屋付属棟内の線源 (中央制御室換気空調系フィルタ) 付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図

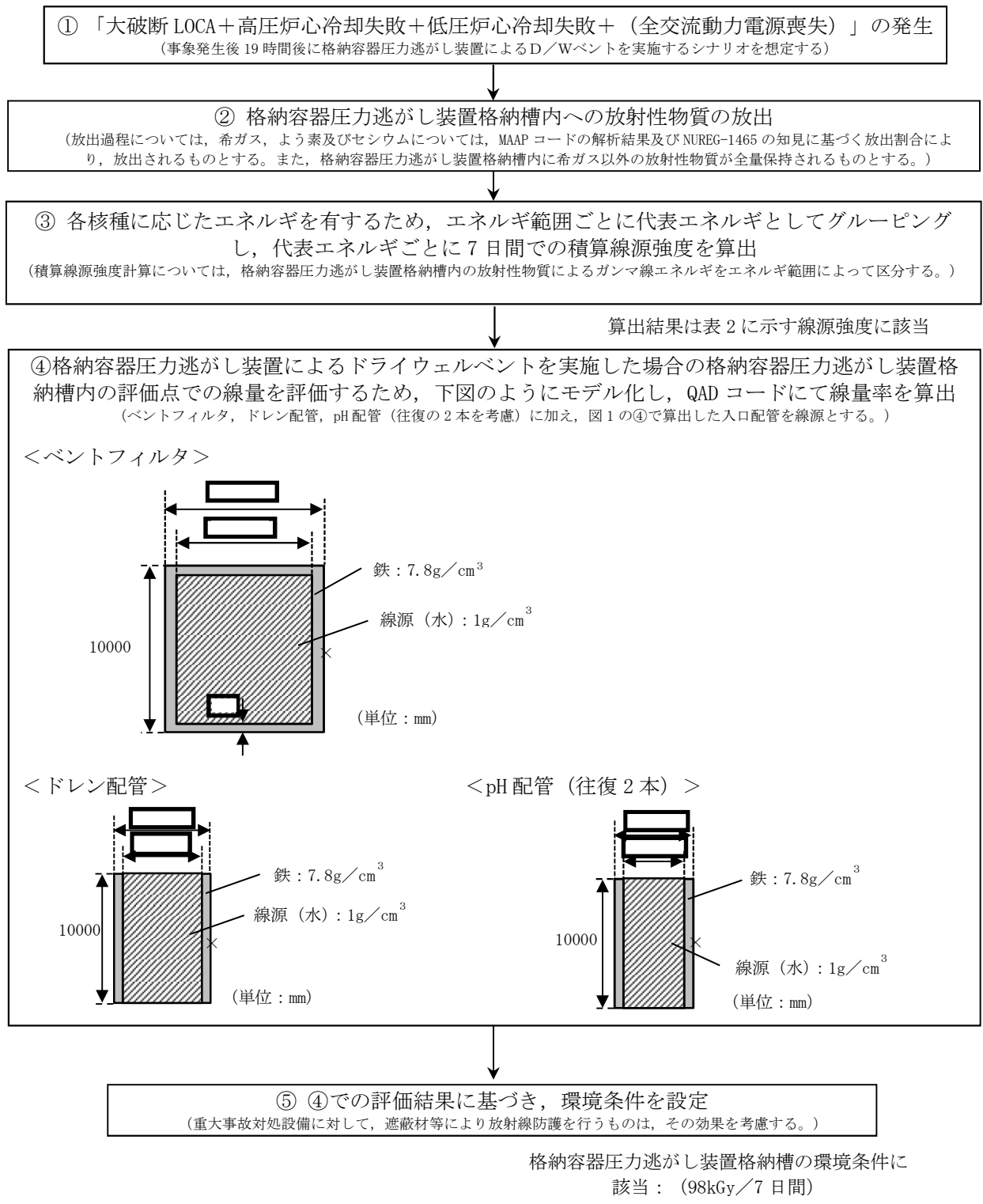


図3 重大事故時における格納容器圧力逃がし装置格納槽内の線源付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図

表1 重大事故時における格納容器圧力逃がし装置配管の線源強度

代表エネルギー (Mev)	7日間積算線源強度 (cm^{-3})
0.01	約 1.1E+15
0.025	約 1.8E+15
0.0375	約 4.3E+14
0.0575	約 2.2E+14
0.085	約 7.4E+14
0.125	約 1.9E+14
0.225	約 3.1E+15
0.375	約 2.1E+16
0.575	約 4.7E+16
0.85	約 2.6E+16
1.25	約 6.2E+15
1.75	約 6.3E+14
2.25	約 4.1E+14
2.75	約 9.7E+12
3.5	約 8.3E+08
5	約 1.8E+03
7	約 2.1E+02
9.5	約 2.4E+01

表2 重大事故時における格納容器圧力逃がし装置格納槽内の線源の線源強度

代表エネルギー (Mev)	7日間積算線源強度 (cm^{-3})
0.01	約 5.8E+13
0.025	約 9.5E+13
0.0375	約 2.3E+13
0.0575	約 1.2E+13
0.085	約 3.9E+13
0.125	約 1.0E+13
0.225	約 1.7E+14
0.375	約 1.1E+15
0.575	約 2.5E+15
0.85	約 1.4E+15
1.25	約 3.3E+14
1.75	約 3.4E+13
2.25	約 2.2E+13
2.75	約 5.1E+11
3.5	約 4.4E+07
5	約 9.8E+01
7	約 1.1E+01
9.5	約 1.3E+00

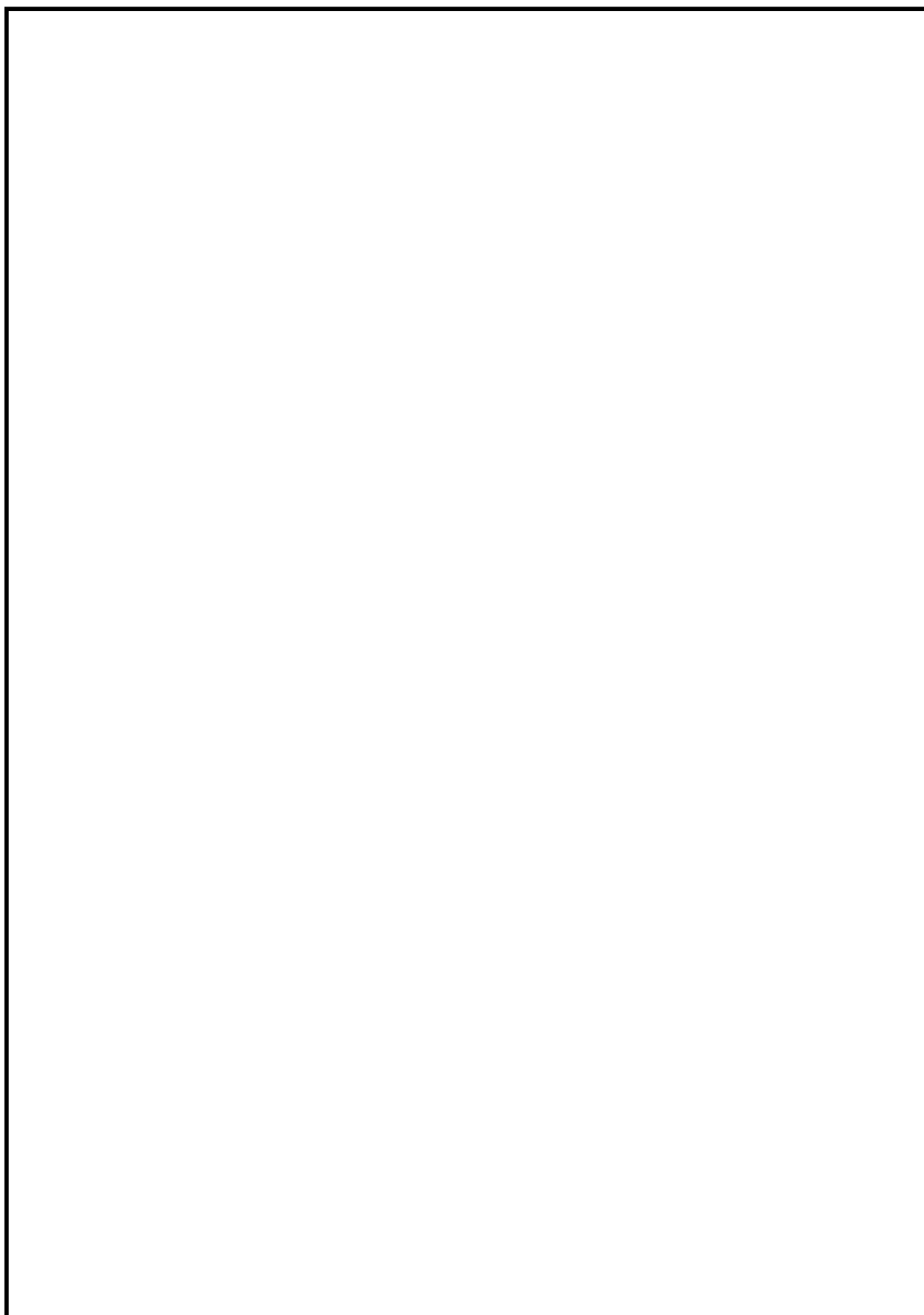


図 4 個別に環境放射線を設定するエリア (1/5)

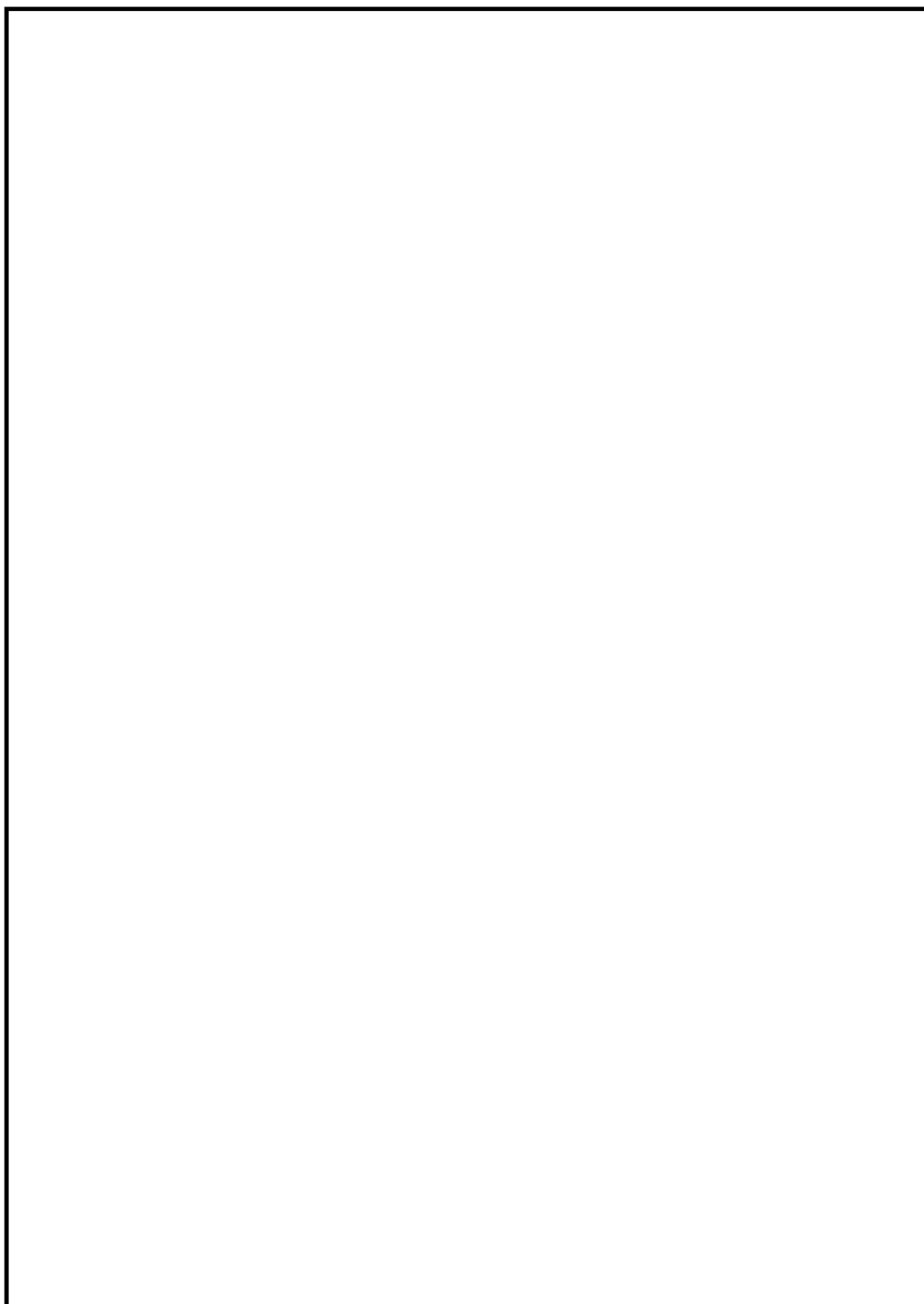


図4 個別に環境放射線を設定するエリア (2/5)

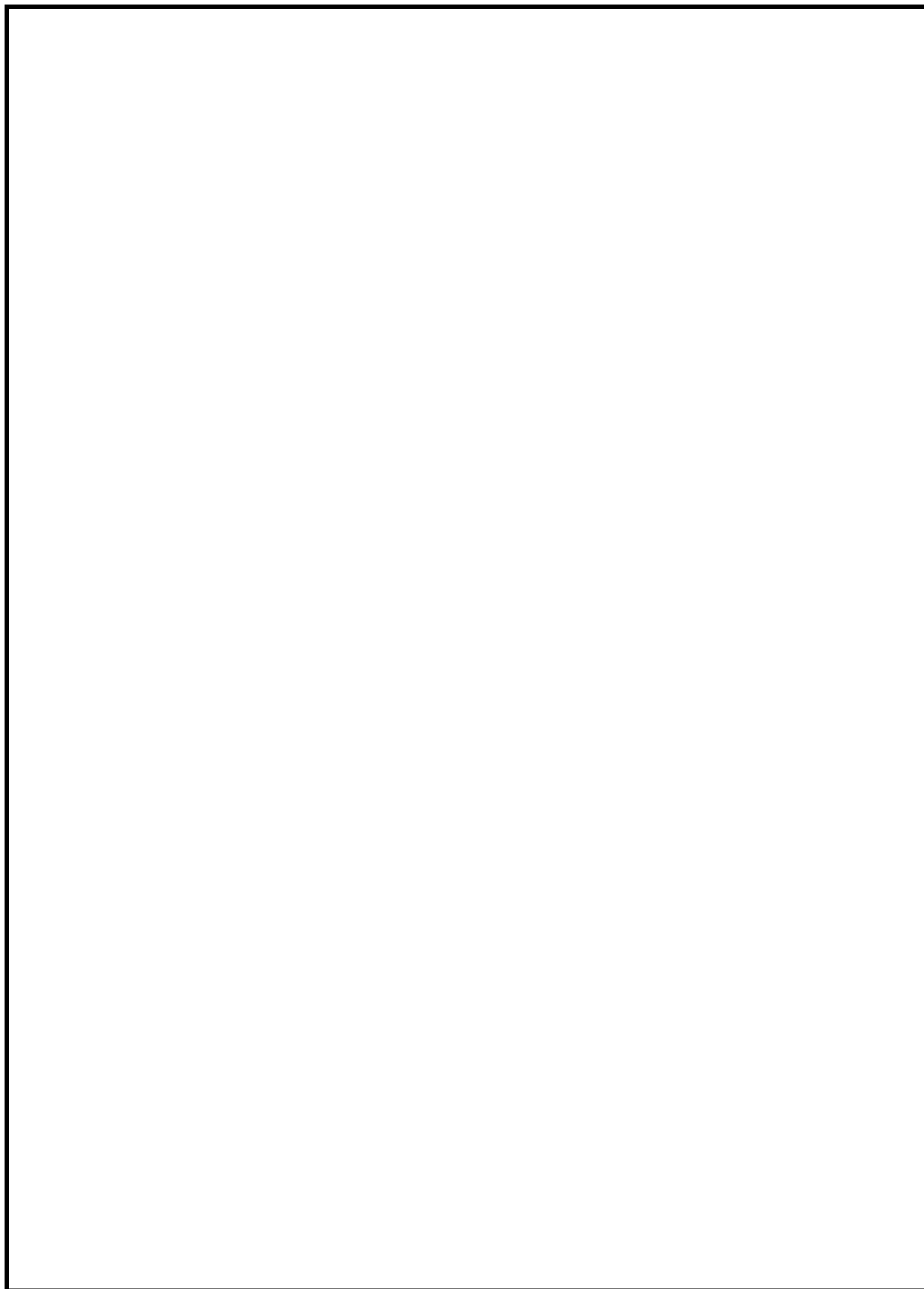


図 4 個別に環境放射線を設定するエリア (3/5)

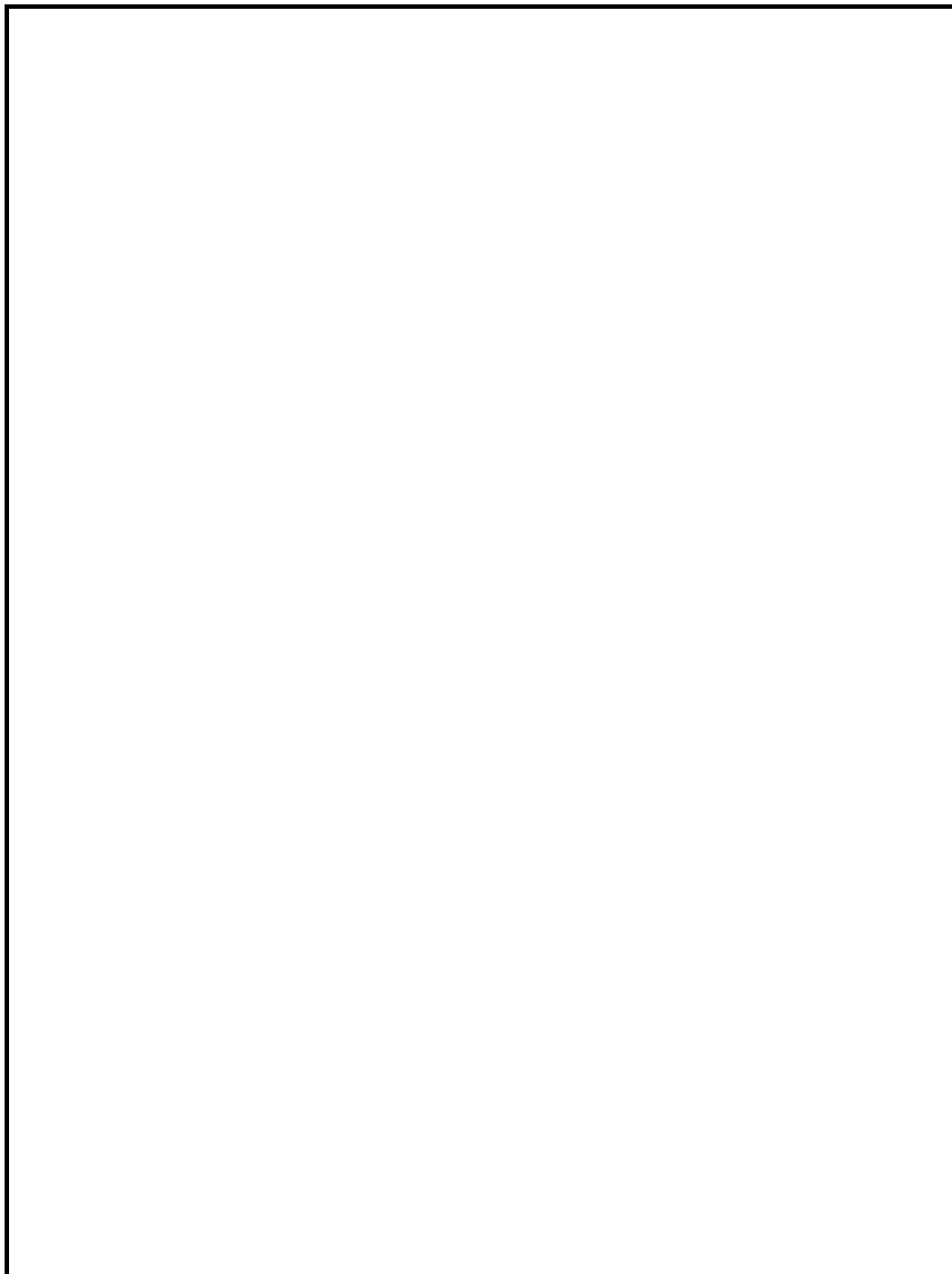


図 4 個別に環境放射線を設定するエリア (4/5)

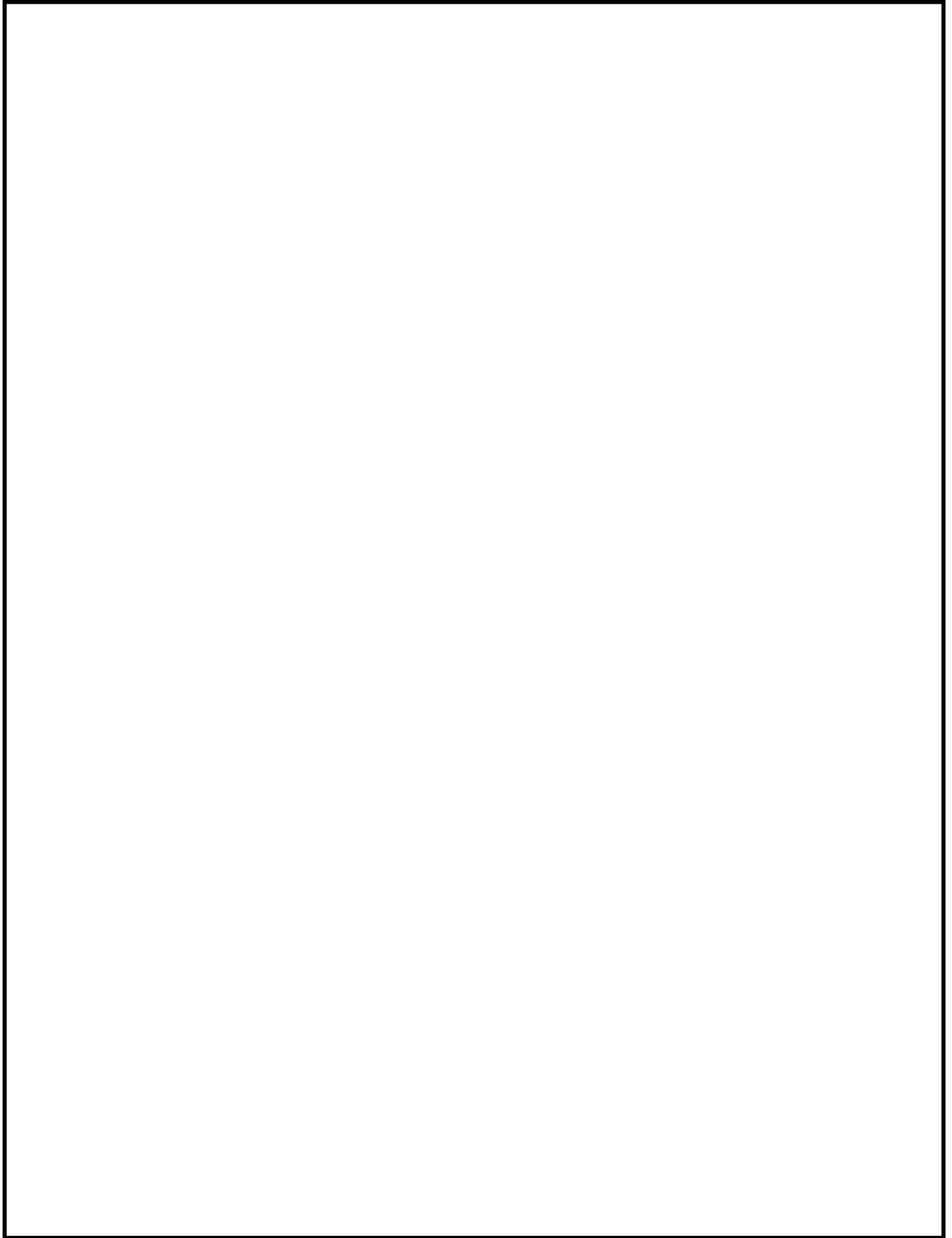


図 4 個別に環境放射線を設定するエリア (5/5)

ほう酸水注入系の放射線環境条件設定

重大事故等時における環境条件のうち、原子炉建屋原子炉棟内における環境放射線量については、原則として 1.7 kGy の環境条件を設定しているが、ほう酸水注入系における環境放射線量の設定については、本設備の使用する状況を踏まえ、100 Gy を設定する。環境放射線量の設定根拠を以下に示す。

- ・ 運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生した場合に、発電用原子炉を未臨界にする手段として、ほう酸水注入系を起動することになっているが、本操作は炉心損傷前の環境条件で期待する操作であり、以下に示す炉心の著しい損傷が発生した場合の手順における環境条件に包絡できる。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合に、ほう酸水注入系を起動させる重大事故等時の手順としては、溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止するために、炉心損傷後の原子炉注水時にほう酸水注入系を起動する手順がある。ただし、本操作はほう酸水注入系が使用可能な場合の操作に限定されており、さらに、炉心損傷後に原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）へ落下するまでは数時間程度と考えられ、その間の積算放射線量は 100 Gy を下回る*。

※ 重大事故時における原子炉建屋原子炉棟内の放射線環境条件により評価した放射線量率及び積算放射エネルギーの経時変化を下図に示す。

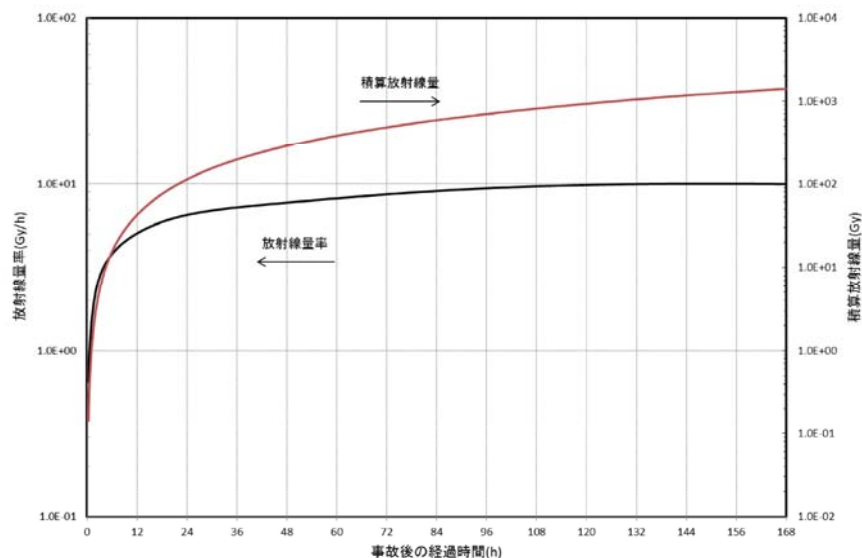


図 重大事故時における原子炉建屋原子炉棟内の放射線量率及び積算放射エネルギーの経時変化

使用済燃料プール監視カメラの放射線環境条件設定

重大事故等時における環境条件のうち、原子炉建屋原子炉棟内における環境放射線量については、原則として 1.7 kGy の環境条件を設定しているが、「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故」時に使用する設備のうち、使用済燃料プール監視カメラについては、本設備の使用する状況を踏まえ、1.7Gy を設定する。当該重大事故等対処設備の環境放射線量の設定根拠を以下に示す。

- ・ 「許可申請書十号」ハ. にて評価した重大事故等において、使用済燃料プール監視カメラによる監視に期待する「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故」では、事故時に使用済燃料プールへの注水等の対応を行うことにより、使用済燃料プールの水位は必要な遮蔽（10mSv/h）を確保できる水位より高く維持可能であることを確認している。
- ・ 上記を踏まえ、使用済燃料プール監視カメラの環境放射線については、使用済燃料プール水の遮蔽を期待して 1.7Gy を設定する。

$$10 \text{ (mSv/h)} \times 168 \text{ (h/7 日間)} \div 100 \text{ (Sv/Gy)} = 1.7 \text{ (Sv/7 日間)} = 1.7 \text{ (Gy/7 日間)}$$

なお、大量の水の漏えいその他要因により使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下する事象においては、使用済燃料プールの水位及び温度による監視を継続し、水位監視を主としながら必要に応じて、使用済燃料プール監視カメラにより使用済燃料貯蔵プールの状態を監視する。

これらの想定に基づいた使用済燃料プールの監視装置の設計については、V-1-3-1「使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」に係る補足説明資料に示す。