

本資料のうち、枠囲みの内容は
商業機密の観点から公開できま
せん。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-01-0200-10_改1
提出年月日	2021年6月22日

補足-200-10 安全設備及び重大事故等対処設備の環境条件の設定につ
いて

1. はじめに

安全施設及び重大事故等対処設備の環境条件（環境圧力、環境温度、環境湿度及び環境放射線量）について、以下にまとめる。

設計基準事故時及び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。一律及び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、以下に示す。

2. 安全施設の環境条件について

2.1 一律で設定する環境条件の考慮事項

安全施設に対して、VI-1-1-6の2.3節記載の一律で設定する環境条件を表2-1「安全施設の環境条件及び考慮事項」に示す。

表 2-1 安全施設の環境条件及び考慮事項（1/2）

No	安全施設の設置エリア	環境条件		考慮事項
1	原子炉格納容器内	圧力	・ 0.427MPa[gage]	・ PCV 最高使用圧力を設定 ・ 設計基準事故の中でPCV内圧力が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」時の圧力を包絡することを確認
		温度・湿度	・ 171℃ ・ 100%（蒸気）	・ PCV 最高使用温度を設定 ・ 設計基準事故の中でPCV内温度が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」時の温度を包絡することを確認 ・ PCV 内に、蒸気が充満した状態を想定し設定
		放射線	・ 260kGy/6ヶ月	・ 設計基準事故の中でPCV内の空間線量が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」時の仮想事故相当のソースタームを想定し、半球中心における線量評価結果（サブマージョンモデル）を設定 （設定の考え方については、添付資料1に示す。）
2	原子炉建屋原子炉棟内	圧力	・ 大気圧相当	・ 「主蒸気管破断事故」時の、原子炉建屋原子炉棟内の圧力上昇によるブローアウトパネルの開放を想定し、ブローアウトパネル開放設定値(4.4kPa[gage])を設定
		温度・湿度	・ 原則 66℃ （事象初期：100℃） ・ 原則 90% （事象初期：100%（蒸気））	・ 設計基準事故の中で原子炉建屋原子炉棟内温度が最も高くなる「主蒸気管破断事故」時を想定し、漏えい蒸気の影響が大きい事象初期は大気圧下の飽和蒸気（100℃、蒸気100%）、漏えい蒸気の影響がなくなった状態では空調設備の設計上限値（66℃、90%）を設定
		放射線	・ 原則 460Gy/6ヶ月	・ 保守的に PCV 圧力 0.427MPa[gage]での PCV 漏えい率一定として、PCV 内から漏えいする放射性物質を想定し、半球中心における線量評価結果（サブマージョンモデル）を設定 （設定の考え方については、添付資料1に示す。）

表 2-1 安全施設の環境条件及び考慮事項 (2/2)

No	安全施設の設置エリア	環境条件		考慮事項
3	原子炉建屋付属棟内 及び その他の建屋内	圧力	・ 大気圧	・ 設計基準事故等の影響又は安全施設の使用による圧力上昇要因がないエリアであるため、大気圧を設定
		温度 ・ 湿度	・ 原則 40℃	・ 設計基準事故等の影響による温度・湿度上昇要因がないエリアであるため、空調設備の設計上限値 (40℃, 90%) を設定
			・ 原則 90%	
	放射線	・ 原則 1mGy/h 以下	・ 原子炉冷却材喪失 (仮想事故) における屋外被ばく線量を包絡する値を設定	
4	屋外	圧力	・ 大気圧	・ 圧力上昇要因がないエリア
		温度 ・ 湿度	・ 40℃	・ 温度は既往最大値 (37℃) を包絡する値を設定 ・ 湿度は考えられる最大値を設定
			・ 100%	
	放射線	・ 1mGy/h 以下	・ 原子炉冷却材喪失 (仮想事故) における屋外被ばく線量を包絡する値を設定	

2.2 個別で設定する環境条件の考慮事項

安全施設に対して、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

原子炉建屋原子炉棟内は、原則として事故時に作動するブローアウトパネル開放設定値 (4.4kPa[gage]) を考慮して一律大気圧相当を設定するが、事故発生時には期待せず、通常運転中にその機能が求められるものは、通常運転時における圧力を環境圧力として設定する。評価に用いた環境圧力を表 2-2、該当する対象設備を表 2-4 に示す。

(2) 温度

原子炉建屋原子炉棟内は、原則として一律 66℃ (事象初期: 100℃) を設定するが、事故発生時にその機能が求められないものは、通常運転時における温度を環境温度として設定する。評価に用いた環境温度を表 2-2、該当する対象設備を表 2-4 に示す。

また、原子炉建屋付属棟内及びその他の建屋内は、原則として一律 40℃を設定するが、通常時に空調設備により管理されており、設計基準事故時等においても温度が上昇する原因がないエリアに設置されている設備については、通常運転時における温度を環境温度として設定する。評価に用いた環境温度を表 2-3、該当する対象設備を表 2-5 に示す。

(3) 湿度

原子炉建屋原子炉棟内は、原則として一律 90% (事象初期: 100% (蒸気)) を設定するが、

事故発生時にその機能が求められないものは、通常運転時における湿度を環境湿度として設定する。評価に用いた環境湿度を表 2-2、該当する対象設備を表 2-4 に示す。

また、原子炉建屋付属棟内及びその他の建屋内は、原則として一律 90%を設定するが、通常時に空調設備により管理されており、設計基準事故時等においても湿度が上昇する原因がないエリアに設置されている設備については、通常運転時における湿度を環境湿度として設定する。評価に用いた環境湿度を表 2-3、該当する対象設備を表 2-5 に示す。

(4) 放射線

原子炉建屋原子炉棟内は、原則として一律 460Gy/6 ヶ月を設定するが、事故発生時にその機能が求められないものは、通常運転時における線量を環境放射線として設定する。評価に用いた環境放射線を表 2-2、該当する対象設備を表 2-4 に示す。

表 2-2 評価に用いた環境条件（原子炉建屋原子炉棟内）

	環境圧力	環境温度	環境湿度	環境放射線
評価に用いた環境条件	大気圧	40℃	90%	1mGy/h 以下
VI-1-1-6 の 2.3 節記載の一律の環境条件	大気圧相当	66℃ (事象初期 : 100℃)	90% (事象初期 : 100% (蒸気))	460Gy/6 ヶ月

表 2-3 評価に用いた環境条件（原子炉建屋付属棟内及びその他の建屋内）

	対象エリア	環境温度	環境湿度
評価に用いた環境条件	中央制御室	40℃	60%
	緊急時対策所 (緊急対策室)	28℃	
VI-1-1-6 の 2.3 節記載の一律の環境条件	中央制御室	40℃	90%
	緊急時対策所		

表 2-4 対象設備（原子炉建屋原子炉棟内）

系統施設	設備	設置エリア
核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設	使用済燃料プール水位／温度 (ガイドパルス式)	原子炉建屋原子炉棟
その他発電用原子炉の 附属施設（火災防護施設）	ハロン 1301 貯蔵容器	原子炉建屋原子炉棟
その他発電用原子炉の 附属施設（火災防護施設）	FK-5-1-12 貯蔵容器	原子炉建屋原子炉棟

表 2-5 対象設備（原子炉建屋付属棟内及びその他の建屋内）

系統施設	設備	設置エリア
計測制御系統施設	酸素濃度計 (中央制御室用)	中央制御室
計測制御系統施設	二酸化炭素濃度計 (中央制御室用)	中央制御室
その他発電用原子炉の 附属施設（緊急時対策所）	通信連絡設備	緊急時対策所 (緊急対策室)

3. 重大事故等対処設備の環境条件について

3.1 一律で設定する環境条件の考慮事項

重大事故等対処設備に対して、VI-1-1-6 の 2.3 節記載の一律で設定する環境条件を表 3-1 「重大事故等対処設備の環境条件及び考慮事項」に示す。

表 3-1 重大事故等対処設備の環境条件及び考慮事項 (1/3)

No	重大事故等対処設備の設置エリア	環境条件		考慮事項
1	原子炉格納容器内	圧力	・原則 0.854MPa[gage]	・PCV 限界圧力を設定
		温度・湿度	・原則 200℃	・PCV バウンダリ許容温度を設定
			・原則 100% (蒸気)	・PCV 内に蒸気が充満した状態を想定し設定
		放射線	・原則 300kGy/7 日間	・RPV から PCV 内への放射性物質の放出は MAAP 解析結果を参照したうえで、よう素及び中低揮発性核種については NUREG-1465 を参考とした補正を行い、半球中心における線量評価結果(サブマージョンモデル)を設定 (設定の考え方については、添付資料 1 に示す。)
2	原子炉建屋原子炉棟内	圧力	・大気圧相当	・原子炉建屋原子炉棟内の圧力が最大となるブローアウトパネル開放設定値(4.4kPa[gage])を設定
		温度・湿度	原則 66℃ トールス室：130℃ 局所エリア*：80℃	・一般エリア：PCV から漏えいするガスによる温度上昇は、PCV の圧力と設計漏えい率 (0.9Pd において 0.9%/d) , AEC 評価式及び GE 評価式で求めた値を包絡する漏えい率 (2Pd において 1.3%/d) を考慮し保守的に設定 ・トールス室：重大事故等時におけるサブプレッションチェンパからトールス室への放熱を考慮し設定 ・局所エリア：重大事故等時に PCV から漏えいするガスの影響を考慮し設定
			・原則 100%	・PCV からの漏えい及び使用済燃料プールからの蒸発を考慮して、湿度は考えられる最大値を設定
		放射線	・原則 460Gy/7 日間	・PCV 圧力に応じた PCV 漏えい率 (0.9~1.3%/d) に相当するジャンクションを MAAP 内でモデル化して設定した漏えい率で漏えいした放射性物質による原子炉建屋原子炉棟内の線量を包絡する値を保守的に設定 (設定の考え方については、添付資料 1 に示す。)

注記*：局所エリア (バルブラッピング室、所員用エアロック前室、計装ペネトレーション室及び CRD 補修室)

表 3-1 重大事故等対処設備の環境条件及び考慮事項 (2/3)

No	重大事故等対処設備の設置エリア	環境条件		考慮事項
3	原子炉建屋原子炉棟内のうち以下の設備 ・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	圧力	・大気圧相当	・原子炉建屋原子炉棟内の圧力上昇によるブローアウトパネルの開放を想定し、ブローアウトパネル開放設定値 (4.4kPa[gage]) を設定
		温度・湿度	・原則 66℃ (事象初期 100℃) ・原則 100%	・HPCS ポンプ室におけるインターフェイスシステム LOCA 発生を想定し、破断した配管から高温蒸気が漏えいするが、瞬時にブローアウトパネルが開放することによる環境改善を考慮し設定
		放射線	・460Gy/7 日間に包絡	・インターフェイスシステム LOCA が発生した場合の外部被ばくは最大 9mSv/h 程度*であり、1Sv=1Gy とした場合に、仮に 7 日間継続しても約 1.5Gy/7 日間であるため、原子炉建屋原子炉棟内の環境放射線 460Gy/7 日間に対してその影響は小さいことを確認している。 (* : 「有効性評価 添付資料 2.7.1 インターフェイスシステム LOCA 発生時の破断面積及び現場環境について」)
4	原子炉建屋原子炉棟内のうち以下の設備 ・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原子炉建屋燃料取替床の重大事故等対処設備	圧力	・大気圧相当	・原子炉建屋原子炉棟内の圧力が最大となるブローアウトパネル開放設定値 (4.4kPa[gage]) を設定
		温度・湿度	・原則 100℃ ・原則 100% (蒸気)	・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を想定し、使用済燃料プールからの蒸気影響を考慮した大気圧下の飽和蒸気 (100℃, 蒸気 100%) を設定
		放射線	・460Gy/7 日間に包絡	・使用済燃料プール通常水位からスロッシングにより 0.53m 水位低下した場合の線量率は約 1×10^{-1} mSv/h であり、1Sv=1Gy とした場合に、仮に水位低下が 7 日間継続しても 1.7×10^{-2} Gy/7 日間であるため、原子炉建屋原子炉棟内の環境放射線 460Gy/7 日間に対してその影響は小さいことを確認している。 (設定の考え方については、添付資料 1 参考資料 2 に示す。)
5	原子炉建屋原子炉棟内のうち以下の設備 ・主蒸気管破断事故起因の重大事故等時に使用する重大事故等対処設備	圧力	・大気圧相当	・原子炉建屋原子炉棟内の圧力上昇によるブローアウトパネルの開放を想定し、ブローアウトパネル開放設定値 (4.4kPa[gage]) を設定
		温度・湿度	・原則 66℃ (事象初期 100℃) ・原則 100%	・主蒸気管破断事故を想定し、漏えい蒸気の影響を考慮した大気圧下の飽和温度 (事象初期: 100℃) と湿度 (100%)、漏えい蒸気の影響がなくなった状態では原子炉建屋原子炉棟内の環境温度 (66℃) を設定 (設定の考え方については、添付資料 2 に示す。)
		放射線	・原則 460Gy/7 日間	・主蒸気管破断事故発生から主蒸気隔離弁閉止までの間に流出する蒸気に含まれる放射性物質による放射線影響は、重大事故時に炉心損傷により放射性物質が PCV 気相部に充満した状態の原子炉建屋原子炉棟内の環境放射線条件 (460Gy/7 日間) に対して軽微であるため、原子炉建屋原子炉棟内の放射線条件を設定 (設定の考え方については、添付資料 2 に示す。)

表 3-1 重大事故等対処設備の環境条件及び考慮事項 (3/3)

No	重大事故等対処設備の設置エリア	環境条件		考慮事項
6	原子炉建屋付属棟 及び その他の建屋内	圧力	・ 大気圧	・ 重大事故等の影響又は重大事故等対処設備の使用による圧力上昇要因がないエリアであるため、大気圧を設定
		温度 ・ 湿度	・ 原則 40℃	・ 重大事故等時の PCV 内等の影響による温度・湿度上昇要因がないエリアであるため、空調設備の設計上限値 (40℃, 90%) を設定
			・ 原則 90%	
	放射線	・ 原則 10Gy/7 日間	・ PCV ベント時における大気中へ放出された放射性物質及び建屋内に再取込された放射性物質による建屋内の被ばく線量を包絡する値を保守的に設定	
7	屋外	圧力	・ 大気圧	・ 圧力上昇要因がないエリア
		温度 ・ 湿度	・ 40℃	・ 重大事故等時の PCV 内等の影響がないエリアであるため、既往最大値 (37℃) を包絡する設計基準事故時と同等の値 (40℃) を設定 ・ 湿度は考えられる最大値を設定
			・ 100%	
	放射線	・ 10Gy/7 日間	・ PCV ベント時における大気中へ放出された放射性物質及び建屋内に浮遊している放射性物質による屋外の被ばく線量を包絡する値を保守的に設定	

3.2 個別で設定する環境条件の考慮事項

重大事故等対処設備に対して、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 3-2 に示す。

パターン 1

原子炉格納容器内は、原則として一律 0.854MPa[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 (0.427MPa[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 3-3 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℃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℃) を環境温度として設定する。

パターン 2

原子炉格納容器内は、原則として一律 200℃を設定するが、主蒸気逃がし安全弁については、重大事故等の中で、主蒸気逃がし安全弁による減圧が必要となる条件を包絡する値を環境温度として設定する（設定については、補足-200-9「主蒸気逃がし安全弁の環境条件の設定について」による。）。

パターン 3

原子炉建屋原子炉棟内は、原則として一律 66℃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 66℃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 3）。

パターン 4

原子炉建屋付属棟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 4）。

パターン 5

原子炉建屋原子炉棟内は、原則として一律 66℃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 66℃以下の温度を環境温度として設定する（添付資料 5）。

パターン 6

「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」時及び「主蒸気管破断事故」時に使用する原子炉建屋原子炉棟内の重大事故等対処設備は、原則として 66℃（事象初期 100℃）を設定するが、蒸気の影響を受けないエリアに設置の設備は個別に 100℃以下の温度を環境温度として設定する（添付資料 2）。

(3) 湿度

パターン 1～3 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 3-4 に示す。

パターン 1

原子炉建屋原子炉棟内は、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を設置するエリアが重大事故等時に空調設備により管理されており、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

原子炉建屋付属棟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重大事故等時に空調設備により管理されており、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 3

「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」時に使用する原子炉建屋原子炉棟内の重大事故等対処設備は、原則として一律 100%を設定するが、破断を想定している配管付近に設置される設備については、個別に確認した湿度を環境湿度として設定する。

(4) 放射線

パターン 1～6 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 3-5 に示す。

パターン 1

原子炉格納容器内は、原則として一律 300kGy 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

原子炉格納容器内は、原則として一律 300kGy を設定するが、主蒸気逃がし安全弁については、重大事故等の中で、主蒸気逃がし安全弁による減圧が必要となる条件を包絡する値を環境放射線として設定する。

パターン 3

原子炉建屋原子炉棟内は、原則として一律 460Gy 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、重大事故等時に 460Gy を超えるおそ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 6）。

パターン 4

原子炉建屋付属棟及びその他の建屋内は、原則として一律 10Gy 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、重大事故等時に 10Gy を超えるおそ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 7）。

パターン 5

原子炉建屋原子炉棟内は、原則として一律 460Gy 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 8）。

パターン 6

原子炉建屋原子炉棟内は、原則として一律 460Gy を設定するが、生体遮蔽の内側で原子炉格納

容器からの放射線影響を受けることにより 460Gy を超えるおそれのあるエリアは、保守的に、原子炉格納容器内の放射線量である 300kGy を環境放射線として設定する（添付資料 3）。

表 3-2 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	VI-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
起動領域モニタ	0.427MPa[gage]	0.854MPa[gage]	パターン 1	原子炉格納容器内
出力領域モニタ	0.427MPa[gage]	0.854MPa[gage]	パターン 1	原子炉格納容器内

表 3-3 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	VI-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
起動領域モニタ	171℃	200℃	パターン 1	原子炉格納容器内
出力領域モニタ	171℃	200℃	パターン 1	原子炉格納容器内
主蒸気逃がし安全弁	最大 171℃	200℃	パターン 2	原子炉格納容器内
主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能 用アキュムレータ	最大 171℃	200℃	パターン 2	原子炉格納容器内
主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能 用アキュムレータ	最大 171℃	200℃	パターン 2	原子炉格納容器内
格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	200℃	66℃ (事象初期：100℃)	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
直流駆動低圧注水系ポンプ	60℃	40℃	パターン 4	原子炉建屋付属棟
代替循環冷却ポンプ	60℃	40℃	パターン 4	原子炉建屋付属棟
非常用ディーゼル発電機	45℃	40℃	パターン 4	原子炉建屋付属棟
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発 電機	45℃	40℃	パターン 4	原子炉建屋付属棟
非常用ディーゼル発電設備燃料デ イタンク	45℃	40℃	パターン 4	原子炉建屋付属棟
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発 電設備燃料デイトンク	45℃	40℃	パターン 4	原子炉建屋付属棟
差圧計 (緊急時対策所用)	28℃	40℃	パターン 4	緊急時対策所 (緊急対策室)
酸素濃度計 (緊急時対策所用)	28℃	40℃	パターン 4	緊急時対策所 (緊急対策室)
二酸化炭素濃度計 (緊急時対策所用)	28℃	40℃	パターン 4	緊急時対策所 (緊急対策室)
緊急時対策所可搬型エリアモニタ	28℃	40℃	パターン 4	緊急時対策所 (緊急対策室)
無線連絡設備 (固定型)	28℃	40℃	パターン 4	緊急時対策所 (緊急対策室)
安全パラメータ表示システム (SPDS)	28℃	40℃	パターン 4	緊急時対策所 (緊急対策室)
衛星電話設備 (固定型)	28℃	40℃	パターン 4	緊急時対策所 (緊急対策室)
統合原子力防災ネットワークを用 いた通信連絡設備	28℃	40℃	パターン 4	緊急時対策所 (緊急対策室)
データ伝送設備	30℃	40℃	パターン 4	緊急時対策所 (SPDS 室)
格納容器内雰囲気酸素濃度	□℃	66℃ (事象初期：100℃)	パターン 5	原子炉建屋原子炉棟
復水移送ポンプ	66℃	66℃ (事象初期：100℃)	パターン 6	原子炉建屋原子炉棟

表 3-4 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	VI-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
格納容器内雰囲気酸素濃度*	90%	100%	パターン 1	原子炉建屋原子炉棟
格納容器内雰囲気水素濃度*	90%	100%	パターン 1	原子炉建屋原子炉棟
フィルタ装置出口水素濃度*	90%	100%	パターン 1	原子炉建屋原子炉棟
ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)*	60%	90%	パターン 2	中央制御室
ATWS 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 2	中央制御室
代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能)*	60%	90%	パターン 2	中央制御室
ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能)*	60%	90%	パターン 2	中央制御室
中央制御室待避所遮蔽*	60%	90%	パターン 2	中央制御室
データ表示装置 (待避所)*	60%	90%	パターン 2	中央制御室
可搬型照明 (SA)*	60%	90%	パターン 2	中央制御室
差圧計 (中央制御室待避所用)*	60%	90%	パターン 2	中央制御室
酸素濃度計 (中央制御室用)*	60%	90%	パターン 2	中央制御室
二酸化炭素濃度計 (中央制御室用)*	60%	90%	パターン 2	中央制御室
差圧計 (緊急時対策所用)*	60%	90%	パターン 2	緊急時対策所
酸素濃度計 (緊急時対策所用)*	60%	90%	パターン 2	緊急時対策所
二酸化炭素濃度計 (緊急時対策所用)*	60%	90%	パターン 2	緊急時対策所
緊急時対策所可搬型エリアモニタ*	60%	90%	パターン 2	緊急時対策所
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備*	60%	90%	パターン 2	緊急時対策所
データ伝送設備*	60%	90%	パターン 2	緊急時対策所
可搬型計測器*	60%	90%	パターン 2	中央制御室 緊急時対策所
無線連絡設備 (固定型)*	60%	90%	パターン 2	中央制御室 緊急時対策所
安全パラメータ表示システム (SPDS)*	60%	90%	パターン 2	中央制御室 緊急時対策所
衛星電話設備 (固定型)*	60%	90%	パターン 2	中央制御室 緊急時対策所
原子炉隔離時冷却系ポンプ	100% (事象初期 : 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ポンプ	100% (事象初期 : 100%(蒸気))	100%	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系ポンプ	100% (事象初期 : 100%(蒸気))	100%	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟

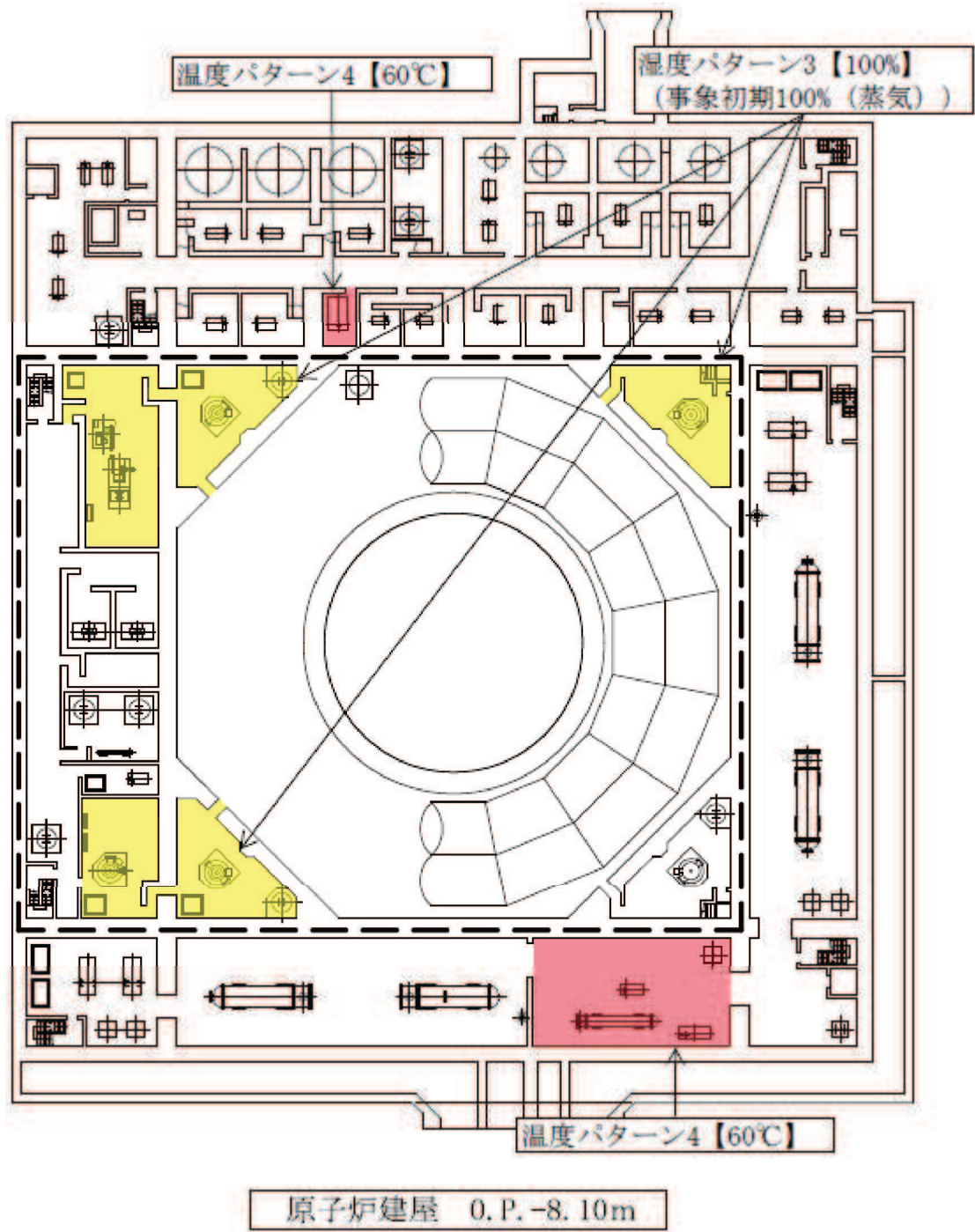
注記* : 環境湿度設定において空調設備に期待しており、必要な空調設備を添付資料 4 (表 1) に示す。

表 3-5 重大事故等対処設備の環境放射線量設定 (1/2)

設備	評価に用いた 環境放射線	VI-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
起動領域モニタ	260kGy/7 日間	300kGy/7 日間	パターン 1	原子炉格納容器内
出力領域モニタ	260kGy/7 日間	300kGy/7 日間	パターン 1	原子炉格納容器内
主蒸気逃がし安全弁	260kGy/7 日間	300kGy/7 日間	パターン 2	原子炉格納容器内
主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能 用アキュムレータ	260kGy/7 日間	300kGy/7 日間	パターン 2	原子炉格納容器内
主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能 用アキュムレータ	260kGy/7 日間	300kGy/7 日間	パターン 2	原子炉格納容器内
水圧制御ユニット	21.9kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系ポンプ	52.2kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系熱交換器	81.7kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
フィルタ装置	147kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
フィルタ装置出口側 ラプチャディスク	147kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
原子炉圧力	46.0kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
原子炉圧力 (SA)	46.0kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
原子炉水位 (広帯域)	21.7kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
原子炉水位 (燃料域)	1.1kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
原子炉水位 (SA 燃料域)	1.1kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
高圧代替注水系ポンプ出口流量	2.6kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系洗浄ライン流量 (残 留熱除去系ヘッドスプレイライン 洗浄流量)	1.1kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系洗浄ライン流量 (残 留熱除去系 B 系格納容器冷却ライ ン洗浄流量)	2.8kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流 量	14.9kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系ポンプ出口流量	3.0kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
原子炉格納容器代替スプレイ流量	22.9kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
原子炉格納容器下部注水流量	1.4kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
ドライウェル圧力	1.5kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
圧力抑制室圧力	2.5kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
格納容器内雰囲気水素濃度	1.7kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟

表 3-5 重大事故等対処設備の環境放射線量設定 (2/2)

設備	評価に用いた 環境放射線	VI-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
格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	211kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
フィルタ装置水温度	147kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
フィルタ装置出口水素濃度	1.2kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系熱交換器入口温度	81.7kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系熱交換器出口温度	78.9kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系ポンプ出口圧力	3.0kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
原子炉建屋内水素濃度	1.8kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟 (局所エリア)
原子炉建屋内水素濃度	211kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟 (トールス室)
格納容器内雰囲気酸素濃度	1.2kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力	22.9kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系熱交換器冷却水入口 流量	2.5kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
高圧代替注水系ポンプ出口圧力	15.3kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧 力	14.9kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
非常用ガス処理系排風機	49.1kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
代替循環冷却ポンプ	57.7kGy/7 日間	10Gy/7 日間	パターン 4	原子炉建屋付属棟
中央制御室排風機	0.2kGy/7 日間	10Gy/7 日間	パターン 4	制御建屋
中央制御室再循環送風機	0.2kGy/7 日間	10Gy/7 日間	パターン 4	制御建屋
中央制御室再循環フィルタ装置	0.2kGy/7 日間	10Gy/7 日間	パターン 4	制御建屋
緊急時対策所遮蔽	1.0kGy/7 日間	10Gy/7 日間	パターン 4	緊急時対策建屋
緊急時対策所非常用送風機	1.0kGy/7 日間	10Gy/7 日間	パターン 4	緊急時対策建屋
緊急時対策所非常用フィルタ装置	1.0kGy/7 日間	10Gy/7 日間	パターン 4	緊急時対策建屋
ほう酸水注入系ポンプ	0.1kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 5	原子炉建屋原子炉棟
ほう酸水注入系貯蔵タンク	0.1kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 5	原子炉建屋原子炉棟
格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	300kGy/7 日間	460Gy/7 日間	パターン 6	原子炉建屋原子炉棟



[- -] 内原子炉建屋原子炉棟(二次格納施設)を示す。

図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (1/7)

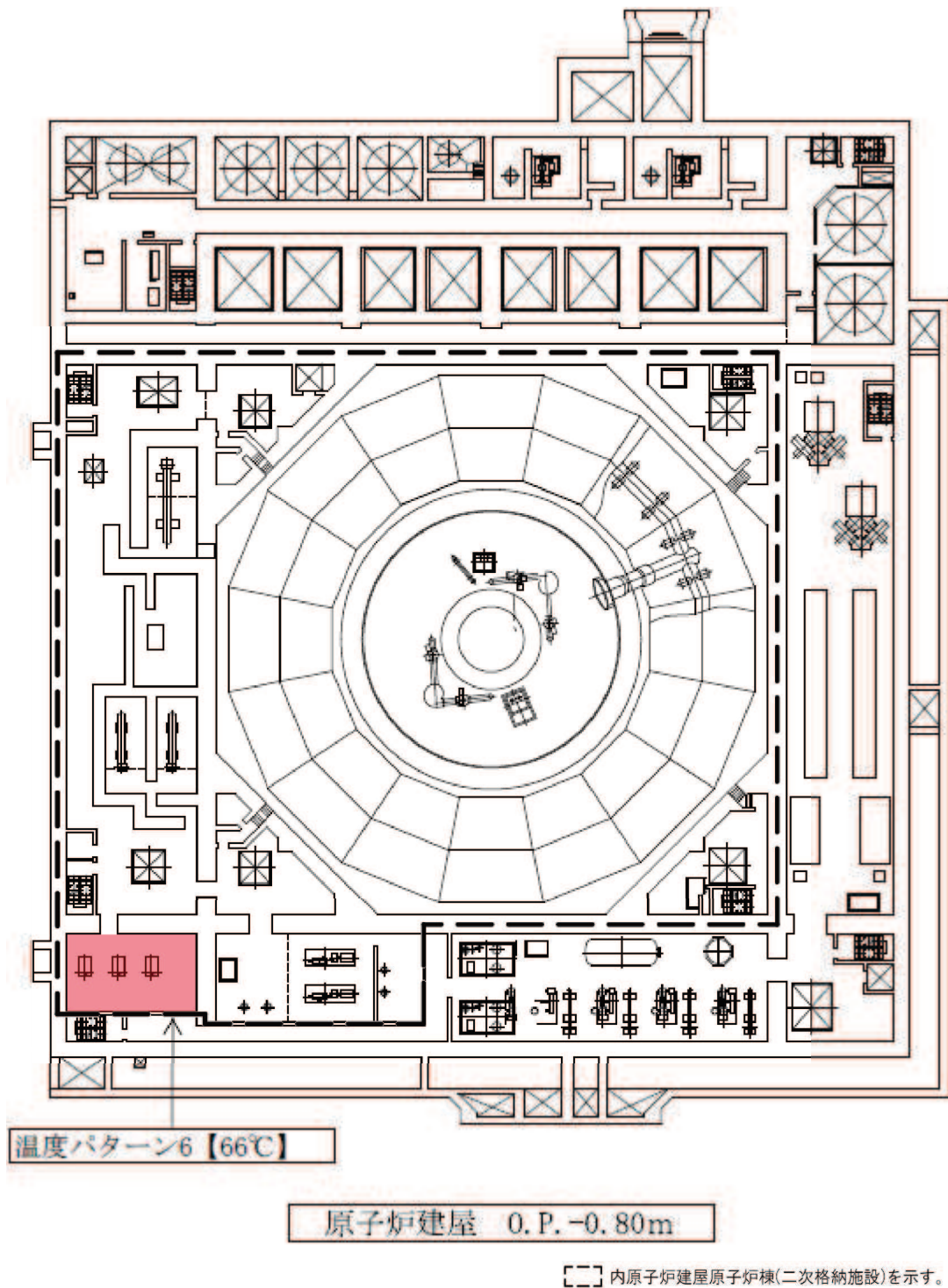
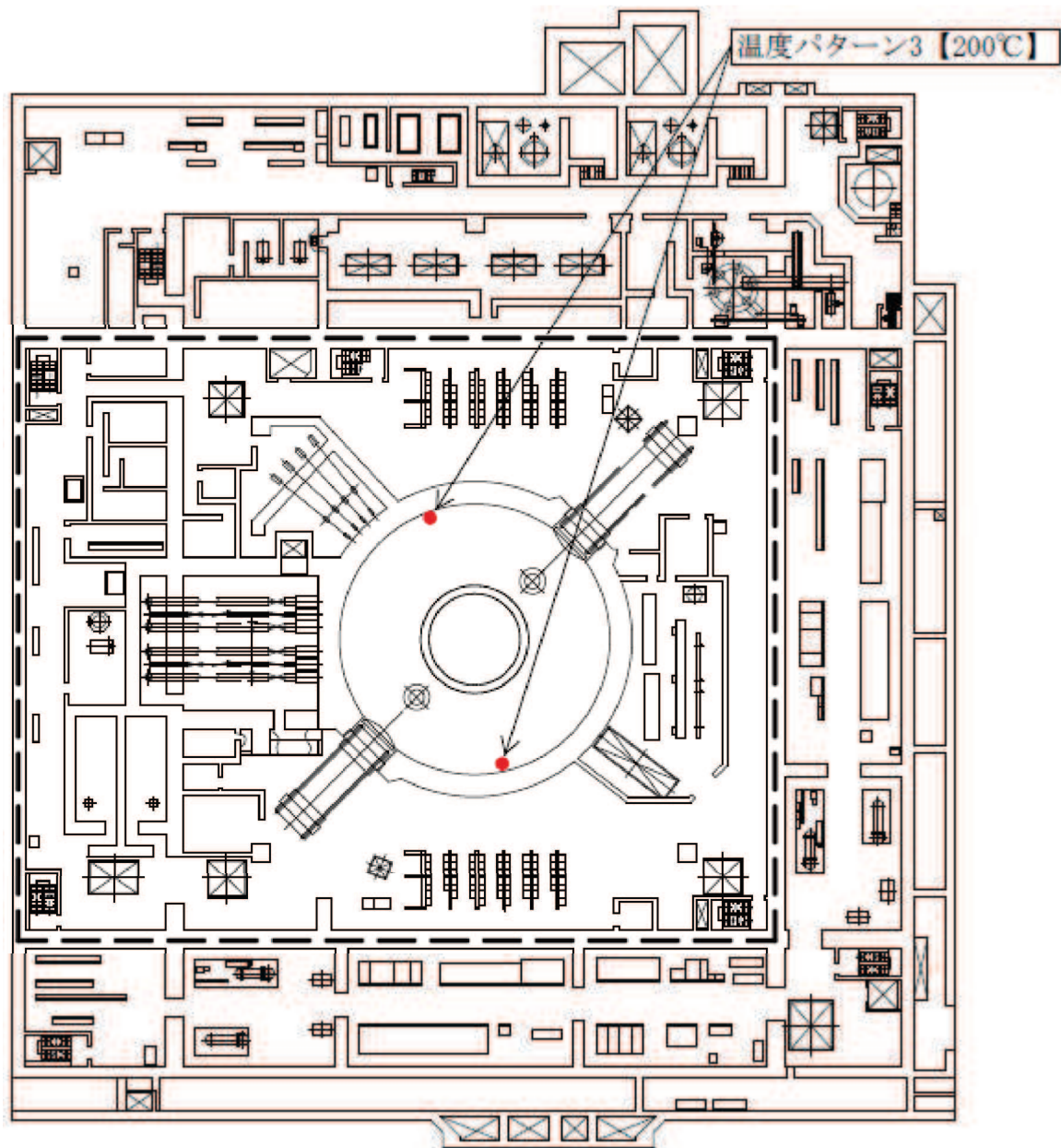


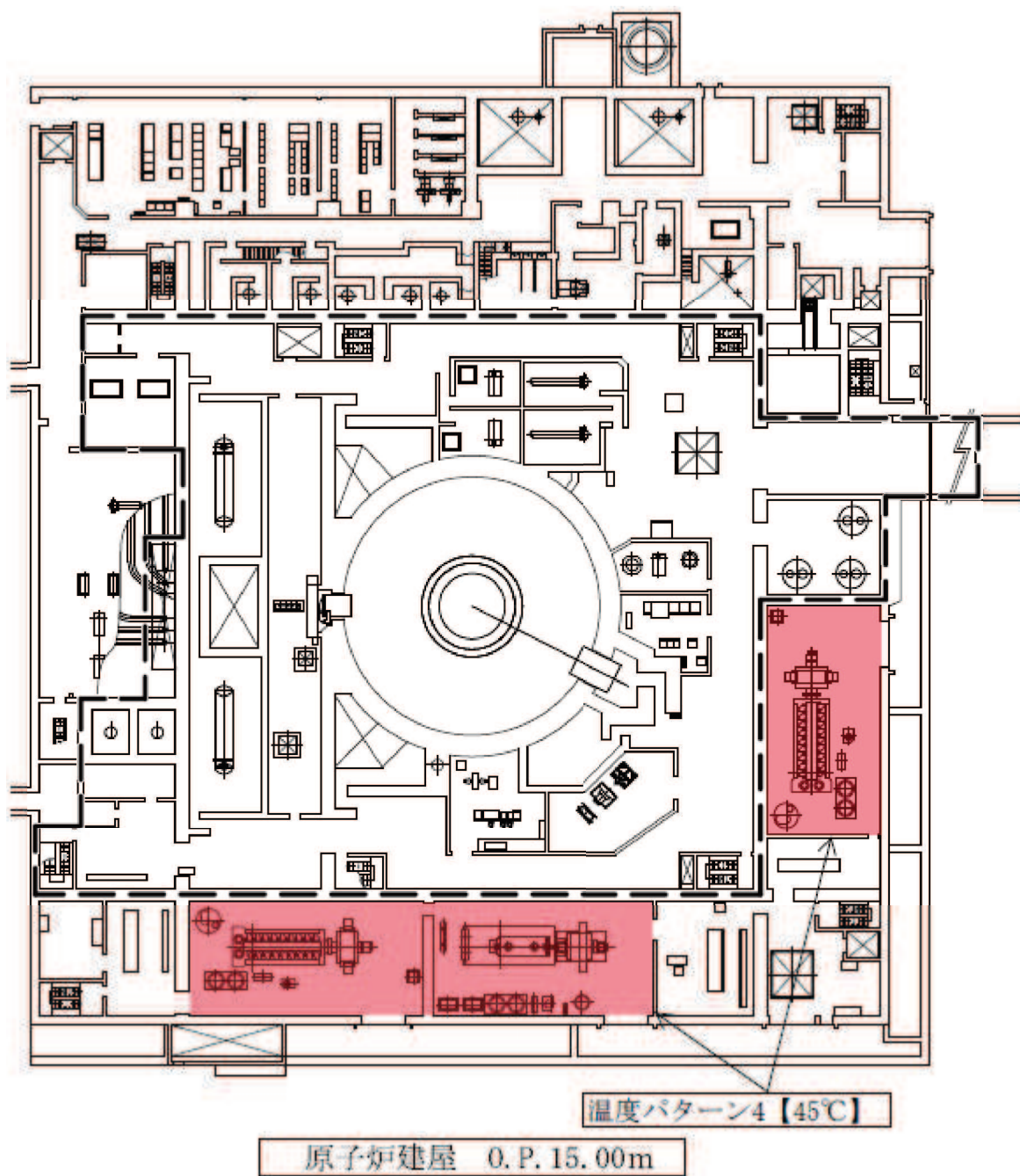
図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (2/7)



原子炉建屋 O.P. 6.00m

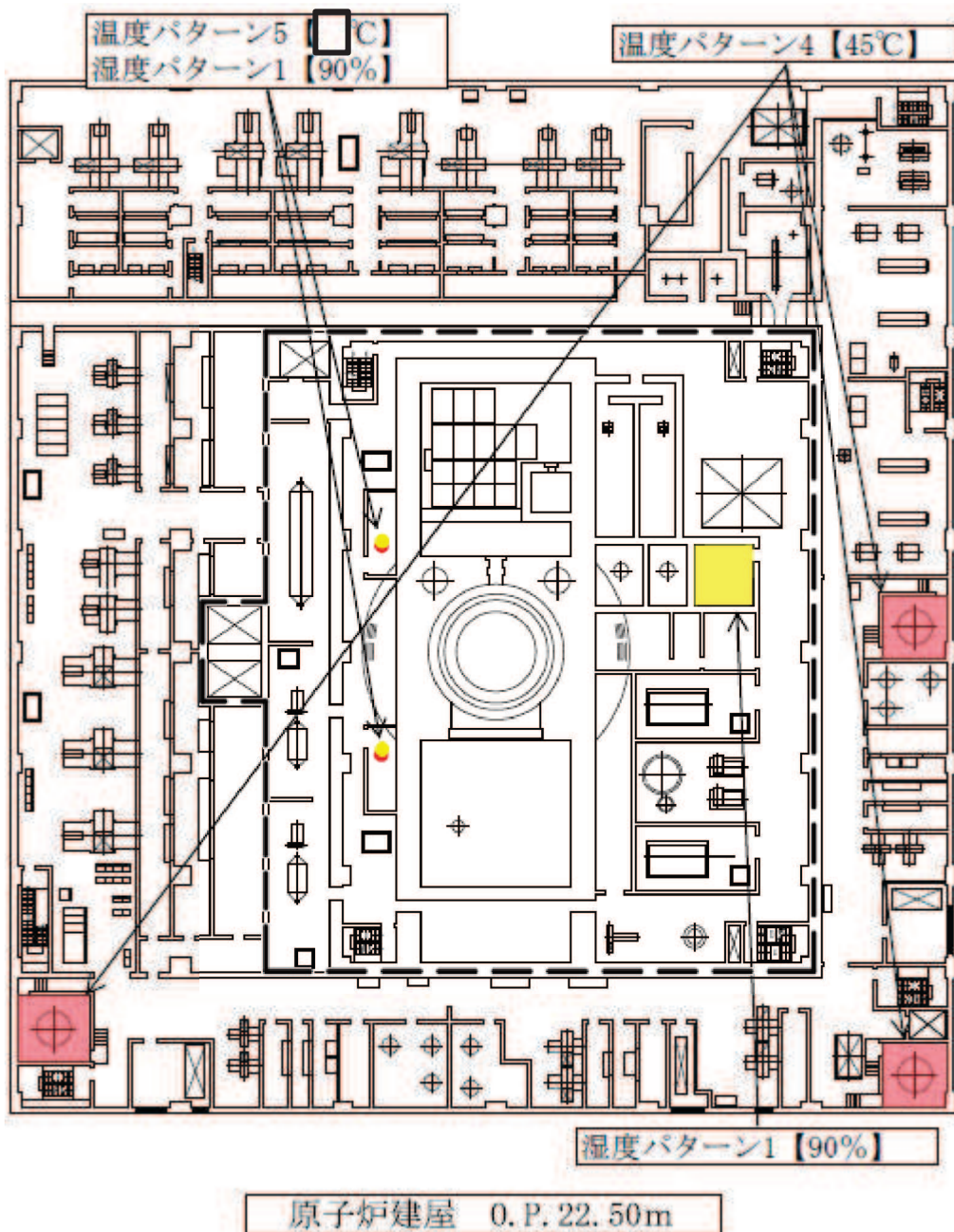
[- -] 内原子炉建屋原子炉棟(二次格納施設)を示す。

図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (3/7)



[- -] 内原子炉建屋原子炉棟(二次格納施設)を示す。

図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (4/7)



〔 〕 内原子炉建屋原子炉棟(二次格納施設)を示す。

図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (5/7)

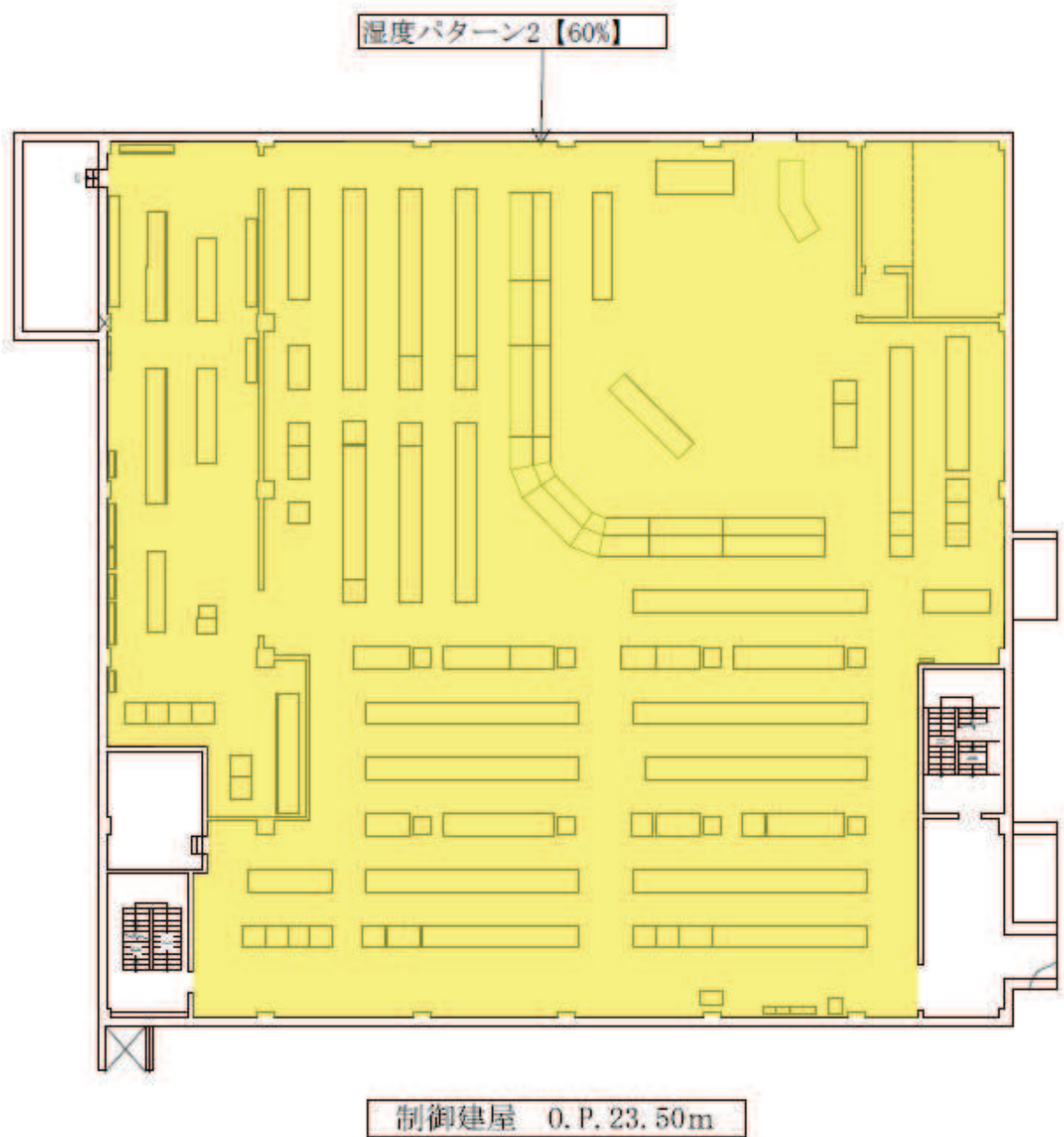


図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (6/7)

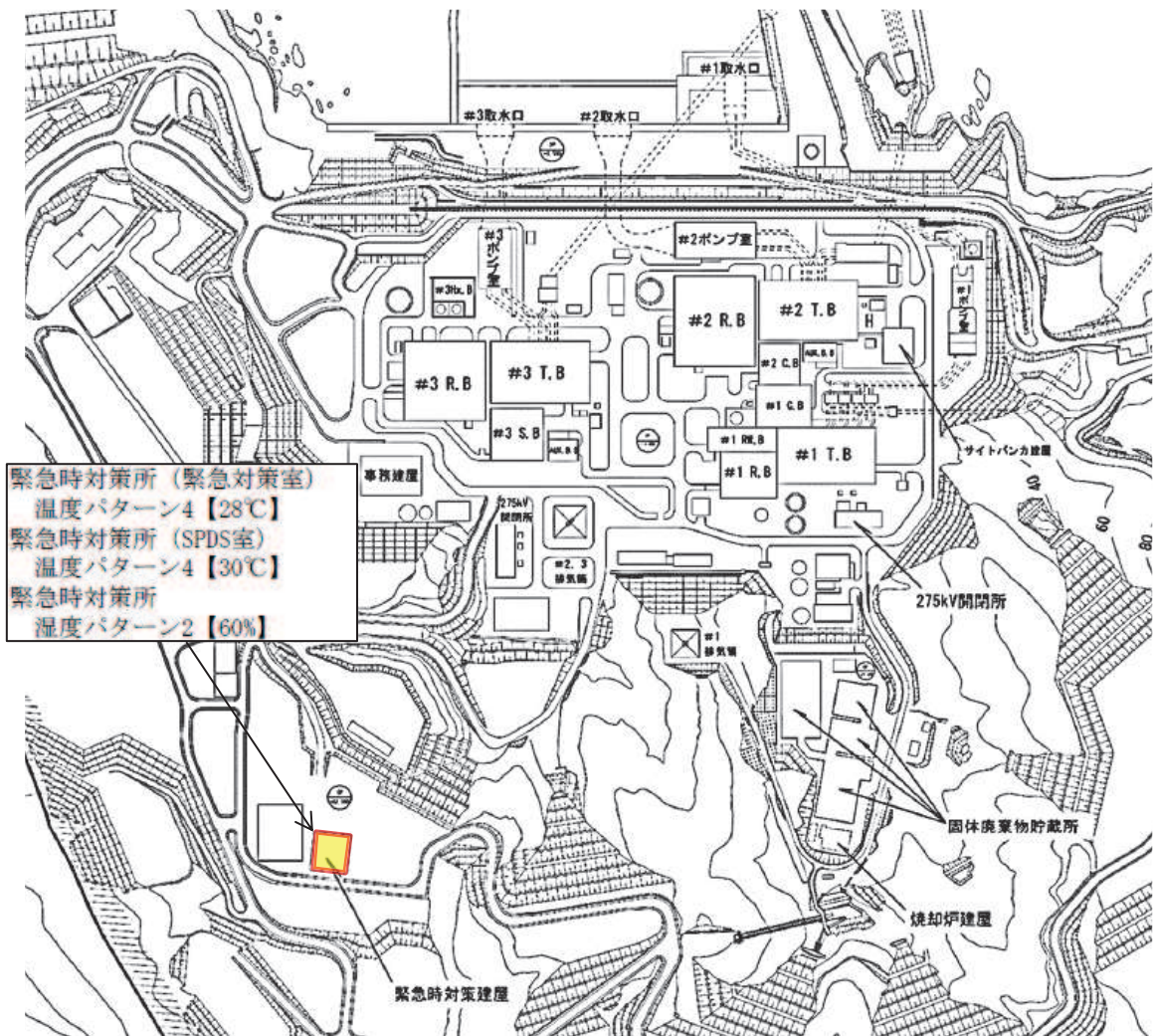


図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (7/7)

3.3 非常用ガス処理系の水素爆発防止対策について

非常用ガス処理系は、重大事故時に原子炉格納容器から原子炉建屋内に放射性物質を含むガスが漏えいした場合において、ガス中の放射性物質を、排気筒を経由して原子炉建屋外に排気することで、中央制御室の運転員等の被ばくを低減することを目的として設置するものである。

当該系統は、原子炉建屋原子炉棟3階（燃料取替床）から吸気する系統構成となっており、重大事故時に系統に流入するガスに水素が含まれることから影響評価が必要である。

評価した結果、女川原子力発電所第2号機では、非常用ガス処理系使用時における原子炉建屋原子炉棟3階（燃料取替床）の水素濃度が可燃限界未満であること及び流入する水素ガスを保守的な評価条件にて評価した場合においても水素爆発に対して、問題のないことを確認している（添付資料9）。

3.4 原子炉格納容器内の重大事故環境下で機能が要求される計装機器ケーブルについて

原子炉格納容器内の重大事故環境を模擬した蒸気暴露試験において、蒸気暴露中のケーブルの絶縁低下が計器誤差に与える影響について報告されている。これに対して、MI ケーブルは重大事故環境を模擬した蒸気暴露試験において試験中に実測した絶縁抵抗値は $3.0 \times 10^8 \Omega \cdot \text{m}$ 以上あることを確認しており、ケーブル長約 100m の場合においても $10^6 \Omega$ オーダーの絶縁抵抗を満足することから、原子炉格納容器内の重大事故環境下で計器誤差に与える影響は小さく、問題ないことが確認されている。

女川原子力発電所第2号機においては、原子炉格納容器内の重大事故環境下で機能が要求される計装機器ケーブルは、起動前までに全て MI ケーブルに交換することとしている。また、ケーブル長は最長で約 m であり、その時の絶縁抵抗値は $10^6 \Omega$ オーダーであることから、計器誤差に与える影響は小さいことを確認している。

以上より、原子炉格納容器内の重大事故環境下で機能が要求される計装機器ケーブルは、原子炉格納容器内の重大事故環境下で計器誤差に与える影響は小さく、問題ないことを確認している（添付資料10）。

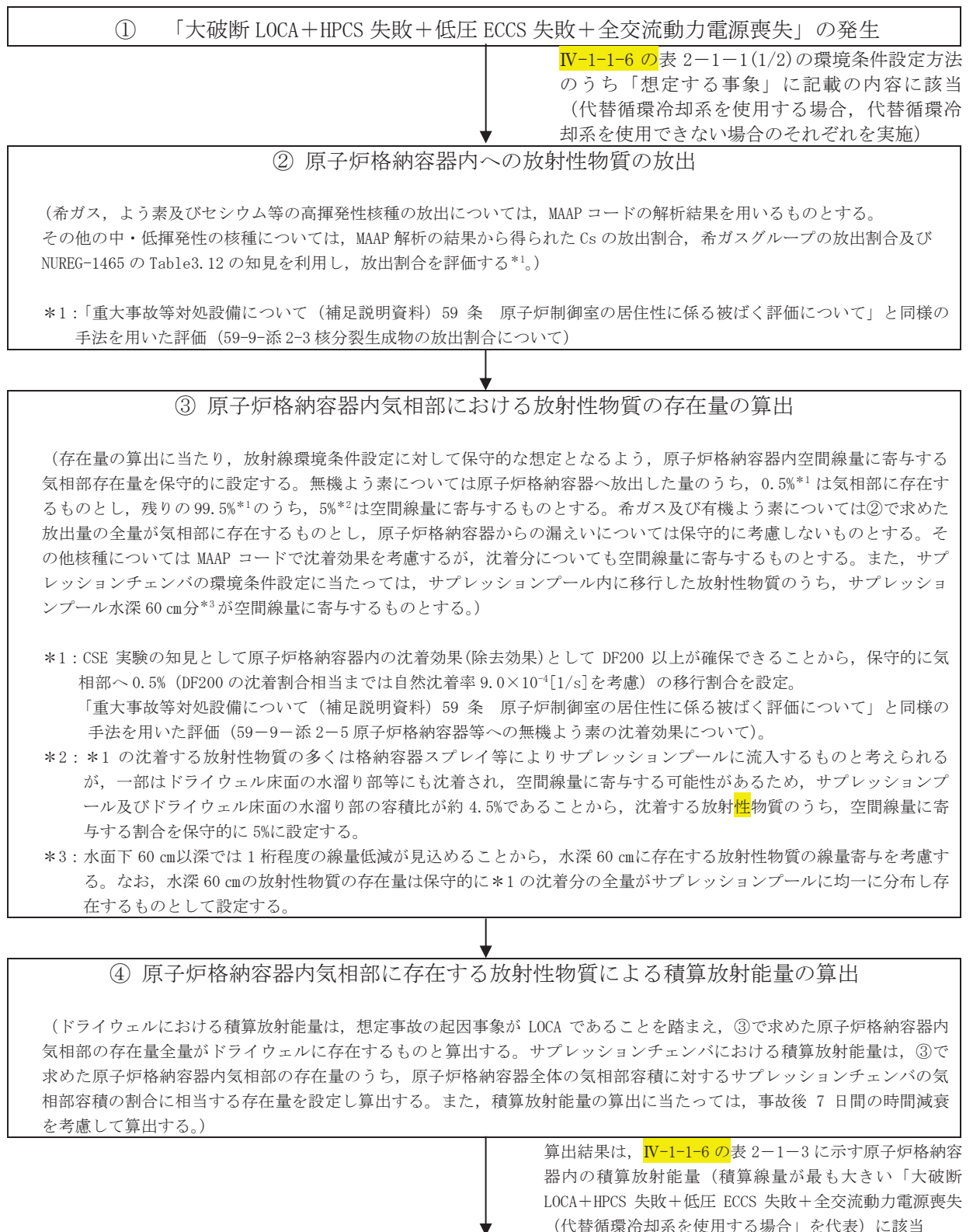
4. 添付資料

- －1 環境放射線の設定方法について
- －2 主蒸気管破断事故起因の重大事故等時を考慮した場合の環境条件について
- －3 格納容器内雰囲気放射線モニタの環境条件の設定方法について
- －4 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
- －5 格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置について
- －6 原子炉建屋原子炉棟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
- －7 原子炉建屋付属棟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
- －8 ほう酸水注入系の放射線環境条件設定
- －9 非常用ガス処理系の水素爆発防止対策について
- －10 原子炉格納容器内の重大事故環境下で機能が要求される計装機器ケーブルについて

環境放射線の設定方法について

環境放射線の設定方法を図1～図4に示す。

なお、図1及び図2が重大事故等時、図3及び図4が設計基準事故時の環境条件の設定方法を示している。



（次頁に続く）

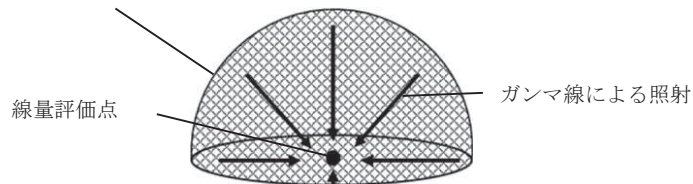
図 1 重大事故時における原子炉格納容器内の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図（1/2）

(前頁より)

⑤ 原子炉格納容器内に放出された放射性物質によるある評価点での積算放射線量の評価

- ・ドライウエル又はサプレッションチェンバ内気相部と等価となる半球体系をモデル化
- ・モデル化した半球内に放射性物質が均一分布するものとし、放射性物質から評価点（球中心）までの空気による減衰効果を考慮した線量を算出（体系概略図及び評価式を以下に示す）

評価対象箇所と等価となる半球
(線源領域)



$$D = 6.2 \times 10^{-14} \times \frac{Q_{\gamma}}{V} \times E_{\gamma} \times (1 - e^{-\mu \cdot R})$$

D : 評価点の積算線量 (Gy)

6.2×10^{-14} : サブマージョンモデルによる換算係数 $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}} \right)$

Q_{γ} : ドライウエル又はサプレッションチェンバ内気相部における積算放射エネルギー (Bq · s)

V : ドライウエル又はサプレッションチェンバ内気相部容積 (m³)

E_{γ} : ガンマ線実効エネルギー (0.5MeV/dis)

μ : 空気に対するガンマ線のエネルギー吸収係数 ($3.9 \times 10^{-3}/\text{m}$)

R : ドライウエル又はサプレッションチェンバ内気相部と等価な半球の半径 (m)

$$R = \sqrt[3]{\frac{3V}{2\pi}}$$

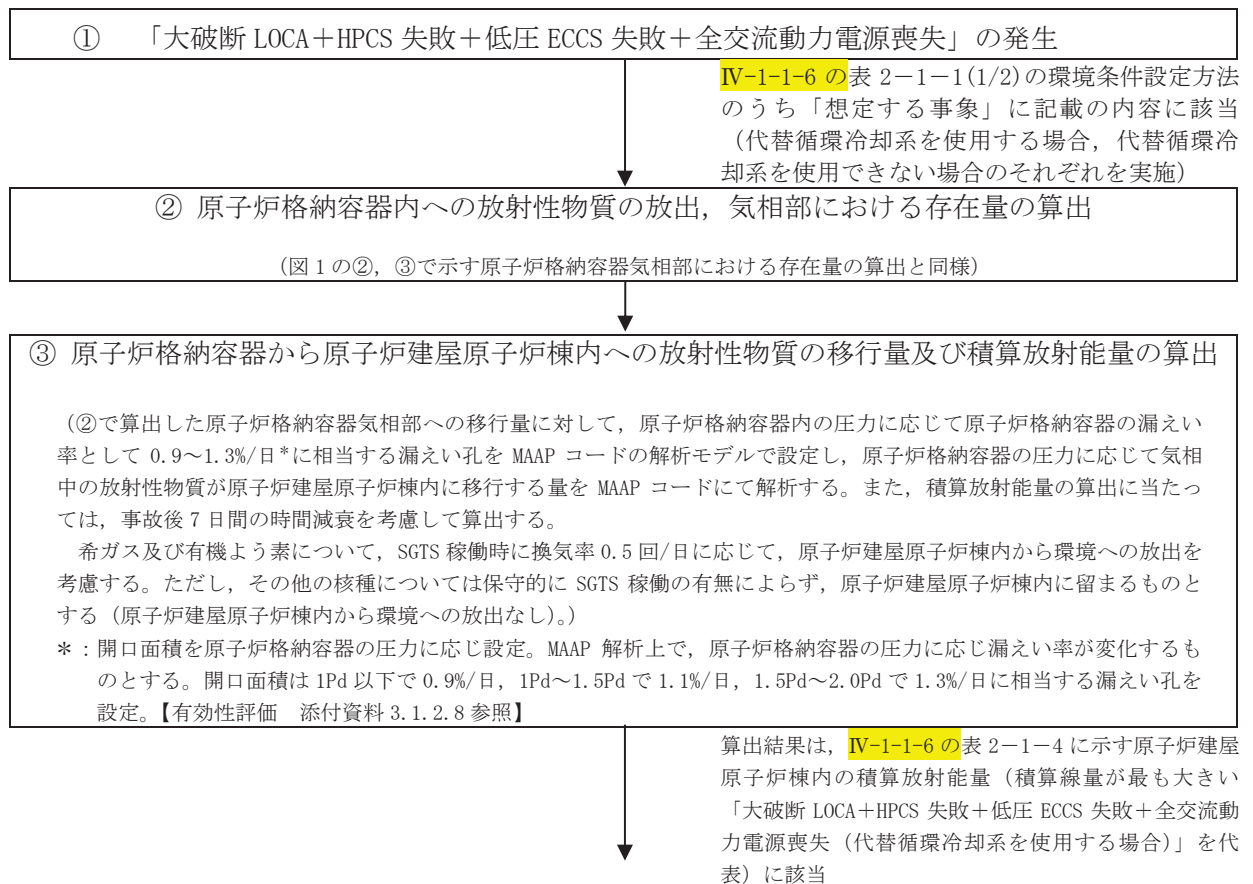
⑥ ⑤での評価結果に基づき、環境条件として設定

300kGy/7 日間*

* : ドライウエル及びサプレッションチェンバの評価結果に余裕を考慮した値

IV-1-1-6 の表 2-1-1(1/2) の環境条件設定方法のうち「環境条件」に記載の内容に該当

図 1 重大事故時における原子炉格納容器内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 (2/2)



(次頁に続く)

図 2 重大事故時における原子炉建屋原子炉棟内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 (1/2)

(前頁より)

④ 原子炉建屋原子炉棟内に移行した放射性物質によるある評価点での積算放射線量の評価

- ・燃料取替床気相部（原子炉建屋原子炉棟内の最も容積が広いエリア）と等価となる半球体系をモデル化
- ・モデル化した半球内に放射性物質が均一分布するものとし、放射性物質から評価点（球中心）までの空気による減衰効果を考慮した線量を算出（体系概略図及び評価式を以下に示す）

評価対象箇所と等価となる半球（線源領域）

$$D = 6.2 \times 10^{-14} \times \frac{Q_\gamma}{V} \times E_\gamma \times (1 - e^{-\mu \cdot R})$$

D : 評価点の積算線量 (Gy)

6.2×10^{-14} : サブマージョンモデルによる換算係数 $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}}\right)$

Q_γ : 原子炉建屋原子炉棟内気相部における積算放射エネルギー (Bq · s)

V : 原子炉建屋原子炉棟内気相部容積 (m³)

E_γ : ガンマ線実効エネルギー (0.5MeV/dis)

μ : 空気に対するガンマ線のエネルギー吸収係数 ($3.9 \times 10^{-3}/\text{m}$)

R : 燃料取替床気相部 V_{OF} と等価な半球の半径 (m)

$$R = \sqrt[3]{\frac{3V_{OF}}{2\pi}}$$

⑤ ④での評価結果に基づき、環境条件として設定

460Gy/7 日間*

* : 燃料取替床の評価結果に余裕を考慮した値

IV-1-1-6 の表 2-1-1(1/2)の環境条件設定方法のうち「環境条件」に記載の内容に該当

図 2 重大事故時における原子炉建屋原子炉棟内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 (2/2)

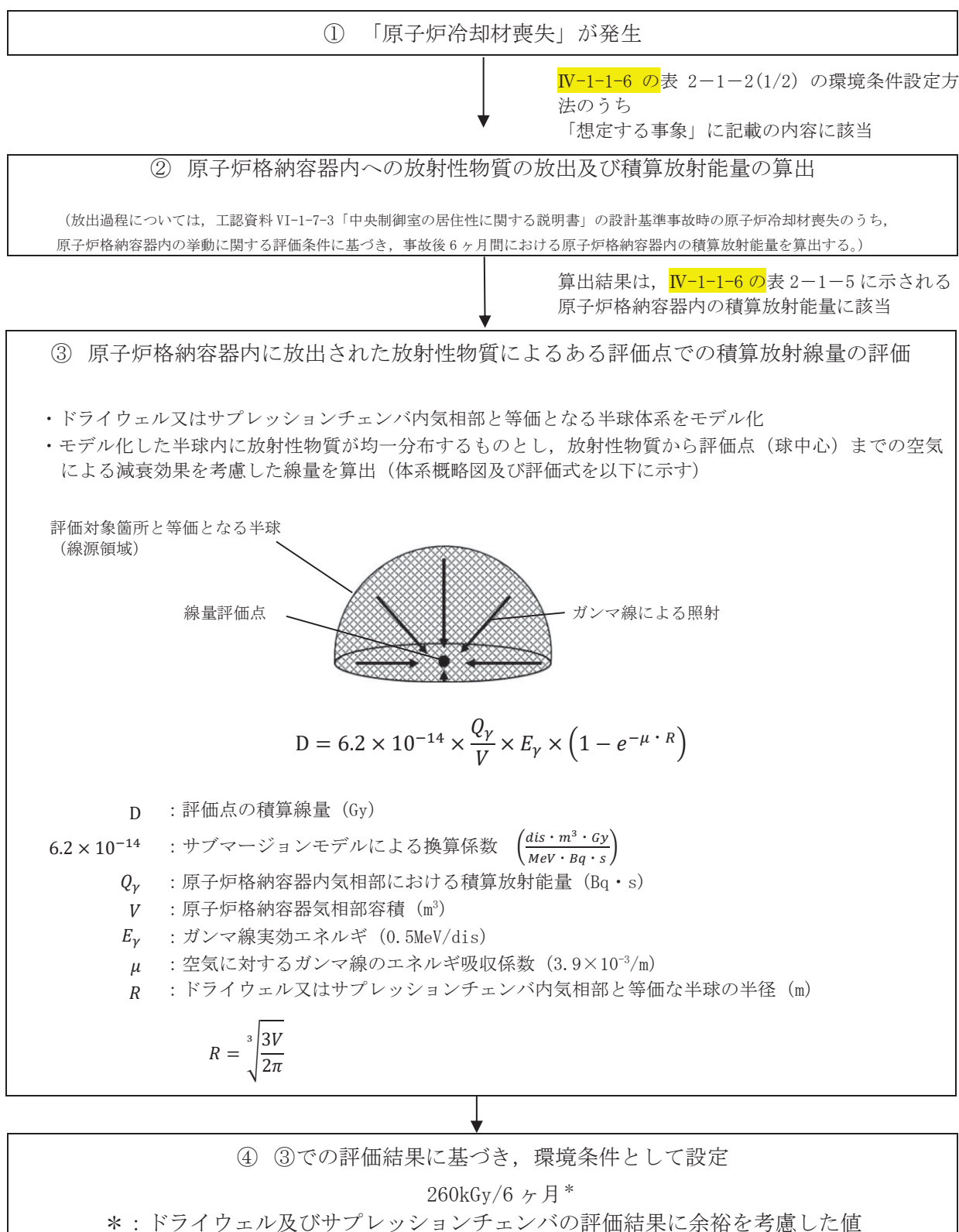
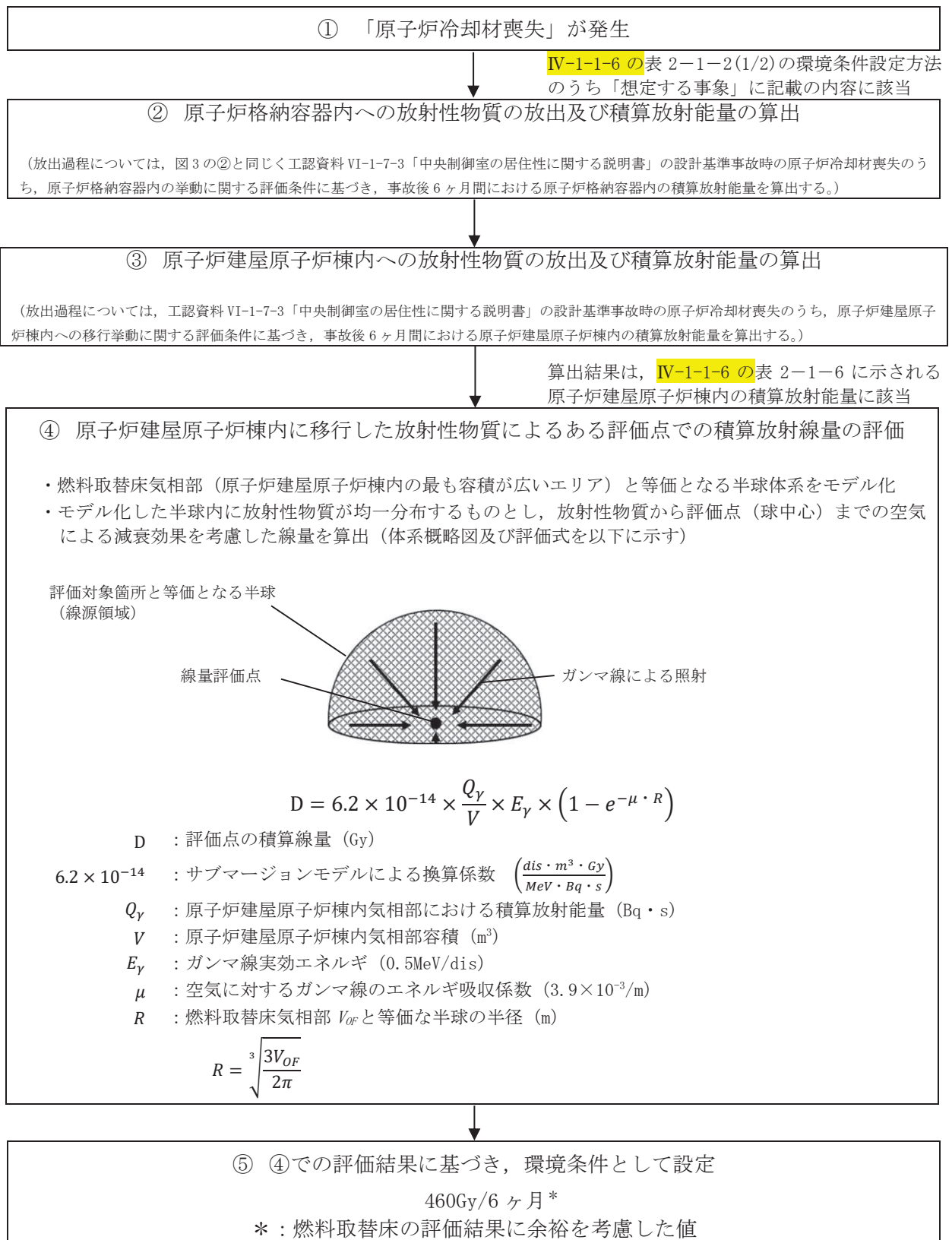


図3 設計基準事故時における原子炉格納容器内の安全施設に対する環境条件設定のフロー図



IV-1-1-6 の表 2-1-2(1/2) の環境条件設定方法のうち「環境条件」に記載の内容に該当

図4 設計基準事故時における原子炉建屋原子炉棟内の安全施設に対する環境条件設定のフロー図

(参考資料 1) 重大事故時における放射線環境条件設定の保守性

重大事故等時における原子炉格納容器（以下「PCV」という。）及び原子炉建屋原子炉棟内（以下「R/B」という。）の重大事故等対処設備に対する環境条件設定に当たり、図1及び図2に示すフロー図に従い、PCV内に対しては300kGy/7日間を設定し、R/B内に対しては460Gy/7日間を設定する。本環境条件設定における放射性物質（以下「FP」という。）存在量の設定に係る評価条件の保守性について表1に示す。

表1 重大事故時における放射線環境条件設定の保守性

評価項目	評価条件の保守性
炉内からPCV内へのFP放出量の設定	<ul style="list-style-type: none"> MAAP解析結果を用いており、現実的なパラメータを設定。
PCV内気相部のFP存在量の設定	<ul style="list-style-type: none"> サブプレッションプールのpH調整効果（有機よう素の低減効果）を考慮しない。 無機よう素はCSE実験の知見では数百分の1以上の沈着効果を得られるが、200分の1の沈着効果を設定。 PCV内で沈着する無機よう素のほとんどはサブプレッションプールに移行すると考えられるが、5%は空間線量に寄与するものとして気相部存在量に加算して設定。
PCV内の積算放射線量の算出	<ul style="list-style-type: none"> サブマージョンモデルにおける評価は、ドライウエル又はサブプレッションチェンバと等価な体系をモデル化し評価しているが、原子炉圧力容器等構造物による遮蔽効果は考慮していない。 ドライウエルの線量評価の保守性 PCV内気相部に存在するFPがすべてドライウエルに存在するものとして評価。 サブプレッションチェンバの線量評価の保守性 PCV内で沈着する無機よう素全量がサブプレッションプールに移行するものとして、サブプレッションプールに内包するFPからの線量寄与を考慮。
PCVからR/BへのFP放出量の設定	<ul style="list-style-type: none"> R/Bへ漏えいするFPはPCV内の放射線環境条件で保守的に想定したPCV内気相部に存在するFPを想定。 漏えい率はPCVの圧力に応じて設定。1Pd以下で0.9%/日、1Pd～1.5Pdで1.1%/日、1.5Pd～2.0Pdで1.3%/日に相当する漏えい孔をMAAPコードの解析モデルで設定。0.9%/日、1.1%/日、1.3%/日は、PCV圧力及びPCV温度に基づき評価した漏えい率を包絡する値を設定。 <p>【有効性評価 添付資料3.1.2.8参照】</p>

(参考資料 2) スロッシングによる使用済燃料プール水位低下の影響について

1. はじめに

女川原子力発電所第2号機の放射線による影響について、原子炉建屋原子炉棟内の重大事故等対処設備に対しては、原則として、460Gy/7日間を設定している。

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原子炉建屋燃料取替床の重大事故等対処設備に対しても、同様に460Gy/7日間を設定しているが、地震により使用済燃料プールのスロッシングが発生した場合の影響についてに示す。

2. 地震発生に伴うスロッシングによる漏えい

地震発生時、スロッシングにより使用済燃料プールの保有水が漏えいし、通常水位から0.53m程度まで使用済燃料プール水位が低下するが、燃料有効長頂部の冠水は維持される。

3. スロッシングによる使用済燃料プール水位低下の放射線影響

地震発生時、スロッシングにより使用済燃料プール通常水位（O.P. 3289.5cm）からスロッシングにより水位が0.53m低下した場合の線量率は約 1×10^{-1} mSv/h（図1参照）であり、1Sv=1Gyとした場合に、仮に7日間水位低下が継続したとしても 1.7×10^{-2} Gy/7日間であることから、460Gy/7日間に対してその影響は小さい。

$$1 \times 10^{-1} \text{mGy/h} \times 24\text{h} \times 7\text{d} = 16.8 \text{mGy/7日間} \approx 1.7 \times 10^{-2} \text{Gy/7日間}$$

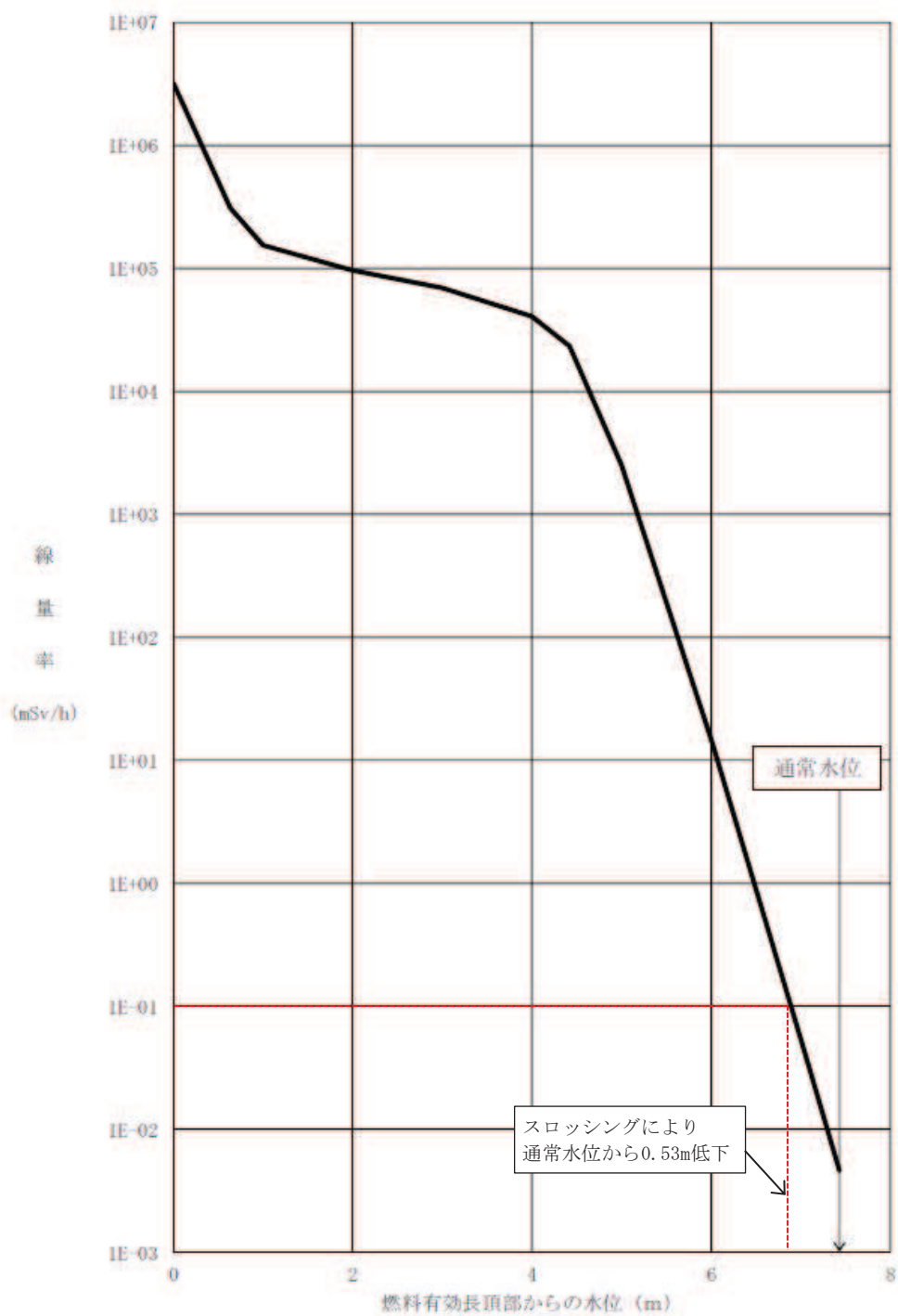


図1 使用済燃料プール水位と線量率

主蒸気管破断事故起因の重大事故等時を考慮した場合の環境条件について

1. 主蒸気管破断事故（以下「MSLBA」という。）のPRA及び有効性評価における取扱いについて

(1) PRA（内部事象運転時 PRA）上の扱い

- ・ PRA における起因事象は、実際に発生した事象や安全評価における想定事象（LOCA, MSLBA）を参考に、発生する可能性のある事象の想定として定めたものである。
- ・ MSLBA については、設計基準事故に分類されており、その発生頻度は事故事象相当のレベルであり、これは給水喪失などの過渡事象と比較して十分に小さい。
- ・ また、MSLBA が発生し主蒸気隔離弁（以下「MSIV」という。）が閉止して原子炉隔離に成功する事象は、過渡事象のうち隔離事象と分類される原子炉が隔離される事象と成功基準が同じであること及び発生頻度が小さいことから、個別の起因事象として扱う必要はないものと整理している。
- ・ なお、MSLBA が発生し、MSIV による隔離に失敗する事象は、破断の発生箇所によって大 LOCA 又は格納容器バイパスに分類されること及び発生頻度が小さいことから、個別の起因事象として扱う必要はないものと整理している。

[有効性評価 付録 1 別紙 3.1.1.b-2 主蒸気管破断の分類の考え方について]

(2) 有効性評価上の扱い

- ・ MSLBA は、MSIV 閉止の成否及び破断の発生箇所に応じて、それぞれ他の起因事象に分類可能であり、事故シーケンス抽出には影響が無いと考えられることから、重要事故シーケンスの起因事象とする必要はないものと整理している。

上記のように、PRA（内部事象運転時 PRA）及び有効性評価の起因事象においては、MSLBA は発生頻度、事故進展の観点から個別の起因事象として扱う必要のないものとして整理している。

2. MSLBA に伴う環境条件への影響について

設計基準事故に伴う環境条件への影響については従来より、MSLBA 等を考慮して環境条件として設定されており、設計基準事故時に必要な設計基準対象施設については、当該事故時の環境条件を考慮した設計としている。すなわち、MSLBA 発生に伴う環境条件の悪化によって必要な設計基準対象施設が従属的に機能喪失することで重大事故等が発生しないように設計されている。

重大事故等対処施設に適用する条件においては、PRA 及び有効性評価の取扱いとは異なり、設計的な余裕を考慮して、MSLBA 起因の重大事故等時の適切な環境条件を設定し、当該事象に必要な重大事故等対処施設は、その環境条件を満足する設計とする。

なお、原子炉建屋原子炉棟内の圧力条件（ブローアウトパネル開放設定値（4.4kPa[gage]）を考慮して大気圧相当）については変更とはならない。

3. MSLBA 起因の重大事故等時の事象進展及び期待する主な設備について

設計基準の MSLBA 及び MSLBA 起因の重大事故等時の事象進展を表 1 に示す。MSLBA 起因の重大事故等時は、設計基準の MSLBA から原子炉注水機能又は残留熱除去機能が喪失することにより、重大

事故に進展することが考えられる。

また、MSLBA 起因の重大事故等時に期待する設備は表 2 のとおりであり、MSLBA 時に環境条件が厳しくなる原子炉建屋原子炉棟内に設置する機器（例：主蒸気トンネル室から漏えいした蒸気の影響を受ける区画に設置されている設備）が存在する。

なお、重大事故である「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」，「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」，及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」においては，本来は高圧代替注水系等の重大事故等対処設備にて炉心損傷が回避可能な事故シーケンスであること※¹，PRA（内部事象運転時 PRA）及び有効性評価において MSLBA は発生頻度，事象進展の観点から個別の起因事象として扱う必要のないものとして整理していること※² から，環境条件で考慮する MSLBA 起因の重大事故等として抽出しない。

※1：「重大事故等対処設備について（補足説明資料）39 条 地震による損傷の防止(39-4 5.2.2 (4) 荷重の組合せの検討) に示す通り

※2：本添付資料の 1 項での整理

表1 MSLBAの事象進展

事象	事象進展	機能喪失する 主な設備
設計基準のMSLBA	MSLBA発生⇒ブローアウトパネル開放 ⇒ 主蒸気隔離弁閉止開始 ⇒ 原子炉スクラム ⇒ 高圧注水系による原子炉注水成功	—
MSLBA起因の重大事故に至るおそれがある事故のうち、 TQUV	MSLBA発生⇒ブローアウトパネル開放 ⇒ 主蒸気隔離弁閉止開始 ⇒ 原子炉スクラム ⇒ 高圧注水系・低圧注水系による原子炉注水失敗 ⇒ 主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉減圧 ⇒ 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水 ⇒ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器冷却 ⇒ 原子炉格納容器フィルタベント系(又は耐圧強化ベント系)による原子炉格納容器除熱	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧炉心スプレイ系 ・ 原子炉隔離時冷却系 ・ 残留熱除去系(低圧注水モード含む) ・ 低圧炉心スプレイ系
MSLBA起因の重大事故に至るおそれがある事故のうち、 TQUX	MSLBA発生⇒ブローアウトパネル開放 ⇒ 主蒸気隔離弁閉止開始 ⇒ 原子炉スクラム ⇒ 高圧注水系による原子炉注水失敗 ⇒ 主蒸気逃がし安全弁による原子炉手動減圧失敗 ⇒ 代替自動減圧回路を用いた主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉減圧 ⇒ 低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水 ⇒ 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード及びサブプレッションプール水冷却モード)による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧炉心スプレイ系 ・ 原子炉隔離時冷却系 ・ 自動減圧系
MSLBA起因の重大事故に至るおそれがある事故のうち、 TW(RHR喪失)	MSLBA発生⇒ブローアウトパネル開放 ⇒ 主蒸気隔離弁閉止開始 ⇒ 原子炉スクラム ⇒ 残留熱除去系機能喪失 ⇒ 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 ⇒ 主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉減圧 ⇒ 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水 ⇒ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器冷却 ⇒ 原子炉格納容器フィルタベント系(又は耐圧強化ベント系)による原子炉格納容器除熱	<ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系

表2 MSLBA起因の重大事故等時に期待する主な設備

事象	期待する設備
MSLBA起因の重大事故に至るおそれがある事故のうち、 TQUV	<ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気隔離弁 ・主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能） ・低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ） ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型） ・原子炉格納容器フィルタベント系（又は耐圧強化ベント系） ・必要な電源，計装設備
MSLBA起因の重大事故に至るおそれがある事故のうち、 TQUX	<ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気隔離弁 ・主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能） ・代替自動減圧回路 ・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系（低圧注水モード，原子炉停止時冷却モード，サブプレッションプール水冷却モード） ・必要な電源，計装設備
MSLBA起因の重大事故に至るおそれがある事故のうち、 TW（RHR喪失）	<ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気隔離弁 ・原子炉隔離時冷却系 ・主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能） ・高圧炉心スプレイ系 ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型） ・原子炉格納容器フィルタベント系（又は耐圧強化ベント系） ・必要な電源，計装設備

4. MSLBA起因の重大事故等時の環境条件について

1 項に記載のとおり、MSLBA 発生時は原子炉建屋原子炉棟内に原子炉压力容器（以下「RPV」という。）内の大量の蒸気が流出するため、原子炉建屋原子炉棟内の環境条件（温度及び湿度）が最も厳しくなる事象である。従って、MSLBA 起因の重大事故等時を考慮することにより、原子炉建屋原子炉棟内の温度及び湿度の条件が変更となる。

具体的な条件としては表3のとおりである。

表3 原子炉建屋原子炉棟内の温度及び湿度の条件

項目	変更前	変更後	備考
温度	原則として 66℃	主蒸気トンネル室（図1） 事象発生～1 時間：171℃ 1 時間～3 時間：100℃ 3 時間～7 日間：66℃ 主蒸気トンネル室外* 事象発生～3 時間：100℃ 3 時間～7 日間：66℃ *蒸気の漏えいが微小で有意な 温度上昇がないエリア（図2）を 除く	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 171℃ RPV 内の蒸気が大気圧条件下に流出した場合の最高温度。 蒸気が大気圧条件下に流出することにより、瞬時に飽和温度（100℃）以下になると考えられるが、保守的に事象発生後 1 時間まで171℃の温度状態が継続するものとして設定。 ➤ 100℃ 大気圧条件下での飽和温度。 ブローアウトパネル開放による外気への蒸気の放出に伴い、建屋内温度は下記室温（66℃）までに低下するものと考えられるが、保守的に事象発生後 3 時間まで 100℃の温度状態が継続するものとして設定。 ➤ 66℃ MSLBAを考慮しない場合の最高室温に余裕を考慮した値（設計基準の条件と同じ）
湿度	原則として 湿度 100%	主蒸気トンネル室（図1） 171℃～100℃の場合（事象発生～3時間）：100%（蒸気） 66℃の場合（3時間～7日間）：100% 主蒸気トンネル室外* 100℃の場合（事象発生～3時間）：100%（蒸気） 66℃の場合 （3時間～7日間）：100% *蒸気の漏えいが微小で有意な 湿度上昇がないエリア（図2）を 除く	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 蒸気条件 100℃以上の場合、過熱又は飽和状態のため蒸気条件として設定。 ➤ 湿度条件 変更前と同じ



図1 主蒸気トンネル室の位置



図2 蒸気の漏えいが微小で有意な温度上昇がないエリア

また、表 3 の温度条件を設定するに当たり、参考として簡易モデルによる MSLBA 時における原子炉建屋原子炉棟内の温度評価を行い、表 3 で設定した温度条件との比較を行った。評価対象領域の概念を図 3、温度評価モデル（エネルギー保存式より原子炉建屋原子炉棟内温度を評価）のイメージを図 4、評価条件を表 4、評価結果を図 5 に示す。

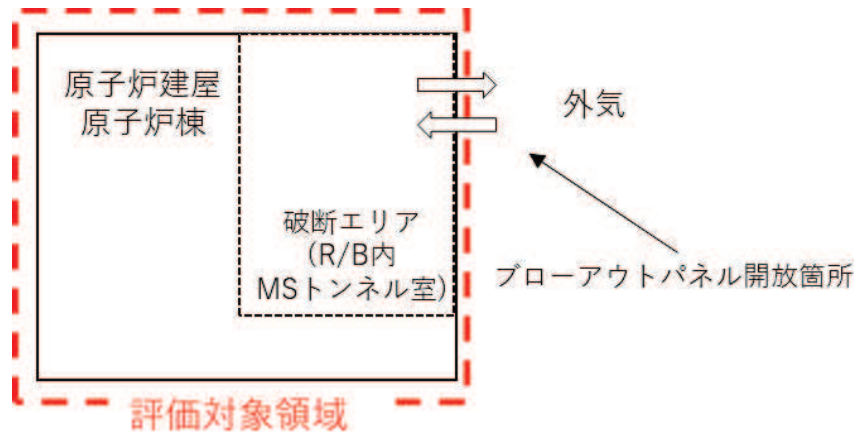
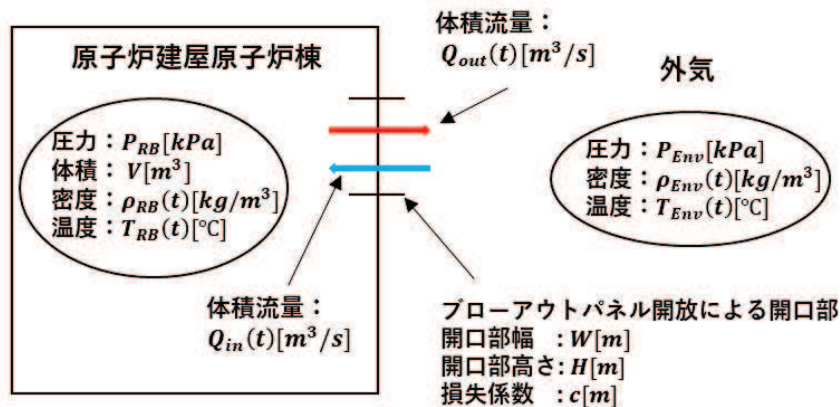


図3 評価対象領域の概念図



$$\frac{d}{dt} \{ \rho_{RB}(t) V C_{p_{RB}} T_{RB}(t) \} = \rho_{Env} n Q_{in}(t) C_{p_{Env}} T_{Env} - \rho_{RB}(t) n Q_{out}(t) C_{p_{RB}} T_{RB}(t)$$

$$Q_{in}(t) = Q_{out}(t) = \frac{c}{3} W H^{3/2} \left(g \frac{\Delta \rho(t)}{\bar{\rho}(t)} \right)^{1/2}$$

$$\rho_{RB}(t) = \frac{P_{RB} M_{RB}}{R T_{RB}(t)}, \quad \rho_{Env} = \frac{P_{Env} M_{Env}}{R T_{Env}}$$

図4 温度評価モデルのイメージ

表 4 評価条件

パラメータ	記号	値	単位	備考
原子炉建屋原子炉棟内圧力	P_{RB}	101.325	kPa	大気圧
外気圧力	P_{Env}			
原子炉建屋原子炉棟内の 気体分子量	M_{RB}	28.97	g/mol	原子炉建屋原子炉棟内は保守的に空気と 想定する
外気の気体分子量	M_{Env}			
気体定数	R	8.31	J/molK	—
外気温度	T_{Env}	40	°C	—
流出係数	c	0.6	-	Brown ^[1] の試験より得られたオリフィス形 状の場合の流出係数の値(0.6から0.98の 範囲)の下限值を設定
ブローアウトパネルの幅	W			
ブローアウトパネルの高さ	H			
重力加速度	g	9.8	m/s ²	—
原子炉建屋原子炉棟内の 体積	V	69000	m ³	簡易モデルによる評価では、事象初期に 100°Cを設定する原子炉建屋原子炉棟内の 体積が大きいほど、建屋内外で交換する ガス体積流量が相対的に小さくなり、雰 囲気ガス温度の低下が遅くなる。このた め、蒸気漏えいが微小で有意な温度上昇 が生じないと考えられるエリアの体積に ついては考慮した容積を設定
ブローアウトパネル枚数	n	1	枚	—
原子炉建屋原子炉棟内の 気体の定圧比熱	$C_{P,RB}$	原子炉建屋原子炉棟内と外気の物性値は保守的に同じと仮定する ため、評価に使用しない		
外気の定圧比熱	$C_{P,Env}$			
原子炉建屋原子炉棟内の 初期温度	$T_{RB}(0)$	100	°C	大気圧条件下での飽和温度

[1] Brown, W.G., and K.R. Solvason, Natural Convection Through Rectangular Openings in Partitions -1:Vertical Partitions, Int. J. Heat mass Transfer, Vol.5, p859-868, 1962

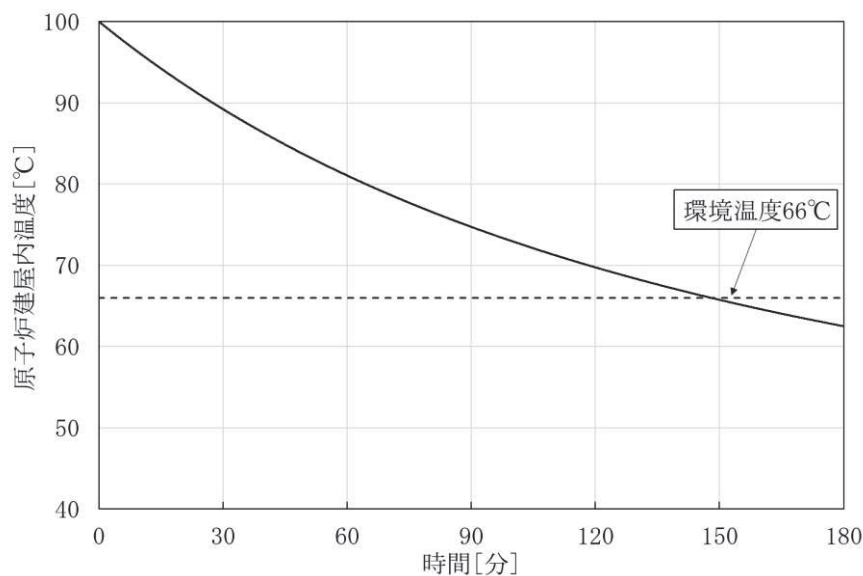


図5 簡易モデルによるMSLBA時の原子炉建屋原子炉棟内（主蒸気トンネル室外）温度評価

図5に示すとおり、簡易モデルによる評価では、MSLBA発生時点から約2.5時間経過した時点で、原子炉建屋原子炉棟（主蒸気トンネル室外）の温度は66°Cを下回っており、表3の環境条件については保守的に設定されていることを確認した。

図2のエリアは、図6の概要図に示すように、MSLBAにおいて主蒸気トンネル室から比較的離れて位置するエリアであり、また、主な蒸気は、主蒸気トンネル室に設置するブローアウトパネルの開放により屋外へ放出され、ペネギャップ及び階段室を通り当該エリアに伝わる蒸気漏えいは微小であることから、初期に有意な温度上昇は発生しないと考えられる。そのため、このエリアにおいて初期の温度上昇「事象発生～3時間：100°C」を設定しないものとした。

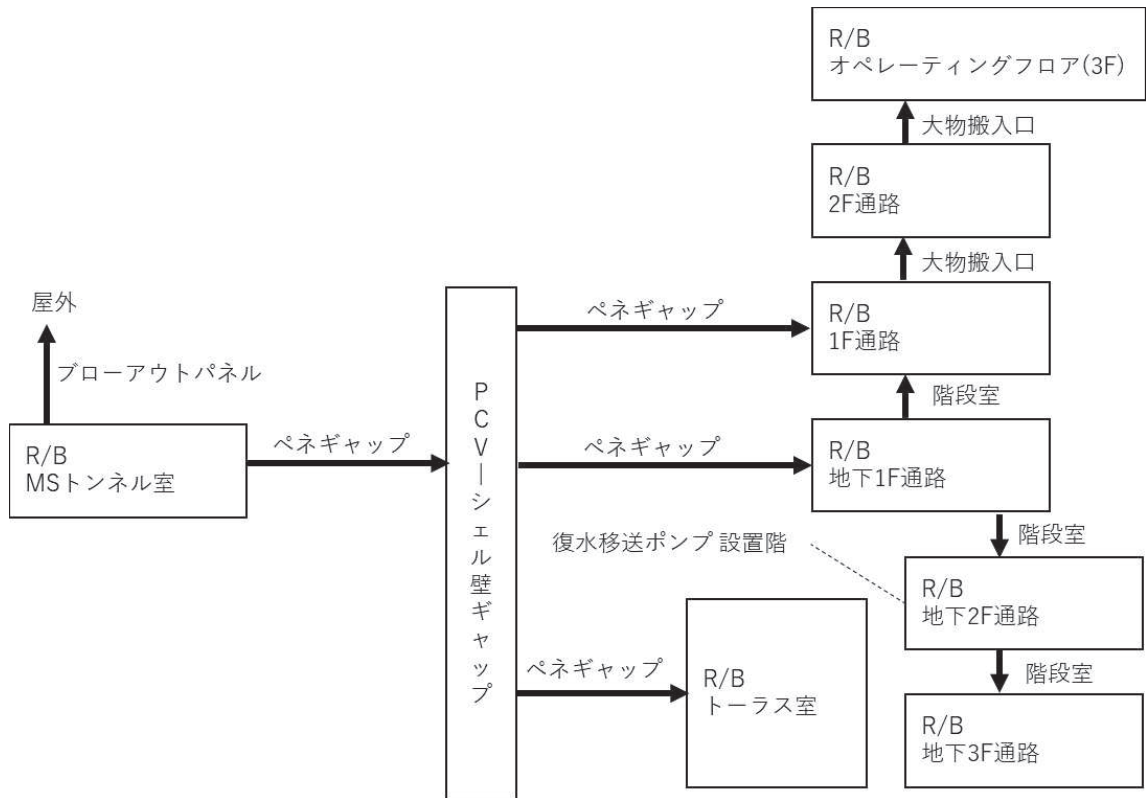


図 6 MSLBAの蒸気漏えい経路の概要図(R/B 主蒸気トンネル室 (MSトンネル室) での破断ケース)

なお、原子炉建屋原子炉棟内の放射線条件(原則 460 Gy)については、炉心が損傷し放射性物質が原子炉格納容器気相部に充満している状態において、原子炉格納容器からの漏えい率を保守的に想定し、事故後 7 日間での原子炉建屋原子炉棟内の積算線量を包絡する条件として設定している。MSLBA 発生から主蒸気隔離弁閉止までの間に流出する蒸気に含まれる放射性物質による放射線影響は軽微であることから、MSLBA 起因の重大事故等を考慮しても原子炉建屋原子炉棟内の放射線条件は変更とはならない。

格納容器内雰囲気放射線モニタの環境条件の設定方法について

格納容器内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（図1参照）。ドライウエル側は、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内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。サプレッションチェンバ側は、トーラス室の架台に設置しているため、原子炉建屋原子炉棟内（トーラス室）の環境条件である130℃とする。

なお、格納容器内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4.4kPa及び100%とする。また、環境放射線量について、ドライウエル側は、原子炉格納容器内からの直接線の影響を考慮し、原子炉格納容器内の環境条件である300kGyを保守的に設定する。サプレッションチェンバ側は、設置するエリアが放射線源付近となるため、個別に確認した値である211kGyを設定する。

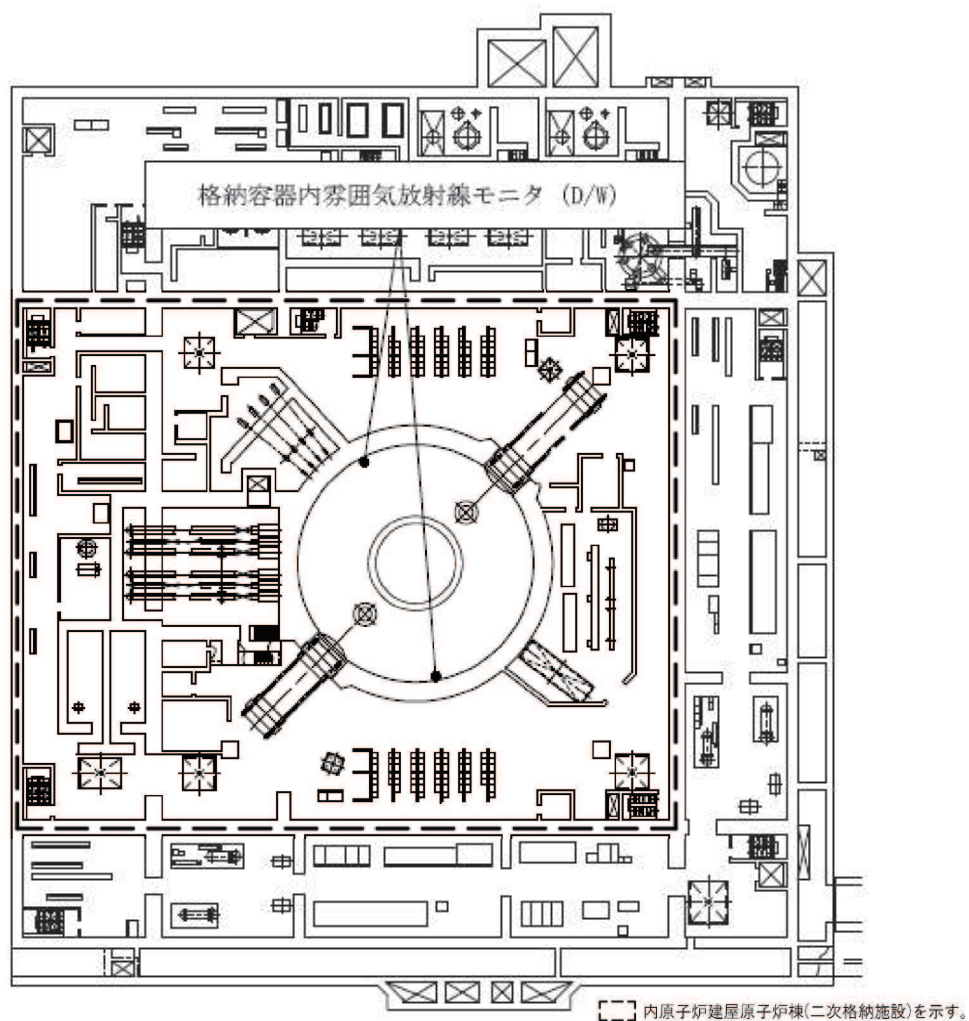
以下では、格納容器内雰囲気放射線モニタ（ドライウエル側）の環境温度の設定について考え方を示す。

格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W）の環境温度は、設置場所の関係から、ドライウエル壁面温度に近接することが考えられる。このため、格納容器内雰囲気放射線モニタ（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ドライウエルの温度が上昇する事象である、「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」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。本事象は、LOCA発生後、代替循環冷却系による格納容器スプレイを実施するまでの期間において、ドライウエル雰囲気が高温状態を継続するため、機器耐性確認の観点から、他の事象よりも厳しい事象となる。ただし、当該重大事故発生時においても、代替循環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、ドライウエル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格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W）の環境温度は、200℃を設定する（図2参照）。

表1 格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W）の環境温度

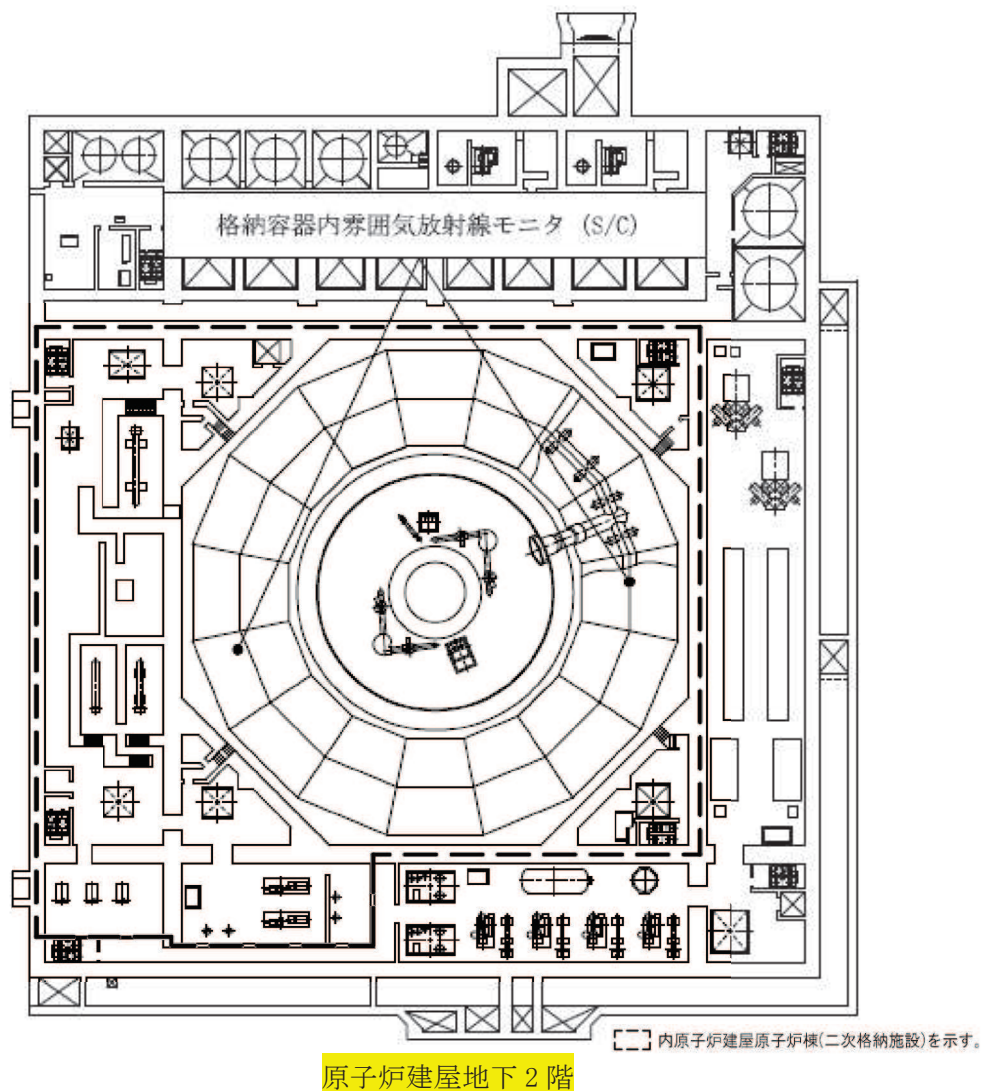
シーケンス	環境温度の設定方法	環境温度
「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」を想定した場合	設置場所の関係から、ドライウエル壁面温度を設定	200℃



原子炉建屋地下1階



図1 格納容器内雰囲気放射線モニタ配置図及び設置状況図 (1/2)



原子炉建屋地下2階



図1 格納容器内雰囲気放射線モニタ配置図及び設置状況図 (2/2)

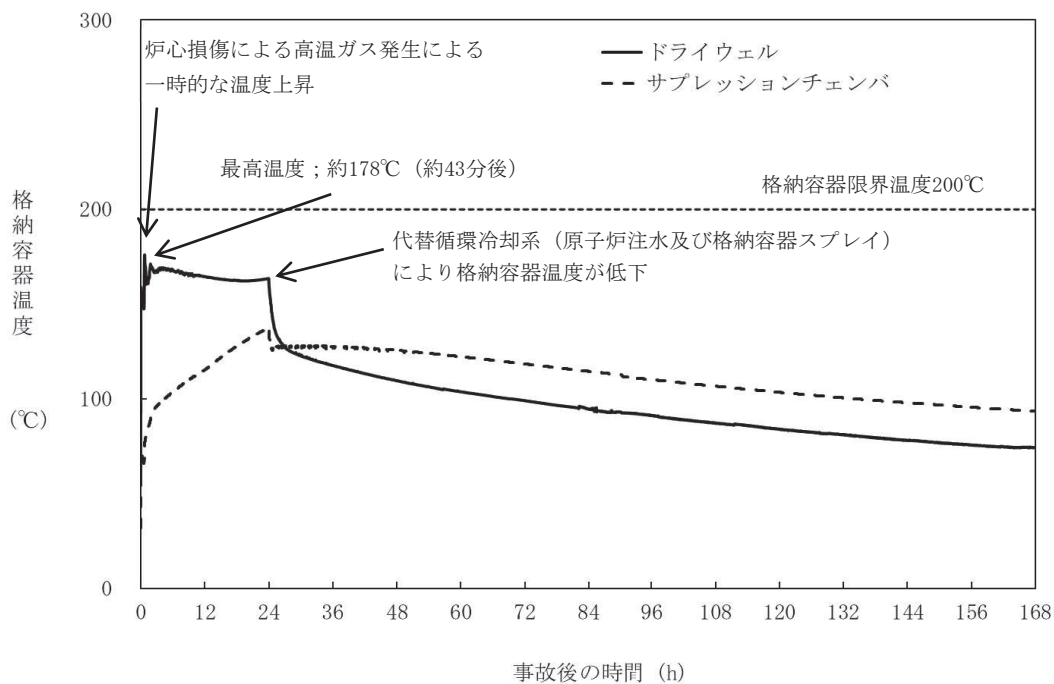


図2 「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」における原子炉格納容器（気相）温度時刻歴

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

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、伝熱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(参考1参照)。

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、サポート系である空調設備により管理されている設備又は隔離ダンパにより環境を維持する設備は、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（例：HPCSポンプ室、RHRポンプ室、LPCSポンプ室）、原子炉建屋付属棟の一部エリア（例：RCWポンプ室、D/G室）、制御建屋の一部エリア（例：中央制御室）、緊急用電気品建屋(地下階)及び緊急時対策建屋となる。

環境温度維持のために使用する空調設備は、以下の設計とすることにより、重大事故等時でも必要な機能を発揮できる設計とする。

- ・各空調設備は、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。
- ・既設の空調設備は、通常運転時に使用する場合と同じ系統構成で重大事故等時に使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。新設の空調設備は、他の設備と独立して使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
- ・各空調設備は、空調の機能に期待する設備又はエリアにて設定した環境温度以下に除熱できる容量を有する設計とする。
- ・各空調設備は、火山の影響を考慮して必要によりバグフィルタの取替え又は清掃の措置を講じることで火山事象により機能が損なわれない設計とするとともに、基準地震動 S_s による地震力に対して機能を損なわれない設計とする等、想定される重大事故等時における設置場所の

環境条件を考慮した設計とする。

- 各空調設備は、常時運転することで操作が不要な設計又は非常用炉心冷却系のポンプ等、当該設備又はエリア内の設備の起動に伴って自動起動する設計とする。
- 各空調設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。

これらの空調設備の機能に期待しているエリアを図1、空調設備の配置概要図を図2に示す。

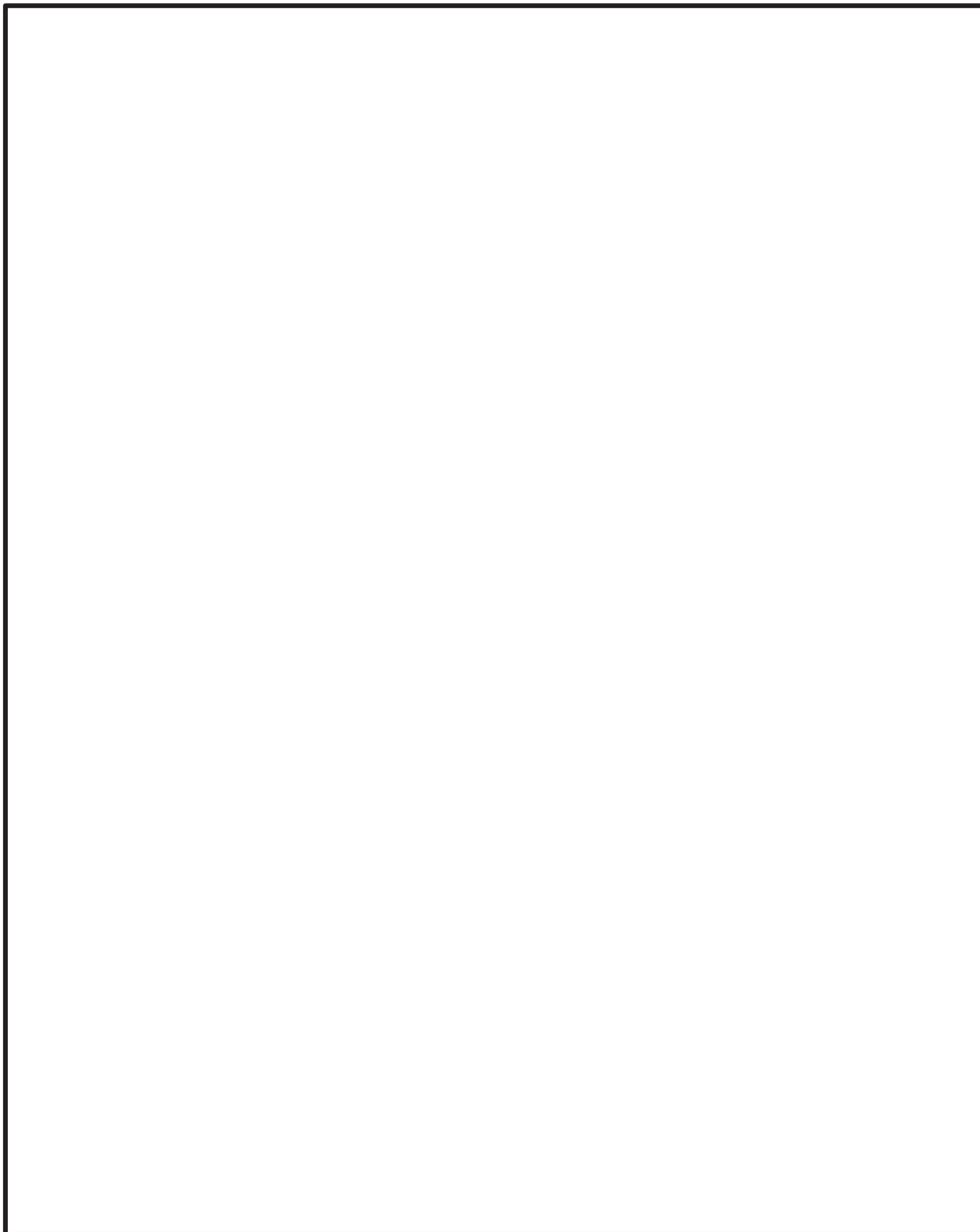


図 1 空調設備に期待する設備及びエリア (1/10)

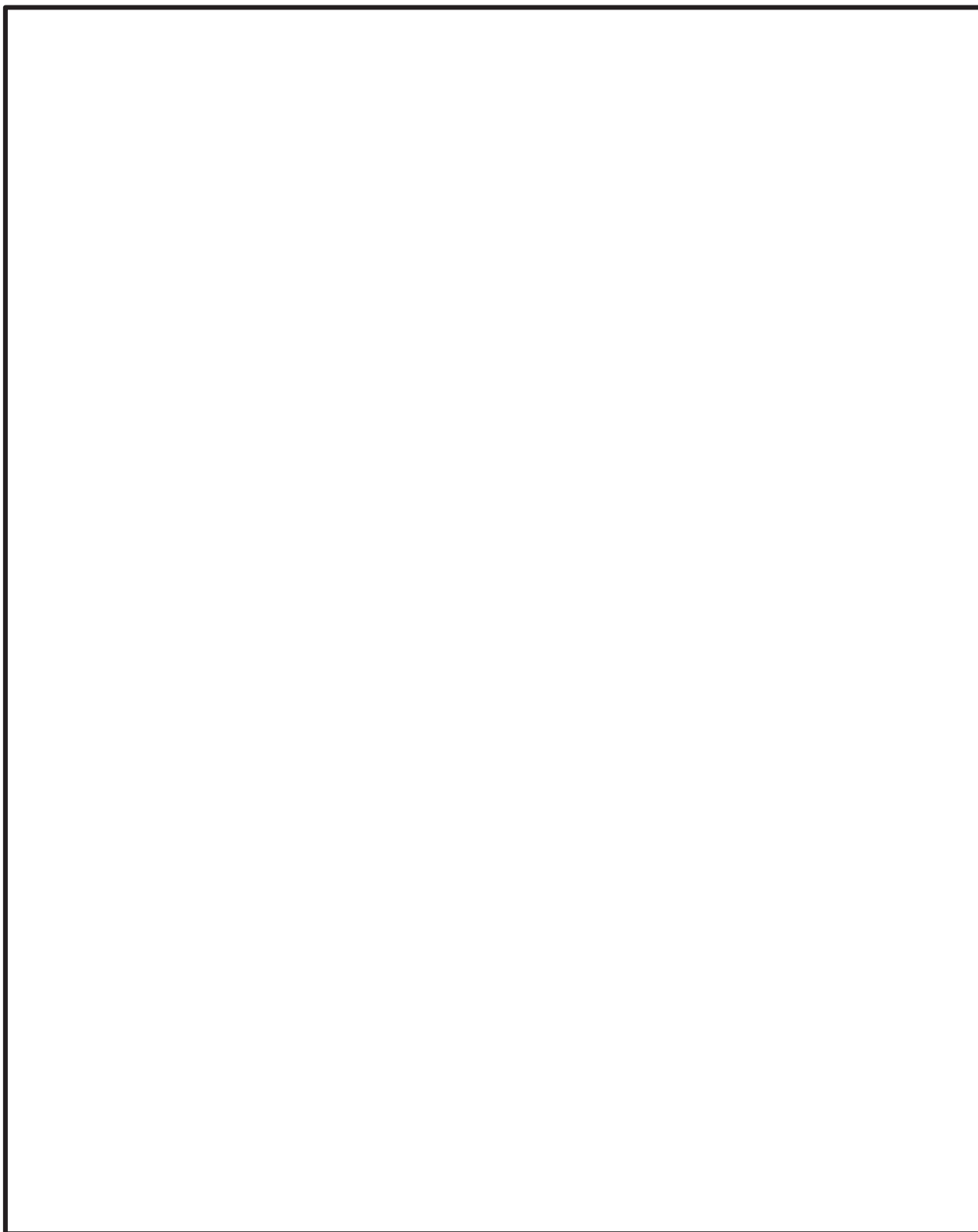


図 1 空調設備に期待する設備及びエリア (2/10)

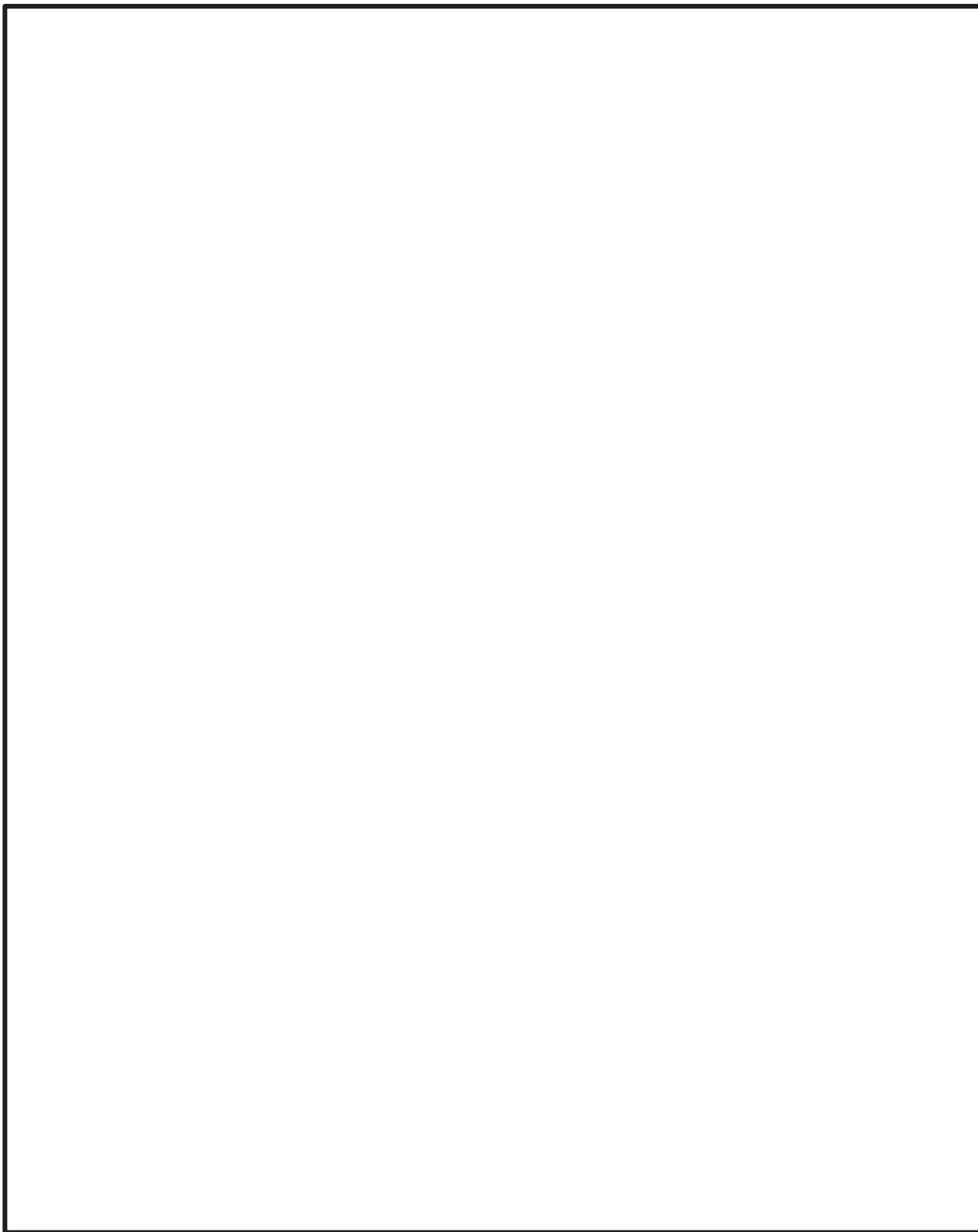


図1 空調設備に期待する設備及びエリア (3/10)

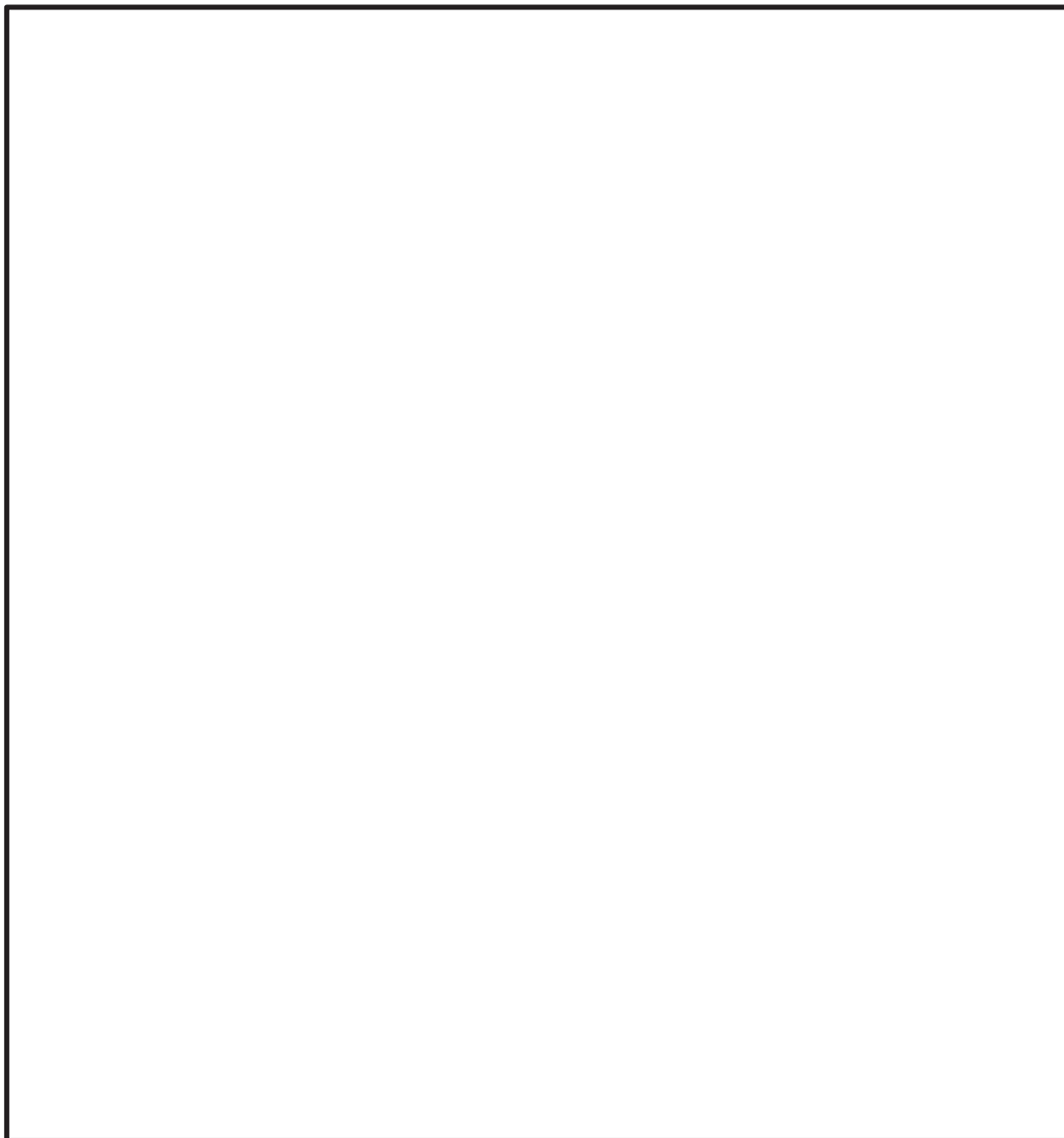


図1 空調設備に期待する設備及びエリア (4/10)

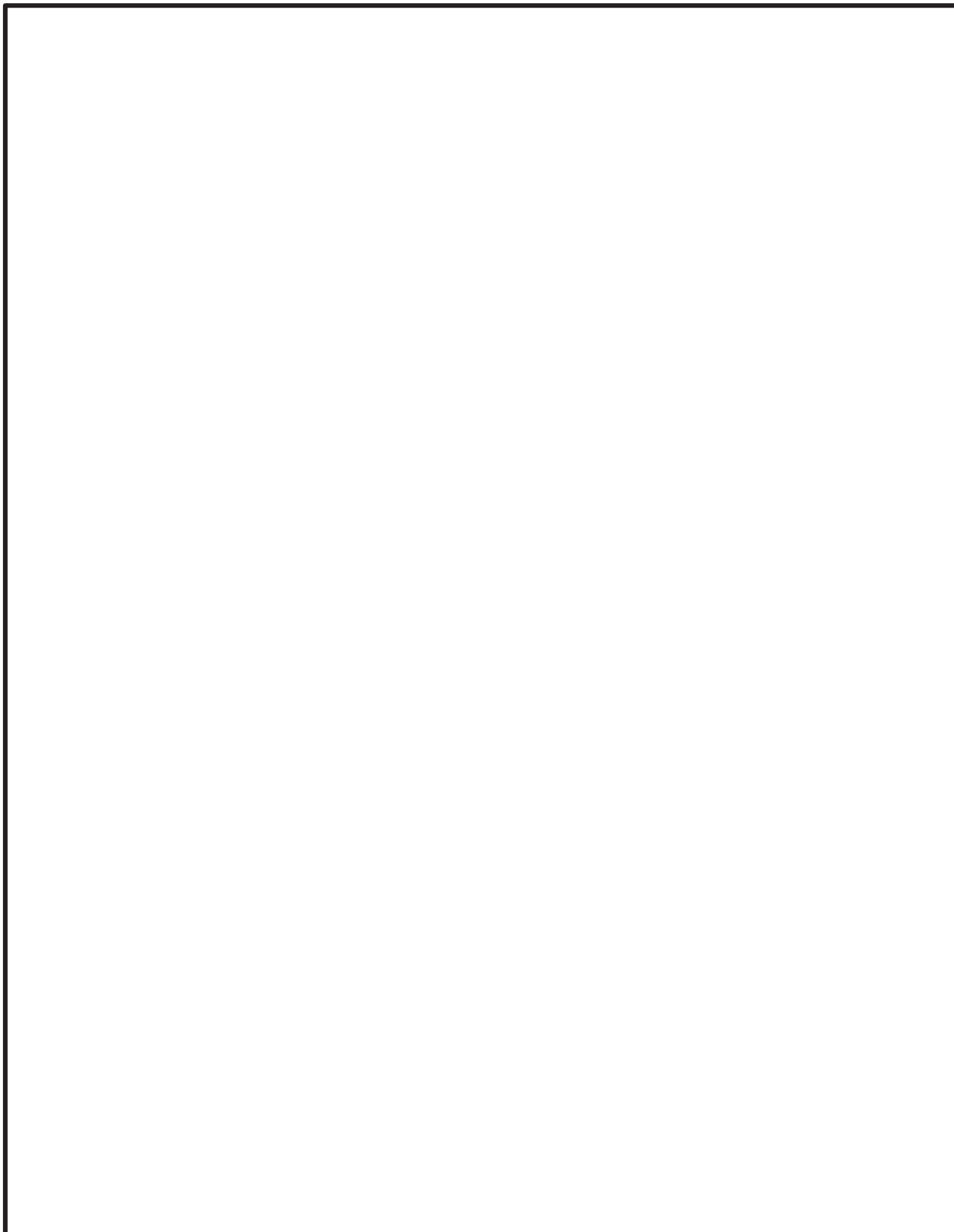


図1 空調設備に期待する設備及びエリア (5/10)

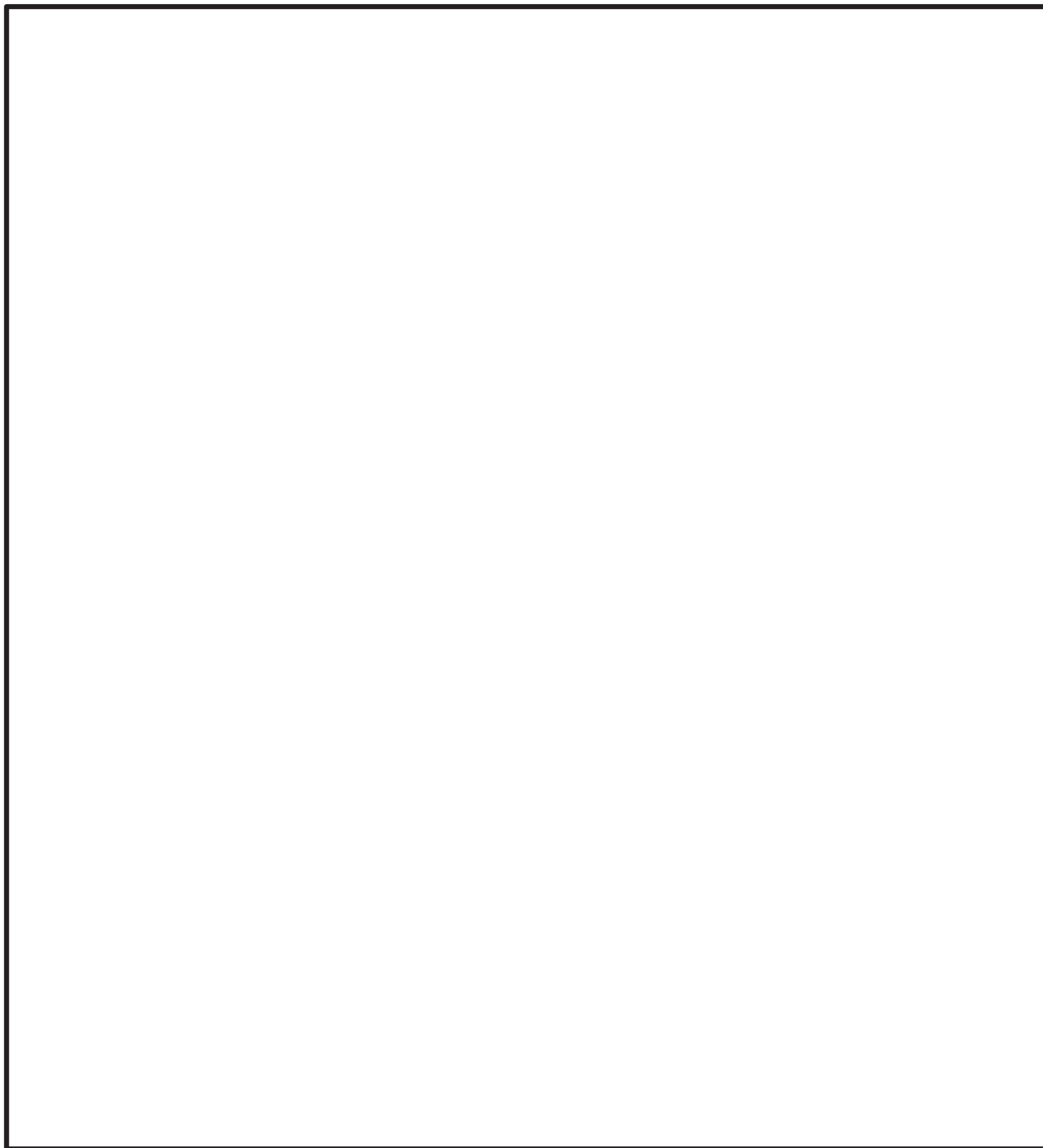


図1 空調設備に期待する設備及びエリア (6/10)

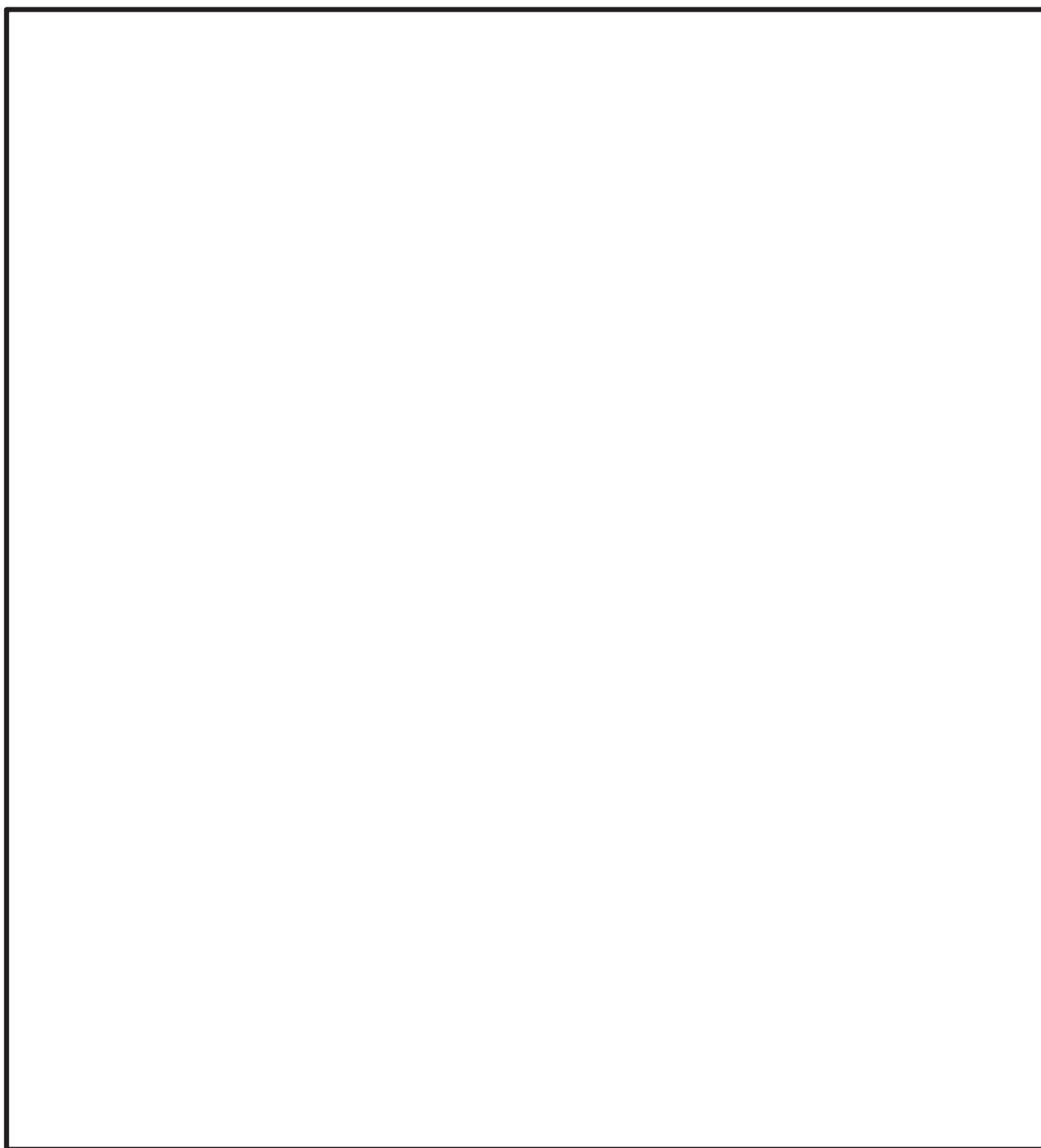


図1 空調設備に期待する設備及びエリア (7/10)

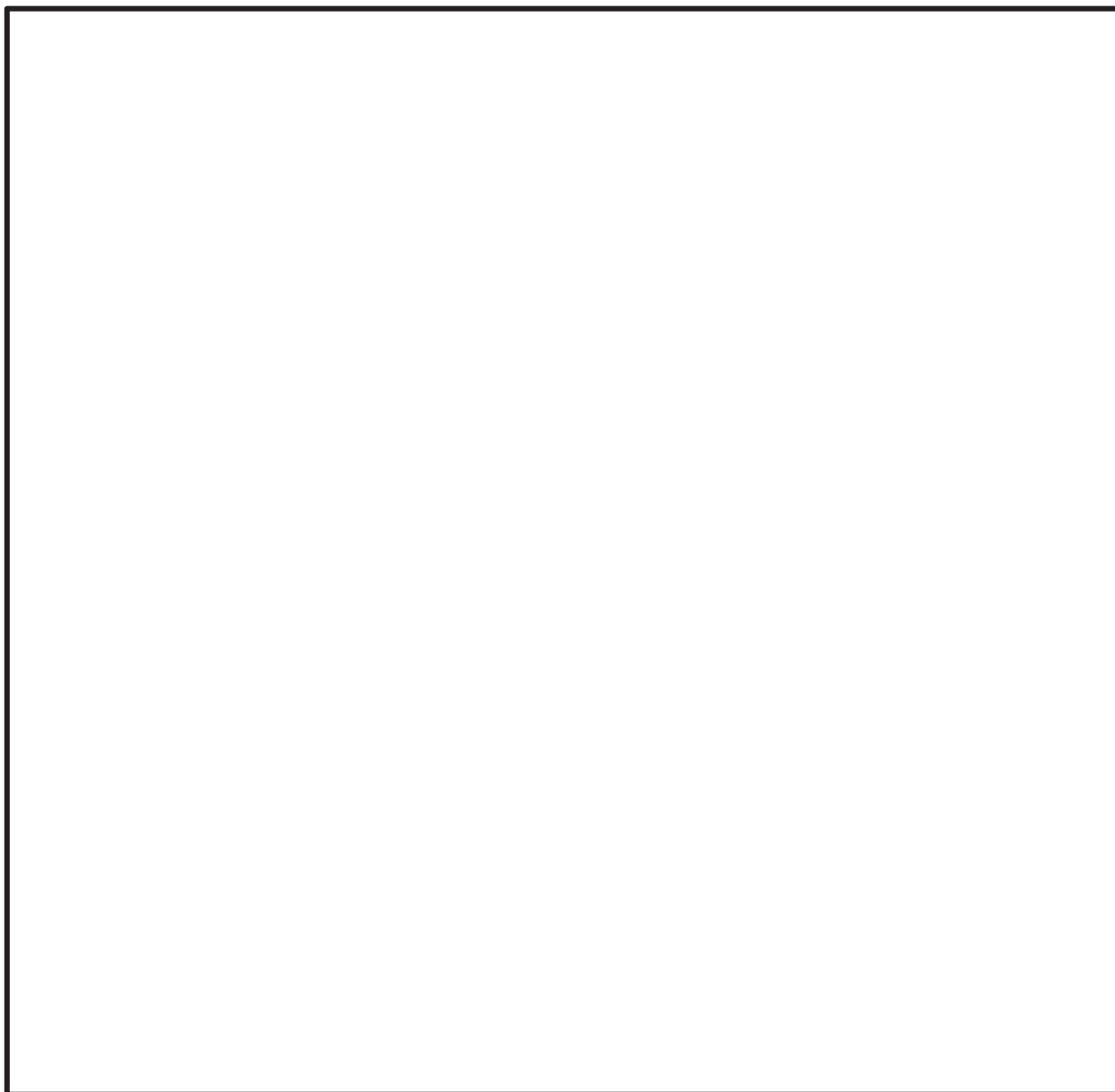


図1 空調設備に期待する設備及びエリア (8/10)

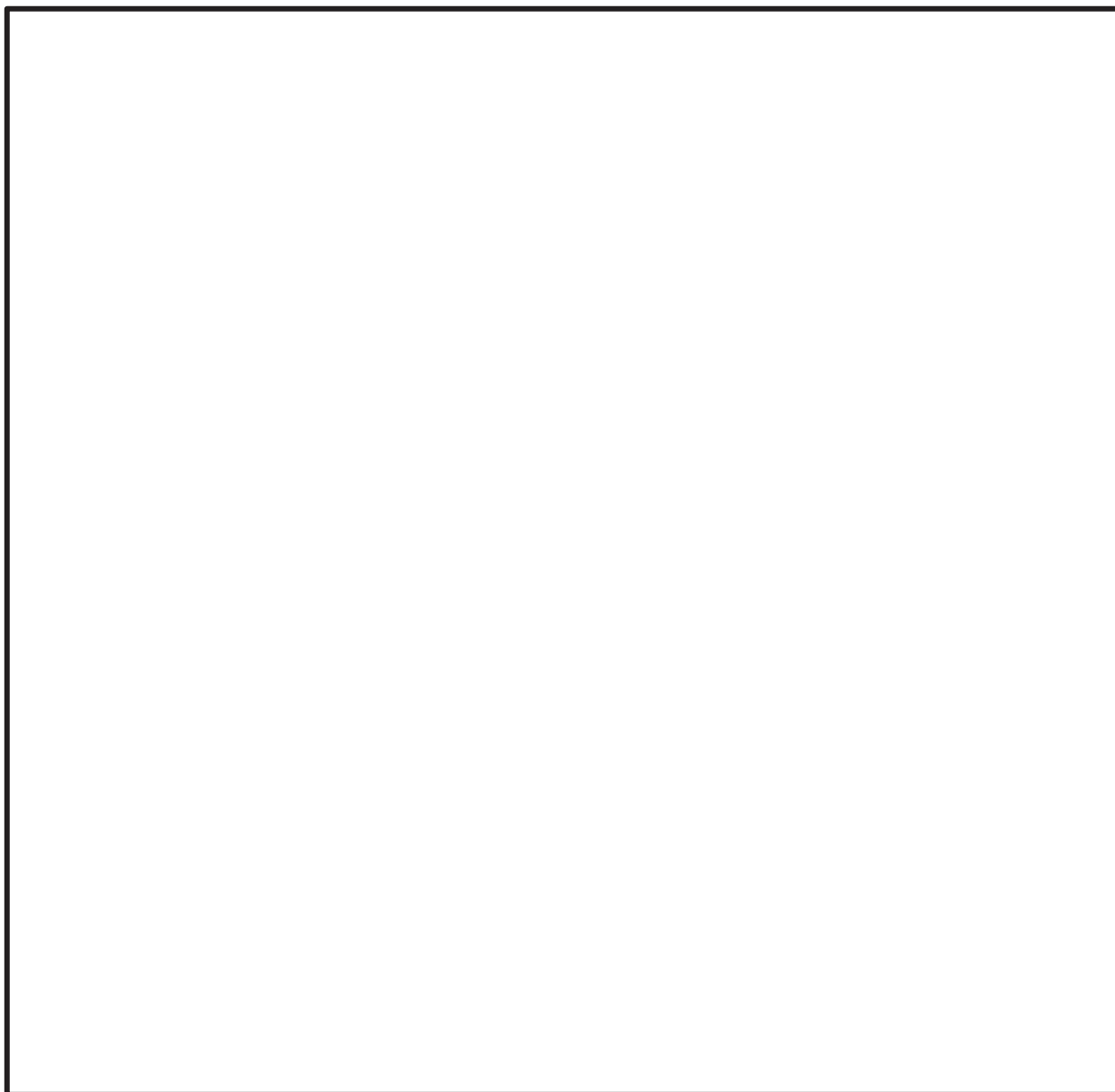


図1 空調設備に期待する設備及びエリア (9/10)

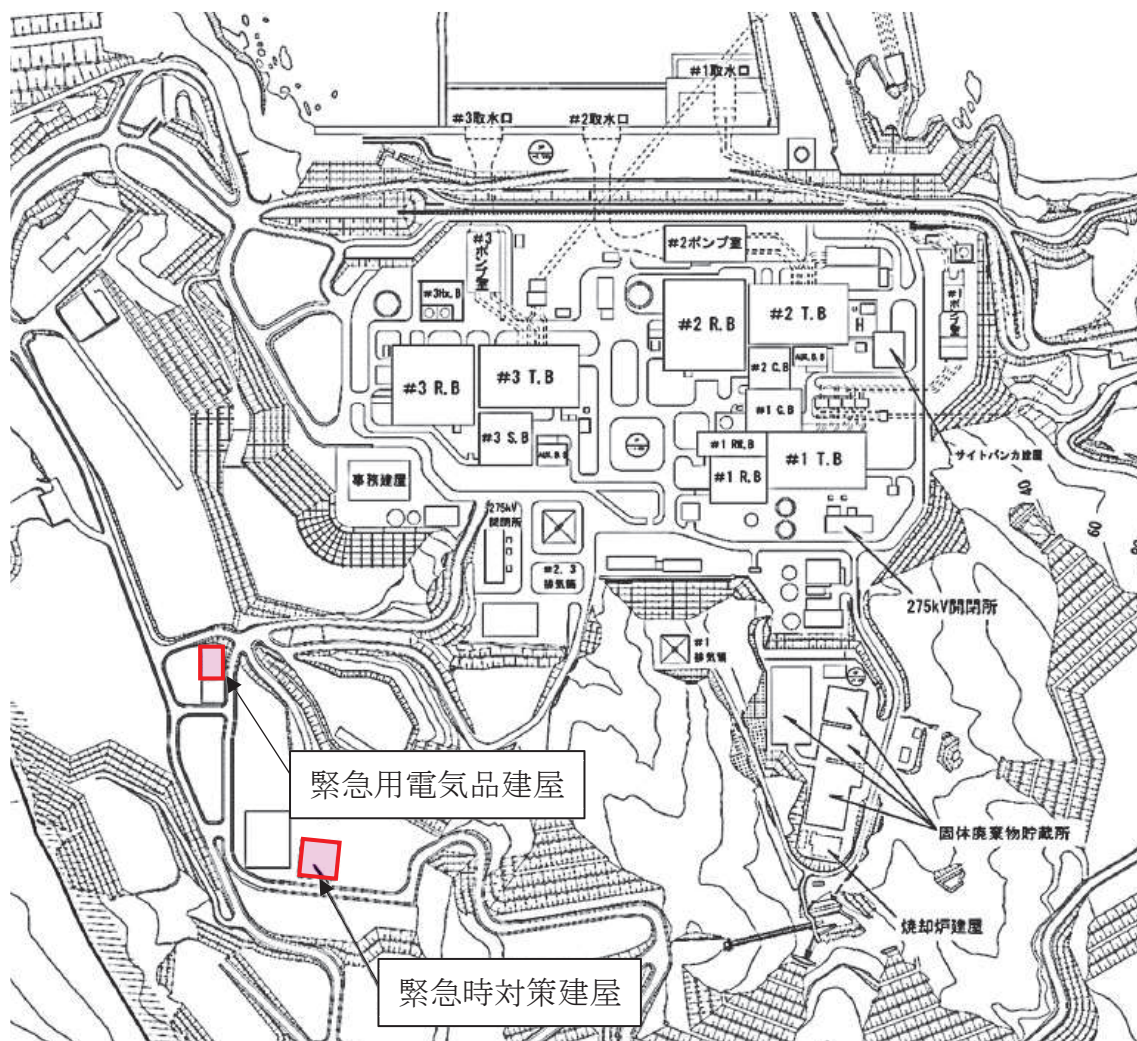


図1 空調設備に期待する設備及びエリア (10/10)

表1 重大事故等対処設備の機能維持に必要な空調設備

No	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備の機能維持に必要な空調設備（新設） <input type="checkbox"/>	重大事故等対処設備の機能維持に必要な空調設備（既設） <input type="checkbox"/>	冷却エリア*1
1	低圧炉心スプレイ系ポンプ			
2	圧力抑制室水位			
3	高圧炉心スプレイ系ポンプ			
4	圧力抑制室水位			
5	残留熱除去系ポンプ(A系)			
6	原子炉隔離時冷却系ポンプ			
7	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量			
8	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力			
9	残留熱除去系ポンプ(C系)			
10	残留熱除去系ポンプ出口流量(C系)			
11	残留熱除去系ポンプ(B系)			
12	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A系)			
13	燃料プール冷却浄化系ポンプ(B系)			
14	格納容器内雰囲気気水素濃度(A系) *7			
15	格納容器内雰囲気気酸素濃度(A系) *7			
16	非常用ガス処理系排風機(A系)			
17	格納容器内雰囲気気水素濃度(B系) *7			
18	格納容器内雰囲気気酸素濃度(B系) *7			
19	非常用ガス処理系排風機(B系)			
20	フィルタ装置出口水素濃度*7			
21	原子炉補機冷却水ポンプ(A系)			
22	原子炉補機冷却水系熱交換器(A系)			
23	原子炉補機冷却水系系統流量(A系)			

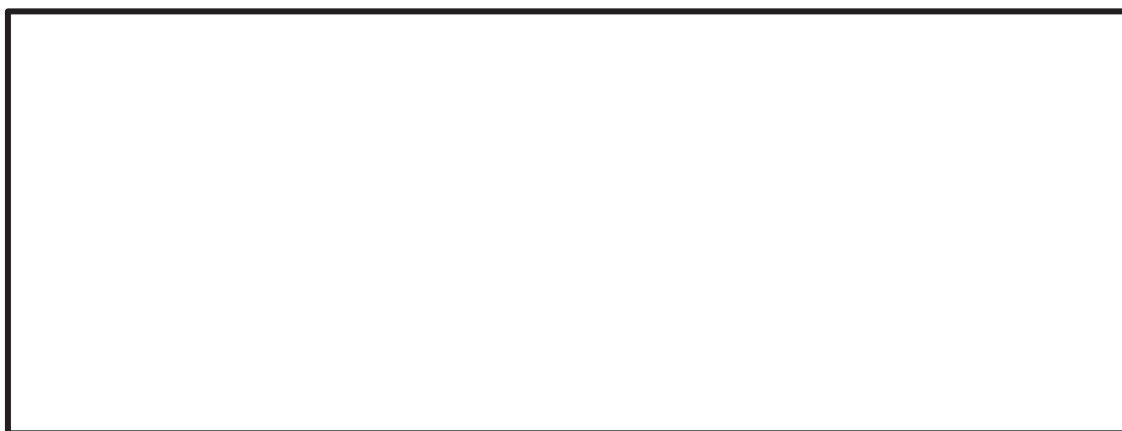
No	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備の機能維持に必要な空調設備（新設） <input type="checkbox"/>	重大事故等対処設備の機能維持に必要な空調設備（既設） <input type="checkbox"/>	冷却エリア*1
24	原子炉補機冷却水系熱交換器(B系)			
25	原子炉補機冷却水系系統流量(B系)			
26	原子炉補機冷却水ポンプ(B系)			
27	直流駆動低圧注水系ポンプ			
28	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ			
29	高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器			
30	直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量			
31	直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力			
32	メタルクラッドスイッチギア(非常用) 2C			
33	遠隔手動弁操作設備			
34	メタルクラッドスイッチギア(非常用) 2D			
35	6-2C 母線電圧			
36	6-2D 母線電圧			
37	4-2C 母線電圧			
38	4-2D 母線電圧			
39	125V 充電器 2H			
40	6-2H 母線電圧			
41	HPCS125V 直流主母線電圧			
42	非常用ディーゼル発電機(A系)			
43	フィルタ装置入口圧力(広帯域)			
44	非常用ディーゼル発電機(B系)			
45	遠隔手動弁操作設備			
46	高圧窒素ガスポンベ			
47	代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入口圧力			
48	高圧窒素ガスポンベ			
49	代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入口圧力			
50	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機			

No	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備の機能維持に必要な空調設備（新設） <input type="checkbox"/>	重大事故等対処設備の機能維持に必要な空調設備（既設） <input type="checkbox"/>	冷却エリア*1
51	460V 原子炉建屋交流電源切替盤（非常用）2C			
52	125V 直流主母線 2A-1 電圧			
53	460V 原子炉建屋交流電源切替盤（非常用）2D			
54	125V 直流主母線 2B-1 電圧			
55	125V 蓄電池 2H			
56	非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク（A系）			
57	フィルタ装置出口放射線モニタ			
58	非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク（B系）			
59	メタルクラッドスイッチギア（緊急用）2G			
60	動力変圧器（緊急用）			
61	パワーセンタ（緊急用） モータコントロールセンタ（緊急用）			
62	460V 原子炉建屋交流電源切替盤（緊急用）			
63	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトンク			
64	250V 蓄電池			
65	250V 充電器			
66	250V 直流主母線電圧			
67	中央制御室送風機（A系）			
68	中央制御室排風機（A系）			
69	中央制御室再循環送風機（A系）			
70	中央制御室再循環フィルタ装置			
71	中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）			
72	中央制御室送風機（B系）			
73	中央制御室排風機（B系）			
74	中央制御室再循環送風機（B系）			

No	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備の機能維持に必要な空調設備（新設） <input type="checkbox"/>	重大事故等対処設備の機能維持に必要な空調設備（既設） <input type="checkbox"/>	冷却エリア*1
75	125V 蓄電池 2A			
76	125V 充電器 2A			
77	125V 蓄電池 2B			
78	125V 充電器 2B			
79	125V 代替充電器			
80	125V 直流主母線 2A 電圧			
81	125V 直流主母線 2B 電圧			
82	125V 蓄電池 2A			
83	ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）*7			
84	ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）*7			
85	代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）*7			
86	ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）*7			
87	中央制御室待避所遮蔽*7			
88	可搬型計測器*7			
89	データ表示装置（待避所）*7			
90	可搬型照明（SA）*7			
91	差圧計（中央制御室待避所用）*7			
92	酸素濃度計（中央制御室用）*7			
93	二酸化炭素濃度計（中央制御室用）*7			
94	携行型通話装置			
95	無線連絡設備（固定型）*7			
96	安全パラメータ表示システム（SPDS）*7			
97	衛星電話設備（固定型）*7			
98	6-2F-1 母線電圧			
99	6-2F-2 母線電圧			
100	ガスタービン発電機接続盤			
101	メタルクラッドスイッチギア（緊急用）2F			

No	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備の機能維持に必要な空調設備（新設） <input type="checkbox"/>	重大事故等対処設備の機能維持に必要な空調設備（既設） <input type="checkbox"/>	冷却エリア*1
102	差圧計（緊急時対策所用）*7			
103	酸素濃度計（緊急時対策所用）*7			
104	二酸化炭素濃度計（緊急時対策所用）*7			
105	緊急時対策所可搬型エリアモニタ*7			
106	可搬型計測器*7			
107	無線連絡設備（固定型）*7			
108	安全パラメータ表示システム（SPDS）*7			
109	衛星電話設備（固定型）*7			
110	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備*7			
111	データ伝送設備*7			
112	緊急時対策所非常用送風機			
113	緊急時対策所非常用フィルタ装置			
114	メタルクラッドスイッチギア（緊急時対策所用）			

*1：対応する冷却エリアについては図1及び図2のとおり



*7：環境湿度設定において、空調設備に期待している機器を示す。

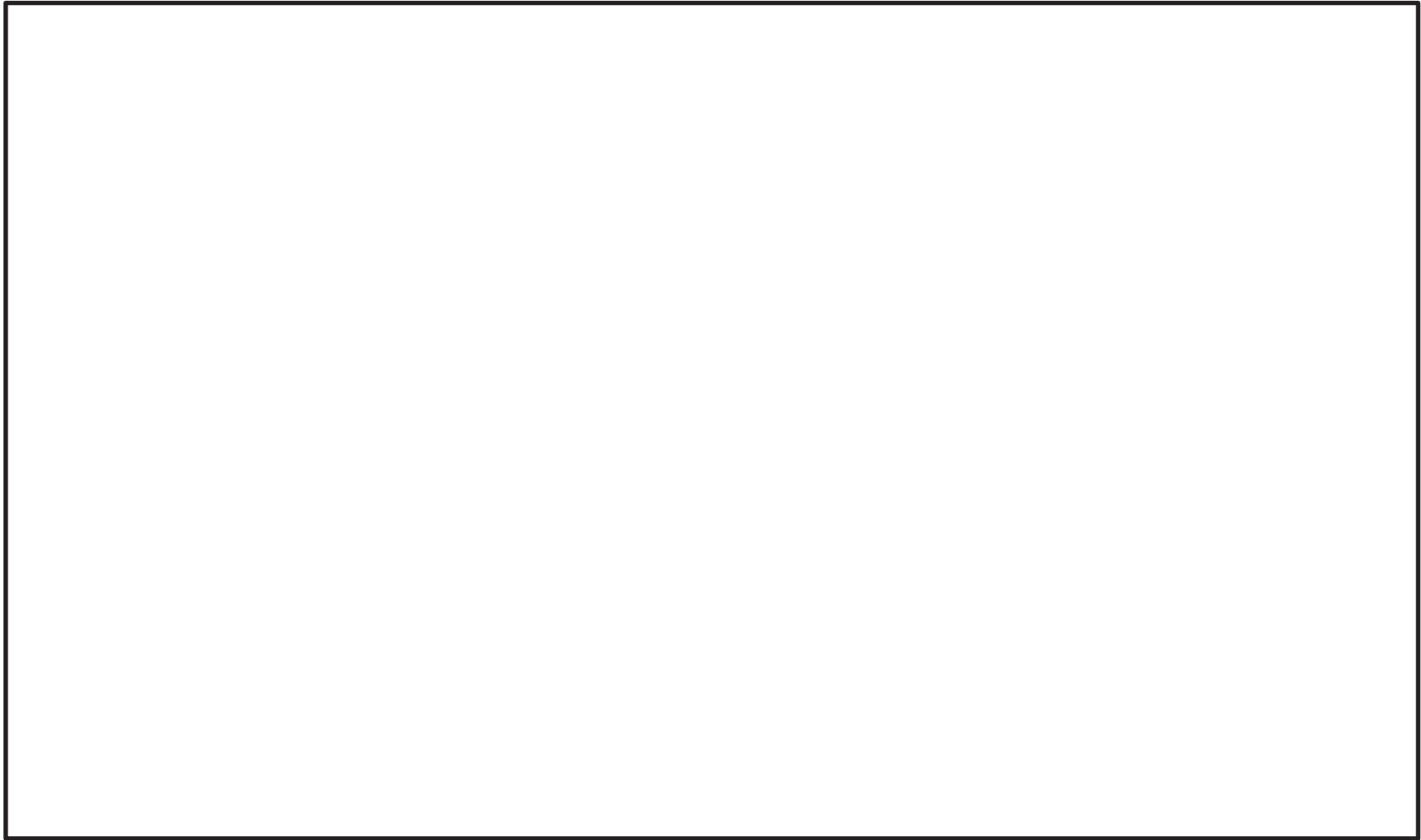


図 2 空調設備に期待するエリア (建屋断面図 1/3) s

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

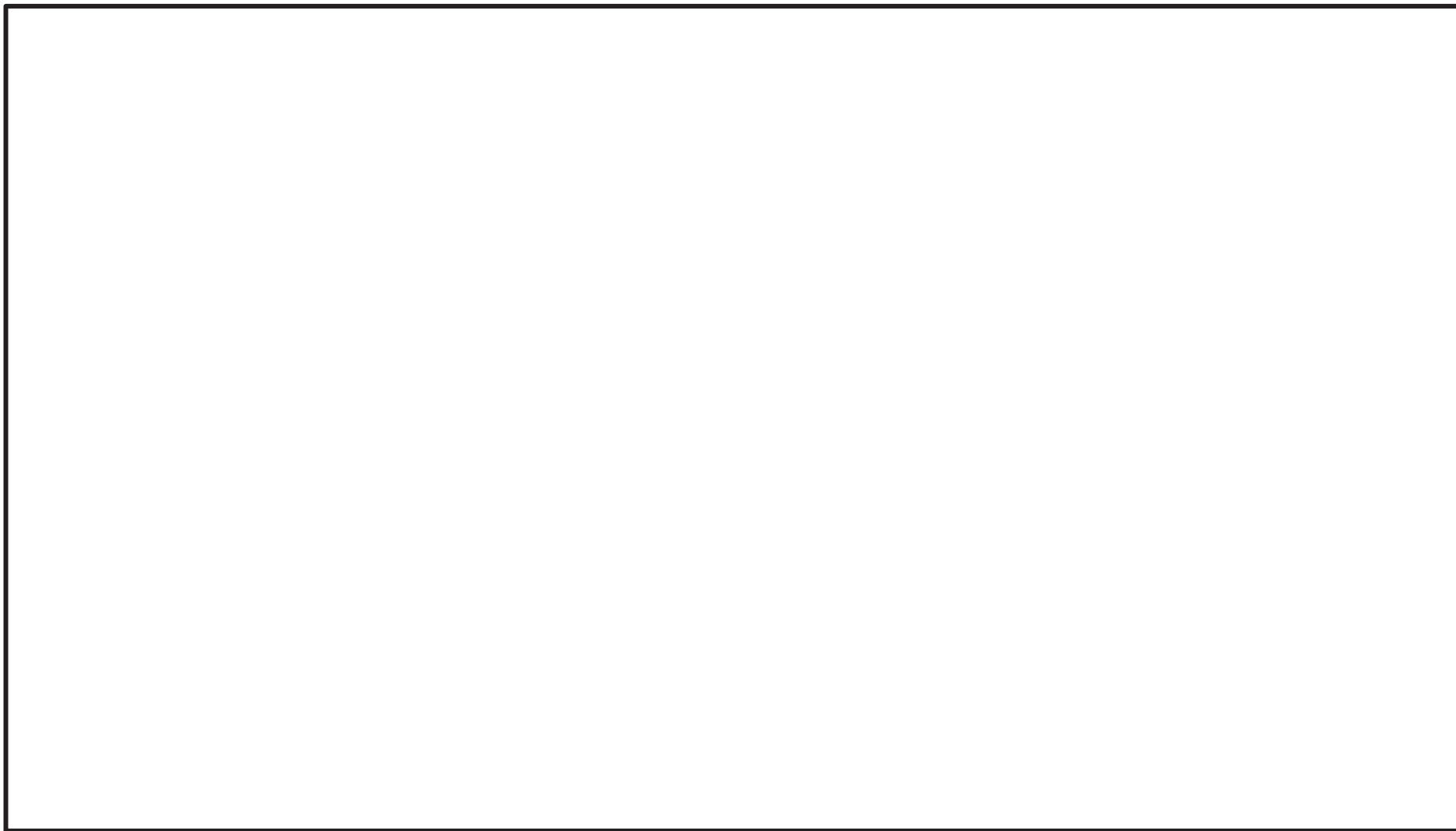


図2 空調設備に期待するエリア (建屋断面図 2/3)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

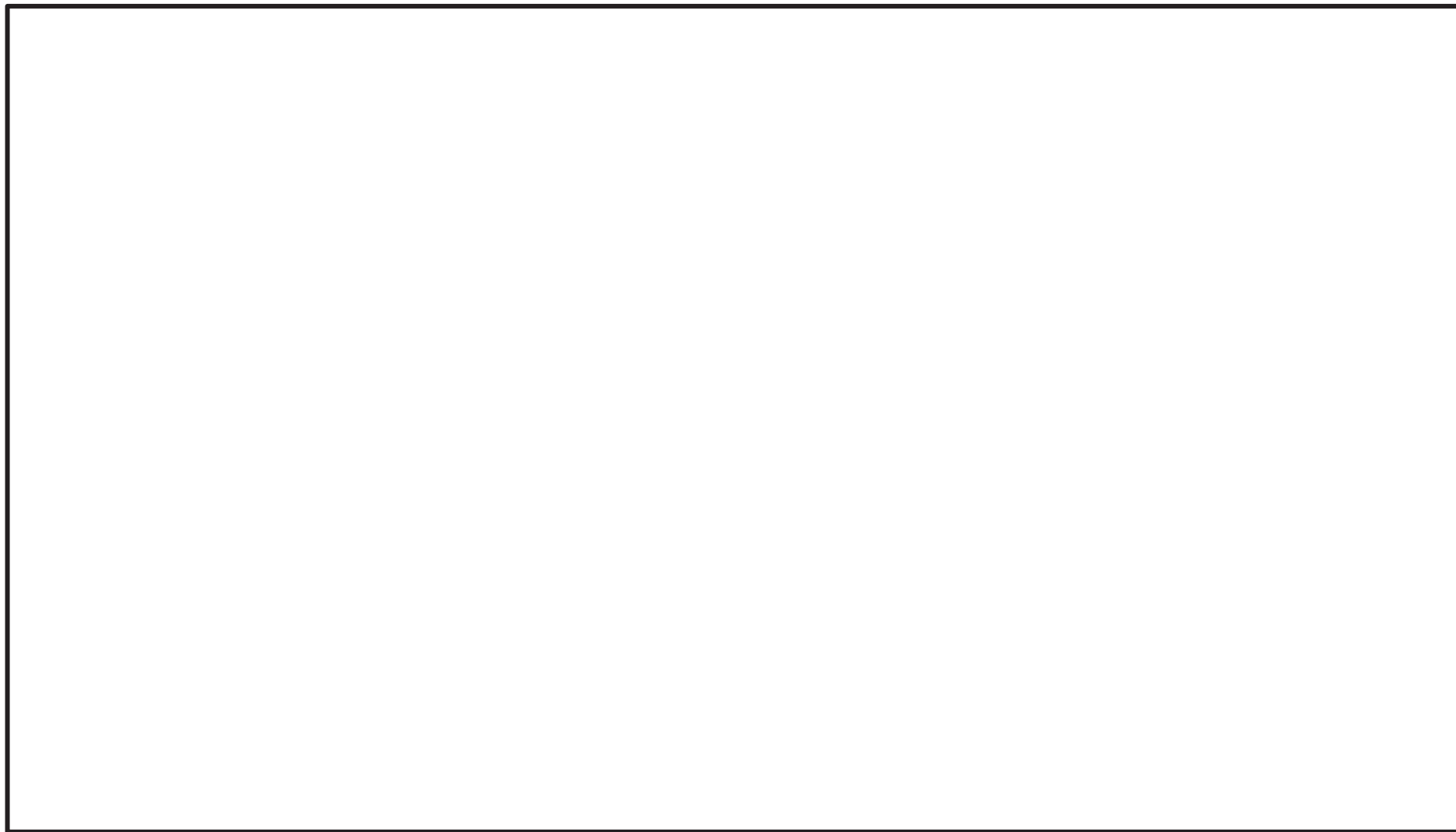


図2 空調設備に期待するエリア (建屋断面図 3/3)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

熱収支等による環境温度評価（熱バランスによる簡易計算）

1. 評価の考え方

表1に示す対象エリアは、重大事故等時に局所空調機に期待できず機器等の発熱が大きいことから、その室温への影響を熱バランスによる計算にて評価した。

評価において、室内負荷、室外への放熱、室外への放熱は室内空間と躯体（コンクリート）間の熱伝達、躯体内部の熱伝導を考慮している。評価モデルの概念図を図1に示す。

表1 熱バランスによる計算にて環境条件を設定した対象

対象エリア		主な発熱源	
原子炉建屋	地下3階	HPCW ポンプ室	ポンプ, 電動機
附属棟	地下3階	代替循環冷却ポンプ室	ポンプ, 電動機, 配管

室温の温度上昇は、熱収支のバランスにより、以下の式で求められる。

$$\Delta T_{in} = (Q_1 - Q_2) / C \quad \dots \text{式(1)}$$

ここで、

ΔT_{in} : 室内の温度上昇 (°C/s)

Q_1 : 室内の熱負荷 (W)

Q_2 : 室外への放熱 (W)

C : 室内の空間の熱容量 (J/K)

$$(C = V_{in} \times c_{p_{in}} \times \rho_{in},$$

V_{in} : 評価対象室の室容積 (m³),

$c_{p_{in}}$: 評価対象室の空気の比熱 (J/kg・K),

ρ_{in} : 評価対象室の空気の密度 (kg/m³)

室内から室外への放熱 Q_2 は、一般的な熱伝達及び熱伝導の式より求められる。

① 室内空間と躯体の間の熱伝達

室内空間と躯体の間の熱伝達は、以下の熱伝達の式より算出している。

$$Q_2 = h(T_{in} - T_f) A \quad \dots \text{式(2)}$$

ここで,

Q_2 : 室内空間と躯体の間の熱伝達による入熱 (W)

(式(1)と同様の変数)

h : 熱伝達率 (W/(m²・K))

T_l : 躯体内側の表面温度 (°C)

T_{in} : 室内空間の環境温度 (°C)

A : 躯体の表面積 (m²)

② 躯体内部の熱伝導

躯体内部の温度分布は、以下の一次元の非定常熱伝導方程式より算出している。

$$\frac{dT}{dt} = \frac{\lambda}{\rho C_p} \frac{d^2T}{dx^2} \quad \dots \text{式(3)}$$

ここで,

T : ある躯体内部位置での温度 (°C)

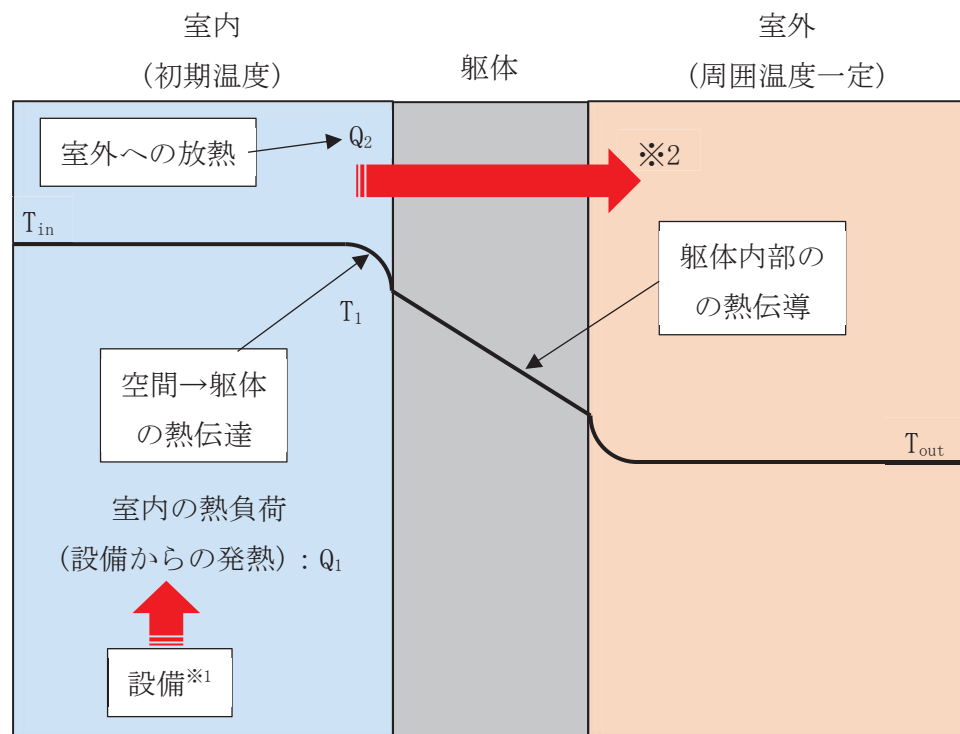
t : 時間 (s)

λ : 躯体の熱伝導率 (W/(m・K))

ρ : 躯体の密度 (kg/m³)

C_p : 躯体の比熱 (J/kg・K)

x : 躯体内部の位置 (m)



※1：機器等からの放熱

※2：エリアや壁面によっては一部室外から評価対象室内へ入熱がある

図1 室温評価の評価モデルの概念図

2. 評価条件

評価条件を以下の表 2 及び表 3-1～3-2, 室温評価用境界条件を表 4-1～4-2 に, 評価において考慮する熱負荷を表 5-1～5-2 及び図 2-1～2-2 にまとめる。

表 2 評価する部屋の条件(共通的な条件)

項目		設定値・設定方法	備考
躯体の物性値			
	熱伝導率, λ [W/(m・K)]	1.63	空気調和・衛生工学便覧第 10 版記載値を単位換算
	比熱, c_p [J/(kg・K)]	879	空気調和・衛生工学便覧第 10 版記載値を単位換算
	密度, ρ [kg/m ³]	2200	空気調和・衛生工学便覧第 10 版記載値
空気の物性値			
	比熱, $c_{p_{in}}$ [J/kg・K]	評価対象室の温度に応じて設定	伝熱工学資料第 5 版より, 圧力 0.1MPa において, 評価対象室の温度に応じて設定
	平均分子量, M [kg/mol]	0.02897	伝熱工学資料第 5 版より
	密度, ρ_{in} [kg/m ³]	状態方程式より算出	状態方程式: $\rho_{in} = \frac{PM}{RT_{in}}$ ρ_{in} : 密度, P : 圧力, T_{in} : 評価対象室の温度, R : 気体定数 (8.314 [J/mol・K]), M : 平均分子量
熱伝達率 h [W/(m ² ・K)]	鉛直内壁面 (鉛直平板)	自然対流熱伝達相関式より算出	<ul style="list-style-type: none"> 自然対流熱伝達率は, 伝熱工学資料第 5 版記載の自然対流熱伝達相関式を用いて評価対象室の温度から算出。
	水平内壁面 (水平平板 上向き加熱 (下向き冷却面))		
	水平内壁面 (水平平板 下向き加熱 (上向き冷却面))		

表3-1 評価する部屋の条件(HPCWポンプ室)

項目	設定値	備考
室内の初期温度, T_{in} [°C]	40	原子炉建屋付属棟の非常時 最高温度
室容積, V_{in} [m ³]	963.0	—

表3-2 評価する部屋の条件(代替循環冷却ポンプ室)

項目	設定値	備考
室内の初期温度, T_{in} [°C]	40	原子炉建屋付属棟の非常時 最高温度
室容積, V_{in} [m ³]	51.4	開口部を介した通路との通 気を考慮する。

表4-1 室温評価用境界条件(HPCWポンプ室)

No.	壁面の方位	条件*	備考
1	床	土中 (壁厚 6m/面積 168.9m ² /14°C)	土中との隣接条件
2	南	屋内 (壁厚 0.5m/面積 59.5m ² /40°C)	RCW 熱交換器室との隣接条件
3	北	屋内 (壁厚 1.8m/面積 60.4m ² /40°C)	NSD サンプ室との隣接条件
4	東 1	屋内 (壁厚 1.4m/面積 84.3m ² /40°C)	RSW (A) 連絡配管トレンチとの隣接条件
5	東 2	屋内 (壁厚 1.4m/面積 13.0m ² /40°C)	HPSW 連絡配管トレンチとの隣接条件
6	西 1	屋内 (壁厚 1.8m/面積 66.2m ² /66°C)	HPCS ポンプ室との隣接条件
7	西 2	屋内 (壁厚 1.8m/面積 42.7m ² /130°C)	トーラス室との隣接条件
8	天井 1	屋内 (壁厚 1.1m/面積 99.8m ² /40°C)	IA, 空気圧縮機室との隣接条件
9	天井 2	屋内 (壁厚 1.0m/面積 55.6m ² /40°C)	IA, 空気圧縮機室との隣接条件

* : 隣室の環境温度は, 重大事故等時の温度上昇を考慮して設定した。

表 4-2 室温評価用境界条件(代替循環冷却ポンプ室) (1/2)

No.	壁面の方位	条件*	備考
1	床 1	土中 (壁厚 6m/面積 363.9m ² /14℃)	土中との隣接条件
2	床 2	土中 (壁厚 6m/面積 13.9m ² /14℃)	土中との隣接条件
3	周囲 1	土中 (壁厚 1.4m/面積 233.4m ² /14℃)	土中との隣接条件
4	南 1	屋内 (壁厚 0.3m/面積 19.7m ² /40℃)	南側サンプリングラック室との隣接条件
5	周囲 2	屋内 (壁厚 0.3m/面積 38.3m ² /40℃)	除染室との隣接条件
6	東 1	屋内 (壁厚 0.5m/面積 19.5m ² /40℃)	HCW 収集ポンプ(C)室との隣接条件
7	東 2	屋内 (壁厚 0.5m/面積 19m ² /40℃)	HCW 収集ポンプ(B)室との隣接条件
8	東 3	屋内 (壁厚 0.5m/面積 18m ² /40℃)	HCW 収集ポンプ(A)室との隣接条件
9	東 4	屋内 (壁厚 0.3m/面積 15.7m ² /40℃)	RW/A LCW・RW/A HCW(HCD) サンプ室との隣接条件
10	東 5	屋内 (壁厚 0.3m/面積 17.4m ² /50℃)	CONW シール水タンク・ポンプ(A), (B)室との隣接条件
11	東 6	屋内 (壁厚 0.7m/面積 17.2m ² /40℃)	濃縮廃液ポンプ(C)室との隣接条件
12	東 7	屋内 (壁厚 0.7m/面積 17.2m ² /40℃)	濃縮廃液ポンプ(B)室との隣接条件
13	東 8	屋内 (壁厚 0.7m/面積 17.5m ² /40℃)	濃縮廃液ポンプ(A)室との隣接条件
14	北 1	屋内 (壁厚 1.8m/面積 18m ² /40℃)	濃縮廃液ポンプ(A)室との隣接条件
15	北 2	屋内 (壁厚 1.8m/面積 14.6m ² /50℃)	濃縮廃液貯蔵タンク(A)室との隣接条件
16	南 2	屋内 (壁厚 0.3m/面積 14.1m ² /40℃)	階段室(R-04)との隣接条件
17	南 3	屋内 (壁厚 0.6m/面積 3.6m ² /40℃)	北側サンプリングラック室との隣接条件
18	周囲 3	屋内 (壁厚 0.5m/面積 26.9m ² /40℃)	HCW サンプルクーララック室との隣接条件
19	南 4	屋内 (壁厚 0.5m/面積 10.6m ² /40℃)	HCW・CONW サンプリングラック室との隣接条件
20	西 1	屋内 (壁厚 0.3m/面積 12.6m ² /40℃)	HCW サンプルポンプ(A), (B)室との隣接条件
21	西 2	屋内 (壁厚 0.3m/面積 32.6m ² /40℃)	LCW サンプルポンプ(A), (B)室との隣接条件
22	西 3	屋内 (壁厚 0.3m/面積 9.1m ² /40℃)	サンプリングラック室との隣接条件
23	西 4	屋内 (壁厚 0.6m/面積 16.9m ² /40℃)	スラッジ放出ポンプ(A)室との隣接条件
24	西 5	屋内 (壁厚 0.6m/面積 16.9m ² /40℃)	スラッジ放出ポンプ(B)室との隣接条件
25	南 5	屋内 (壁厚 0.4m/面積 17.4m ² /40℃)	デカントポンプ(A), (B)室との隣接条件
26	西 6	屋内 (壁厚 0.4m/面積 26.4m ² /40℃)	デカントポンプ(A), (B)室との隣接条件
27	西 7	屋内 (壁厚 1.8m/面積 10.7m ² /130℃)	トーラス室との隣接条件
28	西 8	屋内 (壁厚 0.4m/面積 19.1m ² /40℃)	LCW 収集ポンプ(A)室との隣接条件
29	北 3	屋内 (壁厚 1.8m/面積 16.4m ² /40℃)	LCW 収集ポンプ(A)室との隣接条件
30	西 9	屋内 (壁厚 0.4m/面積 19.1m ² /40℃)	LCW 収集ポンプ(B)室との隣接条件
31	南 6	屋内 (壁厚 0.3m/面積 63.5m ² /40℃)	階段室(R-03)との隣接条件
32	西 10	屋内 (壁厚 1.8m/面積 49.7m ² /66℃)	RCIC タービンポンプ室との隣接条件
33	西 11	屋内 (壁厚 1.8m/面積 21.5m ² /40℃)	階段室(R-09)との隣接条件

表 4-2 室温評価用境界条件(代替循環冷却ポンプ室) (2/2)

No.	壁面の方位	条件*	備考
34	東 9	屋内 (壁厚 0.3m/面積 55.3m ² /40°C)	エレベータとの隣接条件
35	天井 1	屋内 (壁厚 1m/面積 30.5m ² /50°C)	SD 収集タンク室との隣接条件
36	天井 2	屋内 (壁厚 1m/面積 63.6m ² /40°C)	HSCR 復水回収装置コンデンサエリア室及び通路部との隣接条件
37	天井 3	屋内 (壁厚 0.071m/面積 4m ² /40°C)	HSCR 復水回収装置コンデンサエリア室及び通路部との隣接条件
38	天井 4	屋内 (壁厚 1.16m/面積 15m ² /40°C)	LCW 収集槽(B)との隣接条件
39	天井 5	屋内 (壁厚 1.16m/面積 15m ² /40°C)	LCW 収集槽(A)との隣接条件
40	天井 6	屋内 (壁厚 1.21m/面積 5.2m ² /40°C)	浄化系沈降分離槽(B)との隣接条件
41	天井 7	屋内 (壁厚 1.21m/面積 14m ² /40°C)	浄化系沈降分離槽(B)との隣接条件
42	天井 8	屋内 (壁厚 1.21m/面積 14m ² /40°C)	浄化系沈降分離槽(A)との隣接条件
43	天井 9	屋内 (壁厚 1.11m/面積 14.2m ² /40°C)	使用済樹脂貯蔵槽(B)との隣接条件
44	天井 10	屋内 (壁厚 1.11m/面積 14.2m ² /40°C)	使用済樹脂貯蔵槽(A)との隣接条件
45	天井 11	屋内 (壁厚 1.16m/面積 15m ² /40°C)	LCW サンプル槽(B)との隣接条件
46	天井 12	屋内 (壁厚 1.16m/面積 15m ² /40°C)	LCW サンプル槽(A)との隣接条件
47	天井 13	屋内 (壁厚 1m/面積 7.6m ² /50°C)	HCW サンプルタンク(A)室との隣接条件
48	天井 14	屋内 (壁厚 1m/面積 3.2m ² /50°C)	HCW サンプルタンク(B)室との隣接条件
49	天井 15	屋内 (壁厚 1.1m/面積 5.8m ² /40°C)	配管スペース(Rw/A MB3F)との隣接条件
50	天井 16	屋内 (壁厚 1.13m/面積 3.5m ² /40°C)	階段室(R-03)との隣接条件
51	周囲 4	屋内 (壁厚 0.2m/面積 10.7m ² /40°C)	代替循環冷却ポンプ室ー通路間の壁(代替循環冷却ポンプ室側)の条件
52	周囲 5	屋内 (壁厚 0.2m/面積 10.7m ² /40°C)	代替循環冷却ポンプ室ー通路間の壁(通路側)の条件

*: 隣室の環境温度は、重大事故等時の温度上昇を考慮して設定した。

表5-1 評価において考慮する熱負荷（HPCWポンプ室）

項目	発熱量 [W]	考慮事項
直流駆動低圧注水系ポンプ用電動機	10500	電動機の熱損失を考慮

表5-2 評価において考慮する熱負荷（代替循環冷却ポンプ室）

項目	発熱量 [W]			考慮事項
	0～7 日	7～60 日	60～365 日	
代替循環冷却ポンプ	1600	1020	290	代替循環冷却系の時間による内部流体温度変化を考慮
代替循環冷却ポンプ用電動機	6780	6780	6780	電動機の熱損失を考慮
代替循環冷却系配管（当該ポンプ室内）	1900	1200	400	代替循環冷却系の時間による内部流体温度変化を考慮

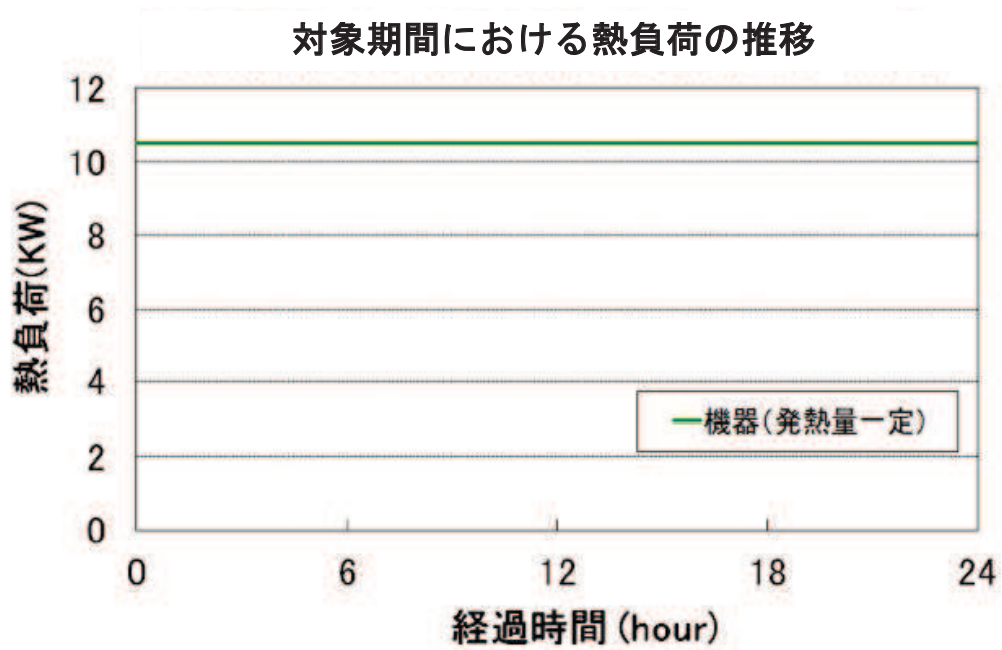


図 2-1 HPCW ポンプ室の熱負荷

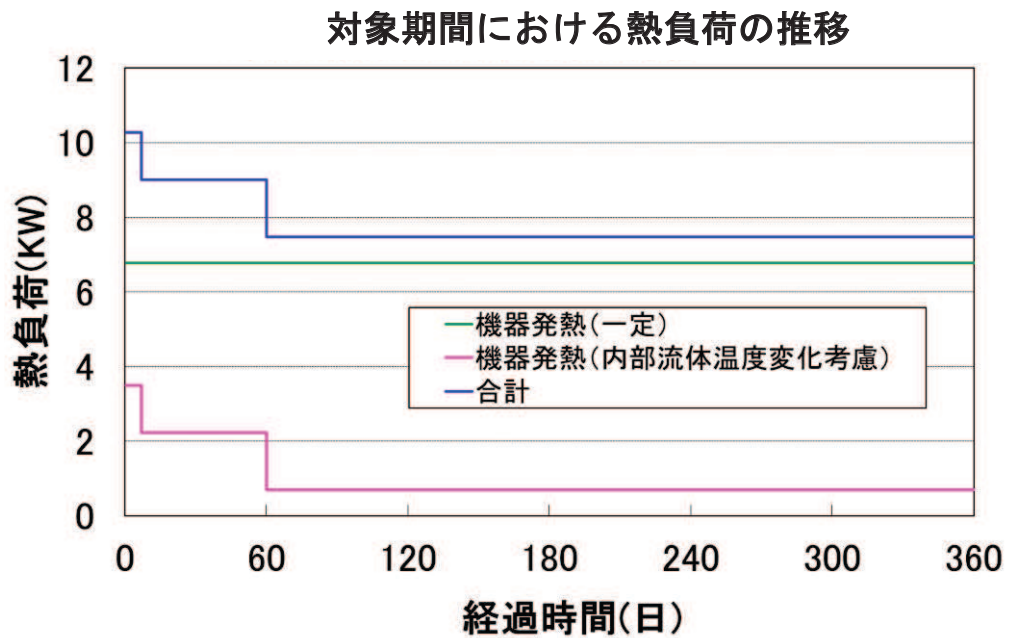


図 2-2 代替循環冷却ポンプ室の熱負荷

3. 評価条件

2. の評価条件に基づき各エリアの室温を評価した結果を図3-1～3-2に示す。

また、各エリアの室温評価結果を上回る温度として、設定した設備の環境温度を表6にまとめる。

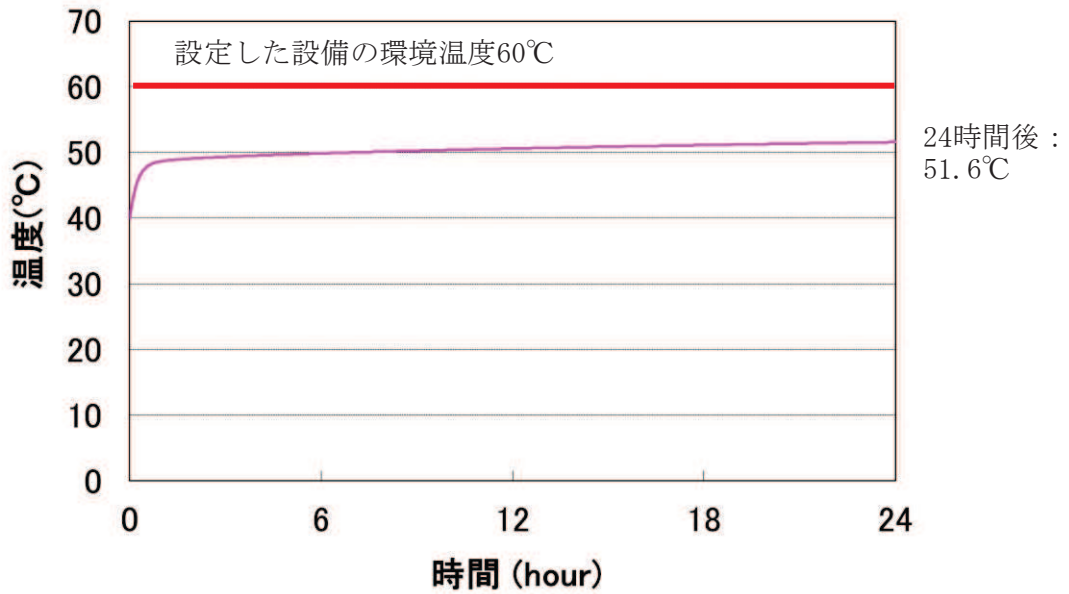


図3-1 HPCWポンプ室の室温評価結果

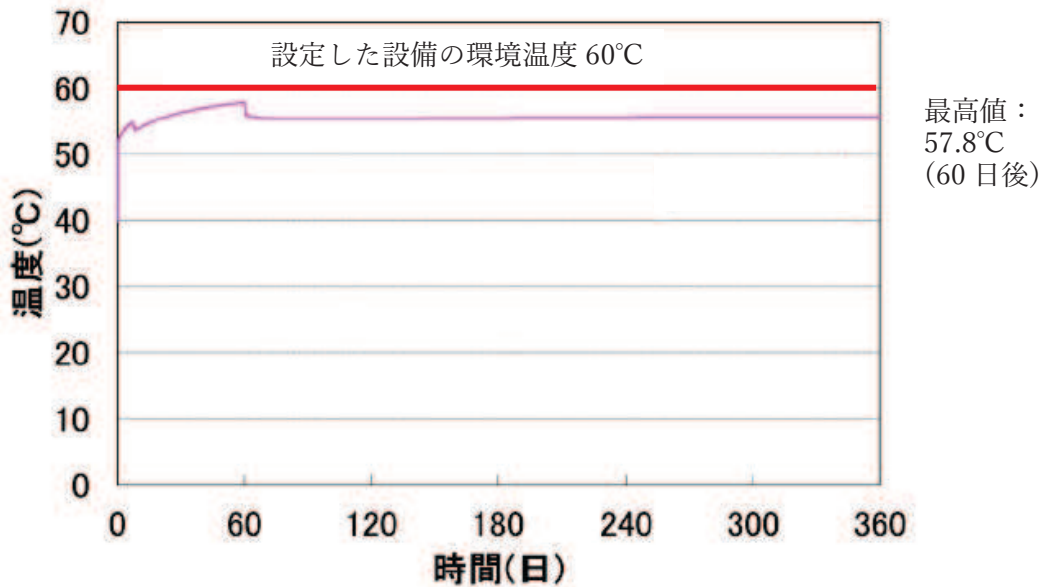


図3-2 代替循環冷却ポンプ室の室温評価結果

表6 各エリアの評価結果と設定した設備の環境温度

対象エリア	室温の評価結果 (最高温度) [°C]	設定した設備の環境温度 [°C]
HPCW ポンプ室	51.6 (24 時間後)	60
代替循環冷却ポンプ室	57.8 (60 日後)	60

格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置について

1. 概要

原子炉建屋原子炉棟内に設置する格納容器内雰囲気酸素濃度の検出器については、重大事故等時の環境温度である 66℃に対して、機能を担保することが難しく、環境試験を実施したとしても所定の機能を満足できない可能性がある。したがって、周囲温度が格納容器内雰囲気酸素濃度の検出器の最高使用温度である□℃以下になるよう対策を実施している。

以下に、格納容器内雰囲気酸素濃度の検出器の耐環境性及び検出器の周囲温度を□℃以下に維持するために設置する格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置の耐環境性及び冷却性能の確認結果を示す。

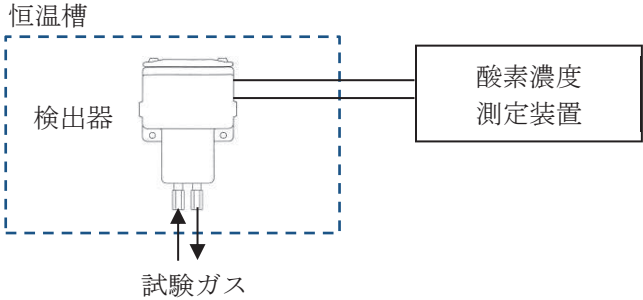
2. 格納容器内雰囲気酸素濃度の検出器の耐環境性

格納容器内雰囲気酸素濃度の検出器に要求される重大事故等時の環境温度は 66℃、環境湿度は 90%、環境放射線は 1.2kGy/7日間となっている。

温度に対しては、冷却装置により格納容器内雰囲気酸素濃度の検出器の周囲温度が□℃以下に冷却されるため、□℃に対し、また、湿度に対しては、格納容器内雰囲気酸素濃度の検出器の環境湿度である 90%に対し、実証試験により健全性を確認した（「表 1 温度・湿度試験概要（検出器）」参照。）。

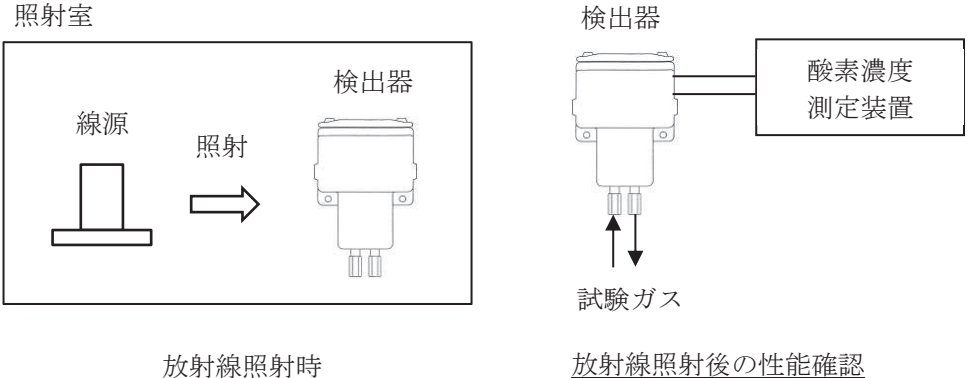
放射線に対しては、格納容器内雰囲気酸素濃度の検出器の環境放射線である 1.2kGy/7日間に対し、実証試験により健全性を確認した（「表 2 放射線試験概要（検出器）」参照。）。

表 1 温度・湿度試験概要（検出器）

試験内容	環境温度 <input type="text"/> °C，環境湿度 90%での格納容器内雰囲気酸素濃度の検出器の性能を確認するため，検出器を恒温槽に入れ，試験ガスを流した状態で恒温槽内部の温度を <input type="text"/> °C，湿度を 90%とし，酸素濃度の測定を行った。
試験条件	恒温槽内温度（最大）： <input type="text"/> °C （環境温度 66°C に対して，冷却装置により周囲温度が <input type="text"/> °C 以下に冷却されるため， <input type="text"/> °C とした。） 恒温槽内湿度（最大）：90% （環境湿度である 90% とした。）
試験結果	格納容器内雰囲気酸素濃度の検出器の性能を確認した結果，出力精度に異常がなく（判定基準 ±2.0%FS* に対し，最大誤差は <input type="text"/> %），計測機能維持が可能であることを確認した。
試験回路構成	

注記*：FS（フルスケール精度）は，測定最大値（フルスケール）に対する精度を示す。

表 2 放射線試験概要（検出器）

試験内容	環境放射線 1.2kGy/7 日間での格納容器内雰囲気酸素濃度の検出器の性能を確認するため，検出器にガンマ線（コバルト 60）を連続照射する。試験条件である累計放射線量 4.7kGy まで照射後，検出器の性能確認するため，試験ガスを流し，酸素濃度の測定を行った。
試験条件	累計放射線量：4.7kGy （環境放射線の 1.2kGy/7 日間を包括する値として設定した。1.2kGy/7 日間については，「添付資料 6 原子炉建屋原子炉棟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」参照。）
試験結果	格納容器内雰囲気酸素濃度の検出器の性能を確認した結果，出力精度に異常がなく（判定基準 ±2.0%FS* に対し，最大誤差は <input type="text"/> %），計測機能維持が可能であることを確認した。
試験回路構成	

注記*：FS（フルスケール精度）は，測定最大値（フルスケール）に対する精度を示す。

3. 格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置

3.1 対策概要

格納容器内雰囲気酸素濃度の検出器の周囲温度を□℃以下にするために、冷却装置を用いて冷却を行う。格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置は、ケース、センサ収納ケース、サーモモジュール、ファン等で構成され、酸素濃度検出器をセンサ収納ケース内に取付ボルトにて固定し収納しており、センサ収納ケース内を冷却する設計とする（「図 1 格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置概念図」参照。）。

具体的には、センサ収納ケース周囲は断熱構造とし、ケース上部に設けるサーモモジュール（直流電流を流すことで、一方の面から吸熱し反対側の面へ放熱して冷却）によりセンサ収納ケース内を冷却し、放熱はファンにて外部に排気する。

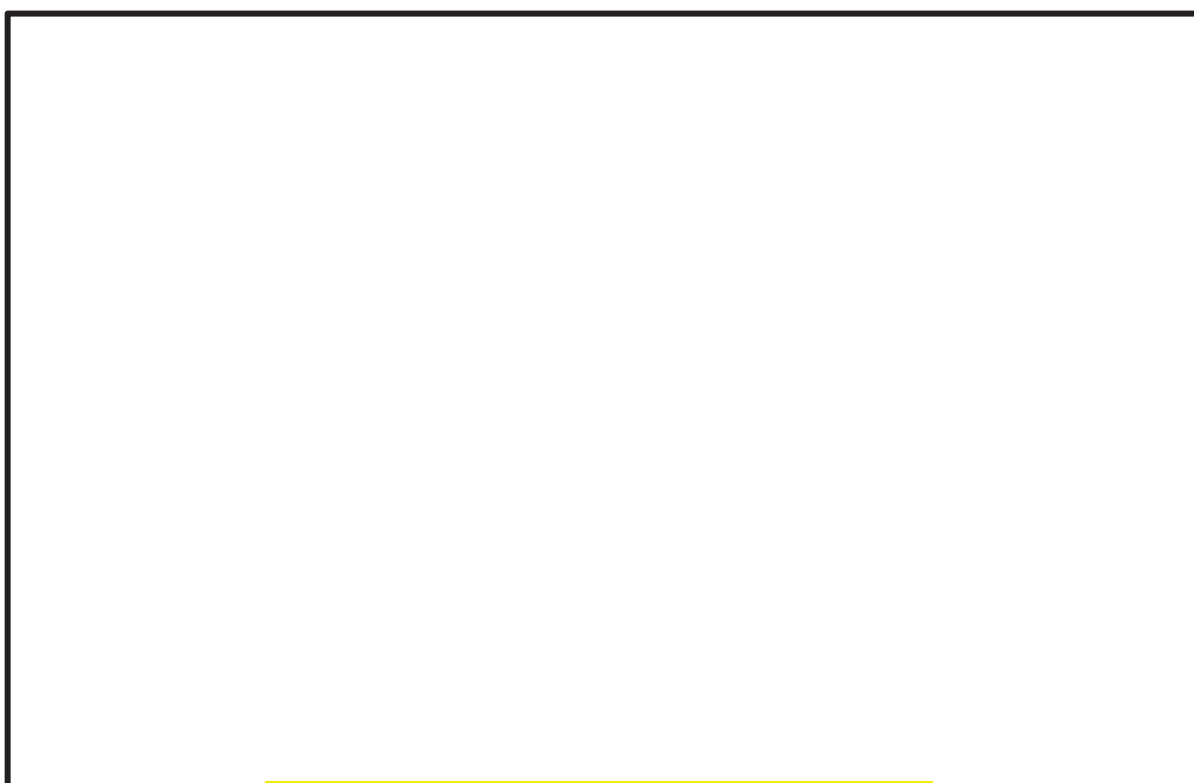


図 1 格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置概念図

3.2 格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置の耐環境性及び冷却性能確認

格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置に要求される重大事故等時の環境温度は 66℃、環境湿度は 90%、環境放射線は 1.2kGy/7 日間となっている。また、冷却装置の冷却性能としては、重大事故等時の環境温度である 66℃に対し、センサ収納ケース内の温度を□℃以下に維持できることが必要となる。

温度及び湿度に対しては、格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置の環境温度である 66℃及び環境湿度である 90%に対し、実証試験により健全性及び冷却性能を確認した（「表 3 冷却性能確認試験（温度・湿度）概要」参照。）。

放射線に対しては、冷却装置と同じ冷却方式の空冷式電子除湿器について放射線試験を実施しており、累計放射線量 4.7kGy に対する健全性が確認されていることから、冷却装

置についても環境放射線である 1.2kGy/7 日間に対し健全性を有しているものと評価した。

表 3 冷却性能確認試験（温度・湿度）概要

<p>試験内容</p>	<p>環境温度 66℃及び環境湿度 90%での格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置の冷却性能を確認するため、格納容器内雰囲気酸素濃度の検出器をセンサ収納ケースに収納した状態の冷却装置本体を恒温槽に入れ、恒温槽内部の温度を 66℃、湿度を 90%とし、センサ収納ケース内の温度の測定を行った。</p>
<p>試験条件</p>	<p>恒温槽内温度（最大）：66℃ (CAMS ラック室は、計測時に空調設備により環境温度が 66℃以下に維持されるため、最大 66℃としている。) 恒温槽内湿度：90% (環境湿度である 90%とした。)</p>
<p>試験結果</p>	<p>格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置の冷却性能を確認した結果、センサ収納ケース内の温度が最大 <input type="text"/>℃であり、<input type="text"/>℃を超えないことを確認した。</p>
<p>試験回路構成</p>	<p>The diagram illustrates the test setup. It shows a dashed blue box representing the '恒温槽' (Temperature-controlled tank). Inside this tank is a '冷却装置' (Cooling device). Within the cooling device is a 'センサ収納ケース' (Sensor storage case). Inside the sensor storage case is a '検出器' (Detector). A line connects the detector to a box labeled 'センサ収納ケース内温度測定' (Temperature measurement inside the sensor storage case).</p>

原子炉建屋原子炉棟内において
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

原子炉建屋原子炉棟内に設置する機器の放射線環境条件は、原則として雰囲気中の放射性物質による放射線影響を考慮し 460Gy 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 460Gy を超えるおそれのあるものは、以下に示すとおり個別に確認した値を環境放射線として設定する。

- ・放射線環境条件を設定する上で代表性のある事故シナリオを想定^{*1} し、原子炉建屋原子炉棟内における放射線源（代替循環冷却系^{*2}、格納容器内雰囲気ガスサンプリング配管、非常用ガス処理系フィルタ装置、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置、原子炉格納容器フィルタベント系の配管、サブプレッションチェンバ）の線量評価を行い、評価結果以上の線量を当該エリアにおける環境条件として設定する。
- ・また、放射線環境条件を設定する上で、放射線源と対象となる重大事故緩和設備との位置関係を考慮し、必要に応じて距離等による放射線の減衰効果を考慮する。

注記*1：想定される重大事故等の条件又はそれらを包絡する条件を設定

*2：原子炉建屋付属棟内の代替循環冷却系からの線量影響については、添付資料 7「原子炉建屋付属棟内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」の対象であるが、本資料の代替循環冷却系と合わせて説明する。

原子炉建屋原子炉棟内において、個別に放射線環境条件を設定するエリアの詳細な設定方法について、図 1～図 12 及び表 1～表 6 に示す。

また、具体的に放射線源からの距離等を考慮して放射線環境条件を定める設備を表 7 に、個別に放射線環境条件を設定するエリアを図 13 に示す。

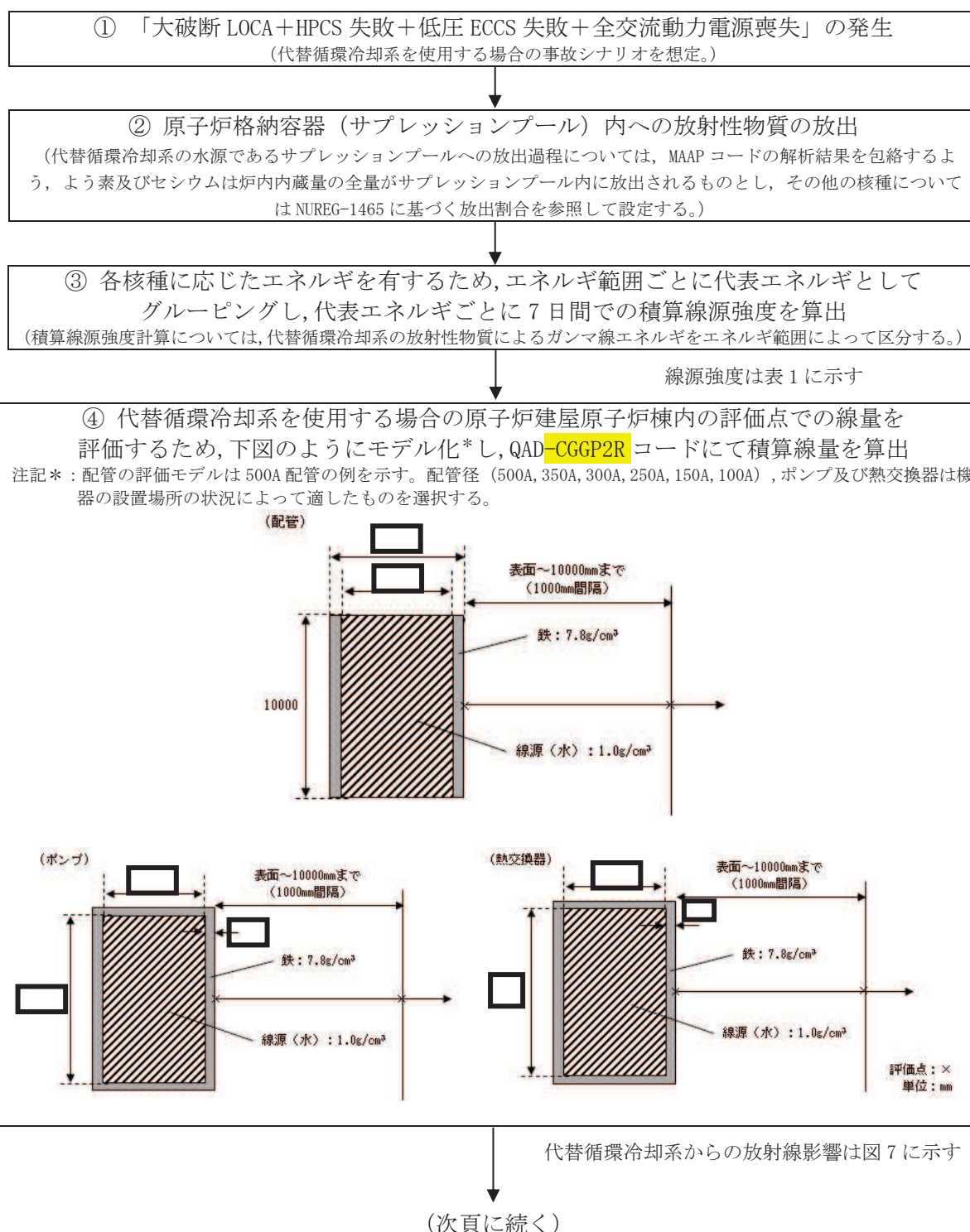


図 1 重大事故時における原子炉建屋原子炉棟内の線源(代替循環冷却系)付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図 (1/2)

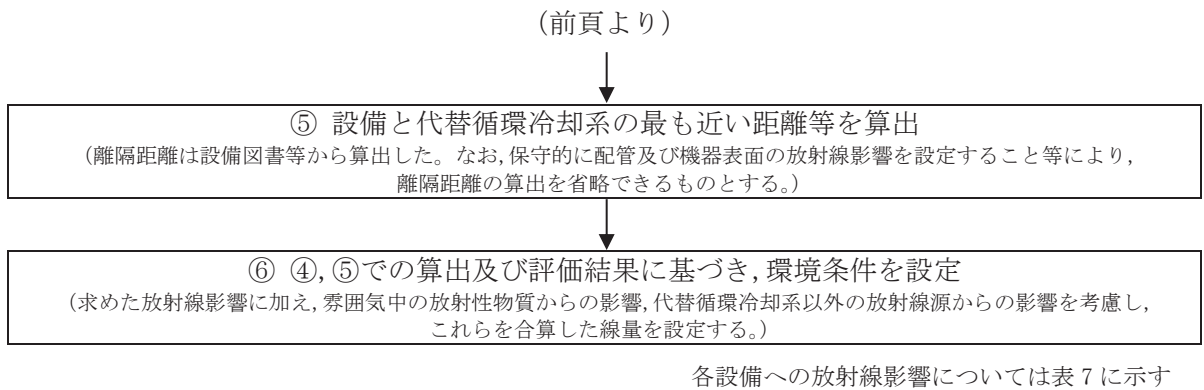


図1 重大事故時における原子炉建屋原子炉棟内の線源(代替循環冷却系)付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図 (2/2)

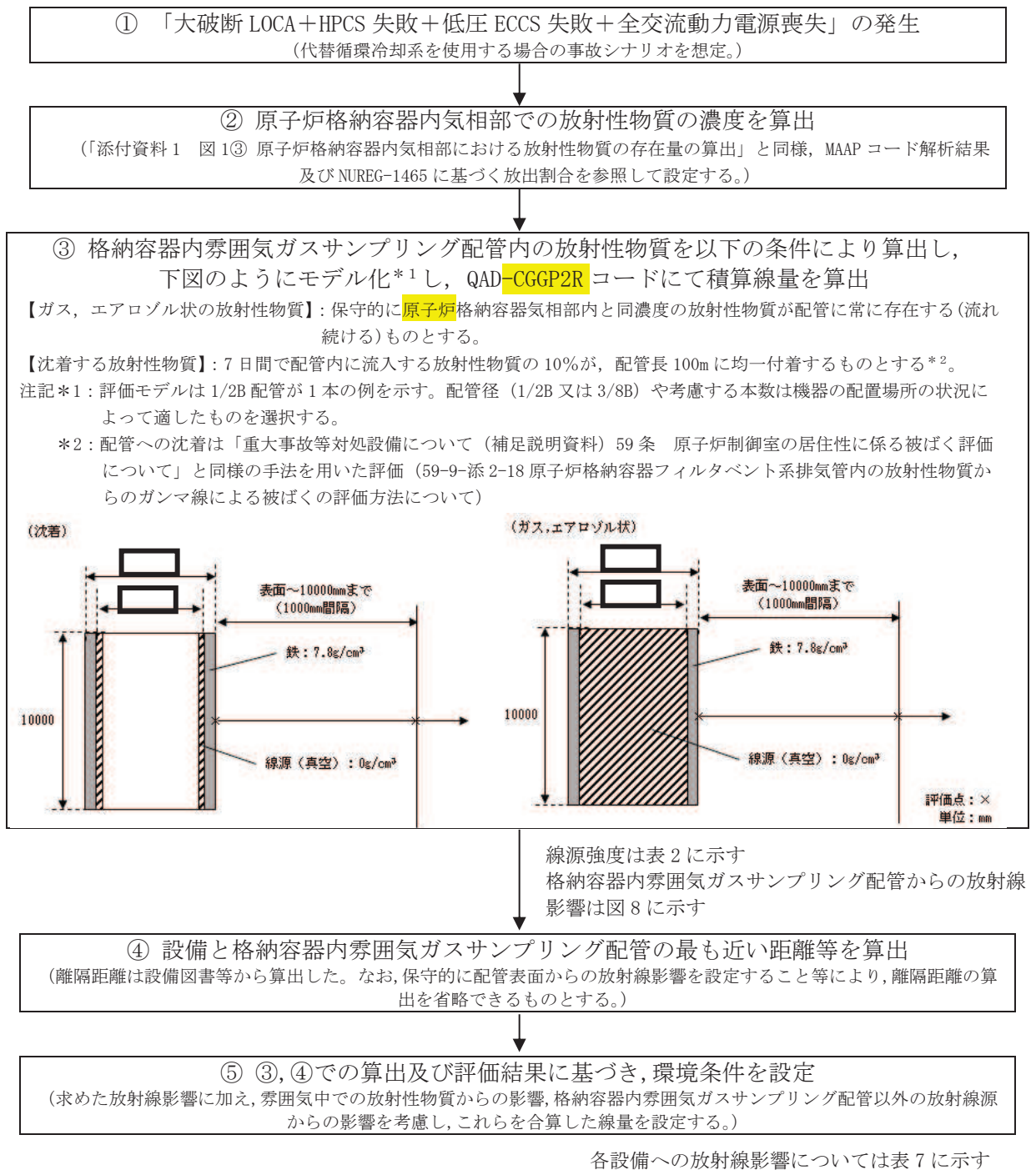
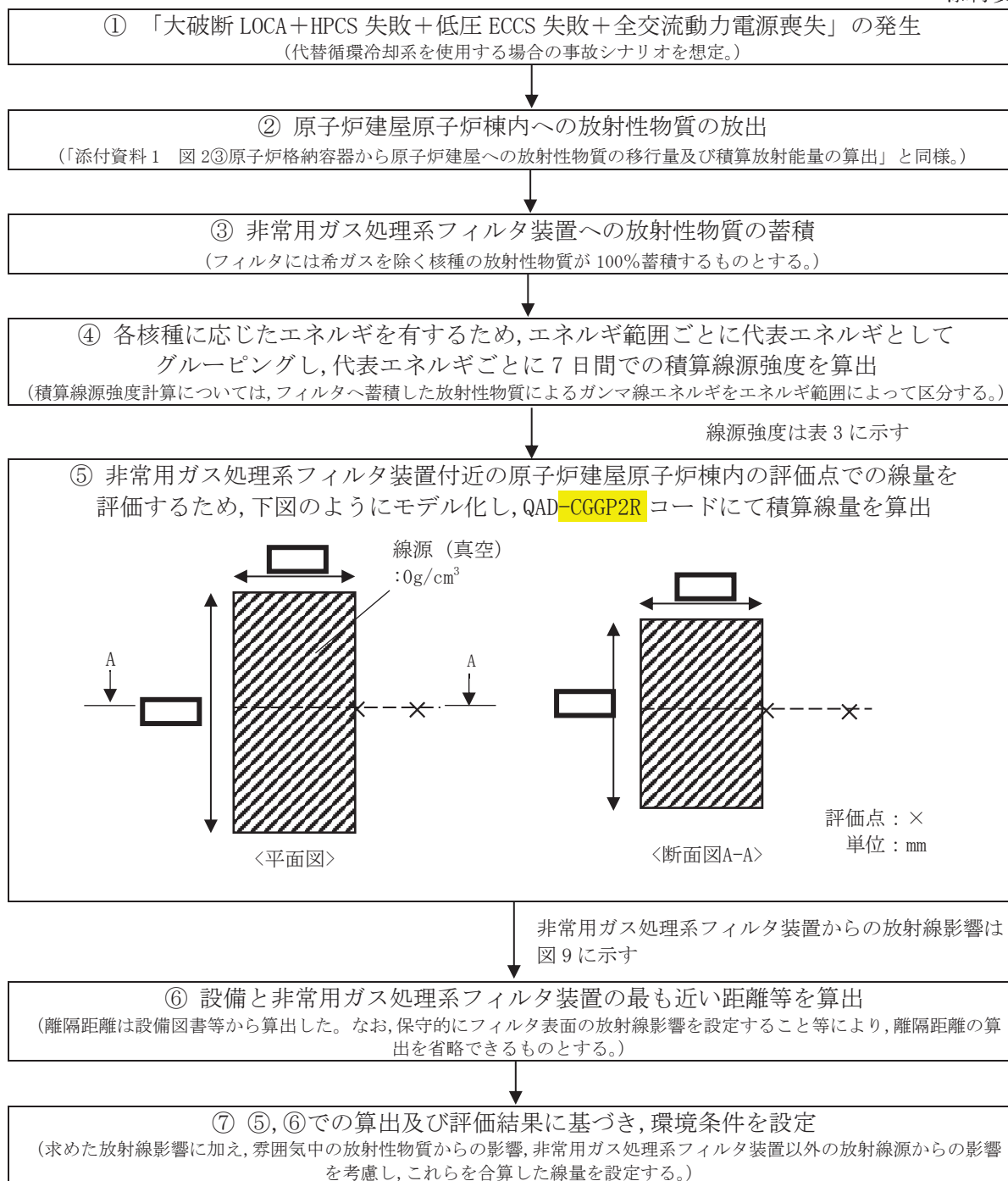


図 2 重大事故時における原子炉建屋原子炉棟内の線源(格納容器内雰囲気ガスサンプリング配管)付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図



各設備への放射線影響については表 7 に示す

図 3 重大事故時における原子炉建屋原子炉棟内の線源(非常用ガス処理系フィルタ装置)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

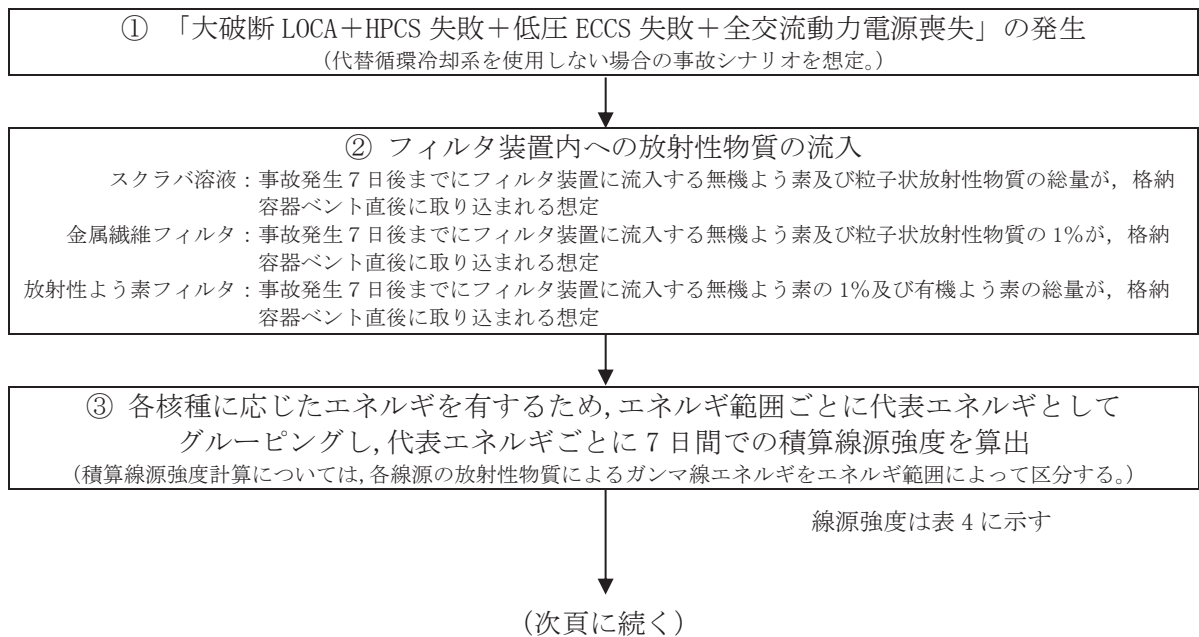
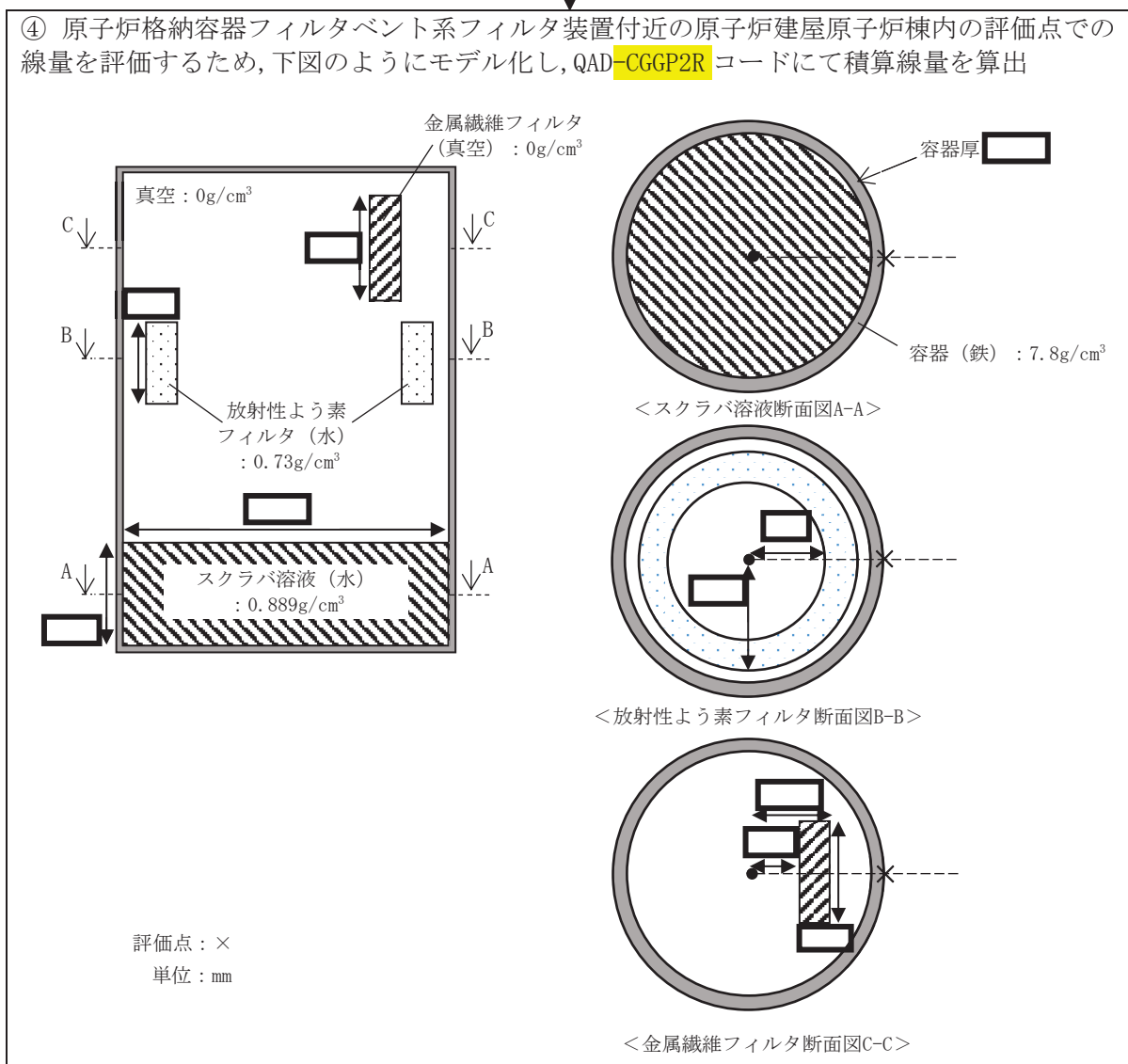


図4 重大事故時における原子炉建屋原子炉棟内の線源（原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置）付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図（1/2）

(前頁より)



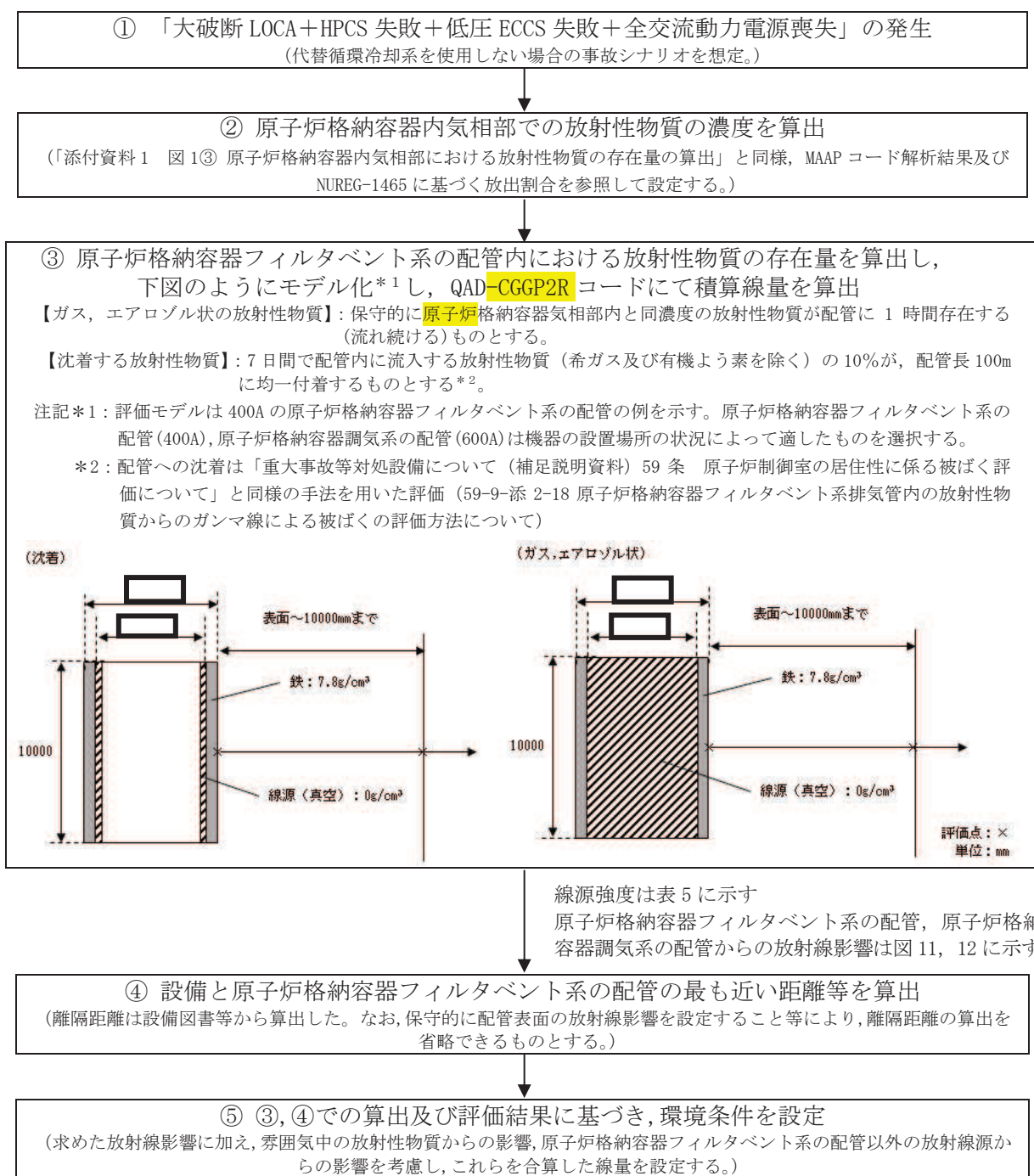
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置からの放射線影響は図 10 に示す

⑤ 設備と原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の最も近い距離等を算出 (離隔距離は設備図書等から算出した。なお、保守的にフィルタ装置表面の放射線影響を設定すること等により、離隔距離の算出を省略できるものとする。)

⑥ ④, ⑤での算出及び評価結果に基づき、環境条件を設定 (求めた放射線影響に加え、雰囲気中の放射性物質からの影響を考慮し、合算した線量を設定する。)

各設備への放射線影響については表 7 に示す

図 4 重大事故時における原子炉建屋原子炉棟内の線源 (原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置) 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 (2/2)



各設備への放射線影響については表 7 に示す

図 5 重大事故時における原子炉建屋原子炉棟内の線源(原子炉格納容器フィルタベント系の配管)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

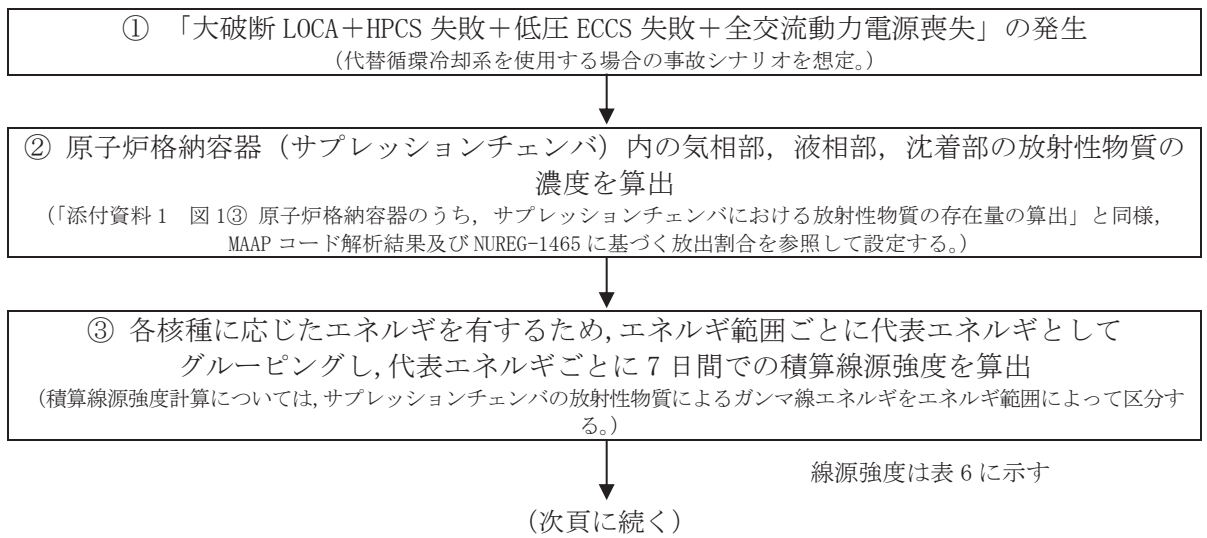
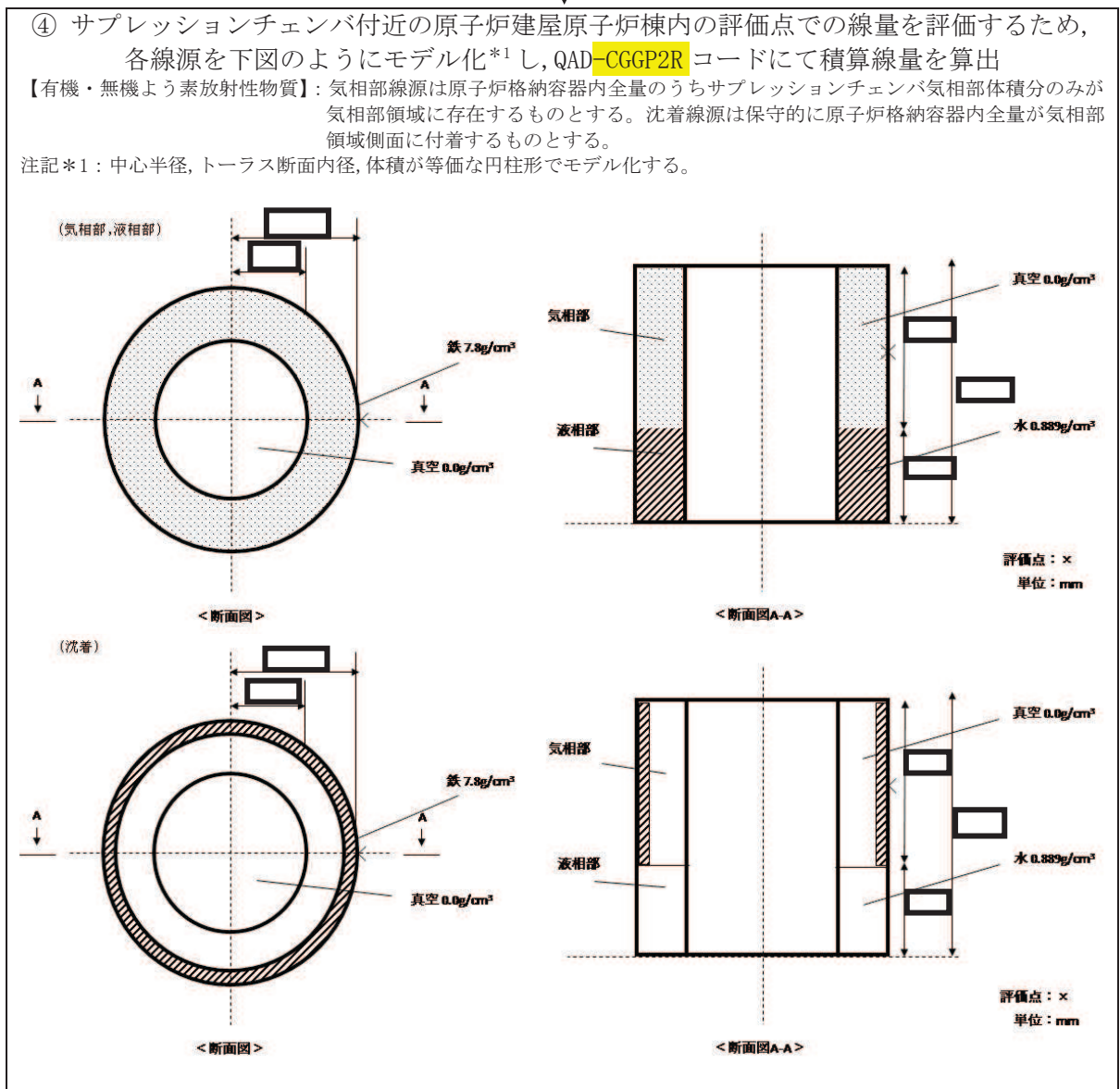


図 6 重大事故時における原子炉建屋原子炉棟内の線源(サブプレッションチェンバ)付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図 (1/2)

(前頁より)



サプレッションチェンバ表面*2の線量：
（約 1.4E+02 kGy/7 日間）

注記*2：沈着部は表面から 50cm 離れた評価点での線量

⑤ ④での評価結果に基づき，環境条件を設定
（求めた放射線影響に加え，雰囲気中の放射性物質からの影響，サプレッションチェンバ以外の放射線源からの影響を考慮し，これらを合算した線量を設定する。）

各設備への放射線影響については表 7 で示す

図 6 重大事故時における原子炉建屋原子炉棟内の線源(サプレッションチェンバ)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 (2/2)

表 1 重大事故時における代替循環冷却系の線源強度

代表エネルギー (MeV)	7日間積算線源強度 (/m ³)
0.01	約 2.8E+20
0.025	約 1.7E+20
0.0375	約 6.2E+19
0.0575	約 6.2E+19
0.085	約 4.0E+19
0.125	約 3.8E+19
0.225	約 1.9E+20
0.375	約 3.6E+20
0.575	約 6.6E+20
0.85	約 3.4E+20
1.25	約 1.1E+20
1.75	約 1.0E+20
2.25	約 5.0E+18
2.75	約 3.3E+18
3.5	約 3.1E+16
5	約 2.6E+09
7	約 3.0E+08
9.5	約 3.5E+07

表 2 重大事故時における格納容器内雰囲気ガスサンプリング配管の線源強度

代表エネルギー (MeV)	7日間積算線源強度	
	ガス・エアロゾル状 (/m ³)	沈着 (/10m)
0.01	約 5.0E+19	約 2.0E+16
0.025	約 1.5E+19	約 9.9E+15
0.0375	約 1.7E+20	約 3.6E+15
0.0575	約 5.1E+18	約 3.7E+15
0.085	約 1.5E+20	約 3.4E+15
0.125	約 1.3E+18	約 2.1E+15
0.225	約 4.9E+19	約 1.1E+16
0.375	約 7.9E+18	約 4.9E+16
0.575	約 1.1E+19	約 4.1E+16
0.85	約 3.3E+18	約 1.8E+16
1.25	約 2.0E+18	約 9.2E+15
1.75	約 1.1E+18	約 2.0E+15
2.25	約 2.8E+18	約 3.1E+14
2.75	約 1.8E+17	約 7.5E+12
3.5	約 5.9E+15	約 1.6E+10
5	約 1.3E+05	約 1.3E+04
7	約 1.4E+04	約 1.5E+03
9.5	約 1.7E+03	約 1.7E+02

表3 重大事故時における非常用ガス処理系フィルタ装置の線源強度

代表エネルギー (MeV)	7日間積算線源強度 (-)
0.01	約 9.7E+19
0.025	約 5.0E+19
0.0375	約 1.7E+19
0.0575	約 1.5E+19
0.085	約 2.4E+19
0.125	約 4.5E+18
0.225	約 5.8E+19
0.375	約 5.3E+20
0.575	約 1.4E+20
0.85	約 2.2E+19
1.25	約 8.8E+18
1.75	約 1.6E+18
2.25	約 1.9E+17
2.75	約 1.4E+16
3.5	約 1.0E+14
5	約 2.5E+06
7	約 2.9E+05
9.5	約 3.3E+04

表4 重大事故時における原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の線源強度

代表エネルギー (MeV)	7日間積算線源強度		
	スクラバ溶液 (-)	放射性よう素 フィルタ (-)	金属繊維フィルタ (-)
0.01	約 5.5E+20	約 3.5E+21	約 5.5E+18
0.025	約 3.2E+20	約 1.7E+21	約 3.2E+18
0.0375	約 1.1E+20	約 5.9E+20	約 1.1E+18
0.0575	約 1.0E+20	約 5.5E+20	約 1.0E+18
0.085	約 1.1E+20	約 8.4E+20	約 1.1E+18
0.125	約 4.8E+19	約 1.7E+20	約 4.8E+17
0.225	約 3.6E+20	約 2.0E+21	約 3.6E+18
0.375	約 2.0E+21	約 1.8E+22	約 2.0E+19
0.575	約 1.0E+21	約 6.2E+21	約 1.0E+19
0.85	約 3.7E+20	約 1.5E+21	約 3.7E+18
1.25	約 7.6E+19	約 3.8E+20	約 7.6E+17
1.75	約 1.1E+20	約 2.7E+19	約 1.1E+18
2.25	約 3.5E+18	約 1.5E+19	約 3.5E+16
2.75	約 4.1E+18	約 3.5E+17	約 4.1E+16
3.5	約 3.3E+16	—	約 3.3E+14
5	約 8.2E+08	—	約 8.2E+06
7	約 9.5E+07	—	約 9.5E+05
9.5	約 1.1E+07	—	約 1.1E+05

表5 重大事故時における原子炉格納容器フィルタベント系の配管の線源強度

代表エネルギー (MeV)	7日間積算線源強度	
	ガス・エアロゾル状 (/m ³)	沈着 (/10m)
0.01	約 3.4E+13	約 5.5E+18
0.025	約 1.1E+13	約 3.2E+18
0.0375	約 1.3E+14	約 1.1E+18
0.0575	約 3.4E+12	約 1.0E+18
0.085	約 1.2E+14	約 1.1E+18
0.125	約 7.9E+11	約 4.8E+17
0.225	約 2.5E+13	約 3.6E+18
0.375	約 4.7E+12	約 2.0E+19
0.575	約 1.3E+13	約 1.0E+19
0.85	約 6.2E+12	約 3.7E+18
1.25	約 1.4E+12	約 7.6E+17
1.75	約 1.4E+11	約 1.1E+18
2.25	約 9.6E+10	約 3.5E+16
2.75	約 2.3E+09	約 4.1E+16
3.5	約 7.2E+04	約 3.3E+14
5	約 1.4E-01	約 8.2E+06
7	約 1.7E-02	約 9.5E+05
9.5	約 1.9E-03	約 1.1E+05

表6 重大事故時におけるサプレッションチェンバの線源強度

代表エネルギー (MeV)	7日間積算線源強度		
	気相部 (-)	液相部 (-)	沈着 (-)
0.01	約 1.3E+23	約 8.4E+22	約 1.9E+23
0.025	約 3.8E+22	約 6.5E+22	約 7.1E+22
0.0375	約 3.5E+23	約 2.4E+22	約 3.0E+22
0.0575	約 1.5E+22	約 2.2E+22	約 3.2E+22
0.085	約 3.1E+23	約 9.8E+21	約 3.6E+22
0.125	約 4.2E+21	約 1.3E+22	約 1.1E+22
0.225	約 1.9E+23	約 7.2E+22	約 7.8E+22
0.375	約 3.7E+22	約 4.2E+22	約 5.9E+23
0.575	約 5.0E+22	約 3.2E+23	約 4.0E+23
0.85	約 1.5E+22	約 1.8E+23	約 9.1E+22
1.25	約 9.6E+21	約 4.1E+22	約 9.2E+22
1.75	約 4.7E+21	約 2.8E+21	約 2.4E+22
2.25	約 1.2E+22	約 1.6E+21	約 2.9E+21
2.75	約 6.4E+20	約 5.1E+19	約 2.7E+19
3.5	約 2.0E+19	約 1.2E+17	約 1.9E+12
5	約 1.1E+06	約 2.6E+11	約 4.0E+06
7	約 1.3E+05	約 3.0E+10	約 4.6E+05
9.5	約 1.5E+04	約 3.4E+09	約 5.3E+04

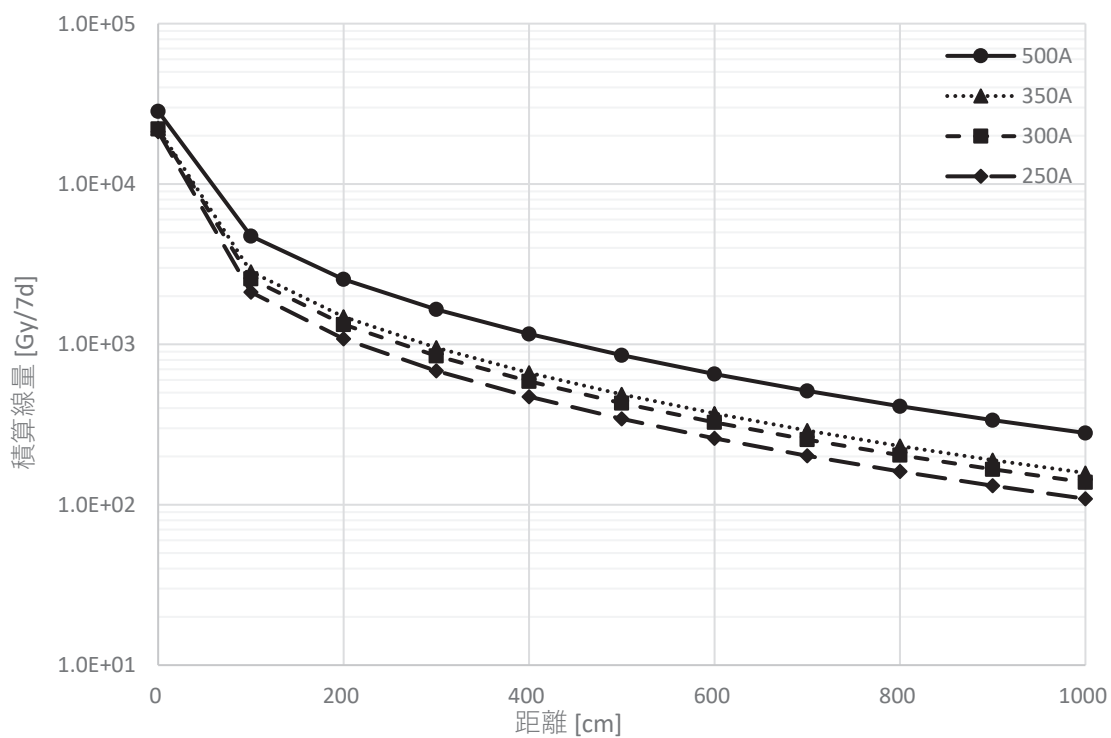


図7 代替循環冷却系配管及び機器表面からの距離と線量 (1/2)

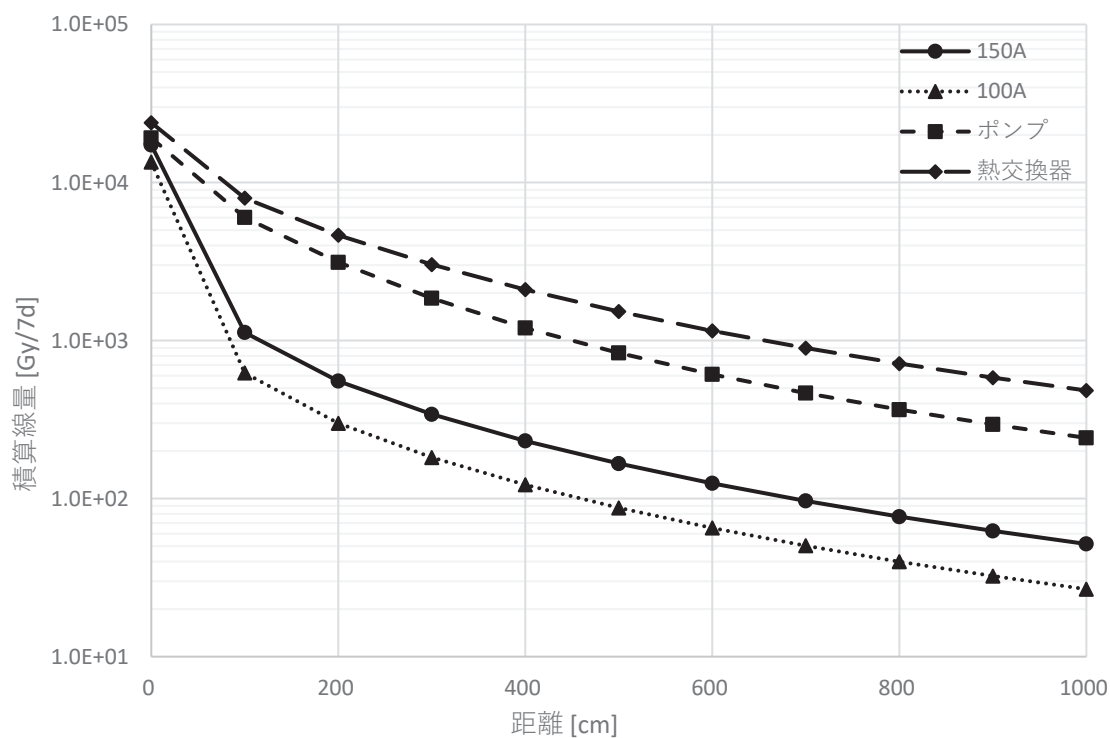


図7 代替循環冷却系配管及び機器表面からの距離と線量 (2/2)

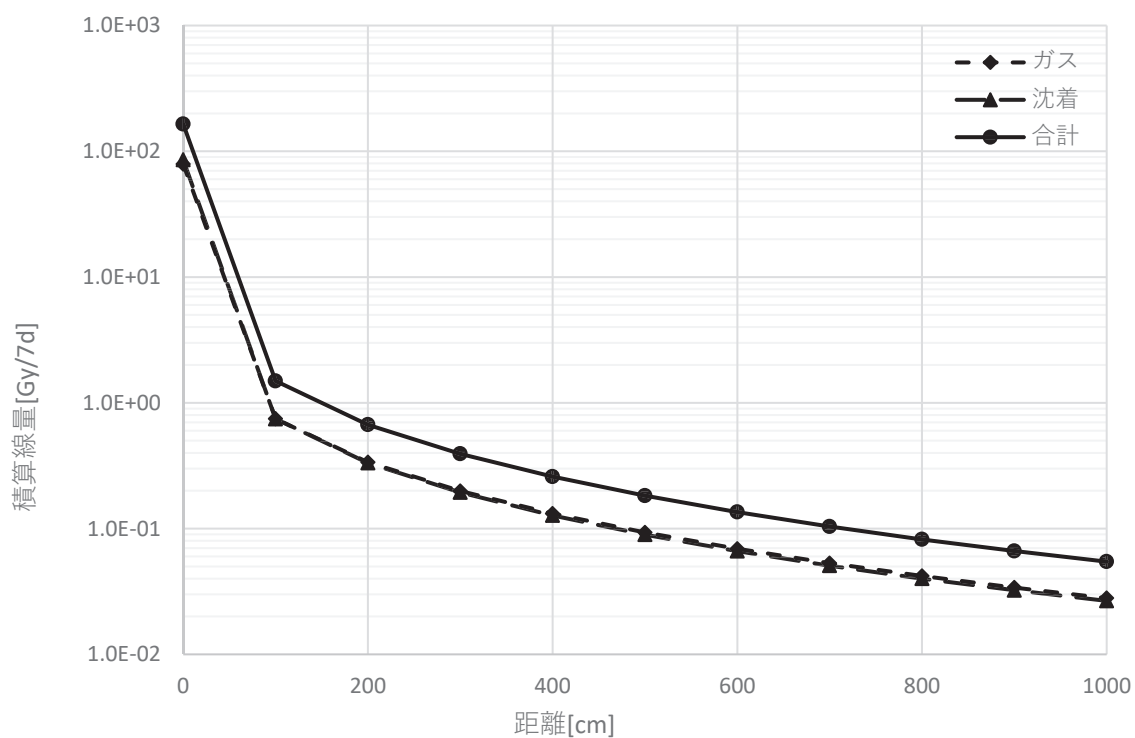


図8 格納容器内雰囲気ガスサンプリング配管*1表面からの距離と線量 (1/2)
 注記*1: 1/2B配管の評価結果を示す。

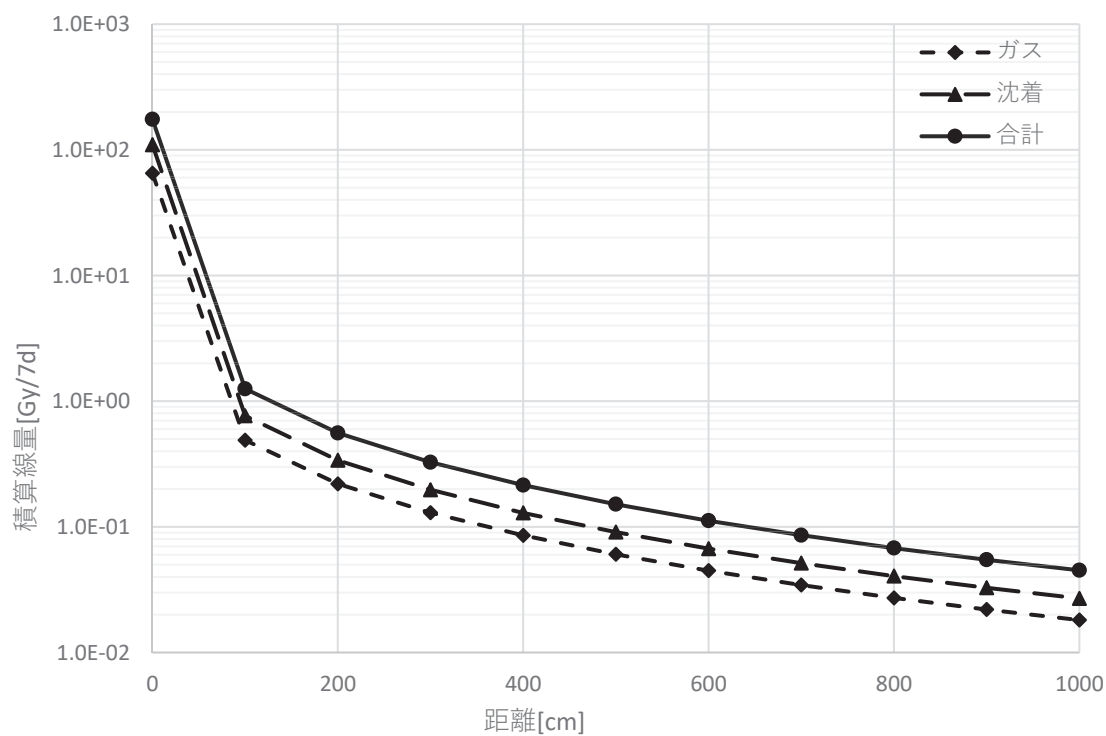


図8 格納容器内雰囲気ガスサンプリング配管*2表面からの距離と線量 (2/2)
 注記*2: 3/8B配管の評価結果を示す。

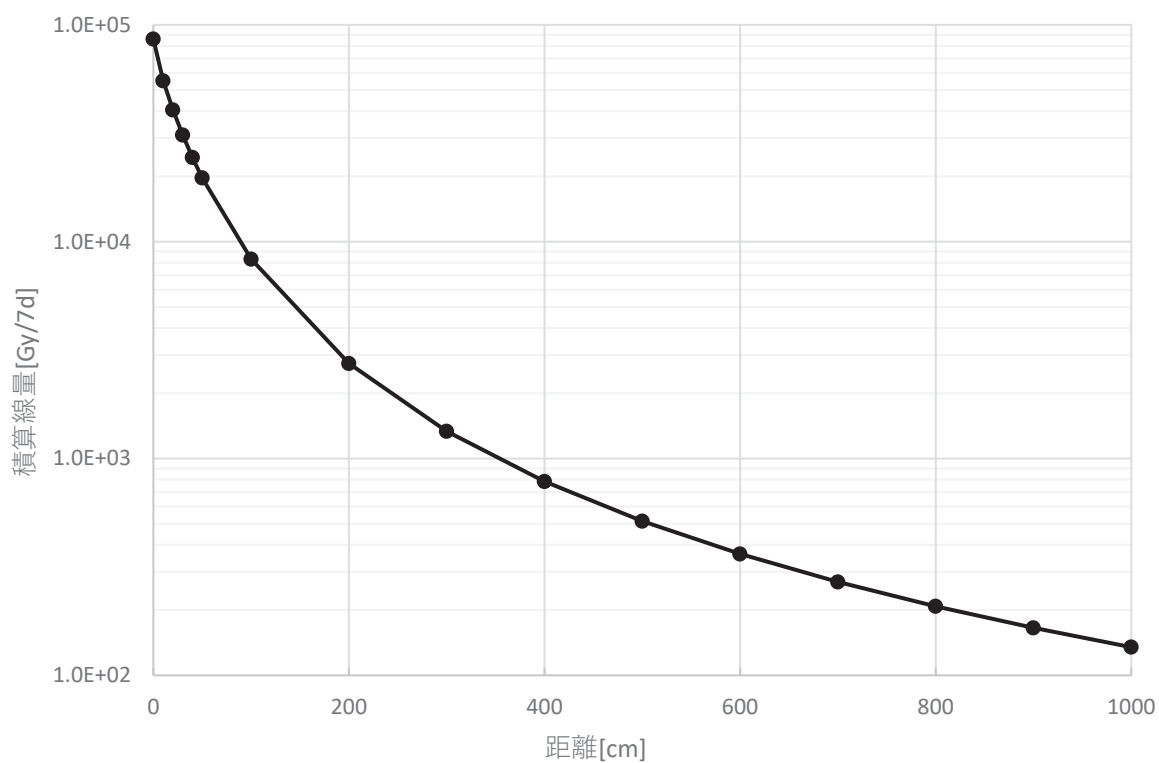


図9 非常用ガス処理系フィルタ装置表面からの距離と線量

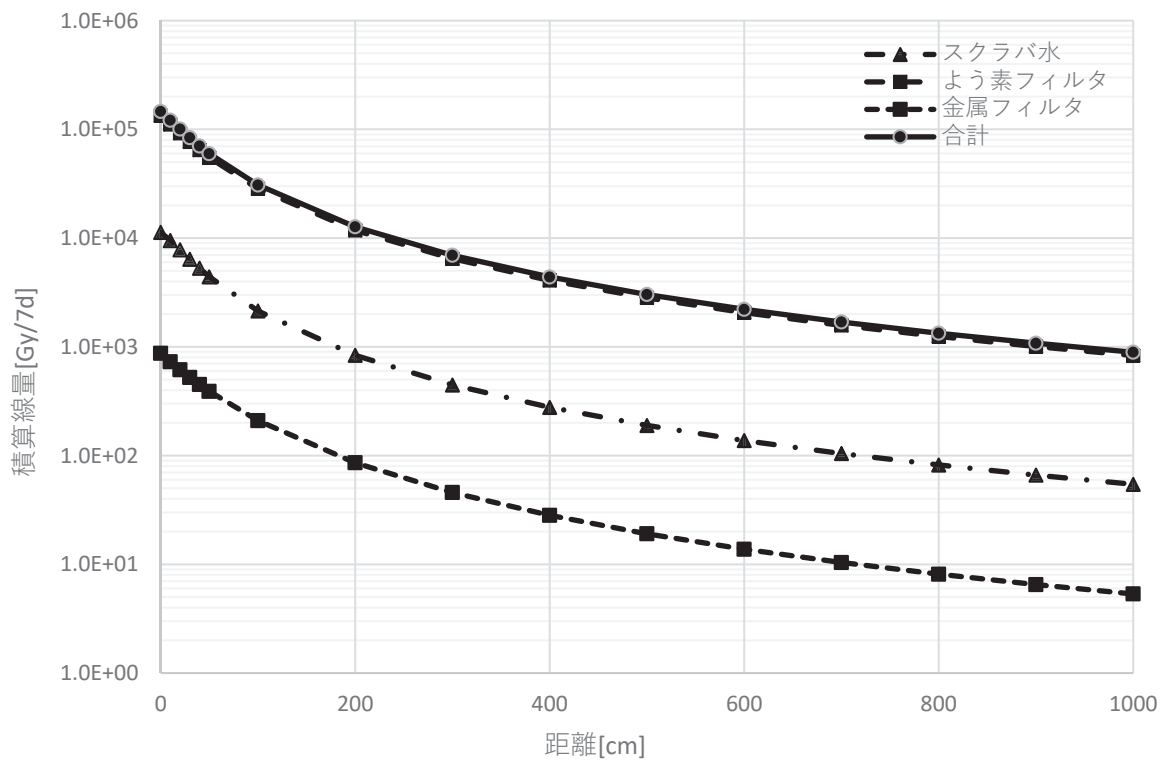


図10 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置表面からの距離と線量

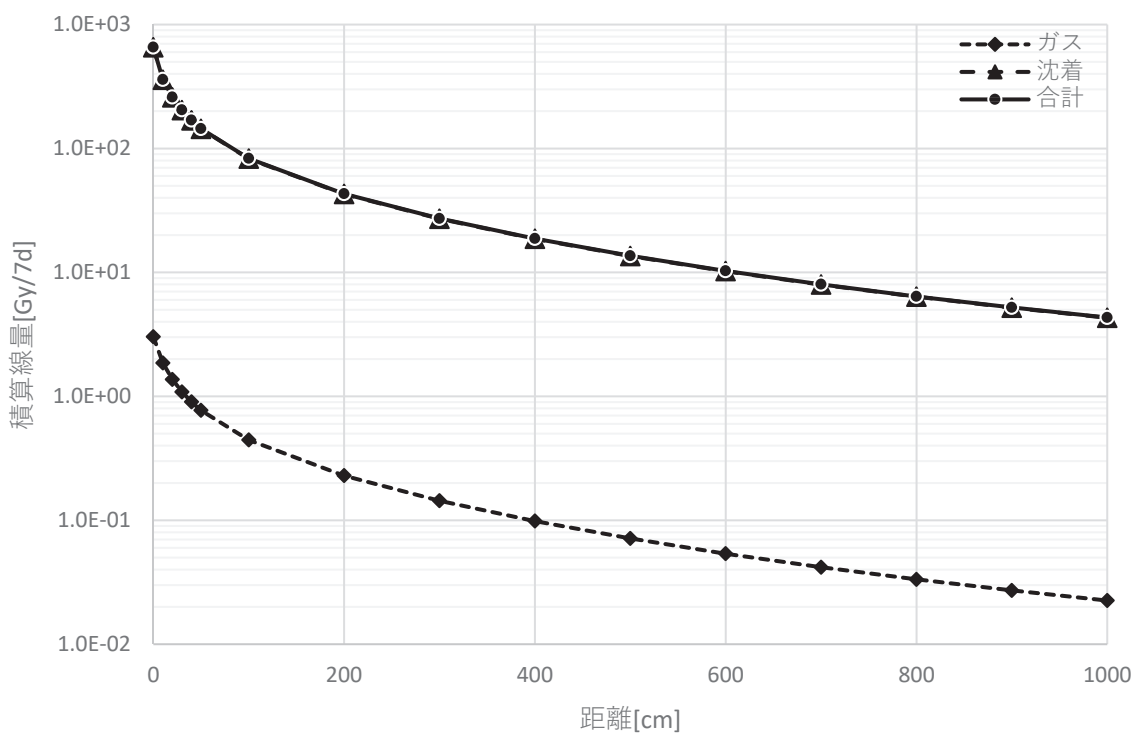


図 11 原子炉格納容器フィルタベント系の配管 (400A) 表面からの距離と線量

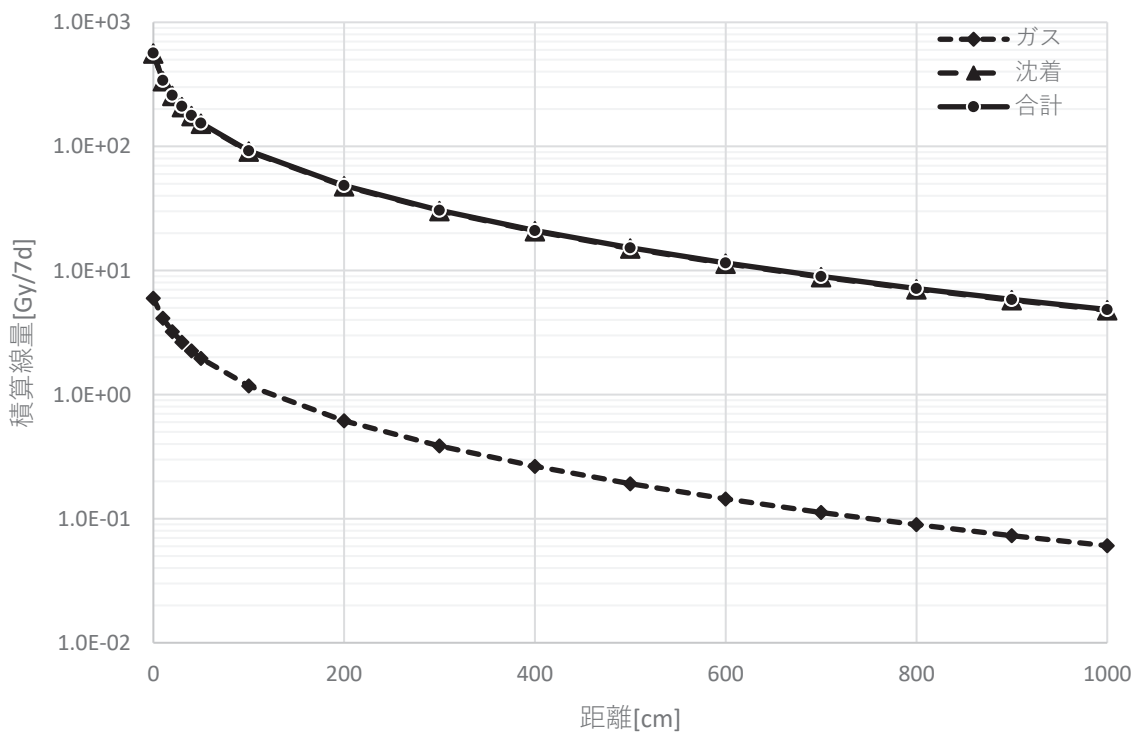


図 12 原子炉格納容器調気系の配管 (600A) 表面からの距離と線量

表7 放射線源からの距離等を考慮して放射線環境条件を定める設備 (1/2)

No.	対象設備	機器番号	空間 ^{*1}	代替循環冷却系 ^{*2}			非常用ガス処理系 フィルタ装置 ^{*2*4}			格納容器内雰囲気 ガスサンプリング配管 ^{*2}			原子炉格納容器 フィルタベント系 ^{*2}			サブプレッショ ンチェンバ ^{*2*4}	合計
			[kGy]	距離[cm] ^{*3}	線源種類	[kGy]	距離[cm] ^{*3}	[kGy]	距離[cm] ^{*3}	線源種類	[kGy]	距離[cm] ^{*3}	線源種類	[kGy]	距離[cm] ^{*3}	線源種類	[kGy]
1	水圧制御ユニット	C12-D001	0.46	0	250A配管	21.2	-	-	0	3/8B配管	0.2	-	-	-	-	-	21.9
2	残留熱除去系ポンプ	E11-C001A	0.46	0	500A配管	51.7	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	52.2
3	残留熱除去系熱交換器	E11-B001A	0.46	0	350A配管	78.5	200	2.8	-	-	-	-	-	-	-	-	81.7
		E11-B001B	0.46	0	350A配管	47.4	-	-	-	-	-	50	600A配管	0.2	-	-	48.0
4	フィルタ装置	T63-A001A T63-A001B T63-A001C	0.46	-	-	-	-	-	-	-	-	0	フィルタ装置	147	-	-	147
5	フィルタ装置出口側ラプチャディスク	T63-D002	0.46	-	-	-	-	-	-	-	-	0	フィルタ装置	147	-	-	147
6	原子炉圧力	B21-PT051A	0.46	0	350A配管	45.6	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	46.0
7	原子炉圧力 (SA)	B21-PT060A	0.46	0	350A配管	45.6	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	46.0
		B21-PT045A	0.46	0	350A配管	45.6	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	46.0
		B21-PT045D	0.46	0	250A配管	21.2	-	-	-	-	-	0	400A配管	1.3	-	-	22.9
		B21-PT052A	0.46	570	350A配管	2.1	-	-	0	3/8B配管	0.6	-	-	-	-	-	3.0
8	原子炉水位 (広帯域)	B21-LT036A	0.46	570	350A配管	2.1	-	-	0	3/8B配管	0.6	-	-	-	-	-	3.0
		B21-LT036D	0.46	0	250A配管	21.2	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	21.7
		B21-LT037B	0.46	0	250A配管	21.2	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	21.7
		B21-LT037D	0.46	0	250A配管	21.2	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	21.7
		B21-LT044A	0.46	0	250A配管	0.6	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1.1
9	原子炉水位 (燃料域)	B21-LT044A	0.46	0	250A配管	0.6	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1.1
10	原子炉水位 (SA燃料域)	B21-LT059	0.46	0	250A配管	0.6	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1.1
11	高圧代替注水系ポンプ出口流量	E61-FT004	0.46	900	熱交換器	2.1	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	2.6
12	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 ヘッドスプレイライン洗浄流量)	E11-FT017A	0.46	0	250A配管	0.6	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1.1
13	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	E11-FT017B	0.46	240	250A配管	1.1	-	-	-	-	-	0	400A配管	1.3	-	-	2.8
14	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	E51-FT004	0.46	100	500A配管	14.4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	14.9
15	残留熱除去系ポンプ出口流量	E11-FT006A	0.46	0	350A配管	2.5	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	3.0
16	原子炉格納容器代替スプレイ流量	E11-FT018A	0.46	0	350A配管	1.3	400	0.8	-	-	-	-	-	-	-	-	2.6
		E11-FT018B	0.46	0	250A配管	21.2	-	-	-	-	-	0	400A配管	1.3	-	-	22.9
17	原子炉格納容器下部注水流量	P13-FT035	0.46	690	250A配管	0.9	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1.4
18	ドライウェル圧力	T48-PT034	0.46	50	100A配管	0.4	300	0.1	0	3/8B配管	0.7	-	-	-	-	-	1.5
19	圧力抑制室圧力	T48-PT019	0.46	910	熱交換器	1.2	-	-	0	3/8B配管	0.4	0	600A配管	0.6	-	-	2.5

表7 放射線源からの距離等を考慮して放射線環境条件を定める設備 (2/2)

No.	対象設備	機器番号	空間 ^{*1}				代替循環冷却系 ^{*2}			非常用ガス処理系 フィルタ装置 ^{*2*4}			格納容器内雰囲気 ガスサンプリング配管 ^{*2}			原子炉格納容器 フィルタベント系 ^{*2}			サブプレッショ ンチェンバ ^{*2*4}	合計
			[kGy]	距離[cm] ^{*3}	線源種類	[kGy]	距離[cm] ^{*3}	[kGy]	距離[cm] ^{*3}	線源種類	[kGy]	距離[cm] ^{*3}	線源種類	[kGy]	距離[cm] ^{*3}	線源種類	[kGy]	[kGy]	[kGy]	
20	格納容器内雰囲気水素濃度	D23-H2T001A	0.46	50	250A配管	0.4	200	0.1	0	3/8B配管	0.7	-	-	-	-	-	-	1.5		
		D23-H2T001B	0.46	50	100A配管	0.4	300	0.3	0	3/8B配管	0.7	-	-	-	-	-	-	1.7		
		D23-H2T002A	0.46	50	250A配管	0.4	200	0.1	0	3/8B配管	0.7	-	-	-	-	-	-	1.5		
		D23-H2T002B	0.46	50	100A配管	0.4	300	0.3	0	3/8B配管	0.7	-	-	-	-	-	-	1.7		
21	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	D23-RE006A	0.46	0	500A配管	67.3	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	143	211		
		D23-RE006B	0.46	0	500A配管	67.3	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	143	211		
22	フィルタ装置水温度	T63-TE011A	0.46	-	-	-	-	-	-	-	-	0	フィルタ装置	147	-	-	-	147		
		T63-TE011B	0.46	-	-	-	-	-	-	-	-	0	フィルタ装置	147	-	-	-	147		
		T63-TE011C	0.46	-	-	-	-	-	-	-	-	0	フィルタ装置	147	-	-	-	147		
23	フィルタ装置出口水素濃度	T63-H2E208	0.46	-	-	-	-	-	-	-	-	0	400A配管	0.7	-	-	-	1.2		
		T63-H2E209	0.46	-	-	-	-	-	-	-	-	0	400A配管	0.7	-	-	-	1.2		
24	残留熱除去系熱交換器入口温度	E11-TE010A	0.46	0	350A配管	78.5	200	2.8	-	-	-	-	-	-	-	-	-	81.7		
		E11-TE010B	0.46	910	熱交換器	1.2	-	-	0	3/8B配管	0.2	50	600A配管	0.2	-	-	-	2.0		
25	残留熱除去系熱交換器出口温度	E11-TE007A	0.46	0	350A配管	75.7	200	2.8	-	-	-	-	-	-	-	-	-	78.9		
		E11-TE007B	0.46	0	350A配管	47.4	-	-	-	-	-	50	600A配管	0.2	-	-	-	48.0		
26	残留熱除去系ポンプ出口圧力	E11-PT005A	0.46	0	350A配管	2.5	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	3.0		
27	原子炉建屋内水素濃度	T71-H2E201	0.46	60	350A配管	0.8	50	0.5	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1.8		
		T71-H2E205	0.46	0	500A配管	67.3	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	143	211		
28	格納容器内雰囲気酸素濃度	D23-O2T003A	0.46	50	250A配管	0.4	200	0.1	0	3/8B配管	0.4	-	-	-	-	-	-	1.2		
		D23-O2T003B	0.46	50	100A配管	0.4	300	0.1	0	3/8B配管	0.4	-	-	-	-	-	-	1.2		
29	高圧窒素ガス供給系ADS入口圧力	P54-PT007B	0.46	0	250A配管	21.2	-	-	-	-	-	0	400A配管	1.3	-	-	-	22.9		
30	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	P42-FT016A	0.46	60	350A配管	0.5	-	-	0	3/8B配管	0.4	-	-	-	-	-	-	1.3		
		P42-FT016B	0.46	910	熱交換器	1.2	-	-	0	3/8B配管	0.4	0	600A配管	0.6	-	-	-	2.5		
31	高圧代替注水系ポンプ出口圧力	E61-PT003	0.46	110	350A配管	14.8	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	15.3		
32	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	E51-PT003	0.46	100	500A配管	14.4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	14.9		
33	非常用ガス処理系排風機	T46-C001A	0.46	50	熱交換器	47.3	300	1.4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	49.1		
		T46-C001B	0.46	110	100A配管	1.6	1000	0.2	-	-	-	-	-	-	-	-	-	2.2		

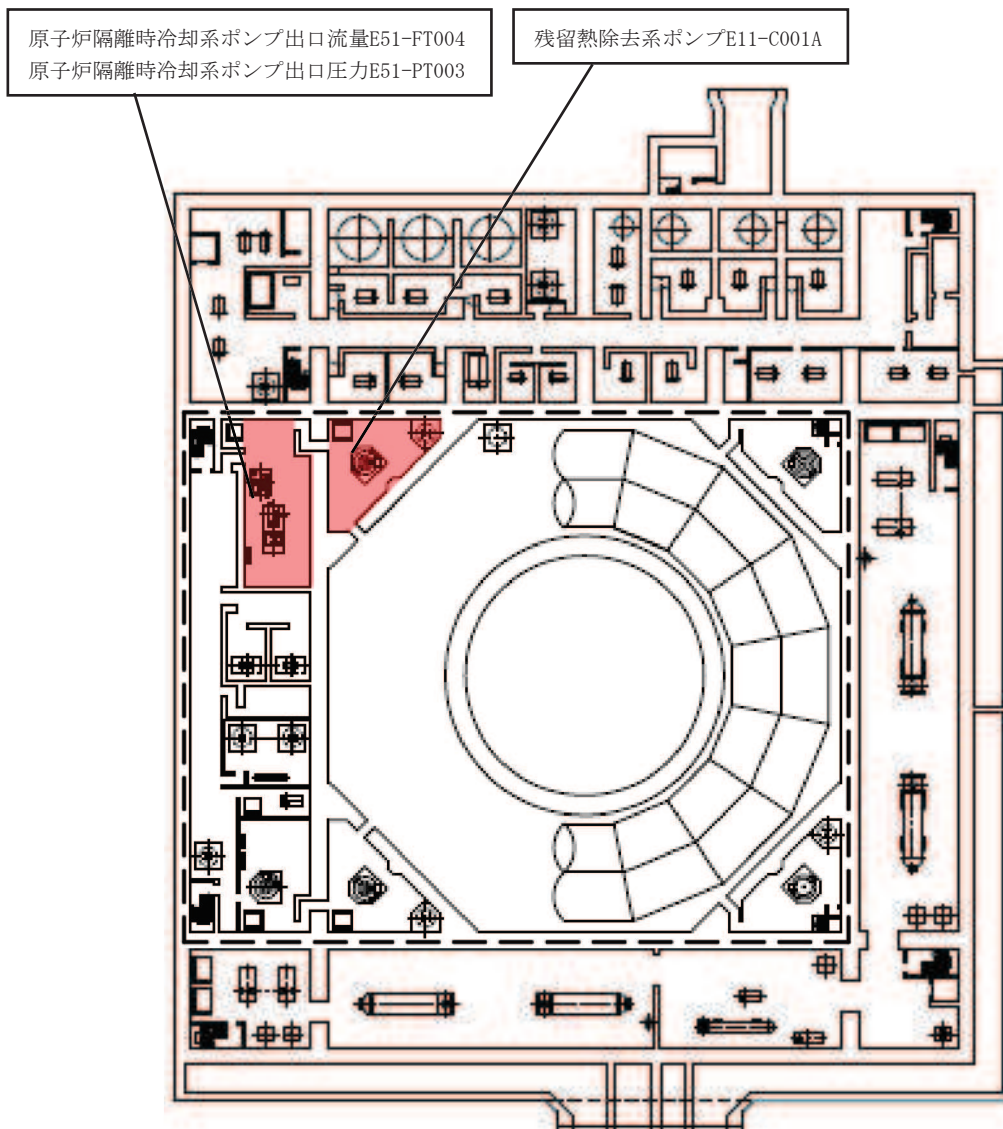
注記*1: 空間とは雰囲気中の放射線影響を示す。

*2: 代替循環冷却系, 非常用ガス処理系フィルタ装置, 格納容器内雰囲気ガスサンプリング配管, 原子炉格納容器フィルタベント系, サプレッションチェンバの値は, 機器の設置エリア又は周囲のエリアに高放射性物質を含む配管等が敷設されている場合において, それらの線源から対象機器への放射線影響を示すものである。複数の線源からの影響がある場合は, 最も寄与の大きな線源からの距離及び線源種類を代表として記載する。

*3: 距離とは高放射性物質を含む配管等と機器との最短距離を示すものであり, 図7~12に示す距離と線量の関係より放射線影響について整理している。

*4: 非常用ガス処理系フィルタ装置及びサブプレッションチェンバは評価対象の線源が単一であることから, 線源種類は記載しない。また, サプレッションチェンバは表面及び表面から50cm離れた評価点での線量としていることから, 距離は記載しない。

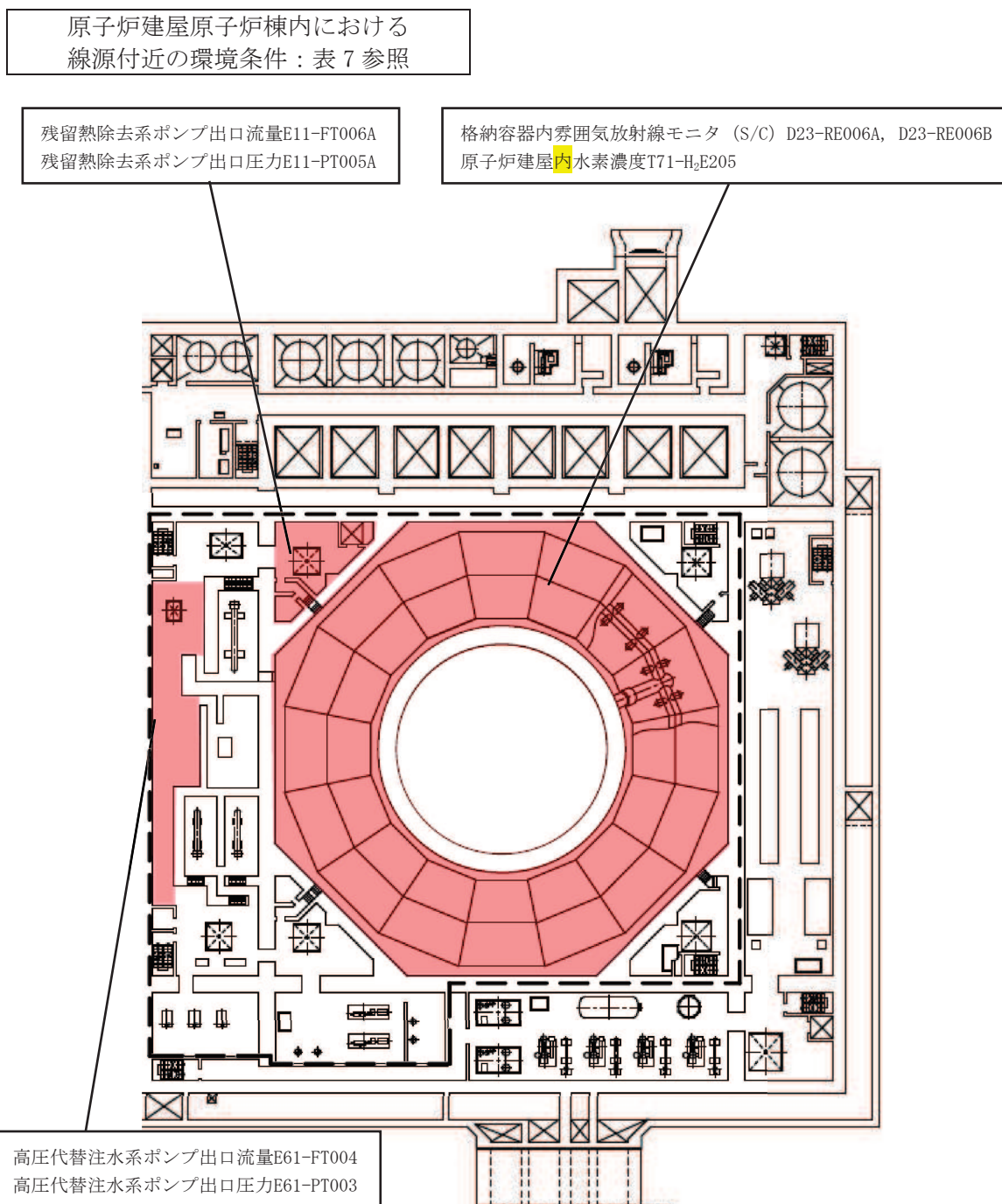
原子炉建屋原子炉棟内における
線源付近の環境条件：表7 参照



(原子炉建屋地下3階)

□ 内原子炉建屋原子炉棟(二次格納施設)を示す。

図13 個別に環境放射線を設定するエリア (1/5)



(原子炉建屋地下 2 階)

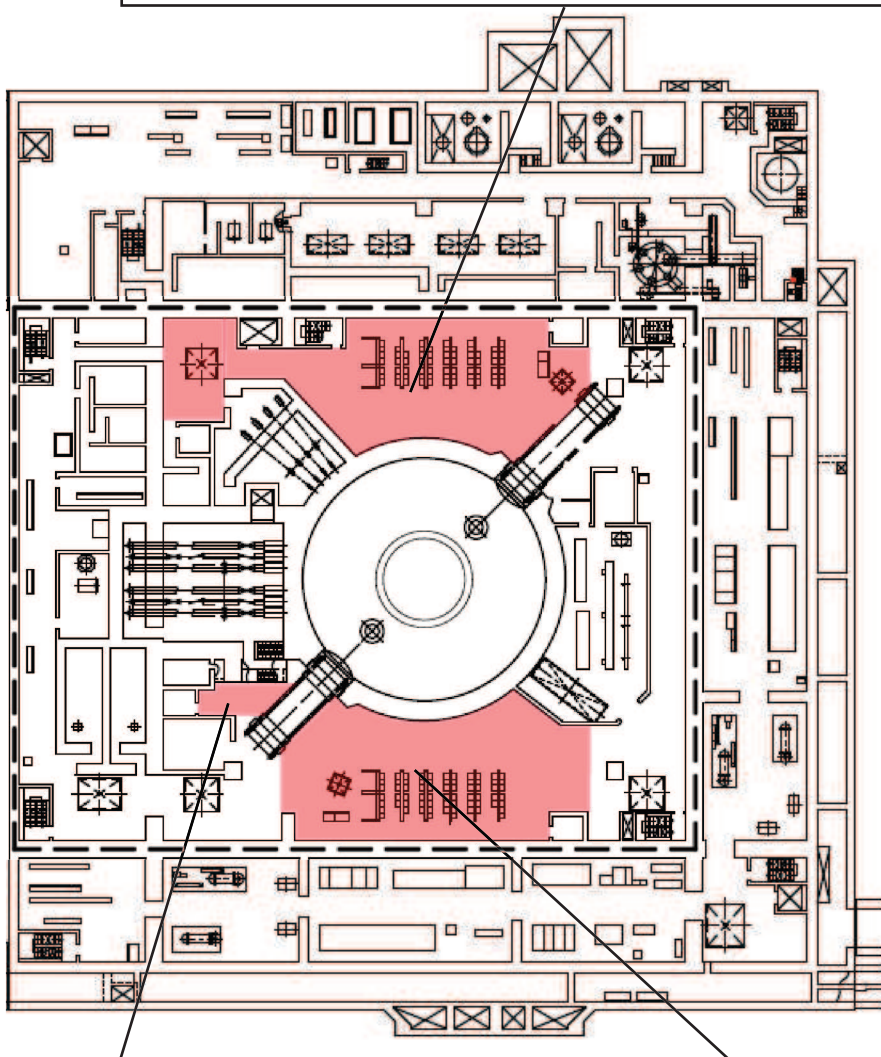
* サプレッションチェンバ内除く

□ 内原子炉建屋原子炉棟(二次格納施設)を示す。

図 13 個別に環境放射線を設定するエリア (2/5)

原子炉建屋原子炉棟内における
線源付近の環境条件：表7参照

水圧制御ユニットC12-D001
 原子炉水位（広帯域）B21-LT052A, B21-LT036A
 原子炉水位（燃料域）B21-LT044A
 原子炉水位（SA燃料域）B21-LT059
 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）E11-FT017A
 原子炉格納容器下部注水流量P13-FT035
 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量P42-FT016A



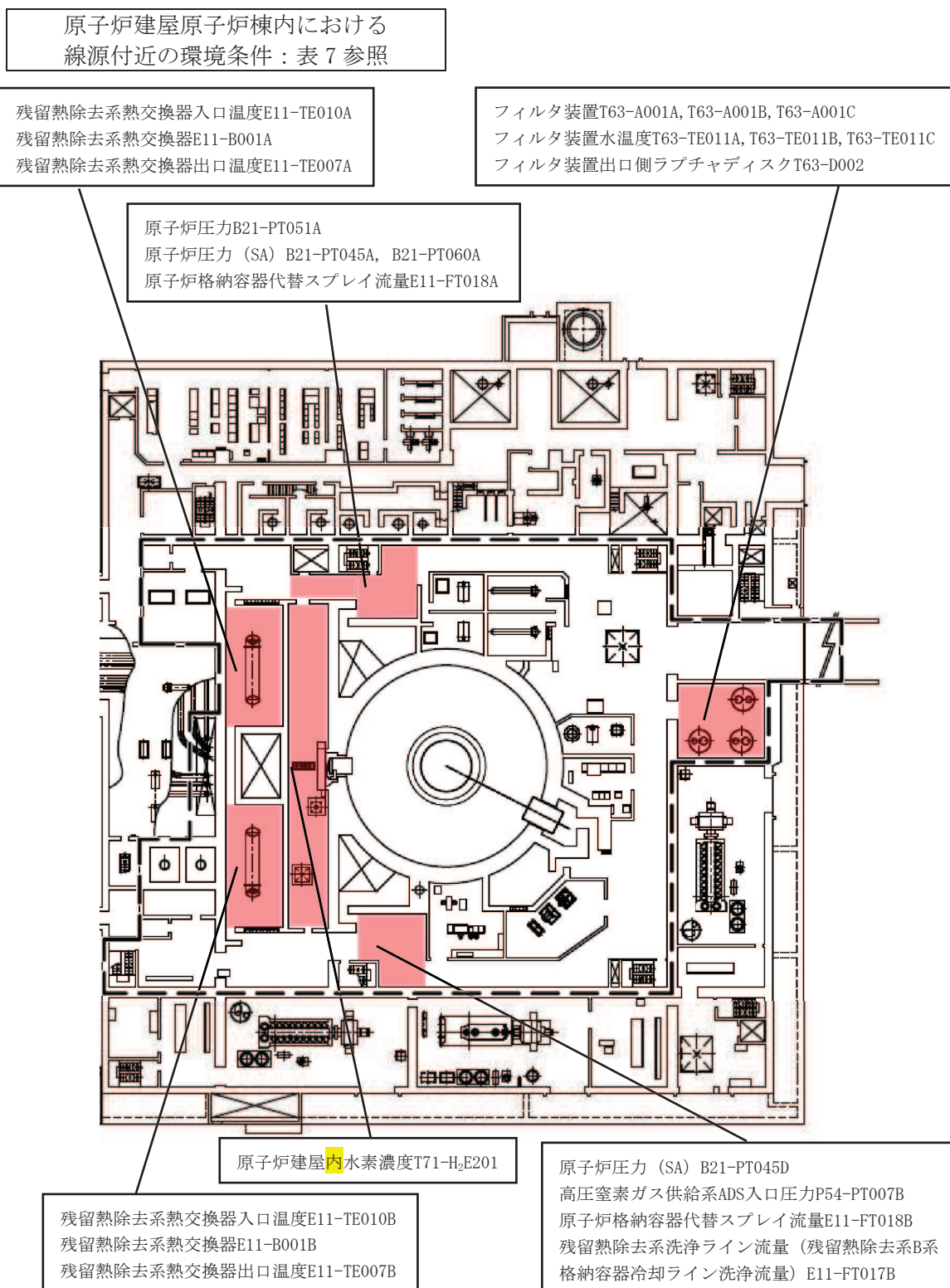
圧力抑制室圧力T48-PT019
 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量P42-FT016B

水圧制御ユニットC12-D001
 原子炉水位（広帯域）B21-LT036D, B21-LT037B, B21-LT037D

(原子炉建屋地下1階)

□内原子炉建屋原子炉棟(二次格納施設)を示す。

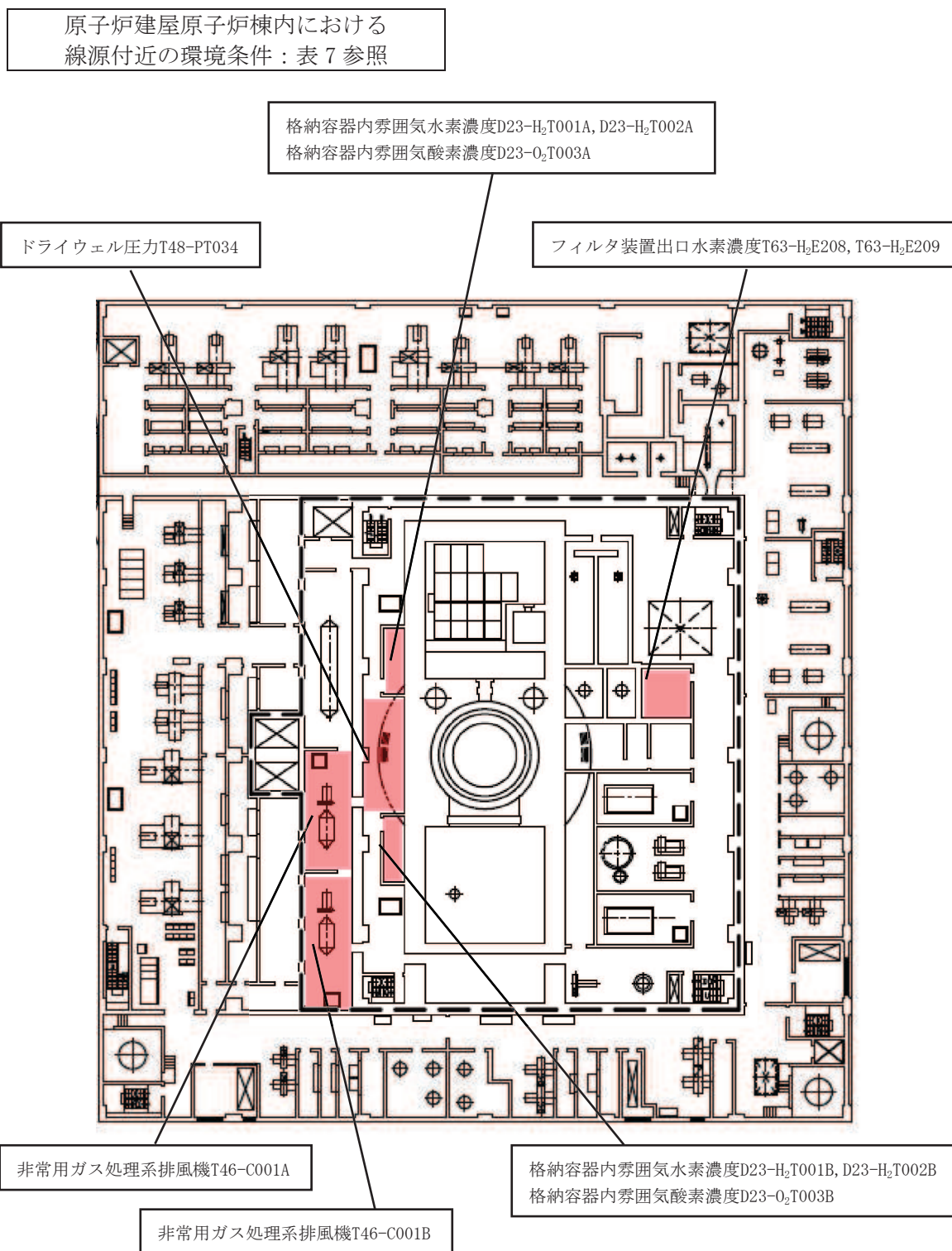
図13 個別に環境放射線を設定するエリア (3/5)



(原子炉建屋1階)

〔 〕内原子炉建屋原子炉棟(二次格納施設)を示す。

図13 個別に環境放射線を設定するエリア (4/5)



(原子炉建屋2階)

□内原子炉建屋原子炉棟(二次格納施設)を示す。

図13 個別に環境放射線を設定するエリア (5/5)

原子炉建屋付属棟内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

原子炉建屋付属棟内及びその他の建屋内は，原則として一律 10Gy 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 10Gy を超えるおそれのあるものは，以下に示すとおり個別に確認した値を環境放射線として設定する。

- ・放射線環境条件を設定する上で代表性のある事故シナリオを想定し，原子炉建屋付属棟内及びその他の建屋内における放射線源（代替循環冷却系*，中央制御室再循環フィルタ装置，緊急時対策所非常用フィルタ装置）の線量評価を行い，評価結果以上の線量を当該エリアにおける環境条件として設定する。
- ・また，放射線環境条件を設定する上で，放射線源と対象となる重大事故緩和設備との位置関係を考慮し，必要に応じて距離等による放射線の減衰効果を考慮する。

注記*：原子炉建屋付属棟内の代替循環冷却系からの線量影響については，添付資料 6 「原子炉建屋原子炉棟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」にて評価済みであるため本資料では評価を省略する。

原子炉建屋付属棟内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詳細な設定方法について，図 1～図 4 及び表 1～表 2 に示す。

また，具体的に放射線源からの距離等を考慮して放射線環境条件を定める設備を表 3 に，個別に放射線環境条件を設定するエリアを図 5 に示す。

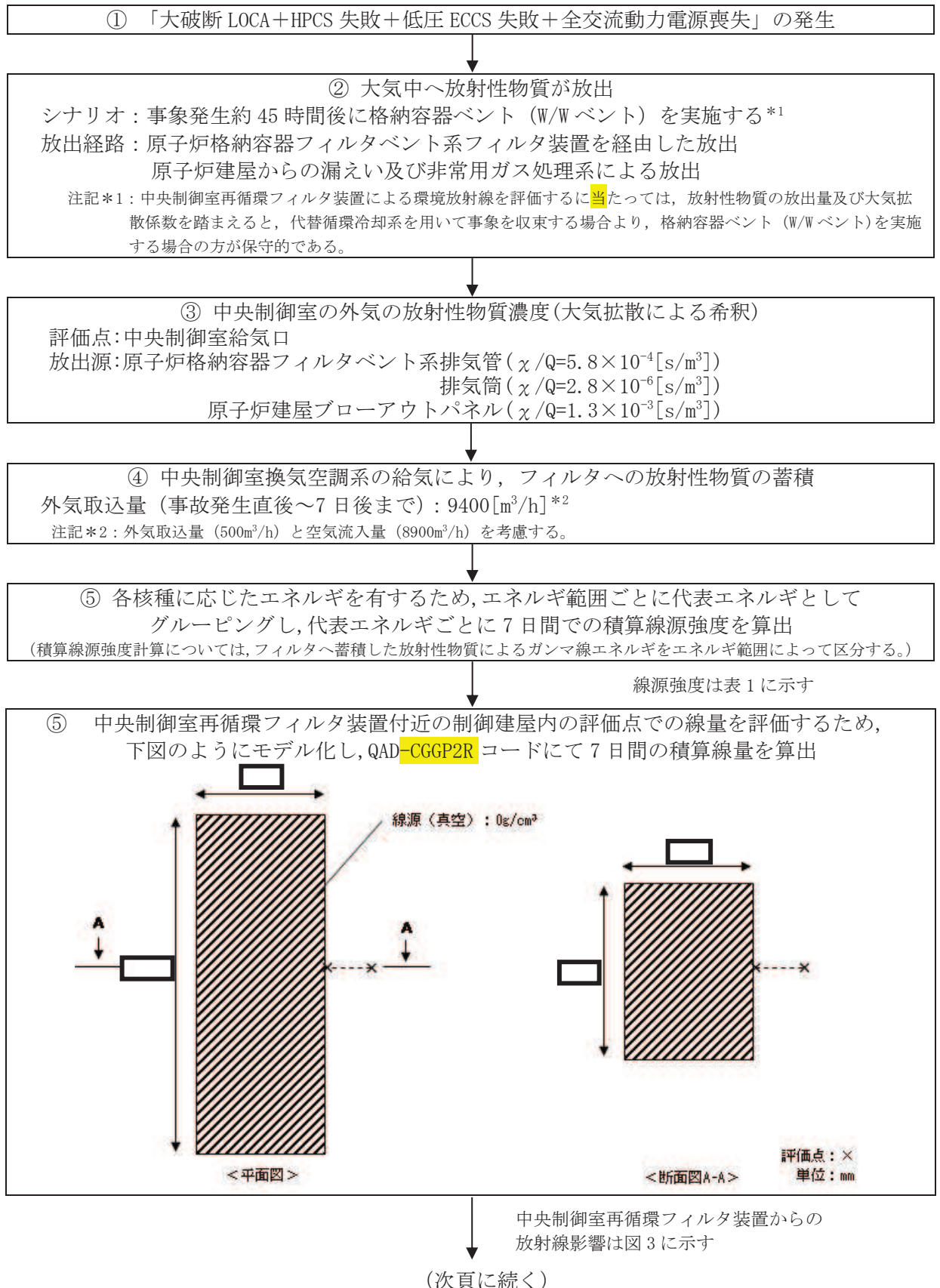


図 1 重大事故時におけるその他の建屋内の線源（中央制御室再循環フィルタ装置）付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図（1/2）

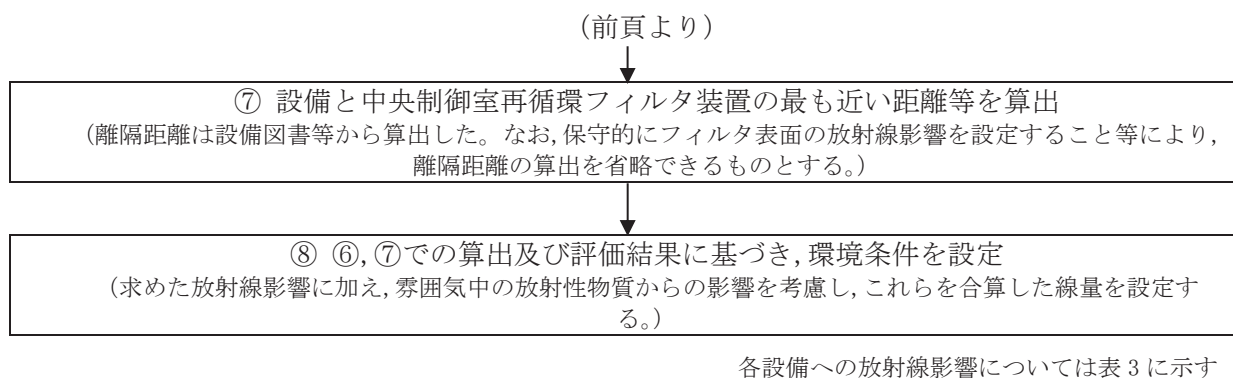
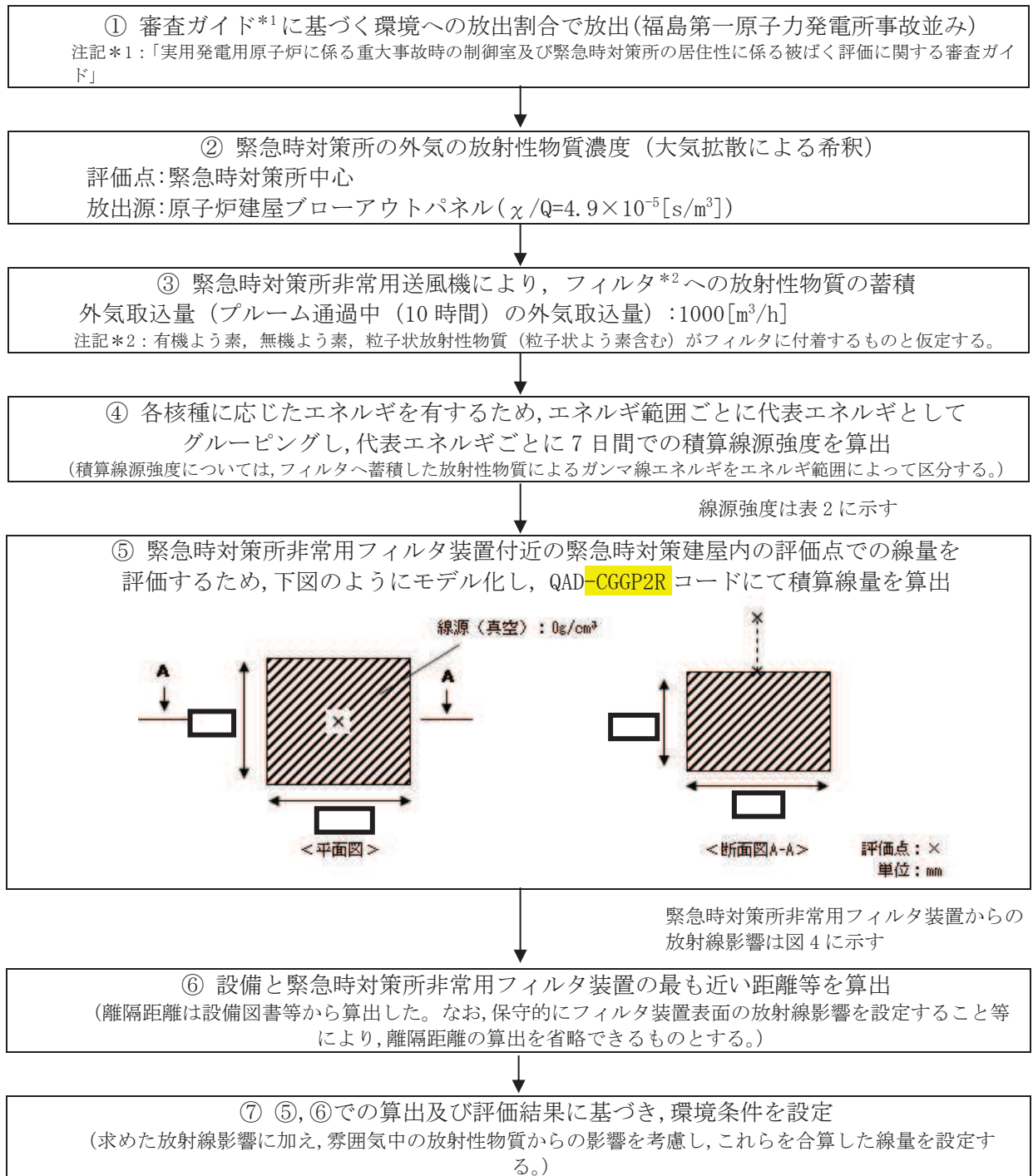


図1 重大事故時におけるその他の建屋内の線源（中央制御室再循環フィルタ装置）付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図（2/2）



各設備への影響については表3に示す

図2 重大事故時におけるその他の建屋内の線源(緊急時対策所非常用フィルタ装置)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中央制御室再循環フィルタ装置の線源強度

代表エネルギー (MeV)	7日間積算線源強度 (-)
0.01	約 1.33E+17
0.025	約 6.25E+16
0.0375	約 2.26E+16
0.0575	約 2.16E+16
0.085	約 3.05E+16
0.125	約 6.96E+15
0.225	約 7.15E+16
0.375	約 6.13E+17
0.575	約 2.48E+17
0.85	約 6.27E+16
1.25	約 2.61E+16
1.75	約 5.32E+15
2.25	約 9.31E+14
2.75	約 4.65E+13
3.5	約 2.61E+11
5	約 5.96E+03
7	約 6.86E+02
9.5	約 7.90E+01

表2 重大事故時における緊急時対策所非常用フィルタ装置の線源強度*

代表エネルギー (MeV)	7日間積算線源強度 (-)
0.01	約 5.72E+20
0.02	約 6.36E+20
0.03	約 1.31E+21
0.045	約 3.73E+20
0.06	約 2.29E+20
0.07	約 1.53E+20
0.075	約 3.17E+19
0.1	約 1.58E+20
0.15	約 1.30E+20
0.2	約 5.44E+20
0.3	約 1.09E+21
0.4	約 1.62E+21
0.45	約 8.08E+20
0.51	約 1.08E+21
0.512	約 3.59E+19
0.6	約 1.58E+21
0.7	約 1.80E+21
0.8	約 7.87E+20
1.0	約 1.57E+21
1.33	約 3.68E+20
1.34	約 1.11E+19
1.5	約 1.78E+20
1.66	約 2.95E+19
2.0	約 6.27E+19
2.5	約 2.89E+19
3.0	約 2.45E+18
3.5	約 7.55E+15
4.0	約 7.55E+15
4.5	約 1.35E+07
5.0	約 1.35E+07
5.5	約 1.35E+07
6.0	約 1.35E+07
6.5	約 1.56E+06
7.0	約 1.56E+06
7.5	約 1.56E+06
8.0	約 1.56E+06
10.0	約 4.77E+05
12.0	約 2.39E+05
14.0	0.00E+00
20.0	0.00E+00
30.0	0.00E+00
50.0	0.00E+00

注記* : 熱出力 1000MW, 相対濃度 1s/m³ で規格化したもの

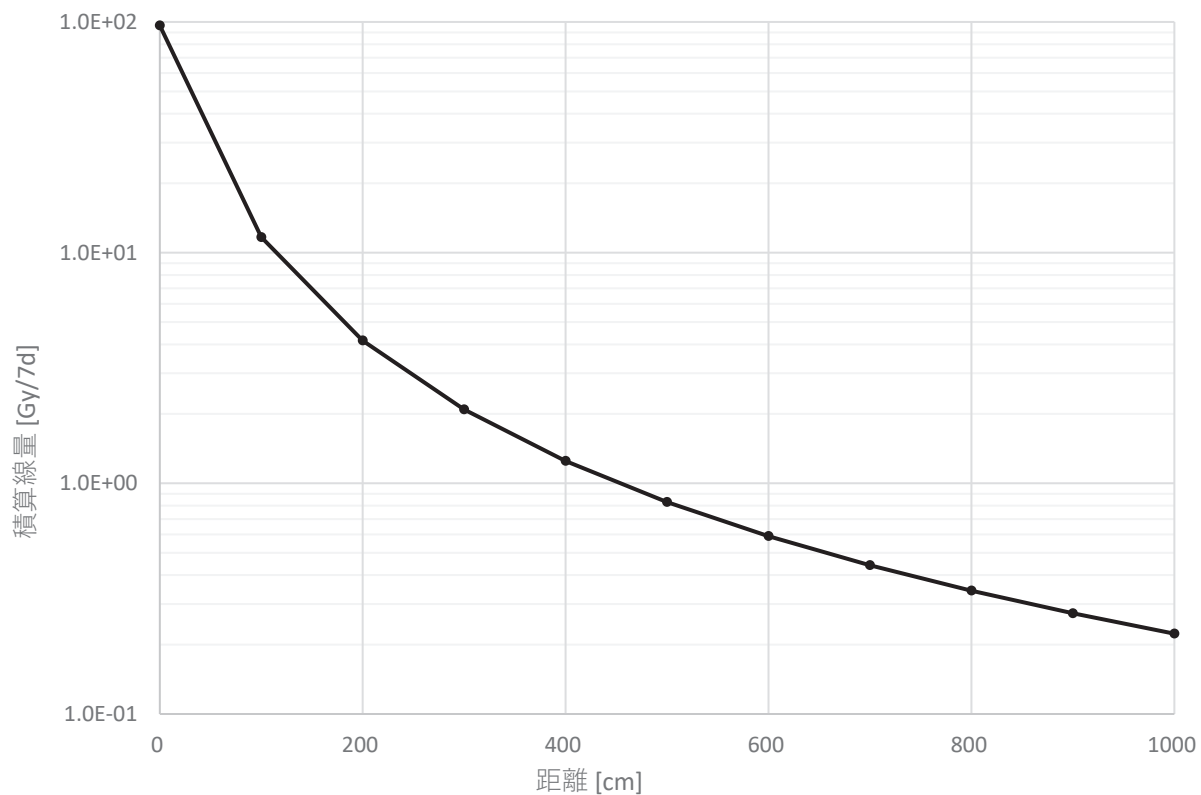


図3 中央制御室再循環フィルタ装置表面からの距離と線量

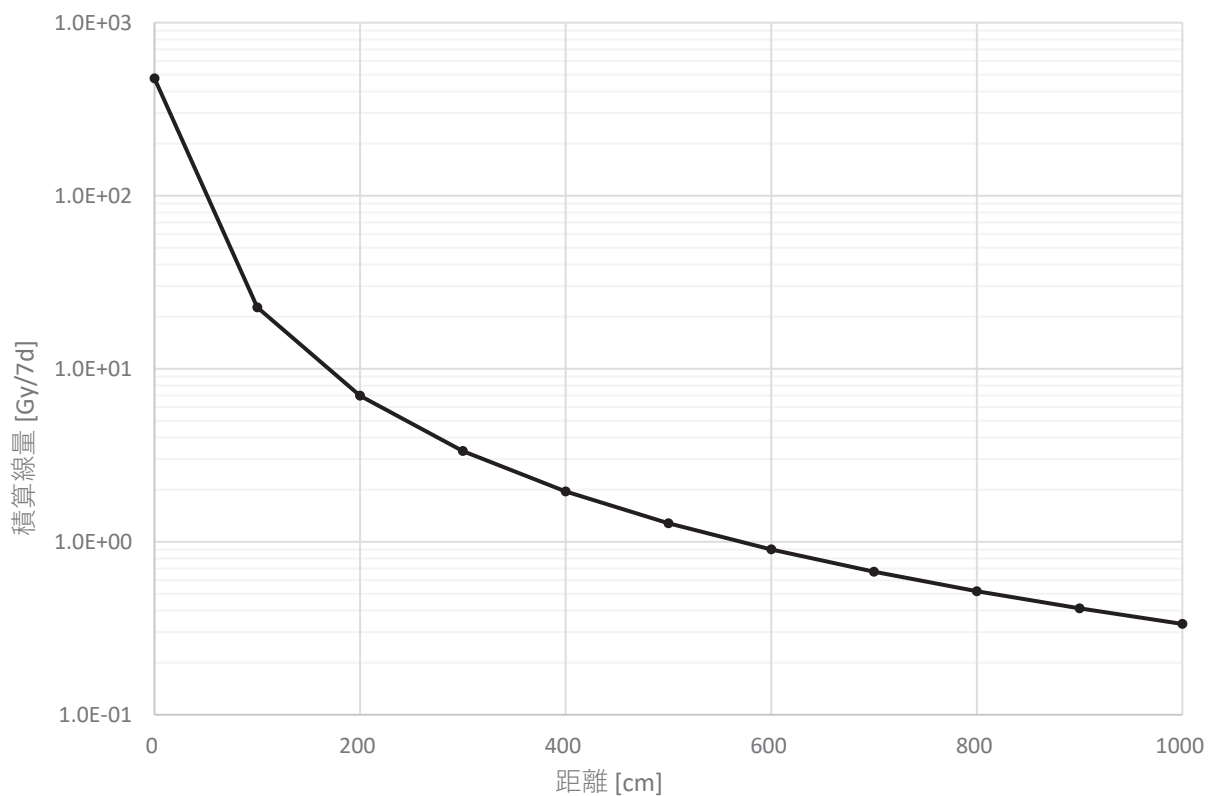


図4 緊急時対策所非常用フィルタ装置表面からの距離と線量

表3 放射線源からの距離等を考慮して放射線環境条件を定める設備

No.	対象設備	機器番号	空間 ^{*1}	代替循環冷却系 ^{*2}			中央制御室 再循環フィルタ装置 ^{*2*4}		緊急時対策所 非常用フィルタ装置 ^{*2*4}		合計
			[kGy]	距離[cm] ^{*3}	線源種類	[kGy]	距離[cm] ^{*3}	[kGy]	距離[cm] ^{*3}	[kGy]	
1	代替循環冷却ポンプ	E11-C002	0.01	0	250A配管	57.7	-	-	-	-	57.7
2	中央制御室排風機	V30-C002A	0.01	-	-	-	0	0.1	-	-	0.2
		V30-C002B	0.01	-	-	-	60	0.1	-	-	0.2
3	中央制御室再循環送風機	V30-C003A	0.01	-	-	-	0	0.1	-	-	0.2
		V30-C003B	0.01	-	-	-	60	0.1	-	-	0.2
4	中央制御室再循環フィルタ装置	V30-D201	0.01	-	-	-	0	0.1	-	-	0.2
5	緊急時対策所遮蔽	-	0.01	-	-	-	-	-	0	1.0	1.0
6	緊急時対策所非常用送風機	V83-C003A	0.01	-	-	-	-	-	0	1.0	1.0
		V83-C003B	0.01	-	-	-	-	-	0	1.0	1.0
7	緊急時対策所非常用フィルタ装置	V83-D002A	0.01	-	-	-	-	-	0	1.0	1.0
		V83-D002B	0.01	-	-	-	-	-	0	1.0	1.0

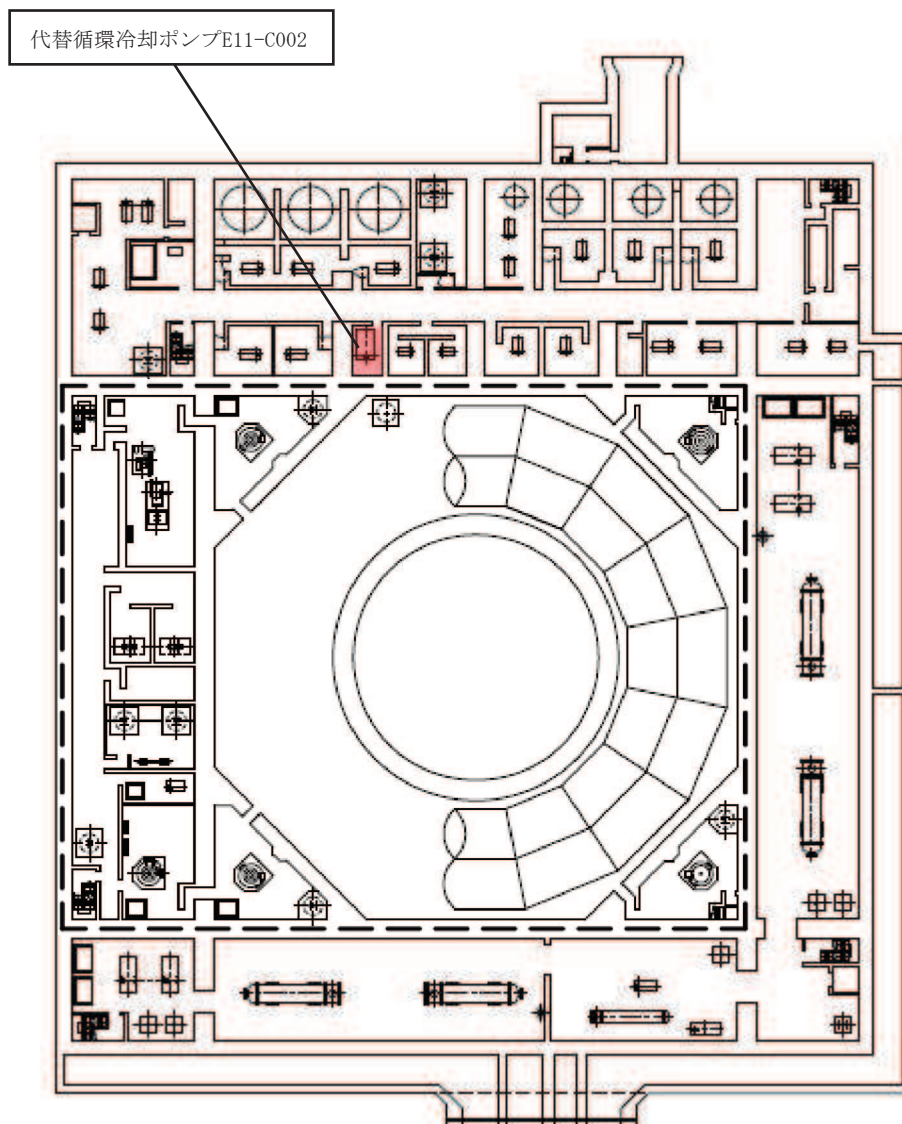
注記*1：空間とは雰囲気中の放射線影響を示す。

*2：代替循環冷却系，中央制御室再循環フィルタ装置，緊急時対策所非常用フィルタ装置の値は，機器の設置エリア又は周囲のエリアに高放射性物質を含む配管等が敷設されている場合において，それらの線源から対象機器への放射線影響を示すものである。複数の線源からの影響がある場合は，最も寄与の大きな線源からの距離及び線源種類を代表として記載する。

*3：距離とは高放射性物質を含む配管等と機器との最短距離を示すものであり，図3及び図4に示す距離と線量の関係より放射線影響について整理している。

*4：中央制御室再循環フィルタ装置及び緊急時対策所非常用フィルタ装置は評価対象の線源が単一であることから，線源種類は記載しない。

原子炉建屋付属棟内における
線源付近の環境条件：表3参照



(原子炉建屋地下3階)

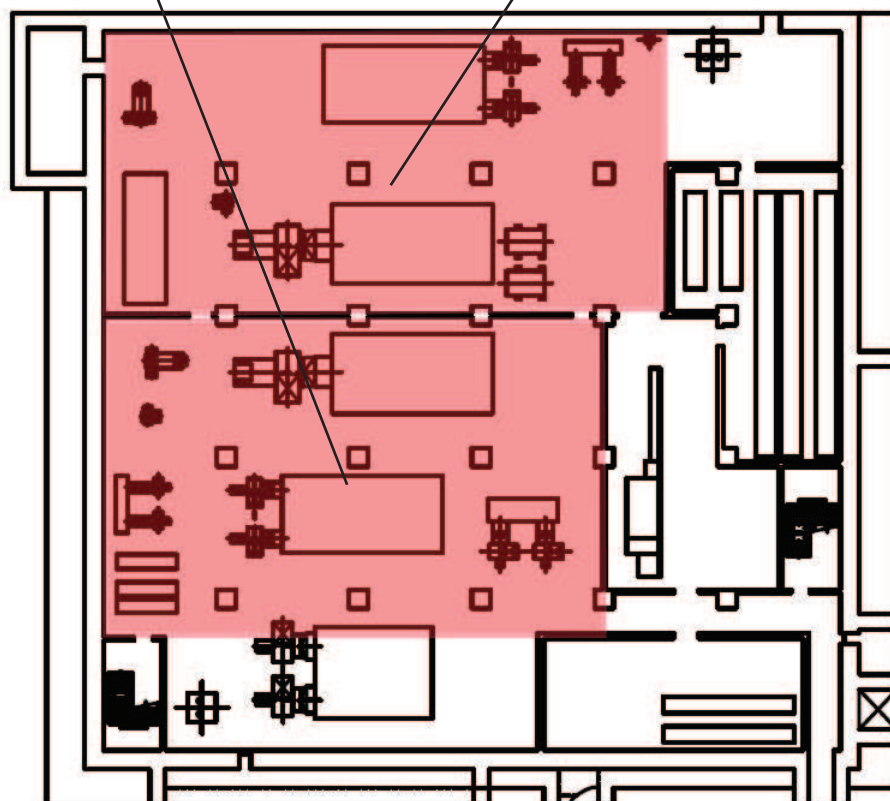
□内原子炉建屋原子炉棟(二次格納施設)を示す。

図5 個別に環境放射線を設定するエリア (1/3)

制御建屋内における線源付近の
環境条件：表 3 参照

中央制御室排風機V30-C002B
中央制御室再循環送風機V30-C003B

中央制御室排風機V30-C002A
中央制御室再循環送風機V30-C003A
中央制御室再循環フィルタ装置V30-D201

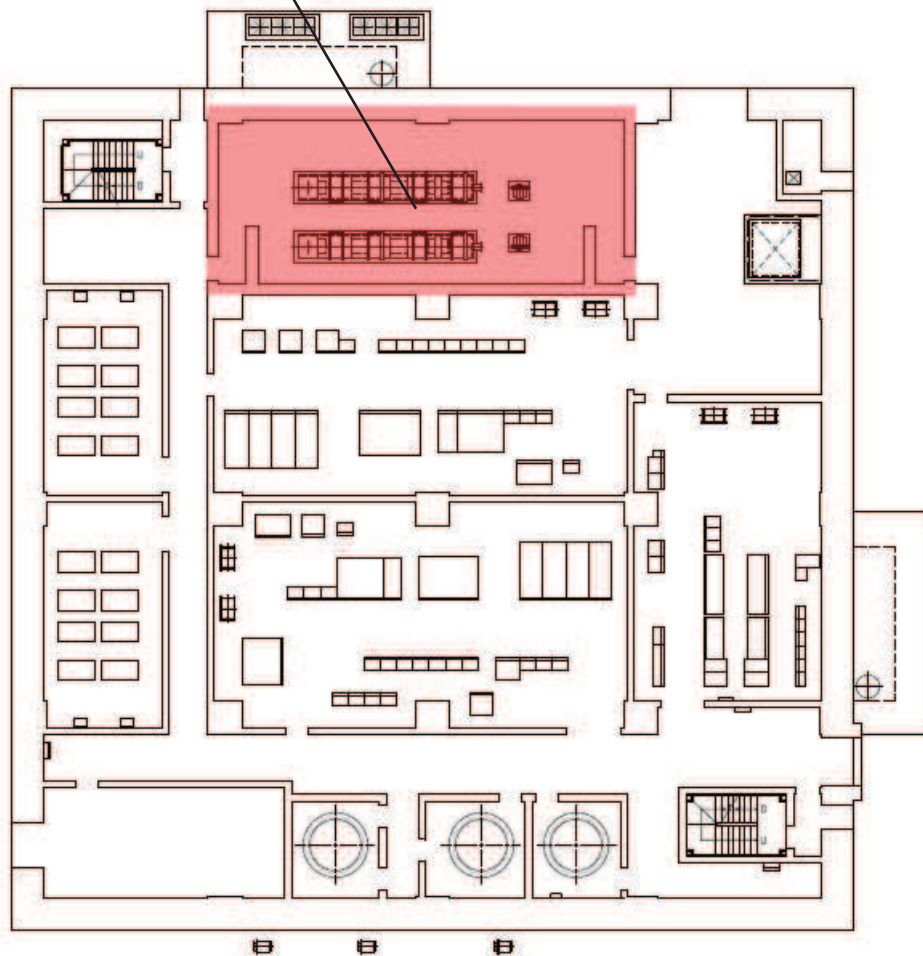


(制御建屋地下 2 階)

図 5 個別に環境放射線を設定するエリア (2/3)

緊急時対策建屋内における線源付近の
環境条件：表3参照

緊急時対策所遮蔽
緊急時対策所非常用送風機V83-C003A, V83-C003B
緊急時対策所非常用フィルタ装置V83-D002A, V83-D002B



(緊急時対策建屋 1階)

図5 個別に環境放射線を設定するエリア (3/3)

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460Gy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、100Gy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、炉心損傷後に原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心がペDESTALへ落下するまでは約4時間程度と考えられ、その間の原子炉建屋原子炉棟内における積算放射線量は100Gyを下回る*。なお、仮に原子炉圧力容器が破損しない場合であっても、タンク内の全てのほう酸を注入するのに掛かる時間は約2.5時間程度であるため、積算放射線量は100Gyを下回る。

注記 *：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線量の経時変化を下図に示す。

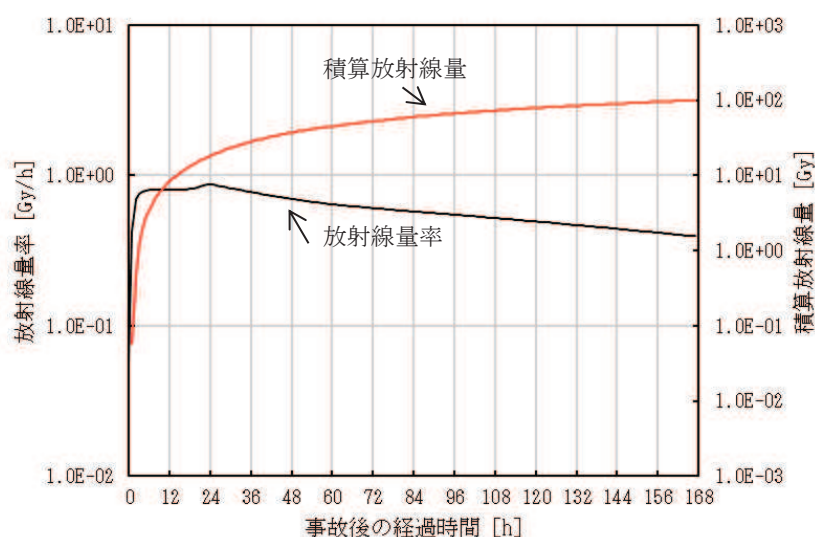


図 重大事故時における原子炉建屋原子炉棟内の放射線量率及び積算放射線量の経時変化

非常用ガス処理系の水素爆発防止対策について

1. 概要

1.1 概要

本資料は、非常用ガス処理系が重大事故時における環境下において系統内での水素爆発の防止対策について説明する。

1.2 設置目的

非常用ガス処理系は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の第74条（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）並びにその「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に適合するための設備として、重大事故時に原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に放射性物質を含むガスが漏えいした場合において、ガス中の放射性物質を、排気筒を経由して原子炉建屋外に排気することで、中央制御室の運転員等の被ばくを低減することを目的として設置するものである。

1.3 設備概要

非常用ガス処理系の概略系統図を、図1に示す。

本系統は、原子炉建屋原子炉棟3階（燃料取替床）に設けられた吸込口から原子炉建屋原子炉棟内のガスを吸い込み、2系統で構成する空気乾燥装置（デミスタ及び電気ヒータ）及び非常用ガス処理系排風機、1系統で構成するフィルタ装置（中性能エアフィルタ、高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタ）を経由して、排気筒から排気するものである。

なお、本系統は設計基準事故対処設備であるが、想定される重大事故時においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準事故対処設備と兼用）として使用する。重大事故時に使用する場合の系統構成は、設計基準事故対処設備としての系統構成と同じである。

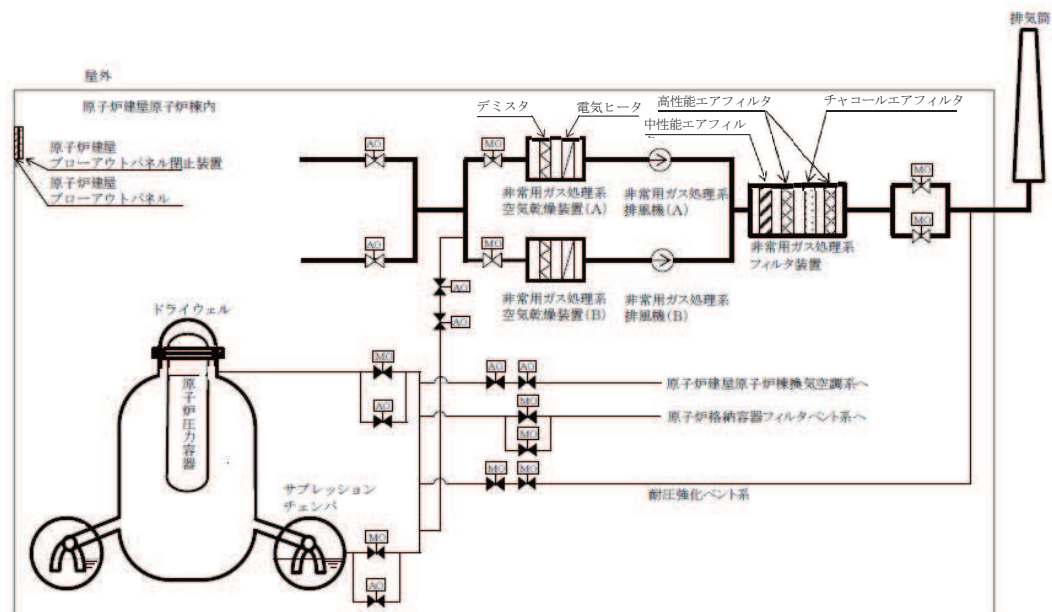


図1 非常用ガス処理系 系統概要図

2. 非常用ガス処理系系統内での水素爆発防止

2.1 水素流入の影響について

(1) 系統起動時の影響評価

系統に流入するガスに水素が含まれることから、系統内での水素の着火可能性について評価した。

本評価において、非常用ガス処理系に流入するガスの性状は、以下のとおり評価した。

- ・原子炉格納容器内で発生する水素を含むガスは、原子炉格納容器の圧力が限界圧力で維持された状態において想定される漏えい率で、原子炉建屋原子炉棟内に漏えいしてくるものとした。
- ・原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいしたガスの全量が、非常用ガス処理系に流入するものとした。
- ・非常用ガス処理系の定格容量（2500m³/h）のうち、上記の漏えいガス以外については、空気が流入してくるものとした。

その結果、非常用ガス処理系に流入する水素ガスの濃度は約0.3vol%となり、重大事故環境下での非常用ガス処理系の運転を考慮しても、水素が燃焼する濃度である4vol%に到達することはなく、着火の可能性はない。

(2) 系統停止時の影響評価

非常用ガス処理系は、系統を起動させた後、耐圧強化ベント系の使用が必要になった場合には、停止操作を実施する。また、原子炉建屋原子炉棟 3 階（燃料取替床）の水素濃度が上昇し、1.3vol%（※）に到達した場合にも非常用ガス処理系の停止操作を行う。

停止操作は、中央制御室でのスイッチ操作により系統を停止することが可能である。停止操作を行う場合には、可能な限り、原子炉建屋原子炉棟 3 階（燃料取替床）の水素濃度がゼロになっていることを確認し、水素が系統内に残存しないよう確認して停止操作を行う。

原子炉建屋原子炉棟 3 階（燃料取替床）の水素濃度が残存した状態で系統を停止する必要が生じた場合であっても、前述の系統起動時における保守的な評価条件下において、非常用ガス処理系内部の水素濃度は約 0.3vol%であり、系統内に残存した水素が燃焼限界濃度となることはなく、系統内で水素に着火する可能性はない。

（※）水素濃度計の計器誤差（±0.3vol%）及び非常用ガス処理系内での蒸気凝縮による水素濃度上昇（1.4倍に変化）を考慮しても可燃限界（4.0vol%）に到達しない水素濃度として設定

(3) 系統内での水素滞留について

非常用ガス処理系の系統内で水素が滞留する可能性のある箇所について評価を実施した。系統内で水素が滞留する可能性のある箇所について抽出した結果、図2に示すとおり主配管から分岐する上向きの分岐配管が抽出された。分岐部の詳細図を図3に示す。

評価を実施した結果、仮に停止基準である水素濃度1.3vol%が非常用ガス処理系の系統内に溜まり、当該分岐配管内で蒸気が全て凝縮した場合においても、分岐管内での水素濃度は

1.4vol%以下であることから、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。

【凡例】

- …原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(非常用ガス処理系)(当該設備の申請適用)
- …主配管から分岐する上向き分岐配管
- …非常用ガス処理系停止時に全開の弁
- …非常用ガス処理系停止時に全開の弁

注：斜めの分岐・合流部は水平に分岐合流している箇所を示す。

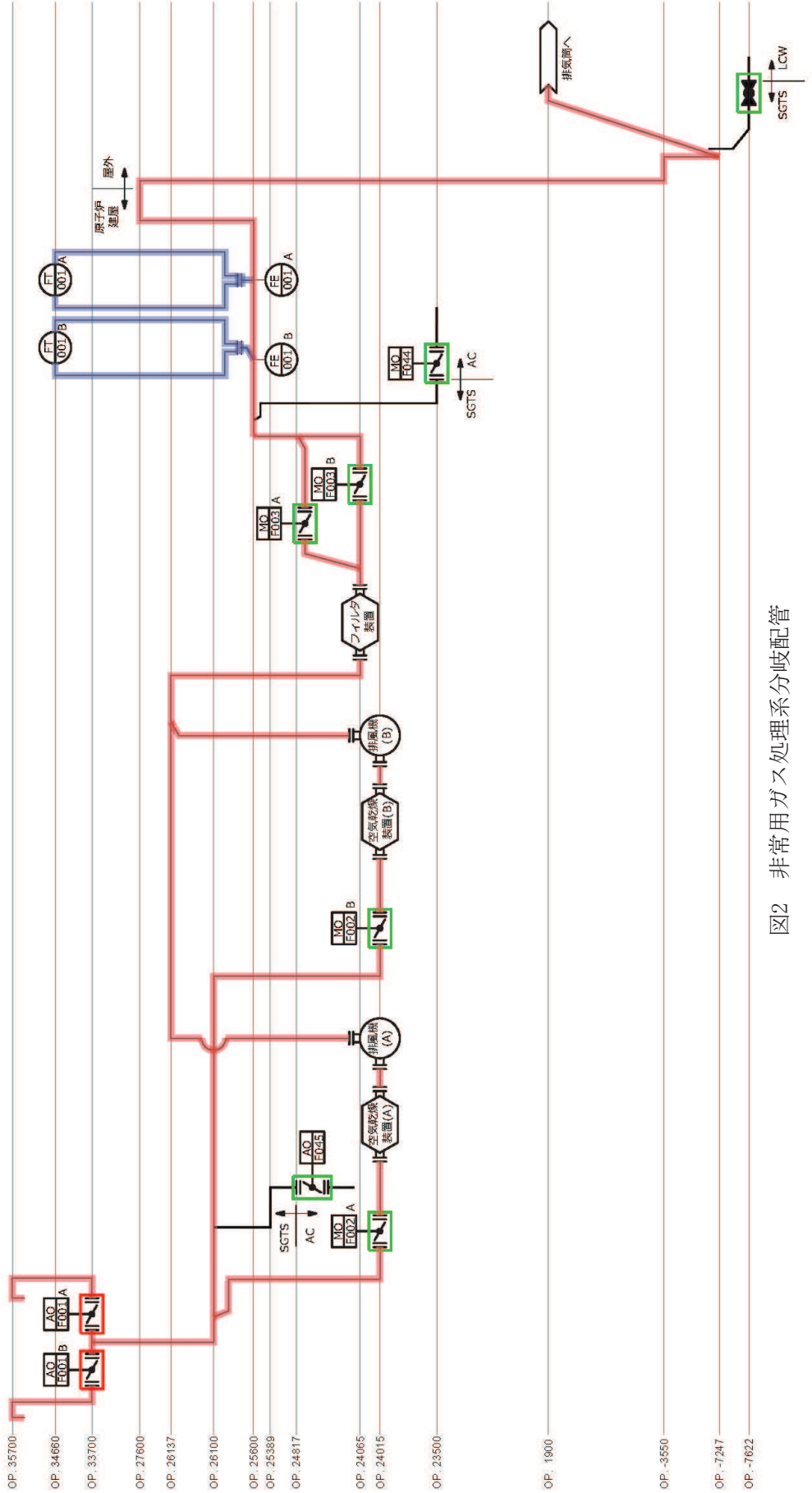


図2 非常用ガス処理系分岐配管

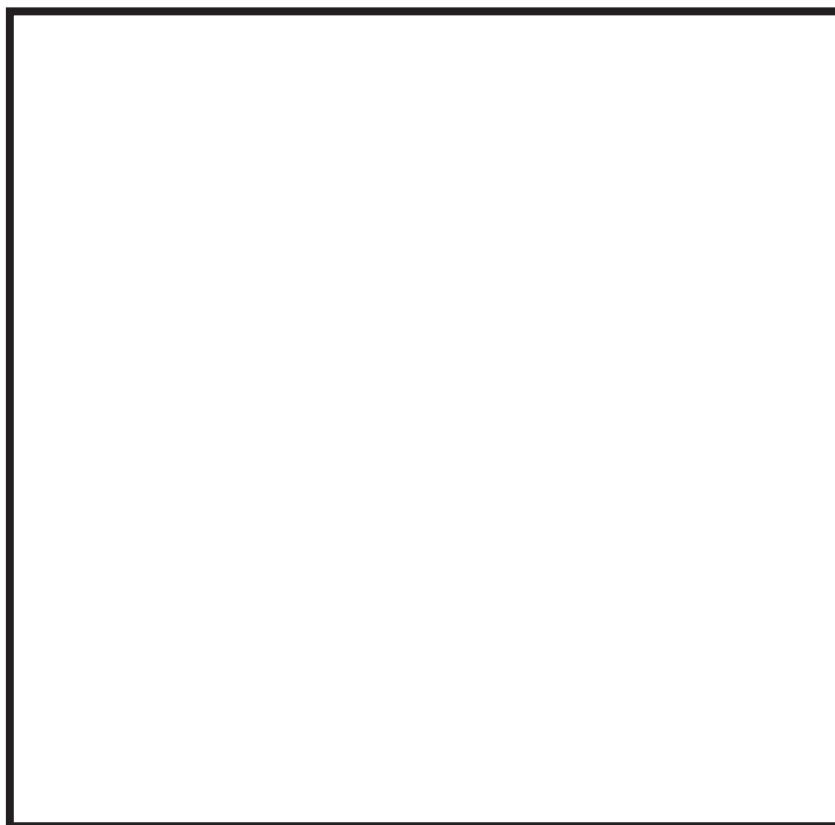


図3 非常用ガス処理系分岐部

(参考評価)

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 μ 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。また、主配管から分岐する上向きに分岐配管を評価対象とした。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。

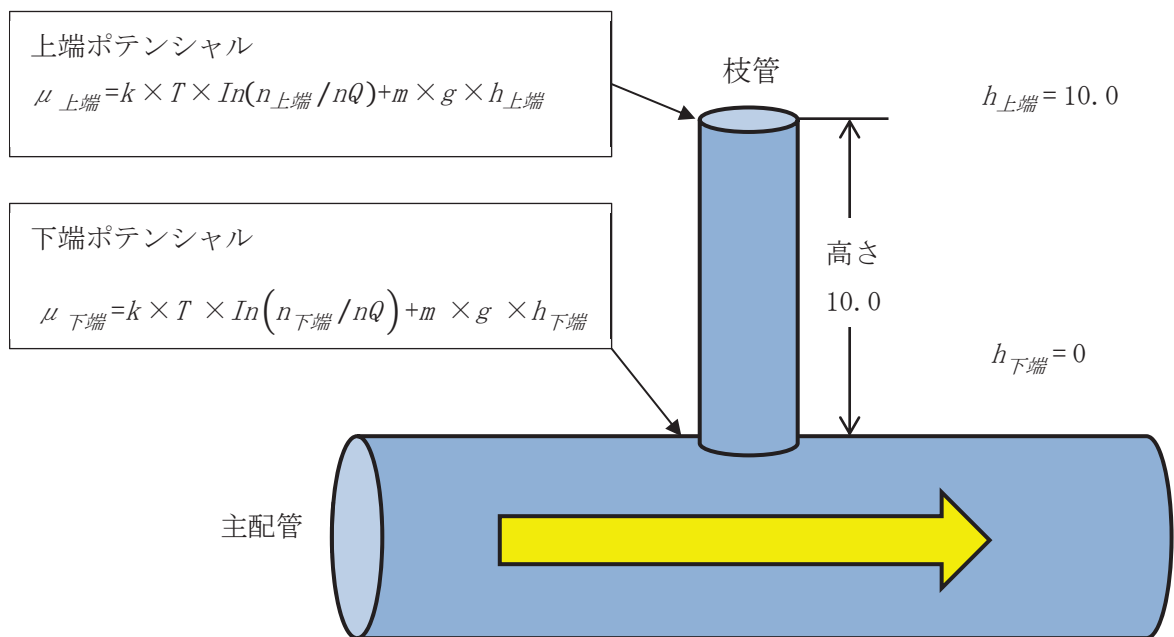


図 1-1 評価モデル

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。

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

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、上端での水素及び空気の割合 ($n_{上端}$)を求める。

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

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^{-23}	$\text{m}^2\text{kg} / \text{s}^2 / \text{K}$	
アボガドロ数	N_A	6.0221×10^{23}	1 / mol	
温度	T	413	K	非常用ガス処理系運転時の重大事故等時における使用温度
水素の分子質量	$m_{水素}$	3.348×10^{-27}	kg	分子量 2.016 (g/mol) / アボガドロ数
空気の分子質量	$m_{空気}$	4.811×10^{-26}	kg	分子量 28.97 (g/mol) / アボガドロ数
重力加速度	g	9.8067	m / s^2	
下端における水素の割合	$n_{下端水素}$	0.013	-	
下端における空気の割合	$n_{下端空気}$	0.987	-	
空間上端から下端までの高さ	h	10.0	m	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)より算出する。

$$\begin{aligned} n_{\text{上端水素}} &= n_{\text{下端水素}} \times \exp\left(-m_{\text{水素}} \times g \times h_{\text{上端}} / (k \times T)\right) \\ &= 0.013 \times \exp\left(-3.348 \times 10^{-27} \times 9.8067 \times 10.0 / (1.3807 \times 10^{-23} \times 413)\right) \\ &= 0.012999 \end{aligned}$$

次に、上端における空気の割合を式(2)により算出する。

$$\begin{aligned} n_{\text{上端空気}} &= n_{\text{下端空気}} \times \exp\left(-m_{\text{空気}} \times g \times h_{\text{上端}} / (k \times T)\right) \\ &= 0.987 \times \exp\left(-4.811 \times 10^{-26} \times 9.8067 \times 10.0 / (1.3807 \times 10^{-23} \times 413)\right) \\ &= 0.986183 \end{aligned}$$

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。

$$\begin{aligned} N_{\text{上端水素}} &= n_{\text{上端水素}} / \left(n_{\text{上端空気}} + n_{\text{上端水素}}\right) \times 100 \quad \dots \dots \dots \text{式(3)} \\ &= 1.3009 \text{ vol}\% \end{aligned}$$

3. 評価結果

枝管の下端（主配管）の水素濃度が 1.3vol% であるとき、枝管の上端において、水素濃度は 1.4vol% 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 4vol% 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, II 光, 熱, 波動, 岩波書店, 1986

原子炉格納容器内の重大事故環境下で機能が要求される計装機器ケーブルについて

1. 概要

NRA 技術報告「重大事故環境下におけるケーブルの絶縁特性の分析 (NTEC-2019-1002)」(以下「NRA 技術報告」という。)において、原子炉格納容器内の重大事故環境を模擬した蒸気暴露中のケーブルの絶縁低下が計器誤差に与える影響について報告されている。

NRA 技術報告に対して、ATENA が実機プラントへの影響を調査し、NRA 技術報告内容と事業者試験を踏まえた確認結果を、「第3回/第4回経年劣化管理に係る ATENA との実務レベルの技術的意見交換会 (令和2年5月22日/6月1日)」にて報告している。ATENA の報告によると、原子炉格納容器内の重大事故環境下で機能が要求される計装機器である熱電対は $10^3 \Omega$ 、測温抵抗体は $10^5 \Omega$ 、水素濃度計は $10^5 \Omega$ 程度から計器誤差の懸念があり、また、電極式水位計は水中では $10^4 \Omega$ オーダー、気中では $10^6 \Omega$ オーダーを検知する必要がある。これに対して、MI ケーブルは重大事故環境を模擬した蒸気暴露試験において試験中に実測した絶縁抵抗値は $3.0 \times 10^8 \Omega \text{m}$ 以上あることを確認しており、ケーブル長約100m の場合においても $10^6 \Omega$ オーダー*の絶縁抵抗を満足することから、原子炉格納容器内の重大事故環境下で計器誤差や検知性に与える影響は小さく、問題ないことが確認されている。

本資料では、女川原子力発電所第2号機における対象計装機器、ケーブル種別及び健全性評価結果を示す。

* 蒸気暴露試験の結果を用いて1m 当たりの絶縁抵抗値を $3.0 \times 10^8 \Omega \text{m}$ とした場合、100m 当たりの絶縁抵抗値は、 $3.0 \times 10^8 \Omega \text{m} \div 100\text{m} = 3.0 \times 10^6 \Omega$ となる。

2. 対象計装機器ケーブル種別

原子炉格納容器内の重大事故環境下で機能が要求される対象計装機器及びケーブル種別を表1に示す。なお、対象計装機器のケーブルは、起動前までに全てMI ケーブルに交換することとしている。

表1 原子炉格納容器内の重大事故環境下で機能が要求される計装機器のケーブル

監視パラメータ	計装機器	個数	ケーブル種別	ケーブル長(最長)
原子炉圧力容器温度	熱電対	5	MI	
ドライウェル温度	熱電対	11	MI	
圧力抑制室内空気温度	熱電対	4	MI	
サプレッションプール水温度	測温抵抗体	16	MI	
原子炉格納容器下部水位	電極式水位計	12	MI	
原子炉格納容器下部温度	熱電対	12	MI	
ドライウェル水位	電極式水位計	6	MI	
格納容器内水素濃度 (D/W)	水素濃度計	2	MI	
格納容器内水素濃度 (S/C)	水素濃度計	2	MI	

3. 健全性評価結果

表1の MI ケーブル長は、最長で「サプレッションプール水温度」の約 m であり、測温抵抗体は $10^5 \Omega$ オーダーから計器誤差の懸念があるが、約 m の場合においても絶縁抵抗値は $10^6 \Omega$ オーダー*を満足することから、原子炉格納容器内の重大事故環境下で計器誤差に与える影響は小さく、問題ないことを確認した。

* 蒸気暴露試験の結果を用いて1m 当たりの絶縁抵抗値を $3.0 \times 10^8 \Omega \text{m}$ とした場合、 m 当たりの絶縁抵抗値は、 $3.0 \times 10^8 \Omega \text{m} \div$ m = となる。