

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-添1-058改01
提出年月日	2022年4月21日

VI-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書

2022年4月

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

目 次

1. 概要	1
2. 中央制御室の居住性に関する基本方針	1
2.1 基本方針	1
2.2 適用基準, 適用規格等	2
3. 中央制御室の居住性を確保するための防護措置	5
3.1 換気設備	5
3.2 生体遮蔽装置	8
3.3 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	8
3.4 資機材, 要員の交替等	9
3.5 可搬型照明	9
3.6 代替電源	9
4. 中央制御室の居住性評価	10
4.1 線量評価	10
4.1.1 評価方針	10
4.1.2 評価条件及び評価結果	35
4.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価	48
4.2.1 設計基準事故時における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価方針	48
4.2.2 設計基準事故時における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価結果	49
4.2.3 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価方針	49
4.2.4 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価結果	51
4.2.5 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室待避室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価方針	52
4.2.6 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室待避室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価結果	54
4.3 中央制御室の居住性評価のまとめ	55
5. 熱除去の評価	56
5.1 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽の熱除去の評価	56
5.1.1 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽における入射線量の設定方法	56
5.1.2 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽の温度上昇の計算方法	56
5.2 原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽の熱除去の評価	56

5.2.1	原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽における入射線量の設定方法	56
5.2.2	原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽の温度上昇の計算方法	57
5.3	温度上昇のまとめ	57
別添1	空気流入率試験について	
別添2	中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタ除去性能の維持について	
別添3	運転員の交替要員体制について	
別添4	中央制御室の居住性評価に係る各被ばく評価における原子炉建物ブローアウトパ ネルの取扱いについて	
別添5	中央制御室待避室遮蔽に係るストリーミングの考慮について	

1. 概要

本説明書は、「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」（以下「技術基準規則」という。）第 38 条及び第 74 条並びにそれらの「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」（以下「解釈」という。）に基づく中央制御室（「1,2 号機共用」（以下同じ。））の居住性について、居住性を確保するための基本方針、居住性に係る設備の設計方針、放射線防護措置の有効性を示す評価等を含めて説明するものである。

2. 中央制御室の居住性に関する基本方針

2.1 基本方針

- (1) 原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、中央制御室の気密性、遮蔽その他の適切な放射線防護装置、気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切な防護装置を講じる。
- (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を施設する。

中央制御室は、以下の設備により居住性を確保する。

a. 換気設備

(a) 中央制御室空調換気系

- イ. 中央制御室送風機
- ロ. 中央制御室非常用再循環送風機
- ハ. 中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ
- ニ. 中央制御室空調換気系（中央制御室外気取入ダクト）
- ホ. 中央制御室給気外側隔離弁（CV246-17）
- ヘ. 中央制御室給気内側隔離弁（CV264-18）
- ト. 中央制御室排気内側隔離弁（AV264-5）
- チ. 中央制御室排気外側隔離弁（AV264-6）
- リ. 中央制御室非常用再循環装置入口隔離弁（AV-264-7(A/B)）
- ヌ. 中央制御室外気取入調節弁（MV264-1）

(b) 中央制御室空気供給系

- イ. 中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）
- ロ. 中央制御室空気供給系配管

b. 生体遮蔽装置

- (a) 中央制御室遮蔽（「1 号機設備，1，2 号機共用」（以下同じ。））
- (b) 中央制御室待避室遮蔽
- (c) 原子炉二次遮蔽
- (d) 補助遮蔽

また、その他の居住性に係る設備として、計測制御系統施設の可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により、中央制御室内及び中央制御室待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握する。さらに、計測制御系統施設のLEDライト（三脚タイプ）により、炉心の著しい損傷が発生した場合に必要な照度を確保する。なお、中央制御室空調換気系及びLEDライト（三脚タイプ）は、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機からの給電が可能な設計とする。

これら居住性を確保するための設備及び防護具の配備、着用等運用面の対策を考慮して被ばく評価並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価を行い、その結果から、中央制御室の居住性確保について評価する。

設計基準事故時における居住性評価のうち被ばく評価に当たっては、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成21・07・27 原院第1号 平成21年8月12日）（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）に従って放射性物質等の評価条件及び評価手法を考慮し、居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足できることを評価する。

炉心の著しい損傷が発生した場合における居住性評価のうち被ばく評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（令和3年6月23日 原規技発第2106233号 原子力規制委員会決定）（以下「審査ガイド」という。）を参照して、放射性物質等の評価条件及び評価手法を考慮し、居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足できることを評価する。

また、居住性評価のうち中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価に当たっては、「労働安全衛生法（昭和47年法律第57号）事務所衛生基準規則」（昭和47年9月30日労働省令第43号）（以下「事務所衛生基準規則」という。）、「労働安全衛生法（昭和47年法律第57号）酸素欠乏症等防止規則」（昭和47年9月30日労働省令第42号）（以下「酸素欠乏症等防止規則」という。）及び「鉱山保安法（昭和24年法律第70号）鉱山保安法施行規則」（平成16年9月27日経済産業省令第96号）（以下「鉱山保安法施行規則」という。）の労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容基準に準拠し、許容基準を満足できることを評価する。

2.2 適用基準，適用規格等

中央制御室の居住性に適用する基準，規格等は、以下のとおりとする。

- ・ 解釈
- ・ 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成17年12月16日 平成17・12・15 原院第5号）
- ・ 被ばく評価手法（内規）
- ・ 鉱山保安法施行規則
- ・ 酸素欠乏症等防止規則

- ・ 事務所衛生基準規則
- ・ 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（昭和 51 年 9 月 28 日 原子力委員会決定，平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）
- ・ 被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について（（原子力安全委員会了承，平成元年 3 月 27 日）一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日）
- ・ 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成 2 年 8 月 30 日 原子力安全委員会決定，平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）
- ・ 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和 57 年 1 月 28 日 原子力安全委員会決定，平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）
- ・ 原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（J E A C 4 6 2 2 -2009）（平成 21 年 6 月 23 日制定）
- ・ 技術基準規則
- ・ Compilation of Fission Product Yields (NEDO-12154-1, M.E.Meek and B.F.Rider, Vallecitos Nuclear Center, 1974)
- ・ 空気調和・衛生工学便覧 第 14 版（平成 22 年 2 月）
- ・ 沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について HLR-021 訂 9 株式会社日立製作所，平成 16 年 1 月
- ・ 「放射線施設のしゃへい計算 実務マニュアル 2015」のデータ集「放射線施設の遮蔽計算実務（放射線）データ集 2015」（公益財団法人原子力安全技術センター）
- ・ ICRP Publication 71, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients", 1995
- ・ ICRP Publication 72, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients", 1996
- ・ 空気調和・衛生工学会規格 SHASE-S116-2003(2004)
- ・ 審査ガイド
- ・ JENDL-3.2 に基づく O R I G E N 2 用ライブラリ：ORLIBJ32（JAERI-Data/Code 99-003（1999 年 2 月））
- ・ BNWL-1244, "Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays - Containment Systems Experiment Interim Report", February 1970
- ・ L.Soffer, et al., "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants", NUREG-1465, February 1995
- ・ NUPEC 平成 9 年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成 10 年 3 月）
- ・ NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99

- NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks:Quantification of Major Input Parameters” ,February 1994
- R.G.1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors”
- Standard Review Plan 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System” , March 2007
- Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System” , March 2007
- R.K. HILLIARD, A.K. POSTMA, J.D. McCORMACK and L.F. COLEMAN, “Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment” ,Nuclear Technology, Vol.10, p.499-519, April 1971
- NUREG-0800 Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System” ,Rev.1,3/2007.
- JAEA-Technology 2011-026 「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討」
- 2007 年制定 コンクリート標準示方書 構造性能照査編, 土木学会
- 2013 年改定 建築工業標準仕様書・同解説 JASS 5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会
- K. Shibata, et al., “Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3 : JENDL-3.3” , J.Nucl.Sci.Technol., 39, 1125 (2002)
- K.Kosako , N.Yamano , T.Fukahori , K.Shibata and A.Hasegawa , “ The Libraries FSXLIBand MATXSLIB based on JENDL-3.3” , JAERI-Data/Code 2003-011 (2003)

3. 中央制御室の居住性を確保するための防護措置

中央制御室は、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室内に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室の気密性並びに中央制御室空調換気系及び中央制御室遮蔽、原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽の機能とあいまって事故後 30 日間で 100mSv を超えない設計とする。

また、炉心の著しい損傷の発生を想定した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を施設し、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室内に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、全面マスク等の着用及び運転員の交替要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室の気密性並びに中央制御室空調換気系、中央制御室空気供給系、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽の機能とあいまって事故後 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

さらに、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度は、事故対策のための活動に支障がない濃度の維持及び抑制ができる設計とする。

中央制御室の居住性を確保するための設備及び防護具の配備、着用等運用面の対策を以下のとおり講じる。

3.1 換気設備

中央制御室は、以下の設備により換気を行う設計とする。

(1) 換気設備

- a. 中央制御室空調換気系
- b. 中央制御室空気供給系

設計基準事故時は、外気を遮断し、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通した系統隔離運転とし、フィルタを通らない空気流入により放射性物質が中央制御室内に取り込まれた場合においても、運転員を放射性物質による外部被ばく及び内部被ばくから防護することで、居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足する設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合には、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタにより放射性物質を低減した外気を用いて中央制御室バウンダリ内を正圧化することにより、**フィルタを通らない放射性物質を含む外気の中央制御室へのインリーク**を防ぐことができる設計とし、運転員を放射性物質による外部被ばく及び内部被ばくから防護することで、居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足する設計とする。また、炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、中央制御室空調換気系は外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通る系統隔離運転モードとすることにより、中央制御室バウンダリを外気から隔離するとともに、中央制

御室待避室を中央制御室空気供給系で正圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とする。

中央制御室空調換気系は、設計上の空気の流入率を 0.5 回/h を維持する設計とする。

中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通らない中央制御室内への空気流入率は、試験結果を踏まえ、基準地震動 S_s による地震力によるせん断ひずみを上回る建物の最大せん断ひずみが許容限界に達した場合における空気流入率の増加を考慮しても、0.5 回/h を下回るように維持及び管理を行う。空気流入率試験結果の詳細については、別添 1「空気流入率試験について」に示す。

耐震に関する気密性の維持の基本方針を VI-2-1「耐震設計の基本方針」に示す。また、中央制御室内への空気流入率の増加の詳細については、VI-2-8-4-3「中央制御室遮蔽の耐震性に関する説明書」に示す。

重大事故等が発生した場合における炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系を作動させる場合に、運転員の被ばくを低減するため、中央制御室内に中央制御室待避室を設置する。

炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系を作動させる場合には、中央制御室待避室内に待避可能とし、中央制御室空気供給系により 10 時間正圧化する設計とする。

中央制御室と大気及び、中央制御室と中央制御室待避室との間の正圧化に必要な差圧が確保できていることを把握するため、中央制御室差圧計及び待避室差圧計を使用する。

中央制御室は、中央制御室内へのフィルタを通らない放射性物質のインリークを防ぐため設計上の圧力値を大気に対して 20Pa[gage]以上に設定する。

また、中央制御室待避室は、待避室内への放射性物質の流入を防ぐため設計上の圧力値を中央制御室に対して 10Pa 以上に設定する。

中央制御室空調換気系は、外部電源が喪失した場合、非常用ディーゼル発電設備から給電される。また、炉心の著しい損傷が発生した場合にも、非常用ディーゼル発電設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用し、非常用ディーゼル発電設備が使用できない場合は、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電できる設計とする。

中央制御室空調換気系は、中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対しても中央制御室空調換気系の外気取入れを手動で遮断し、系統隔離運転に切り替えることにより、運転員その他従事者を外部からの自然現象等から防護できる設計とする。

また、中央制御室空調換気系は、系統隔離運転による酸欠防止を考慮して外気取入れの再開が可能な設計とするが、設計基準事故時の被ばく評価期間であり、かつ、火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物の継続時間を上回る 30 日間の中央制御室への空調換気系による空気の取り込みを一時的に停止した場合においても、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない濃度を確保できる設計とする。

さらに、炉心の著しい損傷が発生した場合は、中央制御室空調換気系の加圧運転により、炉心の著しい損傷が発生した場合の被ばく評価期間である 7 日間における中央制御室の正圧化においても、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない濃度を確保できる設計とする。

(2) 中央制御室空調換気系粒子用高効率フィルタ

粒子用高効率フィルタのろ材は、ガラス繊維をシート状にしたもので、エアロゾルを含んだ空気がろ材を通過する際に、エアロゾルがガラス繊維に衝突・接触することにより捕集される。

粒子用高効率フィルタによる微粒子の除去効率は、99.9%以上となるよう設計する。この除去効率（設計値）は、適切に維持及び管理を行う。

上記の粒子用高効率フィルタ除去効率が、炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価条件下においても適用できることを以下に確認する。

a. 温度及び湿度条件

中央制御室を設置している制御室建物は、原子炉建物から離れた位置にあるため、温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることはなく、フィルタの性能が低下するような環境にはならない。

b. 保持容量

粒子用高効率フィルタの保持容量は約 13000g である。（別添 2 参照）

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（原子炉格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンス「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオにおいて大気中へ放出され、粒子用高効率フィルタに流入するエアロゾルの量を評価したところ、約 $3.2 \times 10^{-3} \text{g}$ となった。これは、安定核種も考慮して、保守的に格納容器フィルタベント系による除去効果を見逃して評価したものである。また、微粒子は格納容器フィルタベント系排気管及び原子炉建物から放出されるものとして、大気拡散効果を考慮し、中央制御室内に取り込まれた微粒子は、全量が粒子用高効率フィルタに捕集されるものとした。

以上のとおり、炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価条件下においても粒子用高効率フィルタには、微粒子を十分に捕集できる容量があるので、粒子状放射性物質に対するフィルタ除去効率 99.9%以上は確保できる。

(3) 中央制御室空調換気系チャコールフィルタ

チャコールフィルタによる有機よう素及び無機よう素の除去効率は 95%以上となるよう設計する。この除去効率（設計値）は、適切に維持及び管理を行う。

上記のチャコールフィルタ除去効率は、炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性に係る被ばく評価条件下においても適用できることを以下に確認する。

a. 温度及び湿度条件

中央制御室を設置している制御室建物は、原子炉建物から離れた位置にあるため、温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることはなく、フィルタの性能が低下するような環境にはならない。

b. 吸着容量

チャコールフィルタの吸着容量は約 2600g である。(別添 2 参照)

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(原子炉格納容器過圧・過温破損)」で想定される事故シーケンス「冷却材喪失(大破断 LOCA) + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」シナリオにおいて大気中へ放出され、チャコールフィルタに流入するよう素は約 $1.7 \times 10^{-1} \text{g}$ である。これは、「(2) 中央制御室空調換気系粒子用高効率フィルタ」と同様の評価手法で評価したものである。ただし、よう素の化学形態はすべて無機よう素及び有機よう素とし、中央制御室内に取り込まれたよう素は、全量がチャコールフィルタに捕集されるものとした。

以上のとおり、炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価条件下においても、チャコールフィルタには、よう素を十分に捕集できる容量があるので、有機よう素及び無機よう素に対するフィルタ除去効率 95% 以上は確保できる。

3.2 生体遮蔽装置

中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽は、中央制御室にとどまる運転員を放射線から防護するために十分な遮蔽厚さを有する設計とし、居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足する設計とする。

中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽の熱除去の評価については、「5. 熱除去の評価」に示す。

3.3 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

計測制御系統施設の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により、中央制御室内及び中央制御室待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が設計基準事故時及び重大事故等時の対策のための活動に支障がない範囲にあることを把握できるようにする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の詳細については、VI-1-5-4「中央制御室の機能に関する説明書」に示す。

3.4 資機材、要員の交替等

資機材は、運転員の人員を考慮した数量の防護具類を配備し、原子炉格納容器内のガンマ線線量率等により炉心損傷が予想される事態になった場合又は炉心損傷の徴候が見られた場合は、運転員の被ばく低減のため、当直副長の指示により全面マスク等を着用する。

炉心損傷が予測される事態となった場合又は炉心損傷の徴候が見られた場合は、運転員の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、また、長期的な保安の観点から運転員の交替要員体制を整備する。具体的には、通常時と同様の勤務形態を継続する。運転員の交替要員体制の詳細については、別添3「運転員の交替要員体制について」に示す。

また、運転員の当直交替に伴う移動時の放射線防護措置やチェンジングエリアにおける汚染管理を行うことで運転員の被ばく低減を図る。

チェンジングエリアの詳細についてはVI-1-7-2「管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書」に示す。

3.5 可搬型照明

計測制御系統施設のLEDライト（三脚タイプ）により、炉心の著しい損傷が発生した場合に常設の照明が使用できなくなった場合においても、中央制御室の制御盤での監視操作に必要な照度を確保する。また、チェンジングエリア用照明によりチェンジングエリアでの身体の汚染検査、防護具の着替え等に必要な照度を確保する。

LEDライト（三脚タイプ）及びチェンジングエリア用照明の詳細については、VI-1-1-13「非常用照明に関する説明書」に示す。

3.6 代替電源

中央制御室空調換気系は、外部電源が喪失した場合、非常用ディーゼル発電設備から給電される。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合にも、非常用ディーゼル発電設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用し、非常用ディーゼル発電設備が使用できない場合は、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電できる設計とする。

LEDライト（三脚タイプ）は炉心の著しい損傷が発生した場合にも、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電できる設計とする。

代替電源の詳細については、VI-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」に示す。

4. 中央制御室の居住性評価

中央制御室の居住性について、「被ばく」及び「酸素濃度及び二酸化炭素濃度」の観点から評価する。

4.1 線量評価

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価を実施し、中央制御室が居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足することを示す。

評価対象は、「島根原子力発電所第2号機中央制御室」とする。中央制御室の遮蔽構造を図4-1に、設計基準事故時に期待する換気設備の系統図を図4-2に、炉心の著しい損傷が発生した場合に期待する換気設備の系統図を図4-3に示す。

設計基準事故時の中央制御室の居住性に係る被ばく評価は、被ばく評価手法（内規）に基づき実施する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価は、審査ガイドに基づき実施する。設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価の判断基準は、それぞれの評価期間において、運転員の実効線量が100mSvを超えないこととする。

発災プラントとしては、島根原子力発電所第2号機を想定する。

4.1.1 評価方針

(1) 評価の概要

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の評価事象を選定し、そのソースタームの設定により、被ばく経路ごとに中央制御室の居住性を確保するための設備及び運用面の対策を考慮した線量評価を行い、中央制御室に入り、とどまる運転員の実効線量の計算結果を、居住性に係る被ばく評価の判断基準と比較する。具体的な居住性に係る被ばく評価の手順は以下のとおりであり、図4-4に示す。

- a. 評価事象は、設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合について運転員の線量結果が厳しくなるよう選定する。
- b. 評価事象に対して、原子炉施設に滞留する又は放出される放射性物質によって、中央制御室に入り、とどまる運転員の放射線被ばくをもたらす経路を選定する。
- c. 評価事象に対して、建物内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量を計算する。
- d. 原子炉建物内の放射性物質の存在量分布から線源強度を計算する。
- e. 発電所敷地内の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。
- f. 中央制御室内及び入退域時の運転員の被ばくを計算する。

設計基準事故時の評価では、被ばく経路ごとに評価期間中の積算線量を計算し、これを運転員の中央制御室内の滞在時間及び入退域に要する時間の割合で配分して計算する。

炉心の著しい損傷が発生した場合の評価では、中央制御室滞在及び入退域ごとの被ばく線量を計算し、これを合算することで評価期間中の積算線量を計算する。

(a) 中央制御室内での被ばく

- イ. d. の結果を用いて、建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばくを、中央制御室遮蔽、原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽による遮蔽効果を考慮して計算する。
- ロ. c. 及び e. の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばくを、中央制御室遮蔽及び補助遮蔽による遮蔽効果を考慮して計算する。
炉心の著しい損傷が発生した場合の評価においては、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばくについても計算する。
- ハ. c. 及び e. の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質の濃度を、中央制御室空調換気系による室内放射性物質の低減効果を考慮して計算し、放射性物質による被ばく（ガンマ線による外部被ばく及び呼吸による吸入摂取による内部被ばく）を計算する。

(b) 入退域時の被ばく

- イ. d. の結果を用いて、建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばくを計算する。
- ロ. c. 及び e. の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばく（ガンマ線による外部被ばく及び呼吸による吸入摂取による内部被ばく）を計算する。
炉心の著しい損傷が発生した場合の評価においては、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばくについても計算する。
- g. f. の被ばく経路ごとの線量を合算し、判断基準と比較する。

(2) 評価事象の選定

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉施設の構造及び特性並びに安全上及び原子炉格納容器破損防止の諸対策の観点から、評価事象を選定する。具体的には以下のとおりとする。

a. 設計基準事故時

設置許可を受けた際の評価において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主として MS に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する知見から、沸騰水型である本発電用原子炉施設の安全設計の基本方針に照らして、代表的な事象を「設計基準事故」と選定し、想定された事象が生じた場合、炉心の熔融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じず、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認している。

この評価結果を参考に、それらの設計基準事故の中から放射性物質の放出の拡大の可能性のある事象として、原子炉格納容器内放出に係る事故は「原子炉冷却材喪失」を、

原子炉格納容器外放出に係る事故は「主蒸気管破断」を選定し、被ばく評価手法（内規）に従い、中央制御室の重要性に鑑みて、設計基準事故より放射性物質の放出量が多くなる仮想事故相当のソースタームを想定する。なお、これらの事故は個別に評価する。

また、評価期間は、被ばく評価手法（内規）に従い事故後 30 日間とする。

b. 炉心の著しい損傷が発生した場合

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第 37 条の「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の想定する格納容器破損モードのうち、2 号機において中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを想定する。

中央制御室等の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとしては、炉心損傷が早く、また、原子炉格納容器内の圧力が高く推移する「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」したシーケンスを想定する。本発電用施設では、本事故シーケンスにおいても、格納容器ベントの実施を遅延することができるよう、残留熱代替除去系を整備する。したがって 2 号機においては、炉心の著しい損傷が発生した場合、残留熱代替除去系を用いて事故を収束する事となる。しかし、被ばく評価においては、中央制御室の居住性評価を厳しくする観点から、残留熱代替除去系を使用せず、格納容器フィルタベント系*を用いた格納容器ベントを実施した場合を想定する。

また、評価期間は、解釈に従い事故後 7 日間とする。

注記*：サプレッションチェンバの排気ラインを使用した場合を想定する。

評価事象に係る設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の共通の条件を表 4-1 に示す。

(3) 被ばく経路の選定

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員は、中央制御室にとどまり必要な操作、措置を行う。このとき、大気中に放出された放射性物質が中央制御室内に取り込まれることなどにより、中央制御室内に滞在している運転員は被ばくする。また、運転員の当直交替に伴い入退域の移動が生じ、この入退域時にも運転員は被ばくする。

以上より、運転員の被ばく経路は、以下の被ばく経路①～⑤を考慮する。また、評価事象ごとの対象とする被ばく経路は、それぞれの事故の形態、規模、事象進展、運転員の交替要員体制等を考慮して選定する。

運転員の被ばく経路及び中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージを図 4-5 及び図 4-6 に示す。

a. 中央制御室内での被ばく

(a) 被ばく経路① 建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

想定事故時に建物内に放出された放射性物質から直接的に施設周辺に到達してくるガンマ線（以下「直接ガンマ線」という。）及び空気中で散乱されて施設周辺に到達してくるガンマ線（以下「スカイシャインガンマ線」という。）が、中央制御室遮蔽及び補助遮蔽を透過して中央制御室内の運転員に与える線量。

(b) 被ばく経路② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく

大気中へ放出された放射性物質が大気中を拡散して生じる放射性雲からのガンマ線（以下「クラウドシャインガンマ線」という。）及び大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（以下「グランドシャインガンマ線」という。）が、中央制御室遮蔽及び補助遮蔽を透過して中央制御室内の運転員に与える線量。ただし、グランドシャインガンマ線が中央制御室遮蔽及び補助遮蔽を透過して中央制御室内の運転員に与える線量は、設計基準事故においては、炉心溶融に至っておらず、放射性物質の大気中への放出の規模を踏まえると、線量への寄与はわずかと考えられるため考慮しない。

(c) 被ばく経路③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

大気中へ放出された放射性物質が、中央制御室内に取り込まれて中央制御室内の運転員に与える線量（ガンマ線による外部被ばく及び呼吸による吸入摂取による内部被ばく）。

b. 入退域時の被ばく

(a) 被ばく経路④ 建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線が、入退域時の運転員に与える線量。

(b) 被ばく経路⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線が、入退域時の運転員に与える線量及び吸入摂取による内部被ばく線量。ただし、グランドシャインガンマ線が入退域時の運転員に与える線量は、設計基準事故時においては、炉心溶融に至っておらず、放射性物質の大気中への放出の規模を踏まえると、線量への寄与はわずかと考えられるため考慮しない。

(4) 建物内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量の計算

建物内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量の計算は、設計基準事故及び炉心の著しい損傷が発生した場合において、それぞれの事故の形態、規模により、運転員の被ばくへの影響度合いを考慮して適切に設定する。

a. 事故発生直前の状態

設計基準事故時の評価においては、事象発生直前まで、原子炉は定格出力の 105% で長期間にわたって運転されていたものとする。また、炉心の著しい損傷が発生した場合の評価においては、事象発生直前まで、原子炉は定格出力で長時間にわたって運転されていたものとする。炉内内蔵量計算条件を表 4-2 に示す。

(a) 設計基準事故時

原子炉冷却材喪失時においては炉心内に蓄積する放射性物質の放出を考慮する。評価で使用する炉内内蔵量は、原子炉は事故発生直前まで定格出力の約 105% (熱出力 2,540MW) で十分長時間 (2000 日) 運転していたものとし、以下の式により算出する。事故発生直前の炉内内蔵量を表 4-3 に示す。

$$q_0^i = 3.2 \times 10^{14} \cdot P_o \cdot Y_i \cdot \left\{ 1 - e^{-\lambda_R^i \cdot T_{OP}} \right\} \dots \dots \dots (4. 1)$$

ここで、

q_0^i : 核種 i の炉内内蔵量 (Bq)

P_o : 原子炉熱出力 (MWt)

T_{OP} : 原子炉運転時間 (s)

Y_i : 核種 i の核分裂収率 (%)

λ_R^i : 核種 i の崩壊定数 (s^{-1})

また、主蒸気管破断時においては、原子炉を停止したときにピンホールを有する燃料棒から原子炉圧力の低下に伴い、冷却材中に放出される放射性物質の放出を考慮する。評価で使用する原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの追加放出量は、I-131 については先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んで 7.4×10^{13} Bq が冷却材中へ放出されるものとする。追加放出されるその他の放射性物質についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについては、放射性ヨウ素の 2 倍の放出があるものとし、以下の式により算出する。燃料棒からの追加放出量を表 4-4 に示す。

$$\text{放射性ハロゲン等} : q_f^i = Q_{I131} \cdot \frac{Y_i}{Y_{I131}} \cdot \frac{1 - e^{-\lambda_R^i \cdot T_{OP}}}{1 - e^{-\lambda_{I131} \cdot T_{OP}}} \dots \dots \dots (4. 2)$$

$$\text{放射性希ガス} : q_f^i = 2 \cdot Q_{I131} \cdot \frac{Y_i}{Y_{I131}} \cdot \frac{1 - e^{-\lambda_R^i \cdot T_{OP}}}{1 - e^{-\lambda_{I131} \cdot T_{OP}}} \dots \dots \dots (4. 3)$$

ここで,

q_f^i : 核種 i の追加放出量 (Bq)

Q_{I131} : I-131 の追加放出量 (Bq)

Y_i : 核種 i の核分裂収率 (%)

Y_{I131} : I-131 の核分裂収率 (%)

λ_R^i : 核種 i の崩壊定数 (s^{-1})

λ_{I131} : I-131 の崩壊定数 (s^{-1})

T_{OP} : 原子炉運転時間 (s)

上記のうち、 λ_R^i は、「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」（（原子力安全委員会了承，平成元年 3 月 27 日）一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日）記載値を用いる。 Y_i は、「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」（（原子力安全委員会了承，平成元年 3 月 27 日）一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日）及び「Compilation of Fission Product Yields (NEDO-12154-1, M.E.Meek and B.F.Rider, Vallecitos Nuclear Center, 1974)」の記載値を用いる。

(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合

事故発生直前まで，原子炉は定格熱出力で長期間にわたって運転されていたものとする。事故直前の炉内内蔵量は，電力共同研究報告書「立地審査指針改訂に伴うソースタームに関する研究 (BWR) (平成 24 年度最終報告書)」に記載される単位熱出力当たりの炉内内蔵量に対し，原子炉熱出力 2,436MW を掛け合わせて計算する。

同報告書において，炉心の著しい損傷が発生した場合の評価で使用する単位熱出力当たりの炉内内蔵量は，ウラン燃料の 9×9 燃料炉心を条件に，燃焼計算コード ORIGEN2 コードにより算出している。事故発生直前の炉内内蔵量を表 4-5 に示す。

計算に当たっては，9×9 燃料炉心の代表的な燃焼度，比出力，初期濃縮度及び運転履歴を考慮している。

- ・燃焼度 : 55000Mwd/t (燃焼期間は，5 サイクルの平衡炉心を想定)
- ・比出力 : 26MW/t
- ・初期濃縮度 : 3.8%
- ・核データライブラリ : JENDL3.2 (BWR STEP-3 VR=0%, 60Gwd/t)

b. 評価の対象とする放射性核種

(a) 設計基準事故時

イ. 原子炉冷却材喪失

運転員の被ばくに有意に寄与すると考えられる放射性希ガス（以下「希ガス」という。）及び放射性よう素（以下「よう素」という。）を対象とする。よう素は、有機よう素及び無機よう素を考慮する。

ロ. 主蒸気管破断

運転員の被ばくに有意に寄与すると考えられる希ガス及び放射性ハロゲン等（以下「ハロゲン」という。）を対象とする。よう素は、有機よう素及び無機よう素を考慮する。

(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合

(a)に加え、炉心損傷を想定していることを踏まえ、粒子状放射性物質も含めた放射性核種を対象とする。よう素は、有機よう素、無機（元素状）よう素及び粒子状よう素を考慮する。

c. 大気中への放出過程

対象核種ごとに、大気中への放出過程上における放射性物質の低減効果を適切に考慮し、大気中への放出量を計算する。

(5) 建物内の線源強度の計算

建物内の放射性物質の存在量分布から計算する線源強度及びその計算結果を用いた被ばく経路①（中央制御室滞在時における建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく）及び被ばく経路④（入退域時における建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく）の計算については、設計基準事故時においては被ばく評価手法（内規）に従い、炉心の著しい損傷が発生した場合については審査ガイドを参照する。

(6) 大気拡散の計算

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価に使用する相対濃度及び相対線量は、被ばく評価手法（内規）及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和57年1月28日 原子力安全委員会決定、一部改訂平成13年3月29日 原子力安全委員会）」（以下「気象指針」という。）に基づき評価する。

a. 大気拡散評価モデル

放出点から放出された放射性物質が大気中を拡散して評価点に到達するまでの計算は、ガウスプルームモデルを適用する。

(a) 相対濃度

相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに評価点ごとに以下の式*1のとおり計算する。

$$\chi / Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi / Q)_i \cdot \delta_i^d \dots \dots \dots (4. 4)$$

ここで、

χ / Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m³)

T : 実効放出継続時間 (h)

$(\chi / Q)_i$: 時刻 i における相対濃度 (s/m³)

δ_i^d : 時刻 i において風向が当該方位 d にあるとき $\delta_i^d = 1$

: 時刻 i において風向が他の方位にあるとき $\delta_i^d = 0$

(高所放出の場合)

$$(\chi / Q)_i = \frac{1}{2 \cdot \pi \cdot \Sigma_{y i} \cdot \Sigma_{z i} \cdot U_i} \cdot \left\{ \exp \left(\frac{-(z - H)^2}{2 \cdot \Sigma_{z i}^2} \right) + \exp \left(\frac{-(z + H)^2}{2 \cdot \Sigma_{z i}^2} \right) \right\} \dots \dots \dots (4. 5)$$

$$\Sigma_{y i} = \sqrt{\sigma_{y i}^2 + \frac{C \cdot A}{\pi}} \quad , \quad \Sigma_{z i} = \sqrt{\sigma_{z i}^2 + \frac{C \cdot A}{\pi}}$$

(地上放出の場合)

$$(\chi / Q)_i = \frac{1}{\pi \cdot \Sigma_{y i} \cdot \Sigma_{z i} \cdot U_i} \dots \dots \dots (4. 6)$$

ここで、

U_i : 時刻 i の放出源を代表する風速 (m/s)

$\Sigma_{y i}$: 時刻 i の建物の影響を加算した濃度の水平方向 (y 方向) の拡がりのパラメータ (m)

$\Sigma_{z i}$: 時刻 i の建物の影響を加算した濃度の垂直方向 (z 方向) の拡がりのパラメータ (m)

z : 評価点の高さ (m)

H : 放出源の高さ (m)

- $\sigma_{y i}$: 時刻 i の濃度の y 方向の拡がりパラメータ (m)
- $\sigma_{z i}$: 時刻 i の濃度の z 方向の拡がりパラメータ (m)
- C : 形状係数(-)
- A : 建物の風向方向の投影面積*2 (m²)

上記のうち、気象項目（風向、風速及び σ_{yi} 、 σ_{zi} を求めるために必要な大気安定度）については、「b. 気象データ」に示すデータを、建物の投影面積については「e. 建物投影面積」に示す値を、形状係数については「f. 形状係数」に示す値を用いることとし、これらは設計基準事故及び炉心の著しい損傷が発生した場合の共通の条件である。実効放出継続時間及び放出源高さは事故シーケンスに応じて求める条件であることから、個別に設定する。

σ_{yi} 及び σ_{zi} については、気象指針における相関式を用いて計算する。

注記*1：本被ばく評価では放射性物質の実効放出継続時間が8時間を超える場合においても、保守的に短時間放出の場合の式を適用する。

*2：すべての方位の投影面積の中で最小面積をすべての方位の計算の入力として共通に適用する。

(b) 相対線量

クラウドシャインガンマ線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を毎時刻の気象項目と実効放出継続時間をもとに、評価点ごとに以下の式で計算する。

$$D/Q = (K_1/Q) E \mu_0 \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \dots \dots \dots (4. 7)$$

ここで、

D/Q : 評価地点(x, y, 0)における相対線量(μ Gy/Bq)

(K_1/Q) : 単位放出率当たりの空気カーマ率への換算係数* $(\frac{\text{dis}\cdot\text{m}^3\cdot\mu\text{Gy}}{\text{MeV}\cdot\text{Bq}\cdot\text{s}})$ / (Bq/s)

E : ガンマ線の実効エネルギー(MeV/dis)

μ_0 : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数(1/m)

μ : 空気に対するガンマ線の線減衰係数(1/m)

r : (x', y', z')から(x, y, 0)までの距離(m)

$B(\mu r)$: 空気に対するガンマ線の再生係数(-)

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$$

ただし、 μ_0 、 μ 、 α 、 β 、 γ 、については、0.5MeVのガンマ線に対する値*を用い、以下のとおりとする。

$$\mu_0 = 3.84 \times 10^{-3} \text{ (m}^{-1}\text{)}, \quad \mu = 1.05 \times 10^{-2} \text{ (m}^{-1}\text{)}$$

$$\alpha = 1.000, \quad \beta = 0.4492, \quad \gamma = 0.0038$$

$\chi(x', y', z')$: 放射性雲中の点 (x', y', z') における濃度(Bq/m³)

注記* : 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（昭和51年9月28日 原子力委員会決定、一部改訂 平成13年3月29日）」

b. 気象データ

2009年1月～2009年12月の1年間における気象データを使用する。なお、当該データの使用に当たっては、風向、風速データが不良標本の棄却検定により、過去10年間の気象データ（2008年1月～2008年12月、2010年1月～2018年12月）と比較して異常でないことを確認している。

c. 相対濃度及び相対線量の評価点

相対濃度及び相対線量の評価点は以下とする。なお、すべての放出源において建物巻き込みの影響があるものとして評価を行うため、相対濃度及び相対線量の評価点高さは、各放出源高さと同じとする。

(a) 中央制御室内滞在時

設計基準事故時において中央制御室空調換気系は、通常時の中央制御室給気隔離弁を部分閉止し、外気取り入れを実施しつつ、チャコールフィルタを介して中央制御室内の空気を再循環する外気連続少量取入モードに事故発生15分後に切り替わることを前提とする。炉心の著しい損傷が発生した場合において中央制御室空調換気系は、事故発生2時間後から外気取り入れを実施しつつ、チャコールフィルタを介して中央制御室バウンダリ内を正圧に保つ加圧運転モードを使用することを前提としている。中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、中央制御室空調換気系の効果を考慮するものとし、相対濃度の評価点は中央制御室空調換気系外気取入口を代表とする。

また、相対線量の評価点は中央制御室が属する建物の屋上面を代表面として選定し、中央制御室中心とする。

(b) 入退域時

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、周辺監視区域境界から中央制御室出入口までの運転員の移動経路を対象とし、入退域時の評価点は、線量結果が厳しくなるよう、設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合におけるそれぞれの運転員の入退域時の屋外アクセスルート中において、設計基準事故時においては1号機タービン建物入口を、炉心の著しい損傷が発生した場合においては、1号機ター

ビン建物入口が使用不能となることを想定し、原子炉建物に近い2号機原子炉建物原子炉補機冷却系熱交換器室入口を代表評価点とする。

設計基準事故時の放射性物質の放出源と評価点の位置関係を図4-7及び図4-8に示し、炉心の著しい損傷が発生した場合の放射性物質の放出源と評価点の位置関係を図4-9～図4-11に示す。

d. 評価対象方位

中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建物の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著になると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建物及び評価点との位置関係によっては、建物の影響を考慮して拡散の計算を行う。

中央制御室の被ばく評価においては、放出点と巻き込みを生じる建物及び評価点との位置関係について、以下の条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建物の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。放出点から評価点までの距離は、保守的な評価となるように水平距離を用いる。

(a) 放出源の高さが建物の高さの2.5倍に満たない場合

(b) 放出源と評価点を結んだ直線と平行で放出源を風上とした風向 n について、放出源の位置が風向 n と建物の投影形状に応じて定まる一定の範囲(図4-12の領域 A_n)の中にある場合

(c) 評価点が、巻き込みを生じる建物の風下にある場合

設計基準事故時の被ばく評価における想定放出源である「排気筒(非常用ガス処理系用)」及び「原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル」、炉心の著しい損傷が発生した場合の想定放出源である「格納容器フィルタベント系排気管」、「排気筒(非常用ガス処理系用)」及び「原子炉建物」は、上記の条件に該当することから、建物巻き込みの影響があるものとして評価を行う。

巻き込みを生じる代表建物として、各放出源から最も近く、影響が最も大きいと考えられる建物を選定する。「原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル」、「格納容器フィルタベント系排気管」及び「原子炉建物」は原子炉建物を、「排気筒(非常用ガス処理系用)」は、タービン建物をそれぞれ選定する。そのため評価対象とする方位は、放出された放射性物質が原子炉建物又はタービン建物の巻き込み現象の影響を受けて拡散する方位及び原子炉建物又はタービン建物の巻き込み現象の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届く方位の両方に該当する方位とする。具体的には、全16方位のうち以下の(d)～(f)の条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。

(d) 放出点が評価点の風上にあること。

(e) 放出点から放出された放射性物質が、原子炉建物又はタービン建物の風下側に巻き込まれるような範囲に放出点が存在すること。

(f) 原子炉建物又はタービン建物の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。

上記選定条件(f)の条件に該当する風向の方位の選定には、評価点から原子炉建物又はタービン建物を見込む方位の範囲の両端が、それぞれの方位に垂直な投影形状の左右に0.5L(Lは、建物又は建物群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方。本評価では、代表建物である原子炉建物の高さ(48.8m)又はタービン建物の高さ(33.1m)が該当する。)だけ幅を広げた部分を見込む方位を仮定する。

上記選定条件(e)の条件に該当する風向の方位の選定には、放出点の評価点の風上となる範囲が対象となるが、放出点は原子炉建物又はタービン建物に近接し、0.5Lの拡散領域の内部にあるため、放出点が風上となる180°を対象とする。その上で、選定条件(f)の条件に該当する風向の方位の選定として、評価点から原子炉建物又はタービン建物+0.5Lを含む方位を対象とする。

設計基準事故時の各放出源について、選定条件(d)～(f)の条件にすべて該当し、評価対象とする風向を図4-13～図4-18に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合の放出源について、選定条件(d)～(f)の条件にすべて該当し、評価対象とする風向を図4-19～図4-27に示す。

e. 建物投影面積

建物投影面積は小さい方が厳しい結果となるため、すべての方位の投影面積の中で最小面積をすべての方位の計算の入力として共通に適用する。

原子炉建物及びタービン建物の投影面積を図4-28に示す。

f. 形状係数

建物の形状係数は1/2*とする。

g. 累積出現頻度

中央制御室の居住性に係る被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い、実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度97%*に当たる値を用いる。

注記*：気象指針を基に設定。

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の共通の大気拡散評価条件を表4-6に示す。

(7) 線量計算

設計基準事故時の線量計算に当たっては、交替要員体制を考慮し、被ばく経路ごとに評価期間中の積算線量を運転員の中央制御室内の滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分し、実効線量を評価する。

一方、炉心の著しい損傷が発生した場合の線量計算に当たっては、運転員の勤務体制（4直2交替）を想定し、班ごとに評価期間中（事故発生から7日間）の被ばく線量を評価する。班ごとの評価期間中の積算線量は、被ばく経路ごとに、評価期間中の中央制御室滞在及び入退域ごとの被ばく線量を評価し、合算することで算出する。想定する勤務体系を表4-7に示す。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、周辺監視区域境界から中央制御室出入口までの移動を考慮して、1回あたりの入退域時間を15分間と仮定し、線量結果が厳しくなるよう、設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合におけるそれぞれの運転員の入退域時の屋外アクセスルート中において、設計基準事故時においては1号機タービン建物入口を、炉心の著しい損傷が発生した場合においては2号機原子炉建物原子炉補機冷却系熱交換器室入口を代表評価点とし、建物入口に15分間滞在するものとする。

a. 中央制御室内での被ばく

- (a) 被ばく経路① 建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（原子炉建物内及びタービン建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく）

原子炉建物内及びタービン建物内に浮遊する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による運転員の実効線量は、施設の位置、建物の配置及び形状等から評価する。

イ. 評価条件

(イ) 線源強度

設計基準事故時における想定事故時の線源強度は、次のとおりとする。

- ① 原子炉冷却材喪失時においては、事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に放出され、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の放射性物質は自由空間内に均一に分布するものとする。この原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。計算対象とする核種及び原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内への放出量の計算条件は、大気中への放出量の計算条件と同じとする。原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内へ放出された放射性物質に対しては、崩壊による減衰及び非常用ガス処理系による除去を考慮する。

主蒸気管破断時においては、事故時主蒸気隔離弁閉止前に主蒸気管破断口から放出された放射性物質及び主蒸気隔離弁閉止後に主蒸気隔離弁からの漏えい

により放出された放射性物質は、全量がタービン建物から漏えいすることなく、保守的にタービン建物（地上階以上の管理区域）内の自由空間内に均一に分布するものとする。このタービン建物内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。計算対象とする核種及びタービン建物内への放出量の計算条件は、タービン建物からの漏えいを無視すること以外は、大気中への放出量の計算条件と同じとする。ここで、タービン建物内に移行した放射性物質は、崩壊による減衰を考慮する。

- ② 事故後 30 日間の積算線源強度は、建物内の放射性物質によるガンマ線を複数のガンマ線エネルギー範囲（エネルギー群）に区分して計算する。

一方、炉心の著しい損傷が発生した場合における想定事故時の線源強度は、次のとおりとする。

- ① 炉心の著しい損傷が発生した場合に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に放出され、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の自由空間内に均一に分布するものとする。この原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。

計算対象とする核種及び原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内への放出量の計算条件は、大気中への放出量の計算条件と同じとする。原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内へ放出された放射性物質に対しては、崩壊による減衰及び非常用ガス処理系により大気へ放出される効果を考慮する。

- ② 原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内におけるガンマ線積算線源強度は、原子炉建物内の放射性物質のガンマ線エネルギーを、エネルギー範囲によって区分し、運転員の勤務形態に基づき、7 日間の各班の中央制御室内の滞在時間ごとに評価する。

ガンマ線エネルギー群構造は評価済核データライブラリ J E N D L - 3 . 3 ^{*1} から作成した輸送計算用ライブラリ M A T X S L I B - J 3 3 ^{*2} の 4 2 群とする。

注記*1 : K. Shibata, et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3", J. Nucl. Sci. Technol., 39, 1125 (2002)

*2 : K. Kosako, N. Yamano, T. Fukahori, K. Shibata and A. Hasegawa, "The Libraries FSXLIB and MATXSLIB based on JENDL-3.3", JAERI-Data/Code 2003-011 (2003)

(ロ) 幾何条件

設計基準事故時における原子炉冷却材喪失時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室内での被ばく評価に係る直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価モデルを図 4-29 に示す。

なお、炉心の著しい損傷が発生した場合の評価モデルは、入退域時の評価点を除き、原子炉冷却材喪失時と同一である。炉心の著しい損傷が発生した場合の入退域時の評価点を図 4-30 に示す。

直接ガンマ線の線源範囲は、原子炉建物の 1 階以上^{*1}とし、保守的に各階の二次格納施設の東西南北最大幅をとることとする。スカイシャインガンマ線の線源範囲は、原子炉建物燃料取替階のみ^{*2}とする。

制御室建物は中央制御室遮蔽及び補助遮蔽を、原子炉建物は保守的に建物外壁のみを考慮する。ここで、建物外壁は、各階ごとに東西南北をそれぞれ最小厚さで代表する。なお、評価で考慮する壁及び天井は、公称値からマイナス側許容差（原子炉建物：mm，制御室建物：mm）を引いた値とする。

注記*1：地下階は外壁厚さが厚く、地面にも遮られるため十分無視できる。

*2：原子炉建物燃料取替階の床はコンクリート厚さが厚く、下層階からの放射線を十分に遮蔽している。したがって、建物天井から放射されるガンマ線を線源とするスカイシャインガンマ線の評価では、下層階に存在する放射性物質からの放射線の影響は十分小さいため、線源として無視できる。

設計基準事故時における主蒸気管破断時の中央制御室内での被ばく評価に係る直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価モデルを図 4-31 に示す。

直接ガンマ線の線源範囲は、タービン建物のグラウンドレベル以上^{*3}とし、保守的に各階の管理区域の東西南北最大幅をとることとする。スカイシャインガンマ線の線源範囲は、タービン建物 3 階以上のみ^{*4}とする。

制御室建物は中央制御室遮蔽及び補助遮蔽を、タービン建物は保守的に建物外壁のみを考慮する。ここで、建物外壁は、各階ごとに東西南北をそれぞれ最小厚さで代表する。なお、評価で考慮する壁及び天井は、公称値からマイナス側許容差（タービン建物：mm，制御室建物：mm）を引いた値とする。

*3：グラウンドレベル以下は外壁厚さが厚く、地面にも遮られるため十分無視できる。

*4：タービン建物 3 階の床はコンクリート厚さが厚く、下層階からの放射線を十分に遮蔽している。したがって、建物天井から放射されるガンマ線を線源とするスカイシャインガンマ線の評価では、下層階

に存在する放射性物質からの放射線の影響は十分小さいため、線源として無視できる。

(ハ) 評価点

設計基準事故時の原子炉冷却材喪失時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の室内作業時及び入退域時の評価点は、線量結果が厳しくなるよう、原子炉建物に最も近接する図 4-29 及び図 4-30 に示す位置とした。

また、設計基準事故時の主蒸気管破断時における室内作業時及び入退域時の評価点は、線量結果が厳しくなるよう、線源領域であるタービン建物に近接する図 4-31 に示す位置とした。

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の室内作業時の評価点高さは、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価ともに、天井高さとする。

(ニ) 解析コード

直接ガンマ線については、QAD-CGGP2Rコードを用い、スカイシャインガンマ線は、ANISN及びG33-GP2Rコードを用いる。なお、評価に用いる解析コードQAD-CGGP2R、ANISN及びG33-GP2Rの検証、妥当性評価については、VI-5「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。

(b) 被ばく経路②(クラウドシャインガンマ線)

大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での運転員の外部被ばくは、放射性物質の放出量、大気拡散の効果並びに中央制御室遮蔽及び補助遮蔽によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し、以下により計算する。

イ. 線量計算

(イ) 原子炉冷却材喪失時

原子炉冷却材喪失時の大気中放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内作業時の実効線量は、以下により評価する。

$$H_{\gamma} = \int_0^T K \cdot D/Q \cdot Q_{\gamma}(t) \cdot F \, dt \quad \dots \dots \dots (4.8)$$

ここで、

- H_{γ} : 時刻 T までの放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく (Sv)
- K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (1Sv/Gy) *
- D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)
- $Q_{\gamma}(t)$: 時刻 t における大気への放射能放出率 (Bq/s)

(ガンマ線実効エネルギー 0.5 MeV 換算値)

F : 遮蔽厚さにおける減衰率(-)

T : 計算対象期間(s)

注記* : 「「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」平成2年8月30日 原子力安全委員会決定,平成13年3月29日一部改訂」に基づき設定。以降,空気カーマから実効線量への換算係数は同様の設定。

(ロ) 主蒸気管破断時

主蒸気管破断時の大気中放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内作業時の実効線量は,以下により評価する。

① 主蒸気隔離弁閉止前

主蒸気隔離弁閉止前は,破断口から放出された蒸気雲が中央制御室外側を通過する間の被ばくを考慮するものとし,以下により評価する。

$$H_{\gamma 1} = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_{\gamma 1}}{V} \cdot E_{\gamma} \cdot \frac{\alpha}{u} \cdot \left\{ 1 - e^{-\mu \frac{\alpha}{2}} \right\} \cdot F \quad \dots (4.9)$$

ここで,

$H_{\gamma 1}$: 放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく線量(Sv)

$Q_{\gamma 1}$: 主蒸気隔離弁閉止前の半球状雲中の放射性物質質量(Bq)
(ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)

V : 半球状雲の体積(m³)

E_{γ} : ガンマ線エネルギー(0.5MeV)

α : 半球状雲の直径(m)

u : 半球状雲の移動の評価のための風速(1m/s)

μ : 空気に対するガンマ線のエネルギー吸収係数
($3.9 \times 10^{-3} \text{m}^{-1}$)

F : 遮蔽厚さにおける減衰率

② 主蒸気隔離弁閉止後

主蒸気隔離弁閉止後の大気中放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内作業時の実効線量は,以下により評価する。

$$H_{\gamma 2} = \int_0^T K \cdot D / Q \cdot Q_{\gamma 2}(t) \cdot F \, dt \quad \dots (4.10)$$

ここで、

- $H_{\gamma 2}$: 時刻 T までの放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく線量(Sv)
- K : 空気カーマから実効線量への換算係数(K=1Sv/Gy)
- D/Q : 相対線量(Gy/Bq)
- $Q_{\gamma 2}(t)$: 時刻 t における大気への放射能放出率(Bq/s)
(ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)
- F : 遮蔽厚さにおける減衰率(-)
- T : 計算対象期間(s)

(ハ) 炉心の著しい損傷が発生した場合

炉心の著しい損傷が発生した場合のクラウドシャインガンマ線による中央制御室内滞在時の実効線量の評価方法は、設計基準事故時の原子炉冷却材喪失と同様である。

(c) 被ばく経路③ 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく (中央制御室内に取り込まれた放射性物質による被ばく)

評価期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は、中央制御室内に取り込まれ、中央制御室内に滞在している運転員の被ばくをもたらす。中央制御室内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び放射性物質の吸入による内部被ばく線量は以下により評価する。

イ. 中央制御室内の放射性物質濃度計算

(イ) 計算式

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、以下の式を用いて、中央制御室空調換気系等を考慮した評価を実施する。なお、室内雰囲気中での放射性物質は一様混合し、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。

i. 設計基準事故

$$\frac{d(V \cdot C_i(t))}{dt} = (1 - \eta) \cdot C_i^0(t) \cdot f_1 + C_i^0(t) \cdot f_2 - C_i(t) \cdot (f_1 + f_2 + \eta \cdot F_F) - \lambda_i \cdot V \cdot C_i(t) \dots \dots \dots (4. 11)$$

ここで、

- V : 中央制御室内バウンダリ容積(m³)

$C_i(t)$: 時刻 t における中央制御室内の核種 i の濃度 (Bq/m³)
 η : チャコールフィルタの除去効率(一)

$C_i^0(t)$: 時刻 t における中央制御室空調換気系取入口での核種 i の濃度 (Bq/m³)

$$C_i^0(t) = Q_i(t) \cdot \chi / Q$$

$Q_i(t)$: 時刻 t における大気への核種 i の放出率 (Bq/s)

χ / Q : 相対濃度 (s/m³)

f_1 : 中央制御室への外気取込量 (m³/s)

f_2 : 中央制御室への外気リークイン量 (m³/s)

F_F : 再循環フィルタを通る流量 (m³/s)

λ_i : 核種 i の崩壊定数 (s⁻¹)

ii. 炉心の著しい損傷が発生した場合

炉心の著しい損傷が発生し、格納容器ベントを実施した場合においては、運転員は格納容器ベント後 10 時間中央制御室待避室内に待避することからこの期間の評価点は中央制御室待避室内とする。なお、中央制御室待避室内の放射性物質濃度は、中央制御室空気供給系により正圧化を開始する時点の中央制御室内濃度と同一になるものとする。

① 中央制御室待避室の正圧化を実施していない期間

$$m_{0k}(t) = m_{1k}(t)$$

$$m_{1k} = \frac{M_{1k}(t)}{V_1}$$

$$\frac{dM_{1k}(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot M_{1k}(t) - (G_1 + \alpha) \cdot \frac{M_{1k}(t)}{V_1} + \left(1 - \frac{E_k}{100}\right) \cdot G_1 \cdot S_k(t) + \alpha \cdot S_k(t) \dots \dots \dots (4. 12)$$

$$S_k(t) = (\chi/Q) \cdot q_k(t)$$

ここで、

$m_{0k}(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室待避室内の放射能濃度 (Bq/m³)

$m_{1k}(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m³)

$M_{1k}(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室内の放射能量 (Bq)

- V_1 : 中央制御室バウンダリ内容積(m³)
 λ_k : 核種 k の崩壊定数(1/s)
 G_1 : 中央制御室空調換気系外気取込み風量(m³/s)
 E_k : 中央制御室非常用再循環処理装置フィルタの除去効率(%)
 $S_k(t)$: 時刻 t における核種 k の外気の放射能濃度(Bq/m³)
 α : 中央制御室空バウンダリへの空気流入量(m³/s)
 (=空気流入率×中央制御室バウンダリ内容積)
 χ/Q : 相対濃度(s/m³)
 $q_k(t)$: 時刻 t における核種 k の放出率(Bq/s)

② 中央制御室待避室の正圧化を実施する期間

$$m_{0k} = \frac{M_{0k}(t)}{V_0}$$

$$\frac{dM_{0k}(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot M_{0k}(t) - \frac{G_0}{V_0} \cdot M_{0k}(t) \cdots (4.13)$$

ここで、

- $m_{0k}(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室待避室内の放射能濃度
 (Bq/m³)
 $M_{0k}(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室待避室内の放射エネルギー
 (Bq)
 V_0 : 中央制御室待避室バウンダリ体積(m³)
 λ_k : 核種 k の崩壊定数(1/s)
 G_0 : 中央制御室空気供給系の空気供給量 (m³/s)

(ロ) 事故時運転

原子炉冷却材喪失時においては、原子炉棟排気放射線高又は換気系放射線高の信号で、中央制御室の通常時換気系の隔離弁が閉止され、フィルタを介して室内空気を再循環する中央制御室非常用再循環送風機が起動する設計となっており、事故後、酸素又は二酸化炭素濃度が許容濃度を逸脱するおそれがある場合には、運転員による外気連続少量取入れモード操作により隔離弁が開き、フィルタを介して外気を取り込む設計となっている。

一方、主蒸気管破断時においては、事故後運転員が手動で中央制御室の通常時換気系の隔離弁を閉止し、中央制御室非常用再循環送風機を起動する。

以上より、中央制御室は、事故後速やかに隔離が可能であるが、設計基準事故時の被ばく評価上は、保守的に運転員による手動隔離操作を仮定し、隔離操作に要する時間を十分に見込んだ後に、外気連続少量取入れモードが作動するも

のと仮定する。外気連続少量取入モード作動開始時間は、運転員が事故を検知してから操作を開始するまでの時間的余裕（10 分）を見込んで事故発生後 15 分とし、その間は通常運転により外気を取り込むものと仮定する。

炉心の著しい損傷が発生した場合においては、中央制御室を正圧化することにより、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができる設計を評価で考慮する。中央制御室空調換気系の加圧運転モードは、排気隔離弁を閉、給気隔離弁を開とし、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを介して外気を取り込むことにより、中央制御室バウンダリ内部の正圧化と再循環により放射性物質を中央制御室非常用再循環処理装置フィルタで低減する運転モードである。これによって、中央制御室バウンダリ内は正圧化されているため、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通らない空気流入はないと考える。中央制御室空調換気系は、全交流電力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替電源設備からの給電が可能な設計となっていることから、被ばく評価上は、炉心の著しい損傷が発生した場合においては事象発生後 2 時間後から中央制御室空調換気系が作動するものと仮定する。また、炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、中央制御室空調換気系は外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通る系統隔離運転モードとすることにより、中央制御室バウンダリを外気から隔離するとともに、中央制御室待避室を中央制御室空気供給系で正圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計を評価で考慮する。

(ハ) 中央制御室バウンダリ体積

中央制御室バウンダリ体積のうち中央制御室内の放射性物質による外部被ばくの影響を受ける区画の体積は 2440m³ とする。なお、中央制御室内の放射性物質の濃度の計算に使用する中央制御室バウンダリ体積は、中央制御室、運転員控室等の中央制御室空調換気系の処理対象となる区画の体積を合計した値に基づくものとし、設計基準事故では保守的に切り上げて 18000m³ を使用*し、炉心の著しい損傷が発生した場合では設計値 17150m³ を使用する。

また、中央制御室待避室バウンダリ体積は、区画の体積を基に、保守的に切り上げて 30m³ とする*。バウンダリ体積を図 4-32 に示す。

注記*：設計基準事故時の評価においてはバウンダリ体積が増加すると、中央制御室へのインリーク量（流量換算）が増加するのに対し、再循環流量は一定のため、室内の放射性物質がフィルタで除去されにくくなり、評価上保守的となる。中央制御室待避室内に取り込まれた放射性物質

からの影響は、中央制御室待避室バウンダリ体積が大きくなるほど室内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばくの影響が大きくなるため、評価上保守的となる。

(ニ) フィルタ除去効率

① 設計基準事故時

中央制御室非常用再循環処理装置のチャコールフィルタの効率は、設計上95%以上期待できるが、評価上は95%とする。

② 炉心の著しい損傷が発生した場合

i. 中央制御室非常用再循環処理装置のチャコールフィルタの効率は、設計上95%以上期待できるが、評価上は95%とする。

ii. 中央制御室非常用再循環処理装置の粒子用高効率フィルタの効率は、設計上99.9%以上期待できるが、評価上保守的に99.9%とする。

(ホ) 中央制御室非常用再循環処理装置流量

中央制御室非常用再循環処理装置の流量は設計上期待できる値として32000m³/hとする。

(へ) 空気流入量

中央制御室への中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通らない空気流入量は、換気率換算で設計上期待できる値として0.5回/hとする。ただし、中央制御室を正圧化している期間は、中央制御室へのインリークはないものとする。

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の共通の中央制御室内放射性物質濃度評価条件を表4-8に示す。

ロ. 線量計算

中央制御室内の放射能濃度により、以下の式を用いて外部被ばく及び内部被ばく線量を計算する。

(イ) 中央制御室内の放射性物質による外部被ばく

中央制御室は、体積が等価な半球状とし、半球の中心に運転員がいるものとする。中央制御室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による実効線量は、次式で計算する。評価に当たり想定した評価モデルを図4-33に示す。

$$H_{\gamma} = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} \cdot E_{\gamma} \cdot C_{\gamma}(t) \cdot \left\{ 1 - e^{-\mu \cdot r} \right\} dt \quad \dots \dots \dots (4.14)$$

ここで、

H_{γ} : 時刻Tまでの放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量(Sv)

E_{γ} : ガンマ線エネルギー(0.5MeV)

$C_{\gamma}(t)$: 時刻 t における中央制御室内の放射能濃度(Bq/m³)
(ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)

μ : 空気に対するガンマ線のエネルギー吸収係数
($3.9 \times 10^{-3} \text{m}^{-1}$)

r : 中央制御室内空間と等価な半球の半径(m)

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

V : ガンマ線による全身に対する外部被ばく線量評価時の自由体積(m³)

T : 評価期間(s)

なお、設計基準事故時の主蒸気管破断時の主蒸気隔離弁閉止前に破断口から放出された放射性物質による被ばく評価モデルは、蒸気雲が中央制御室空調換気系取入口付近を風速 1m/s の速度で通過する間、中央制御室空調換気系を通して蒸気雲中の放射性物質を直接中央制御室内に取り込むものと仮定し、この取込み空気による被ばくを考慮する。この際、破断口から放出された蒸気雲が中央制御室空調換気系取入口付近まで移動する際の放射性物質の減衰は保守的に無視するものとする。

(ロ) 中央制御室内の放射性物質の吸入による内部被ばく

設計基準事故時における中央制御室内の放射性物質の吸入による内部被ばくは、次式で計算する。なお、マスクの着用は考慮しない。

$$H_I = \int_0^T R \cdot H_{\infty} \cdot C_I(t) dt \dots \dots \dots (4. 15)$$

ここで、

H_I : よう素の内部被ばくによる実効線量(Sv)

R : 呼吸率(m³/s)
(成人活動時の呼吸率 1.2m³/h)

H_{∞} : よう素(I-131)を 1Bq 吸入した場合の成人の実効線量
($2.0 \times 10^{-8} \text{Sv/Bq}$)

$C_I(t)$: 時刻 t における中央制御室内の放射能濃度(Bq/m³)
(I-131 等価量-成人実効線量係数換算)

T : 評価期間(s)

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内の放射性物質の吸入による内部被ばくは、次式で計算する。内部被ばくの評価に当たってはマスクの着用による防護効果を考慮する。

$$H = \sum_k \int_0^T R \cdot H_k \cdot C_k(t) dt \cdot \frac{1}{PF} \quad \dots \dots \dots (4.16)$$

ここで、

- H : 放射性物質の吸入による内部被ばく線量(Sv)
- R : 呼吸率(m³/s) (成人活動時の呼吸率 1.2m³/h)
- H_k : 核種 k の吸入摂取の実効線量への換算係数(Sv/Bq)
- C_k(t) : 時刻 t における核種 k の室内の放射能濃度(Bq/m³)
- T : 評価期間(s)
- PF : マスクの防護係数(—)

b. 入退域時の被ばく

(a) 被ばく経路④

入退域時における建物内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく方法は、「被ばく経路①建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(原子炉建物及びタービン建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく)」と同様である。ただし、入退域時は屋外を移動するため、中央制御室遮蔽のガンマ線の遮蔽効果を考慮しない。

設計基準事故時の評価では、評価点を1号機タービン建物入口とし、評価点高さは地上 2m の位置とする。また、炉心の著しい損傷が発生した場合の評価では、評価点を2号機原子炉建物原子炉補機冷却系熱交換器室入口とし、評価点高さは地上 2m の位置とする。

(b) 被ばく経路⑤

入退域時における大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び放射性物質の吸入による内部被ばくは、放射性物質の放出量、大気拡散の効果等から、以下により計算する。なお、入退域時は屋外を移動するため、中央制御室遮蔽のガンマ線の遮蔽効果を考慮せず、評価点は、設計基準事故時の評価では1号機タービン建物入口、炉心の著しい損傷が発生した場合の評価では、2号機原子炉建物原子炉補機冷却系熱交換器室入口とする。

イ. 線量計算

(イ) 放射性物質からのガンマ線による外部被ばく

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、以下により計算する。

$$H_{\gamma} = \int_0^T K \cdot D / Q \cdot Q_{\gamma}(t) dt \dots\dots\dots (4. 17)$$

ここで、

- H_{γ} : 時刻 T までの放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく線量(Sv)
- K : 空気カーマから実効線量への換算係数(1Sv/Gy)
- D / Q : 相対線量(Gy/Bq)
- $Q_{\gamma}(t)$: 時刻 t における大気への放射能放出率(Bq/s)
(ガンマ線実効エネルギー 0. 5MeV 換算値)
- T : 評価期間(s)

(ロ) 放射性物質の吸入による内部被ばく

設計基準事故時における大気中へ放出された放射性物質の吸入による内部被ばくは、次式で計算する。なお、マスクの着用は考慮しない。

$$H_I = \int_0^T R \cdot H_{\infty} \cdot \chi / Q \cdot Q_I(t) dt \dots\dots\dots (4. 18)$$

ここで、

- H_I : 時刻 T までの放射性物質の吸入による内部被ばく(Sv)
- R : 呼吸率(m³/s) (成人活動時の呼吸率 1. 2m³/h)
- H_{∞} : よう素(I-131)を 1Bq 吸入した場合の成人の実効線量
(2. 0×10⁻⁸Sv/Bq)
- χ / Q : 相対濃度(s/m³)
- $Q_I(t)$: 時刻 t における大気への放射性物質の放出率(Bq/s)
(I-131 等価量-成人実効線量係数換算)
- T : 評価期間(s)

炉心の著しい損傷が発生した場合における大気中へ放出された放射性物質の吸入による内部被ばくは、次式で計算する。内部被ばくの評価に当たってはマスクの着用による防護効果を考慮する。

$$H = \sum_k \int_0^T R \cdot H_k \cdot \chi / Q \cdot Q_k(t) dt \cdot \frac{1}{PF} \dots\dots (4. 19)$$

ここで、

H	: 放射性物質の吸入による内部被ばく線量(Sv)
R	: 呼吸率(m ³ /s) (成人活動時の呼吸率 1.2m ³ /h)
H _k	: 核種 k の吸入摂取時の実効線量への換算係数(Sv/Bq)
χ/Q	: 相対濃度(s/m ³)
Q _k (t)	: 時刻 t における大気への放射能放出率(Bq/s)
T	: 評価期間(s)
P F	: マスクの防護係数(-)

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の共通の線量計算条件を表 4-9 に示す。

(8) 線量の合算及び判断基準との比較

被ばく経路ごとの線量を合算し、居住性に係る被ばく評価の判断基準 100mSv と比較する。

4.1.2 評価条件及び評価結果

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合における共通の条件は、「4.1.1 評価方針」に示すとおりであるが、各々の評価事象の選定等に起因して、大気中への放射性物質の放出過程、中央制御室内の滞在期間及び中央制御室空調換気系の起動時間等の条件が異なる。

したがって、設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合において、それぞれ共通条件に加えて個別の条件を考慮して、線量を評価する。

4.1.2.1 設計基準事故時における線量評価

設計基準事故時における線量評価においては、設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合における共通条件に加えて、以下の条件を考慮する。

(1) 大気中への放出量の評価

a. 原子炉冷却材喪失

希ガス及びよう素の大気放出過程を図 4-34 及び図 4-35 に示す。放射性物質の大気中への放出量評価に関する条件を以下に示す。

- (a) 原子炉は事故発生直前まで定格出力の約 105% (熱出力 2,540MW) で十分長時間 (2000 日) 運転していたものとする。
- (b) 事故発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉内内蔵量に対して希ガス 100%、よう素 50%の割合とする。
- (c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は 10%とし、残りの 90%は無機よう素とする。

- (d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器から漏えいしないものとする。有機よう素及び希ガスについてはこの効果は無視するものとする。
- (e) 格納容器スプレイによりサプレッションチェンバのプール水に無機よう素が溶解する効果は、分配係数（気相濃度と液相濃度の比）で 100 とする。有機よう素及び希ガスについてはこの効果は無視するものとする。
- (f) 原子炉格納容器内での放射性物質の崩壊を考慮する。
- (g) 通常運転時に作動している原子炉棟換気系は、原子炉水位低（レベル 3）、格納容器圧力高、原子炉棟排気放射線高又は燃料取替階放射線高のいずれかの信号により非常用ガス処理系に切り替えられる。原子炉棟内の放射性物質については、床、壁等に沈着することによる除去効果は無視し、崩壊のみを考える。なお、非常用ガス処理系は、事故発生後、瞬時に起動するものとする。
- (h) 原子炉格納容器冷却系の作動により、原子炉格納容器内圧力が低下するため原子炉格納容器から原子炉棟への希ガス及びよう素の漏えいは減少するが、評価上の漏えい率は、設計上定められた最大値（0.5%/d）で一定とする。なお、非常用炉心冷却系により原子炉格納容器外へ導かれたサプレッションチェンバのプール水の漏えいによる放射性物質の放出量は、原子炉格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分小さく、有意な寄与はないためその評価を省略する。
- (i) 非常用ガス処理系よう素用チャコールフィルタの設計よう素除去効率は、99.97%以上であるが、ここでは余裕をとり、よう素の除去効率を99%とする。
- (j) 非常用ガス処理系による原子炉棟内空気の換気率は、設計で定められた値（1回 /d）とする。
- (k) 原子炉格納容器から原子炉棟内に漏えいした放射性物質は、非常用ガス処理系で処理された後、排気筒（非常用ガス処理系用）から大気中へ放出されるものとする。

b. 主蒸気管破断

希ガス及びハロゲン等の大気放出過程を図 4-36 及び図 4-37 に示す。放出経路における放射性物質の移行に関する条件を以下に示す。

- (a) 主蒸気隔離弁が全閉するまでに破断口を通して流出する蒸気及び水の量は、事故解析により得られた次の値を使用する。

蒸気 $1.1 \times 10^4 \text{kg}$

水 $1.6 \times 10^4 \text{kg}$

- (b) 液相として放出される冷却材中に含まれるハロゲン等の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度である $1.4 \times 10^3 \text{Bq/g}$ に相当するものとし、その組成を拡散組成とする。また、気相として放出される冷却材中に含まれるハロゲンの濃度は、液相中の濃度の 1/50 とする。

- (c) 原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの追加放出量は、I-131 については先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んで $7.4 \times 10^{13} \text{Bq}$ が冷却材中へ放出されるものとする。追加放出されるその他の放射性物質についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについては、よう素の2倍の放出があるものとする。
- (d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の1%が破断口から放出されるものとする。
- (e) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出に関しては、主蒸気隔離弁閉止直後にこれらのすべての放射性物質が原子炉冷却材中に放出されるものとする。
- (f) 主蒸気隔離弁閉止後の主蒸気系からの漏えいは、120%/d の漏えい率で事故評価期間中一定と仮定する。
- (g) 主蒸気隔離弁閉止後、逃がし安全弁等を通じて崩壊熱相当の蒸気がサプレッションチェンバのプール水中に移行するものとし、その蒸気流量は原子炉圧力容器気相体積の100倍/dとする。この蒸気に含まれる放射性物質は被ばくには寄与しないものとする。
- (h) 燃料棒から追加放出される放射性物質のうち、希ガスはすべて瞬時に気相部へ移行するものとする。放出されたよう素のうち、有機よう素の割合は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部へ移行するものとする。有機よう素が分解したよう素、無機よう素及びよう素以外のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は2%とする。
- (i) 主蒸気隔離弁閉止前に破断口から放出された冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるものと仮定する。

主蒸気隔離弁閉止後に主蒸気系から漏えいした放射性物質は、大気中に地上放出されるものとする。

なお、タービン建物内で、床、壁等に沈着することによる除去効果は考慮しない。大気中への放出量評価条件の詳細について、表4-10及び表4-11に示す。また、これらの条件による大気中への放出量評価結果を表4-12に示す。

(2) 大気拡散の評価

放射性物質の大気拡散評価に関する条件を以下に示す。

a. 原子炉冷却材喪失

- (a) 実効放出継続時間は、希ガスについてガンマ線エネルギー0.5MeV換算値及びよう素についてI-131等価量（成人実効線量係数換算）について計算した結果より、30日間の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値に保守性を見込んで、希ガス24時間、よう素24時間とする。

(b) すべての放射性物質は、排気筒（非常用ガス処理系用）によって、排気筒高さから放出されるとする。放出源高さは、排気筒高さである地上 110m とする。なお、放出源高さは放出エネルギーによる影響は考慮しない。

b. 主蒸気管破断

(a) 実効放出継続時間は、希ガス及びハロゲン等についてガンマ線エネルギー 0.5MeV 換算値及びヨウ素について I-131 等価量（成人実効線量係数換算）について計算した結果より、30 日間の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値に保守性を見込んで、希ガス及びハロゲン等 1 時間、ヨウ素 1 時間とする。

(b) すべての放射性物質は、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル*から放出されるとする。放出源高さは、保守的に地上 0m とする。

注記*：評価結果が保守的となるよう、評価点に最も近い原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを選定。

大気拡散評価条件の詳細について、表 4-13 に示す。

また、これらの条件による相対濃度及び相対線量の評価結果を表 4-14 及び表 4-15 に示す。

(3) 線量評価

運転員の勤務形態としては 4 直 2 交替を仮定し、運転員一人当たりの評価期間中の平均的な実効線量を評価する。直交替を考慮した場合の線量は、被ばく評価期間中の運転員一人当たりの平均的な線量として評価する。

直交替を考慮した場合の具体的な計算方法は、以下による。運転員交替考慮条件を表 4-16 に示す。

① 中央制御室内での被ばく評価方法

直交替を考慮した場合の室内作業時の実効線量は、中央制御室内に 30 日間連続滞在した場合の線量を求め、その値に直交替による滞在時間割合を掛け合わせるにより計算する。ただし、被ばく評価手法（内規）に基づき、主蒸気管破断時の主蒸気隔離弁閉止前に放出される半球状雲による線量（クラウドシャインガンマ線及び室内に取り込まれた放射性物質による被ばく）は、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質に起因するため、滞在時間割合を掛け合わせない。

30 日間の積算線量×直交替による滞在時間割合*

注記*：実際の交替勤務（4 直 2 交替）の 30 日間勤務での平均的な滞在割合（0.25）を使用する。

② 入退域での被ばく評価方法

直交替を考慮した場合の入退域時の実効線量は、中央制御室内への建物出入口に 30 日間連続滞在した場合の線量を求め、その値に入退域所要時間割合を掛け合わせるこ
とにより計算する。

30 日間の積算線量×入退域所要時間割合*

注記*：実際の交替勤務（4 直 2 交替）の 30 日間勤務での平均的な滞在時間割合
（約 0.010417）を使用する。

なお、被ばく評価手法（内規）に基づき、事故発生直後の短時間に集中して放出さ
れる放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲）による線量については、入退域時の線
量としては評価しない。

a. 中央制御室内での被ばく

(a) 被ばく経路① 建物からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部
被ばく

原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断時の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ
線の評価に使用する線源強度を表 4-17 及び及び表 4-18 に示す。

(b) 被ばく経路② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく
クラウドシャインガンマ線による外部被ばく評価に使用する中央制御室遮蔽及び
補助遮蔽によるコンクリート減衰率(F)は、以下とする。

コンクリート厚さの減衰率は、「放射線施設のしゃへい計算 実務マニュアル
2015」のデータ集である「放射線施設の遮蔽計算実務（放射線）データ集 2015」

（公益財団法人原子力安全技術センター）に記載される普通コンクリートの無限媒
質中の点等方線源からの光子の実効線量透過率を使用する。

中央制御室遮蔽及び補助遮蔽での減衰効果は、以下の条件により求める。

項 目	数 値
コンクリート厚さ	<input type="text"/>
コンクリート密度	2.1g/cm ³
ガンマ線エネルギー	1.5MeV

注記*：評価で考慮する壁は、公称値からマイナス側許容差

（）を引いた値とする。

これらより、被ばく評価に使用する中央制御室遮蔽及び補助遮蔽の厚さにおける
減衰率は、 $F=3.9 \times 10^{-2}$ とする。

(c) 被ばく経路③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

評価期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた希ガスのガンマ線による外部被ばく及びよう素の吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価する。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、以下に示す中央制御室空調換気系等の効果を考慮して評価を実施する。中央制御室空調換気系等条件を表 4-19 に示す。また、中央制御室空調換気系の運転モードを図 4-38 に示す。事故時運転モードは、外気連続少量取入を想定する。

- イ. 事故時運転への切り替えは、保守的に運転員による手動隔離操作を仮定し、隔離操作に要する時間を十分に見込んだ後に、中央制御室空調換気系による外気連続少量取入モードが作動するものと仮定する。外気連続少量取入モード作動開始時間は、運転員が事故を検知してから操作を開始するまでの時間的余裕（10 分）を見込んで事故発生後 15 分とし、その間は通常運転により外気を取り込むものと仮定する。
- ロ. 「3.4 資機材、要員の交替等」に示すとおり、事故の状況に応じて全面マスクを着用することとしているが、設計基準事故時においては、保守的に評価期間中マスク着用は行わないものとして評価する。

b. 入退域時の被ばく

- (a) 被ばく経路④ 建物からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく

評価期間中に建物内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による入退域時の運転員の外部被ばく評価手法は、被ばく経路①と同様であるが、入退域時は屋外を移動するため、中央制御室遮蔽のガンマ線の遮蔽効果を考慮しない。

- (b) 被ばく経路⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

クラウドシャインガンマ線による入退域時の外部被ばくの評価手法は、被ばく経路②と同様であるが、入退域時は中央制御室遮蔽外を移動するため、中央制御室遮蔽を含めた建物壁のガンマ線の遮蔽効果を考慮しない。また、放射性物質の吸入による内部被ばく評価手法は、被ばく経路③と同様であるが、入退域時は中央制御室外を移動するため、大気中の放射性物質の吸入摂取による内部被ばくを計算する。

(4) 被ばく評価結果

設計基準事故時における中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果を表 4-20 及び表 4-21 に示す。被ばく評価結果は、実効線量で原子炉冷却材喪失において約 12mSv、主蒸気管破断において約 0.42mSv であり、居住性に係る被ばく評価の判断基準 100mSv を超えない。

事故時における中央制御室の 運転員の実効線量(mSv)	
原子炉冷却材喪失 (仮想事故)	主蒸気管破断 (仮想事故)
約 1.2×10^1	約 4.2×10^{-1}

4.1.2.2 炉心の著しい損傷が発生した場合における線量評価

炉心の著しい損傷が発生した場合における線量評価においては、設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合における共通条件に加えて、以下の条件を考慮する。

(1) 大気中への放出量の評価

大気中に放出される放射性物質の量は、審査ガイドに従い設定する。放射性物質の大気放出過程を図 4-39～図 4-42 に示す。放射性物質の大気中への放出量評価に関する条件を表 4-22 に示す。また、各放出源からの放出時間帯を示すタイムチャートを図 4-43 に示す。

a. 有効性評価におけるソースターム解析結果

有効性評価におけるソースターム解析結果として、4.1.1(2)項の想定事象で示した事故シーケンス「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を想定し、原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい及び原子炉格納容器からベントラインへの放出を考慮して実施したMAAP解析結果を使用する。有効性評価のMAAP解析結果の原子炉格納容器内圧力及び温度の変化を図 4-44 及び図 4-45 に示す。

被ばく評価においては、本評価から得られるMAAP解析結果の、原子炉格納容器への放出割合、原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい割合及び格納容器フィルタベント系への放出割合のトレンドに対して NUREG-1465*1 の知見を適用して使用する*2。

注記*1：NUREG-1465” Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plant” , 1995

*2：それぞれの割合は、停止時炉内内蔵量に対する割合

b. よう素の化学形態

よう素の化学形態は、下記を使用する。

	よう素の化学形態*
有機よう素	4%
無機よう素	91%
粒子状よう素	5%

注記* : R. G. 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Ligth Water Nuclear Power Reactors”

c. 原子炉格納容器内での自然沈着

CSE 実験*¹及び Standard Review Plan 6.5.2*²に基づき、無機よう素の原子炉格納容器内での自然沈着率を 9×10^{-4} (1/s) と設定し、カットオフ DF200 後は自然沈着の効果を見込まない評価とする。本事故シーケンスでは、原子炉格納容器内の無機よう素の存在量が 1/200 になる時間は、事故後 6.9 時間となるため、6.9 時間までは自然沈着率 9×10^{-4} (1/s) を適用し、それ以降は無機よう素の自然沈着がないものとして評価する。

注記*1 : R. K. HILLIARD, A. K. POSTMA, J. D. McCORMACK and L. F. COLEMAN, “Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment”, Nuclear Technology, Vol. 10, p.499-519, April 1971

*2 : Standard Review Plan 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

d. サプレッションチェンバのプール水による除去

サプレッションチェンバのプール水による無機よう素の除染係数は、NUREG-0800*を参考として DF=5 を仮定する。

注記* : NUREG-0800 Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, Rev.1, 3/2007.

e. 格納容器フィルタベント系による除去性能

格納容器フィルタベント系による放射性物質の除染係数は、下記を使用する。

	除染係数
エアロゾル	1000
無機よう素	100
有機よう素	50

上記により評価した、原子炉建物から大気中への放出量及び格納容器フィルタベント系を経由した放出量を表 4-23 に示す。

(2) 大気拡散の評価

放射性物質の大気拡散評価に関する条件を以下に示す。

- a. 実効放出継続時間は、大気への放出量評価結果より、7日間の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値として、以下とする。
- ・原子炉建物漏えい時 : 1時間
 - ・排気筒（非常用ガス処理系用）放出時 : 30時間
 - ・格納容器フィルタベント系排気管放出時 : 1時間
- b. 放出源高さは、事故シーケンスに応じて、排気筒（非常用ガス処理系用）放出時は排気筒高さ、格納容器フィルタベント系排気管放出時は排気口高さ、原子炉建物漏えい時は地上とする。なお、放出源高さは放出エネルギーによる影響は考慮しない。
- 大気拡散評価条件の詳細について、表4-24に示す。
- また、これら条件による相対濃度及び相対線量の評価結果を表4-25に示す。

(3) 線量評価

運転員勤務体系としては、4直2交替とし、被ばく線量が最も厳しくなる運転員の勤務体系を踏まえて中央制御室の滞在期間及び入退域に要する時間を考慮して評価する。想定する勤務体系を表4-7に示す。

a. 中央制御室内での被ばく

- (a) 被ばく経路① 建物からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく

炉心の著しい損傷が発生した場合の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に使用する線源強度を表4-26に示す。

- (b) 被ばく経路② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャインガンマ線）

中央制御室遮蔽及び補助遮蔽厚さ（コンクリート ）における減衰率は、大気中への放出量を線源として、QAD-CGGP2Rコードにより計算する。

被ばく評価に使用する減衰率(F)を下表に示す。

	対象核種	原子炉建物からの放出	格納容器フィルタベント系からの放出
コンクリートの減衰率	希ガス	1×10^{-2}	7×10^{-4}
	希ガス以外	2×10^{-2}	2×10^{-2}

- (c) 被ばく経路② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく
(グランドシャインガンマ線)

大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線(グランドシャインガンマ)による, 中央制御室内での運転員の実効線量は, 評価期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果, 地表沈着効果並びに中央制御室遮蔽及び補助遮蔽による減衰効果を考慮して評価する。

イ. 地表面沈着濃度の計算

(イ) 計算式

$$\frac{d S_o^i(t)}{d t} = -\lambda_i \cdot S_o^i(t) + V_G \cdot \chi / Q \cdot f \cdot Q_i(t) \dots \dots \dots (4. 20)$$

ここで,

$S_o^i(t)$: 時刻 t における核種 i の地表面沈着濃度(Bq/m²)

V_G : 沈着速度(m/s)

χ / Q : 相対濃度(s/m³)

f : 沈着した放射性物質のうち残存する割合(1.0)

$Q_i(t)$: 時刻 t における核種 i の大気への放出率(Bq/s)

λ_i : 核種 i の崩壊定数(s⁻¹)

(ロ) 地表面への沈着速度

放射性物質の地表面への沈着評価では, 地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。地表面への沈着速度の条件を表 4-27 に示す。

沈着速度については, 有機よう素は NRPB-R322*1 を参考として 0.001cm/s, 有機よう素以外は NUREG/CR-4551*2 を参考として 0.3cm/s と設定し, 湿性沈着を考慮した沈着速度は, 線量目標値評価指針の記載(降水時における沈着率は乾燥時の 2~3 倍大きい値となる。)を参考に, 保守的に乾性沈着速度の 4 倍として, 有機よう素は 0.004cm/s, 有機よう素以外は 1.2cm/s を設定する。

注記*1: NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99

*2: J.L. Sprung 等: Evaluation of severe accident risks: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990

ロ. 線量計算

(イ) 線源強度

炉心の著しい損傷が発生した場合に、大気中へ放出され建物屋上に沈着した放射性物質と地表面に沈着した放射性物質を線源とし、線源は建物屋上及び地表面に均一分布しているものとする。

なお、評価に使用する積算線源強度は表 4-28 に示すように、運転員の勤務形態に基づき、7日間の各班の中央制御室内の滞在期間ごとに求める。

(ロ) 幾何条件

グランドシャインガンマ線評価モデルを図 4-46 に示す。グランドシャインガンマ線の線源は、中央制御室と隣接建物の屋上に沈着した放射性物質である。この線源の大きさは 800m×800m*とする。なお、地表面の線源は、建物の床・天井・壁で遮蔽され影響は小さいが、屋上面に線源が存在するものとして取り扱う。

中央制御室遮蔽及び補助遮蔽で考慮する天井及び壁は、公称値からマイナス側許容差 (□mm) を引いた値とする。

注記* : JAEA-Technology 2011-026 「汚染土壤の除染領域と線量低減効果の検討」において、評価点から 400m 離れた位置の線源が及ぼす影響度は 1%以下である。これより、評価点から片側 400m まで線源領域とし、全体の線源領域として 800m×800m を設定した。

(ハ) 評価点

評価点は、図 4-46 に示したとおり、屋上沈着線源に対して、それぞれ多くの線源と距離が近い位置を評価点として設定する。評価点高さは天井高さとする。

(ニ) 解析コード

グランドシャインガンマ線は、QAD-CGGP2Rコードを用い評価する。

(d) 被ばく経路③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

評価期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた希ガスのガンマ線による外部被ばく及び放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価する。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、以下に示す中央制御室空調換気系の効果を考慮して評価を実施する。中央制御室空調換気系等条件を表 4-29 に示す。また、空調運用タイムチャートを図 4-43 に示す。

イ. 中央制御室非常用再循環送風機の起動時間については、全交流電力電源喪失及び電源回復操作並びに現場での手動によるダンパ開操作を想定した起動遅れ(事

故発生後 120 分) を考慮し、流量 17500m³/h の外気取り込み及び 32000m³/h の再循環フィルタ流量を想定する。

ロ. 格納容器ベントの 15 分前に系統隔離運転に切り替え、格納容器ベントの 10 時間後に加圧運転を再開することを想定する。

ハ. 「3.4 資機材、要員の交替等」に示すとおり、炉心損傷が予測される状態となった場合又は炉心損傷の徴候が見られた場合は、全面マスク等を着用するため、一部の期間についてマスク着用しているものとして評価する。このとき、マスクの防護係数は 50 とする。

ニ. 格納容器ベント時の運転員の被ばくを低減する対策として、中央制御室内に中央制御室待避室を設置する。ベント実施時には中央制御室待避室内に待避する。また、中央制御室待避室内は中央制御室空気供給系により 10 時間正圧化する。

被ばく評価に使用する中央制御室待避室遮蔽による減衰率は、事故時の中央制御室バウンダリ内の最大放射能濃度を線源として、QAD-CGGP2Rコードにより計算する。

	対象核種	中央制御室待避室遮蔽 (鉛 <input type="text"/>)
減衰率	希ガス	3.6×10^{-2}
	希ガス以外	6.4×10^{-1}

b. 入退域時の被ばく

(a) 被ばく経路④ 建物からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく

炉心の著しい損傷が発生した場合の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に使用する線源強度を表 4-30 に示す。

(b) 被ばく経路⑤ 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく
(グランドシャインガンマ線)

入退域時における大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線(グランドシャイン)による外部被ばくの評価方法は、被ばく経路②と同様であるが、入退域時は中央制御室遮蔽外を移動するため、中央制御室遮蔽を含めた建物壁のガンマ線の遮蔽効果は考慮しない。異なる条件を以下に示す。

イ. 大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質を線源とし、線源は地表面に均一分布しているものとする。

なお、評価に使用する積算線源強度は表 4-31 に示すように、運転員の勤務形態に基づき、7 日間の各班の入退域期間ごとに求める。

- ロ. 各建物によるグラウンドシャインガンマ線の遮蔽効果を期待しない。
- ハ. 評価点は図 4-47 に示す線源領域の中心上とする。

(4) 被ばく評価結果

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果を表 4-32 (マスク着用あり) 及び表 4-33 (マスク着用なし) に示す。炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性に係る被ばく評価結果のまとめを下表に、内訳を表 4-34 (マスク着用あり) 及び表 4-35 (マスク着用なし) に示す。

これに示すように、炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の運転員に及ぼす実効線量は、マスク着用の防護措置を講じる場合で最大約 51mSv である。

したがって、評価結果は判断基準の「運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足している。

(マスク着用あり)

	実効線量 (mSv)							合計
	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	
A 班	約 12	約 9		約 8	約 6			約 35
B 班		約 34	約 10				約 7	約 51
C 班	約 8				約 7	約 6		約 22
D 班			約 13	約 9		約 5	約 4	約 32
合計	約 20	約 43	約 23	約 17	約 13	約 11	約 11	約 138

(マスク着用なし)

	実効線量 (mSv)							合計
	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	
A 班	約 271	約 21		約 9	約 7			約 309
B 班		約 44	約 14				約 7	約 65
C 班	約 13				約 8	約 6		約 28
D 班			約 24	約 12		約 5	約 4	約 46
合計	約 285	約 64	約 39	約 21	約 16	約 12	約 11	約 447

4.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価

4.2.1 設計基準事故時における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価方針

(1) 評価の概要

技術基準規則第 38 条第 5 項の解釈 15 に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」として、中央制御室空調換気系は、外気から遮断する系統隔離運転とすることができる。

系統隔離運転により、中央制御室への空気の取込みを一時的に停止した場合の室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が、事故対策のための活動に支障がない濃度であることを確認する。

本評価における滞在人数、体積、評価期間等は、被ばく評価条件を参考に、保守的な結果となるよう設定する。また、酸素消費量、二酸化炭素吐出し量等は、中央制御室内にとどまる運転員の活動状況等を想定し、設定する。

(2) 酸素及び二酸化炭素許容濃度の設定

酸素及び二酸化炭素許容濃度は、表 4-36 に示すとおり、中央制御室内で想定される労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容基準に準拠する。

中央制御室は、「酸素欠乏症等防止規則」に定める許容酸素濃度 18vol%以上及び「事務所衛生基準規則」に定める許容二酸化炭素濃度 0.5vol%以下を設計値とする。

(3) 酸素及び二酸化炭素濃度の計算

中央制御室内の事故時の滞在人数、酸素消費量、二酸化炭素吐出し量等は、中央制御室内にとどまる運転員の活動状況等を想定し、呼吸率等を踏まえ、中央制御室空調換気系隔離時の酸素及び二酸化炭素濃度の評価を以下の原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（J E A C 4 6 2 2-2009）（以下「J E A C 4 6 2 2-2009」という。）の計算式を基に、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を計算する。中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価条件を表 4-37 に示す。評価式を以下に示す。

$$C_{\infty} = C_0 + \frac{M}{N \cdot V} \dots \dots \dots (4. 21)$$

ここで、

- M : 室内二酸化炭素発生量 (m³/h)
- V : 中央制御室バウンダリ体積 (m³)
- C_∞ : 平衡状態における二酸化炭素濃度 (—)
- C₀ : 初期二酸化炭素濃度 (—)
- N : 空気流入率 (回/h)

M, C_∞, C₀については、酸素の場合、二酸化炭素を酸素に置き換える。

また、Mは酸素の場合、負の値となり、酸素消費量と置き換える。

4.2.2 設計基準事故時における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価結果

(1) 酸素濃度

計算の結果、中央制御室空調換気系隔離時の被ばく評価上の使用期間における平衡状態の酸素濃度は20.6vol%となり、「酸素欠乏症等防止規則」における許容基準濃度である18vol%以上を満足しているため中央制御室での作業環境に影響を与えないと評価する。

(2) 二酸化炭素濃度

計算の結果、中央制御室空調換気系隔離時の被ばく評価上の使用期間における平衡状態の二酸化炭素濃度は0.28vol%となり、「事務所衛生基準規則」に定める二酸化炭素濃度の許容濃度である0.5vol%以下を満足しているため中央制御室での作業環境に影響を与えないと評価する。

4.2.3 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価方針

(1) 評価の概要

技術基準規則第74条の解釈に規定する「運転員が原子炉制御室にとどまるために必要な設備」として、中央制御室空調換気系は、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタにより放射性物質を浄化した外気を供給することで中央制御室バウンダリ内を正圧化する加圧運転を行うことができる。

中央制御室を正圧化した場合の室内の酸素及び二酸化炭素濃度が、事故対策のための活動に支障がない濃度であることを評価する。

本評価における滞在人数、体積、評価期間等は、被ばく評価条件を参考に、保守的な結果となるよう設定する。また、酸素消費量、二酸化炭素吐出し量等は、設計基準事故時の評価と同様に、中央制御室内にとどまる運転員の活動状況等を想定し、設定する。

(2) 酸素及び二酸化炭素許容濃度の設定

酸素及び二酸化炭素許容濃度は、設計基準事故時の評価と同様に、表4-36に示すとおり、中央制御室内で想定される労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容基準に準拠する。

(3) 酸素及び二酸化炭素濃度の計算

中央制御室内の事故時の滞在人数、酸素消費量、二酸化炭素吐出し量等は、室内にとどまる運転員の活動状況等を想定し、呼吸率等を踏まえ、中央制御室空調換気系により中央制御室を正圧化した場合の酸素及び二酸化炭素濃度の評価を以下のJ E A C 4 6 2 2 - 2009の中央制御室の平衡状態における二酸化炭素濃度の計算式を基に、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を計算する。

ただし、本評価においては、事故後 2 時間のファンの停止を想定するため、空気流入率ゼロにおける 2 時間後の中央制御室内の濃度バランスを基に計算する。

$$C = C_0 + \frac{2M}{V} \dots \dots \dots (4. 22)$$

ここで、

- C : 2 時間後の二酸化炭素濃度 (vol%)
- M : 室内二酸化炭素発生量 (m³/h)
- V : 中央制御室バウンダリ体積 (m³)
- C₀ : 外気の二酸化炭素濃度 (vol%)

M, C₀, Cについては、酸素の場合、二酸化炭素を酸素に置き換える。
また、Mは酸素の場合、負の値となり、酸素消費量と置き換える。

事故後 2 時間以降は、ファンの運転による空気の供給を想定するため、以下の計算式により酸素及び二酸化炭素濃度を計算する。

$$C_{\infty} = C_0 + \frac{M}{L} \dots \dots \dots (4. 23)$$

ここで、

- M : 室内二酸化炭素発生量 (m³/h)
- C_∞ : 平衡状態における二酸化炭素濃度 (vol%)
- C₀ : 外気の二酸化炭素濃度 (vol%)
- L : 中央制御室バウンダリ内の正圧化に必要な空気供給量 (m³/h)

M, C_∞, C₀については、酸素の場合、二酸化炭素を酸素に置き換える。
また、Mは酸素の場合、負の値となり、酸素消費量と置き換える。中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価条件を表 4-37 に示す。

a. 中央制御室バウンダリ内の正圧維持

(a) 目標圧力の設定

中央制御室は、配置上、風の影響を受けない屋内に設置されているため、中央制御室内へのインリークは、隣接区画との温度差によるものが考えられる。

炉心の著しい損傷が発生した場合の室内の温度を制御室建物の設計最高温度 40℃、隣接区画を外気の設計最低温度-8.7℃と仮定すると、中央制御室の階層高さは最大約 5.2m であることから、温度の影響を無視できる圧力差を下式により計算する。

$$\begin{aligned} \Delta P &= \{ (-8.7^\circ\text{Cの乾き空気の密度}) - (40^\circ\text{Cの乾き空気の密度}) \} \\ &\quad \times (\text{高低差}) \dots\dots\dots (4. 24) \\ &= (1.335 - 1.127) \times 5.2 \\ &= 1.09 (\text{kg/m}^2) \\ &\rightarrow 1.09 \times 9.8 \\ &\approx 11 (\text{Pa}) \end{aligned}$$

計算の結果、温度の影響を無視できる圧力差は約 11Pa であるが、余裕を見込み、目標圧力は 20Pa [gage] に設定する。

(b) 中央制御室バウンダリ内の正圧化に必要な空気供給量

中央制御室バウンダリ内を正圧化するために必要な空気供給量は、中央制御室気密性能試験結果 (17160m³/h) に基づき、17500m³/h に設定するとともに、17160m³/h 以上の流量を流した場合、目標圧力に達し、正圧維持を可能とする設計とする。

4.2.4 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価結果

(1) 酸素濃度

a. 事故後 2 時間

計算の結果、2 時間後の酸素濃度は、20.9vol% となる。

b. 2 時間～7 日間

計算の結果、中央制御室空調換気系加圧運転時の被ばく評価上の使用期間における平衡状態の酸素濃度は 20.9vol% となり、「酸素欠乏症等防止規則」における許容基準濃度である 18vol% 以上を満足しているため中央制御室での作業環境に影響を与えないと評価する。

(2) 二酸化炭素濃度

a. 事故後 2 時間

計算の結果、2 時間後の二酸化炭素濃度は、0.04vol% となる。

b. 2 時間～7 日間

計算の結果、中央制御室空調換気系加圧運転時の被ばく評価上の使用期間における平衡状態の二酸化炭素濃度は 0.04vol% となり、「事務所衛生基準規則」に定める二酸化炭素濃度の許容濃度である 0.5vol% 以下を満足しているため中央制御室での作業環境に影響を与えないと評価する。

4.2.5 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室待避室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価方針

(1) 評価の概要

中央制御室空気供給系による正圧化を実施した場合において、中央制御室待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない濃度であることを評価する。

本評価における滞在人数、体積、評価期間等は、被ばく評価条件を基に、保守的な結果となるよう設定する。また、酸素消費量及び二酸化炭素吐出し量等は、中央制御室空気供給系の使用時における中央制御室待避室内にとどまる運転員の活動状況等を想定し、設定する。

(2) 酸素及び二酸化炭素濃度許容濃度の設定

酸素及び二酸化炭素許容濃度は、表 4-36 に示すとおり、中央制御室待避室で想定される労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容基準に準拠する。

中央制御室空気供給系による正圧化は、希ガス等の放射性物質を含む外気が中央制御室待避室内に侵入しないように実施する防護措置であり、中央制御室空気供給系による正圧化時は、中央制御室待避室内を密閉するという限られた環境である。このため、中央制御室空気供給系使用時の酸素及び二酸化炭素濃度許容濃度は、限られた環境下における労働環境を規定している「鉱山保安法施行規則」に定める酸素濃度及び二酸化炭素濃度許容基準（19vol%以上及び1vol%以下）を準拠する。

(3) 酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量の計算

中央制御室待避室内を正圧化し、中央制御室待避室内の酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量を計算し、その結果から酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価を行う。

中央制御室待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件を表 4-38 に示す。

なお、被ばく評価にて、格納容器フィルタベント系使用開始から 10 時間まで中央制御室空気供給系にて正圧化した中央制御室待避室内に滞在することとしているため、正圧化時間は 10 時間とする。

10 時間連続で中央制御室空気供給系にて正圧化する場合において、中央制御室待避室内の圧力維持並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度を維持・抑制するための条件を満足する必要がある。

a. 中央制御室待避室内の正圧維持

(a) 目標圧力の設定

中央制御室待避室は、配置上、風の影響を受けない屋内に設置されているため、中央制御室待避室内へのインリークは、隣接区画との温度差によるものが考えられる。

炉心の著しい損傷が発生した場合の室内の温度を制御室建物の設計最高温度 40℃、隣接区画を外気の設計最低温度-8.7℃と仮定すると、中央制御室待避室の天井高さが約 2.5m であることから、温度の影響を無視できる圧力差を下式により計算する。

$$\begin{aligned}
 \Delta P &= \{ (-8.7^\circ\text{Cの乾き空気の密度}) - (40^\circ\text{Cの乾き空気の密度}) \} \\
 &\quad \times (\text{高低差}) \dots\dots\dots (4. 25) \\
 &= (1.335 - 1.127) \times 2.5 \\
 &= 0.52 (\text{kg/m}^2) \\
 &\rightarrow 0.52 \times 9.8 \\
 &\doteq 6 (\text{Pa})
 \end{aligned}$$

計算の結果，温度の影響を無視できる圧力差は約 6Pa であるが，余裕を見込み，目標圧力は 10Pa[gage]に設定する。

(b) 必要最低換気量

中央制御室待避室内に供給する換気量は，次項に示す酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な最低換気流量である 11.4m³/h に設定するとともに，11.4m³/h の流量を流した場合，目標圧力に達し，正圧維持を可能とする設計とする。

b. 中央制御室待避室内酸素濃度維持

酸素濃度を維持するために必要な最低換気流量を下式により計算する。

$$Q = \frac{k}{P_1 - P_0} \dots\dots\dots (4. 26)$$

ここで，

Q : 必要換気流量(m³/h)

k : 酸素消費量(m³/h)

P₁ : 初期酸素濃度(-)

P₀ : 許容酸素濃度(-)

計算の結果，必要な最低換気流量は 5.6m³/h となる。

c. 中央制御室待避室内二酸化炭素濃度抑制

二酸化炭素濃度の抑制に必要な最低換気流量を下式により計算する。

$$L = \frac{M}{C - C_0} \dots\dots\dots (4. 27)$$

ここで，

L : 必要換気流量(m³/h)

M : 二酸化炭素発生量(m³/h)

C : 許容二酸化炭素濃度(-)

C₀ : 初期二酸化炭素濃度(-)

計算の結果、必要な最低換気流量は 11.4m³/h となる。

(4) 中央制御室待避室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の計算

中央制御室空気供給系使用時における酸素濃度及び二酸化炭素濃度は、J E A C 4 6 2 2-2009 の中央制御室の二酸化炭素濃度計算式 (4. 28) を展開した式 (4. 29) により計算する。

$$\begin{aligned} V \frac{dC}{dt} &= C_0 \cdot N \cdot V + M - C \cdot N \cdot V \quad \dots \dots \dots (4. 28) \\ &= (C_0 - C) \cdot N \cdot V + M \\ &= (C_0 - C) \cdot L + M \end{aligned}$$

$$C = - \left(C_0 - C' + \frac{M}{L} \right) \cdot e^{-\frac{L}{V}t} + C_0 + \frac{M}{L} \quad \dots \dots \dots (4. 29)$$

ここで、

- M : 室内酸素消費量(m³/h)
- V : 室内体積(m³)
- C : 室内空気酸素濃度 (Vol%)
- C₀ : 外気又は空気ポンベの酸素濃度 (Vol%)
- C' : 空気ポンベに切り替えた際の酸素濃度 (Vol%)
- N : 空気流入率(回/h)
- L : 換気量(= N × V) (m³/h)
- t : 時間(h)

M, C, C₀, C' については、二酸化炭素の場合、酸素を二酸化炭素に置き換える。
また、Mは酸素の場合、負の値となり、二酸化炭素の場合は、室内酸素消費量を二酸化炭素発生量と置き換える。

4.2.6 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室待避室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価結果

(1) 酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量

中央制御室空気供給系の流量を 11.4m³/h とすれば、中央制御室空気供給系による正圧化 10 時間後の酸素濃度は 20.0vol%，二酸化炭素濃度は 0.99vol% となり、中央制御室待避室内の正圧維持並びに「鉱山保安法施行規則」に定める酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容濃度である 19vol% 以上及び 1vol% 以下をそれぞれ満足することができる。

(2) 必要空気ポンペ本数

4.2.5 節の炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室待避室内酸素及び二酸化炭素濃度評価方針より、必要な空気ポンペ本数は、1 本当たりの空気容量が $9.8\text{m}^3[\text{normal}]$ のもので、使用量を $8.0\text{m}^3[\text{normal}]$ /本とした場合、約 15 本程度となる。なお、中央制御室待避室内を正圧化するために必要な容量を確保するだけでなく、故障時及び保守点検による待機除外を考慮した予備を確保する。

4.3 中央制御室の居住性評価のまとめ

中央制御室の居住性を確保するための設備を考慮して被ばく評価並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価を行い、その結果、それぞれ判断基準を満足していることから、中央制御室の居住性を確保できると評価する。

5. 熱除去の評価

遮蔽体の熱除去の評価は、遮蔽体中の温度上昇が厳しい箇所を想定し、伝熱理論に基づいた解析手法により評価する。想定シナリオは「4.1 線量評価」と同じとする。

5.1 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽の熱除去の評価

5.1.1 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽における入射線量の設定方法

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽の表面に入射するガンマ線としては、直接ガンマ線、スカイシャインガンマ線、クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線が考えられる。このうち、中央制御室遮蔽を透過するガンマ線はクラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線が支配的であることから、熱除去の評価に用いる遮蔽体表面の入射線量として、クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線の入射線量を設定する。

評価点は入射線量が最大となる中央制御室中心の天井上面とし中央制御室及び中央制御室待避室遮蔽を代表させる。

なお、評価対象は、遮蔽性能維持の観点で温度制限値が厳しいコンクリートで代表する。

5.1.2 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽の温度上昇の計算方法

中央制御室遮蔽は主にコンクリート、中央制御室待避室遮蔽は鉄及び鉛で構成されているが、評価上、コンクリートのみとして評価する。入射線量から遮蔽体表面の7日間積算のガンマ線発熱量を求め、温度上昇を次式から算出する。

入射線量、ガンマ線発熱量及び温度上昇を表5-1及び表5-2に示す。

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

ΔT : 温度上昇(°C)

Q : 7日間積算のガンマ線発熱量(kJ/cm³)

c : コンクリートの比熱(1.05(kJ/(kg・°C))*)

ρ : コンクリートの密度(2.1(g/cm³))

注記* : 2007年制定 コンクリート標準示方書 構造性能照査編, 土木学会

5.2 原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽の熱除去の評価

5.2.1 原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽における入射線量の設定方法

原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽に入射するガンマ線の線源として、原子炉格納容器から原子炉建物(二次格納施設)内に移行した放射性物質を想定した原子炉二次遮蔽への入射線

量を代表して評価する。評価結果を基に、原子炉二次遮蔽への入射線量を 470Gy/7 日間と設定する。

5.2.2 原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽の温度上昇の計算方法

遮蔽体は主にコンクリートで構成されており、評価上、コンクリートのみとして評価する。入射線量 (470Gy/7 日間) から、原子炉二次遮蔽表面の 7 日間積算のガンマ線発熱量を求めると、約 $1.0 \times 10^{-3} \text{kJ/cm}^3$ となり、これによる温度上昇は、「5.1.2 中央制御室遮蔽の温度上昇の計算方法」と同様の式により算出する。

5.3 温度上昇のまとめ

コンクリート遮蔽体表面でのガンマ線による温度上昇は、中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽で 0.01°C 以下、原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽で約 0.5°C となり「遮蔽設計基準等に関する現状調査報告 (1977 年, 日本原子力学会)」において示されているガンマ線に対するコンクリート温度制限値 (内部最高温度 177°C / 周辺最高温度 149°C) 以下であることを確認した。なお、本温度評価は、保守的にコンクリートの断熱状態を仮定した評価である。

表 4-1 評価事象に係る条件

項目	評価条件	選定理由	備考
事故の 評価期間	[設計基準事故時] 事故後 30 日間	被ばく評価手法（内規） に基づき設定	被ばく評価手法（内規） 解説 3.2 評価期間は、事 故発生後 30 日間とす る。
	[炉心の著しい損傷が発 生した場合] 事故後 7 日間	解釈に基づき評価期間を 設定	解釈 第 74 条 1 b) ④ 判断 基準は、運転員の実効線 量が 7 日間で 100mSv を 超えないこと。
評価事象	[設計基準事故時] 原子炉冷却材喪失 （仮想事故相当） 外部電源喪失を考慮する	設置許可を受けた際の評 価結果を参考に、それら の設計基準事故の中から 放射性物質の放出の拡大 の可能性のある事故とし て、原子炉格納容器内放 出に係る事故は「原子炉 冷却材喪失」を、原子炉 格納容器外放出に係る事 故は「主蒸気管破断」を 選定し、これらの事故に ついて放射性物質の放出 量がより多くなる仮想事 故相当のソースタームを 想定。 大気中への放射性物質の 放出量の観点から、外部 電源がない場合の方がよ り厳しい。	被ばく評価手法（内規） 4.1 原子炉冷却材喪失及 び主蒸気管破断を対象と する。原子炉冷却材喪失 及び主蒸気管破断は、一 方の事故で包含できる場 合は、いずれかで代表し てもよい。 4.1.2(5) 事象発生と同 時に、外部電源は喪失す ると仮定する。
	[設計基準事故時] 主蒸気管破断 （仮想事故相当） 外部電源喪失を考慮する		
	[炉心の著しい損傷が発 生した場合] 大破断 LOCA 時に非常 用炉心冷却系の機能及び 全交流電力電源の喪失を 考慮する。	被ばく評価においては、 中央制御室の居住性評価 結果を厳しくする観点か ら、残留熱代替除去系を 使用せず、原子炉格納容 器ベントを実施した場合 を想定する。	解釈 1 b) ① 設置許可基準規 則解釈第 37 条の想定す る原子炉格納容器破損モ ードのうち、原子炉制御 室の運転員の被ばくの観 点から結果が最も厳しく なる事故収束に成功した 事故シーケンスを想定す ること。

表 4-2 炉内内蔵量計算条件

項目	評価条件	選定理由	備考
炉心熱出力	<p>[設計基準事故時] 2,540MWt (100%(2,436MWt)× 1.05)</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 2,436MWt</p>	<p>[設計基準事故時] 定格値に余裕を見た値を設定</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 定格値</p>	<p>被ばく評価手法(内規) 4.1.1(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。</p> <p>審査ガイド 4.3.(1)a. 原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1.(2)aで選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。</p>
運転時間	<p>[設計基準事故時] 原子炉運転時間：2000日 サイクル数(バッチ数) ：5</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 1サイクル：10000h 2サイクル：20000h 3サイクル：30000h 4サイクル：40000h 5サイクル：50000h</p>	<p>[設計基準事故時] 炉内への放射能蓄積が平衡に達する時間に十分な余裕を見て設定</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 1サイクル 13 か月(395日)を考慮して、燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせ長めに設定</p>	<p>被ばく評価手法(内規) 解析 4.1 「十分長時間運転」とは、原子炉内の出力分布、核分裂生成物の蓄積状況、温度分布等の解析に影響を与える各種の状態量が、運転サイクル等を考慮してほぼ平衡に達している状態をいう。</p>
取替炉心の燃料装荷割合	<p>[設計基準事故時] —</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 1サイクル：0.229(200本) 2サイクル：0.229(200本) 3サイクル：0.229(200本) 4サイクル：0.229(200本) 5サイクル：0.084(72本)</p>	<p>[設計基準事故時] —</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定</p>	—

表 4-3 炉内内蔵量（原子炉冷却材喪失）（設計基準事故時）

核種グループ	炉内内蔵量(Bq) (gross 値)
希ガス	約 2.4×10^{19}
よう素	約 2.3×10^{19}

表 4-4 追加放出量（主蒸気管破断）（設計基準事故時）

核種グループ	追加放出量(Bq) (gross 値)
希ガス	約 1.5×10^{15}
ハロゲン等	約 1.1×10^{15}

表 4-5 炉内内蔵量（炉心の著しい損傷が発生した場合）

核種グループ	炉内内蔵量(Bq) (gross 値)
希ガス類	約 1.6×10^{19}
よう素類	約 2.1×10^{19}
C s 類	約 8.3×10^{17}
T e 類	約 5.9×10^{18}
B a 類	約 1.8×10^{19}
R u 類	約 1.8×10^{19}
C e 類	約 5.5×10^{19}
L a 類	約 4.1×10^{19}

表 4-6 大気拡散評価条件 (1/7)

項目	評価条件	選定理由	備考
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	<p>気象指針を参考として、放射性雲は風下に直線的に流され、放射性雲の軸のまわりに正規分布に拡がっていくと仮定するガウスプルームモデルを適用</p>	<p>被ばく評価手法 (内規) 5.1.1(1)a)1) 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ、風向、風速、大気安定度に応じて、空間濃度分布が水平方向、鉛直方向ともに正規分布になると仮定した次のガウスプルームモデルを適用して計算する。</p> <p>審査ガイド 4.2(2)a.</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象資料	<p>島根原子力発電所における1年間の気象資料 (2009.1~2009.12)</p> <p>(地上風を代表する地上20m (標高 28.5m) の気象データ)</p>	<p>建物影響を受ける大気拡散評価を行う場合は保守的に地上 20m (標高 28.5m) の気象データを使用</p> <p>過去 10 年間の気象状態と比較して異常がなく、気象データの代表性が確認された 2009 年 1 月~2009 年 12 月の 1 年間の気象データを使用</p>	<p>被ばく評価手法 (内規) 5.1.1(1)c) 風向、風速、大気安定度の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。</p> <p>5.1.1(2)d) 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的低風速の気象データ (地上 10m 高さで測定) を採用するのは保守的かつ適切である。</p> <p>審査ガイド 4.2(2)a.</p> <ul style="list-style-type: none"> 風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。

表 4-6 大気拡散評価条件 (2/7)

項目	評価条件	選定理由	備考
累積出現頻度	小さい方から 97%	気象指針を参考として、年間の相対濃度又は相対線量を昇順に並べ替え、累積出現頻度が 97% に当たる値を設定	<p>被ばく評価手法 (内規) 5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97% に当たる相対濃度とする。</p> <p>審査ガイド 4.2(2)c.</p> <ul style="list-style-type: none"> 評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97% に当たる値とする。
建物影響	考慮する	放出点から近距離の建物の影響を受けるため、建物による巻き込み現象を考慮	<p>被ばく評価手法 (内規) 5.1.2(1)a) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。</p> <p>審査ガイド 4.2(2)a.</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。

表 4-6 大気拡散評価条件 (3/7)

項目	評価条件	選定理由	備考													
<p>巻き込みを生じる代表建物</p>	<p>原子炉建物又はタービン建物</p>	<p>放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建物として選定 また、建物投影面積が小さい方が保守的な結果を与えるため、単独建物として設定</p>	<p>被ばく評価手法（内規） 5.1.2(3)a)2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋、燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表として相対濃度を算出することは、保守的な結果を与える。 5.1.2(3)a)3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表 5.1 に示す建屋を選定することは適切である。</p> <p>表 5.1 放射性物質の巻き込み対象とする代表建屋の選定例</p> <table border="1" data-bbox="1125 1086 1433 1451"> <thead> <tr> <th>原子炉施設</th> <th>想定事故</th> <th>建屋の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">BWR 型 原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉建屋（建屋影響がある場合）</td> </tr> <tr> <td>主蒸気管破断</td> <td>原子炉建屋又はタービン建屋（結果が厳しい方で代表）</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">PWR 型 原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉格納容器（原子炉格納施設） 原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び原子炉建屋</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>原子炉格納容器（原子炉格納施設） 原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び原子炉建屋</td> </tr> </tbody> </table> <p>審査ガイド 4.2(2)b. ・巻き込みを生じる代表建屋 2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。</p>	原子炉施設	想定事故	建屋の種類	BWR 型 原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋（建屋影響がある場合）	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋（結果が厳しい方で代表）	PWR 型 原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器（原子炉格納施設） 原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び原子炉建屋	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器（原子炉格納施設） 原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び原子炉建屋
原子炉施設	想定事故	建屋の種類														
BWR 型 原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋（建屋影響がある場合）														
	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋（結果が厳しい方で代表）														
PWR 型 原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器（原子炉格納施設） 原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び原子炉建屋														
	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器（原子炉格納施設） 原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び原子炉建屋														

表 4-6 大気拡散評価条件 (4/7)

項目	評価条件	選定理由	備考
<p>放射性物質 濃度の 評価点*</p>	<p>○設計基準事故 【中央制御室内】 中央制御室中心 中央制御室空調換気系 取入口 【入退域時】 1号機タービン建物入 口 ○炉心の著しい損傷が発 生した場合 【中央制御室内】 中央制御室中心 中央制御室空調換気系 取入口 【入退域時】 2号機原子炉建物原子 炉補機冷却系熱交換器 室入口</p>	<p>【中央制御室内】 中央制御室内の放射性 物質濃度評価において は、換気設備による外気 取入れ運転を前提とする ことから、中央制御室空 調換気系取入口を代表点 として設定 大気中へ放出された放 射性物質による被ばく評 価においては、中央制御 室が属する建物の屋上面 を代表面として選定し、 建物の巻き込みの影響を 受ける場合には、中央制 御室の属する建物表面で の濃度は風下距離の依存 性は小さくほぼ一様であ るので、中央制御室中心 を代表点として設定 【入退域時】 入退域時の移動経路に 従った適切な評価点を設 定</p>	<p>被ばく評価手法 (内規) 【中央制御室内】 5.1.2(3)b)3) i) 建屋 の巻き込みの影響を受け る場合には、中央制御室 の属する建屋表面での濃 度は風下距離の依存性は 小さくほぼ一様と考えら れるので、評価点は厳密 に定める必要はない。屋 上面を代表とする場合、 例えば中央制御室の中心 を評価点とするのは妥当 である。 【入退域時】 7.5.1(5)a)、7.5.2(5)a) 管理建屋の入口を代表評 価点とし、入退域ごとに 評価点に、15分間滞在す るとする。 7.5.1(5)b) 入退域時の 移動経路及び入退域に要 する時間をプラントごと に計算し、移動経路に従 った適切な評価点及び滞 在時間を設定する。こ の場合、移動に伴っ て、複数の評価点を設定 してもよい。 審査ガイド 【中央制御室内】 4.2(2)b. 放射性物質濃度の評価点 3) i) 建屋の巻き込みの 影響を受ける場合には、 原子炉制御室/緊急時制 御室/緊急時対策所の属 する建屋表面での濃度は 風下距離の依存性は小さ くほぼ一様と考えられ るので、評価点は厳密に 定める必要はない。 屋上面を代表とする場 合、例えば原子炉制御室 /緊急時制御室/緊急時 対策所の中心点を評価点 とするのは妥当である。 【入退域時】 —</p>

注記* : 評価点高さは、放出源高さと同じとする。

表 4-6 大気拡散評価条件 (5/7)

項目	評価条件	選定理由	備考
着目方位	<p>【設計基準事故時】 (原子炉冷却材喪失) 中央制御室中心 NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW (9 方位) 中央制御室空調換気系外気取入口 NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW (9 方位) 1号機タービン建物入口 ENE, E, ESE, SE (4 方位) (主蒸気管破断) 中央制御室中心 NNE, NE, ENE, E, ESE, SE (6 方位) 中央制御室空調換気系外気取入口 NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE (7 方位) 1号機タービン建物入口 ENE, E, ESE (3 方位)</p> <p>【炉心の著しい損傷が発生した場合】 (原子炉建物漏えい) 中央制御室中心 NNE, NE, ENE, E, ESE, SE (6 方位) 中央制御室空調換気系外気取入口 NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE (7 方位) 2号機原子炉建物原子炉補機冷却系熱交換器室入口 SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE (9 方位)</p>	<p>原子炉建物の建物後流での巻き込みが生じる条件としては、放出点と巻き込みが生じる建物及び評価点との位置関係について、次に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建物の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。 (a) 放出源の高さが建物の高さの 2.5 倍に満たない場合 (b) 放出源と評価点を結んだ直線と平行で放出源を風上とした風向について、放出源の位置が風向と建物の投影形状に依りて定まる一定の範囲の中にある場合 (c) 評価点が巻き込みを生じる建物の風下側にある場合</p> <p>建物風下側の巻き込みによる拡がりを考慮し、以下の i)～iii) の条件に該当する方位を選定し、建物の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を選定 i) 放出点が評価点の風上にあること ii) 放出点から放出された放射性物質が、建物の風下側に巻き込まれるような範囲に放出点が存在すること iii) 建物の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること</p>	<p>被ばく評価手法 (内規) 5.1.2(3)c)1) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる 1 方位のみを対象とするのではなく、図 5.4 に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <p>審査ガイド 4.2(2)a. 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる 1 方位のみを対象とするのではなく、図 5 に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p>

表 4-6 大気拡散評価条件 (6/7)

項目	評価条件	選定理由	備考
着目方位	<p>(排気筒 (非常用ガス処理系用)) 中央制御室中心 NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW (9 方位) 中央制御室空調換気系外気取入口 NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW (9 方位) 2号機原子炉建物原子炉補機冷却系熱交換器室入口 SSE, S, SSW (3 方位) (格納容器フィルタベント系からの放出) 中央制御室中心 NNE, NE, ENE, E, ESE, SE (6 方位) 中央制御室空調換気系外気取入口 NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE (7 方位) 2号機原子炉建物原子炉補機冷却系熱交換器室入口 SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE (9 方位)</p>		

表 4-6 大気拡散評価条件 (7/7)

項目	評価条件	選定理由	備考
建物投影面積	原子炉建物 2600m ² タービン建物 2100m ²	建物投影面積は小さい方が厳しい結果となるため、対象となる複数の方位の投影面積の中で最小面積（放出源と評価点の位置関係より対象となる建物の短手方向）をすべての方位の計算の入力として共通に適用する。	被ばく評価手法（内規） 5.1.2(3)d)1) 図 5.9 に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散の入力とする。 5.1.2(3)d)2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。 審査ガイド 4.2(2)b. ・建屋投影面積 1) 図 10 に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散の入力とする。 2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。
形状係数	1/2	気象指針を参考として設定	被ばく評価手法（内規） 5.1.1(2)b) 形状係数 c の値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として 1/2 を用いる。 審査ガイド —

表 4-7 運転員交替考慮条件 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

	中央制御室の滞在時間
1直	8:00~21:15
2直	21:00~8:15

	1日目	2日目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目
A班	1直	1直		2直	2直		
B班		2直	2直				1直
C班	2直				1直	1直	
D班			1直	1直		2直	2直

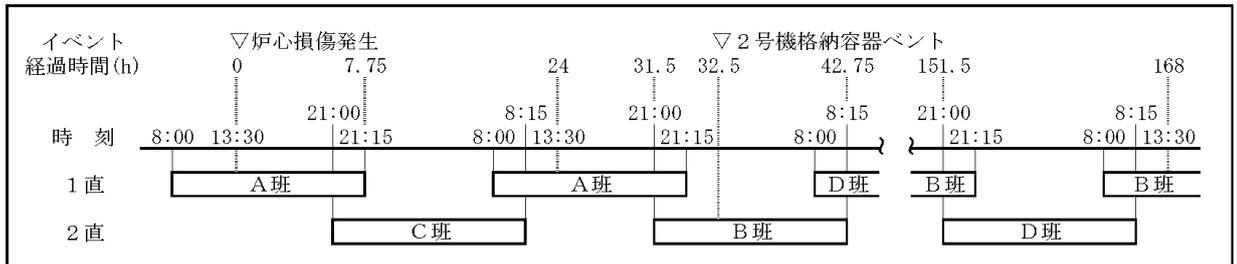


表 4-8 中央制御室内放射性物質濃度評価条件 (1/4)

項目	評価条件	選定理由	備考
中央制御室 空調換気系 の風量	<p>[設計基準事故] (事故後 0~15 分) 通常運転 外気取入量 (21000m³/h) 再循環フィルタ流量 (0m³/h) (事故後 15 分~) 外気連続少量取入 外気取入量 (3500m³/h) 再循環フィルタ流量 (32000m³/h)</p> <p>[炉心の著しい損傷が 発生した場合] (事故後 0~2 時間) 停止 外気取入量 (0m³/h) 再循環フィルタ流量 (0m³/h) (事故時 2~32.3 時間) 加圧運転 外気取入量 (17500m³/h) 再循環フィルタ流量 (32000m³/h) (事故後 32.3~42.5 時 間) 系統隔離運転 外気取入量 (0m³/h) 再循環フィルタ流量 (32000m³/h) (事故後 42.5 時間~) 加圧運転 外気取入量 (17500m³/h) 再循環フィルタ流量 (32000m³/h)</p>	<p>設計基準事故後、中央 制御室空調換気系設備 による外気連続取り入 れを前提として、さら に、換気設備を通らず に直接室内に流入する ことを考慮する。</p> <p>炉心の著しい損傷が発 生した場合には、中央 制御室バウンダリ内を 正圧に保つ加圧運転モ ードを使用すること で、換気設備を経由し ない空気流入を防止で きる設計としているこ とを考慮する。ただ し、全交流動力電源喪 失により中央制御室空 調換気系が停止してい る期間については換気 設備を通らずに直接室 内に流入することを考 慮する。</p>	<p>被ばく評価手法 (内規) 7.3.2(1) 建屋の表面空気中から、次 の a) 及び b) の経路で放射性物質が 外気から取り込まれることを想定す る。 a) 中央制御室の非常用換気空調によ って室内に取り入れること b) 中央制御室内に直接、流入するこ と 7.3.2(6) 中央制御室の自動隔離を期 待する場合には、その起動信号を明 確にするとともに隔離に要する時間 を見込む。また、隔離のための手動 操作が必要な場合には、隔離に要す る時間に加えて運転員が事故を検知 してから操作を開始するまで 10 分以 上の時間的余裕を見込んで計算す る。</p> <p>審査ガイド 4.2(2)e. ・原子炉制御室/緊急時制御室/緊 急時対策所の建屋の表面空気中から、 次の二つの経路で放射性物質が外気 から取り込まれることを仮定する。 一) 原子炉制御室/緊急時制御室/ 緊急時対策所の非常用換気空調設 備によって室内に取り込まれるこ と (外気取入) 二) 原子炉制御室/緊急時制御室/ 緊急時対策所内に直接流入するこ と (空気流入) ・原子炉制御室/緊急時制御室/緊 急時対策所内への外気取入による 放射性物質の取り込みについて は、非常用換気空調設備の設計及 び運転条件に従って計算する。</p>

表 4-8 中央制御室内放射性物質濃度評価条件 (2/4)

項目	評価条件	選定理由	備考
中央制御室 バウンダリ 体積	<p>[設計基準事故時] 18000m³</p> <p>[炉心の著しい損傷が 発生した場合] 17150m³</p>	<p>[設計基準事故時] 設計値(中央制御室換 気空調設備の処理対象 エリアの合計値)を基 に設定</p> <p>[炉心の著しい損傷が 発生した場合] 設計値を使用</p>	<p>被ばく評価手法 (内規) 7.3.2(7)a) 中央制御室内への取り込 み空気放射能濃度に基づき, 空調シ ステムの設計に従って中央制御室内 の放射能濃度を求める。 7.3.2(7)b) 中央制御室に相当する区 画の容積は, 中央制御室バウンダリ 内体積 (容積) とする。</p> <p>審査ガイド 4.2(2)e. ・原子炉制御室/緊急時制御室/緊 急時対策所内に取り込まれる放射 性物質の空気流入量は, 空気流入 率及び原子炉制御室/緊急時制御 /緊急時対策所バウンダリ体積 (容積) を用いて計算する。</p>

表 4-8 中央制御室内放射性物質濃度評価条件 (3/4)

項目	評価条件	選定理由	備考
外部ガンマ線による全身に対する線量評価時の自由体積	中央制御室：2440m ³ 中央制御室待避室：30m ³	設計値を基に設定	被ばく評価手法（内規） 7.3.2(7)b) 中央制御室に相当する区画の容積は、中央制御室バウンダリ内体積（容積）とする。 7.3.4(3)b) ガンマ線による被ばくの計算では、中央制御室と異なる階層部分のエンベロープについて、階層間の天井等による遮へいがあるので、中央制御室の容積から除外してもよい。 審査ガイド 4.2(2)e. ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。
中央制御室空調換気系チャコールフィルタによる除去効率	95%	設計値を基に設定	被ばく評価手法（内規） 7.3.2(3) 中央制御室空調換気系フィルタの効率は、設計値又は管理値を用いる。 審査ガイド 4.2(1)a. ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。 なお、フィルタ効率の設定に際しては、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
中央制御室空調換気系粒子用高効率フィルタによる除去効率	[炉心の著しい損傷が発生した場合] 99.9%	設計値を基に設定	被ばく評価手法（内規） 7.3.2(7)a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める。 審査ガイド 4.2(2)e. ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び転条件に従って計算する。 4.3(3)f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。
中央制御室非常用再循環処理装置フィルタのフィルタ流量	32000m ³ /h	設計上期待できる値を設定	被ばく評価手法（内規） 7.3.2(7)a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める。 審査ガイド 4.2(2)e. ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び転条件に従って計算する。 4.3(3)f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。

表 4-8 中央制御室内放射性物質濃度評価条件 (4/4)

項目	評価条件	選 定 理 由	備 考
空気流入率	<p>[設計基準事故] 0.5 回/h (9000m³/h)</p> <p>[炉心の著しい損傷が 発生した場合] 0.5 回/h (8575m³/h)</p>	<p>空気流入率測定試験結果 (0.082 回/h) を基に、保守的に値を設定 空気流入率試験については別添 1 参照</p> <p>なお、中央制御室を正圧化している期間は、空気流入はないものとする。</p>	<p>被ばく評価手法 (内規)</p> <p>2. 定義 b) 別添の「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」において定められた空気流入率に、中央制御室バウンダリ内体積 (容積) を乗じたものである。</p> <p>7.3 (1) なお、中央制御室の空気流入率については、「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に従うこと。</p> <p>審査ガイド 4.2(1)b. 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。</p>

表 4-9 線量計算条件 (1/3)

項目	評価条件	選定理由	備考
線量換算 係数	[設計基準事故時] よう素の吸入摂取に対して、 成人実効線量換算係数を使用 I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq	ICRP Publication 71* ¹ に 基づく	—
	[炉心の著しい損傷が発生し した場合] 成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71, 72 に基づく	ICRP Publication 71* ¹ , 72* ² に基づく	

注記*1 : ICRP Publication 71, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients", 1995

*2 : ICRP Publication 72, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients", 1996

表 4-9 線量計算条件 (2/3)

項目	評価条件	選定理由	備考
呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定 安全評価審査指針* ¹ 及び ICRP Publication 71* ² に 基づく	被ばく評価手法 (内規) 7.3.3(4) 吸入摂取による運転 員の内部被ばく線量は、次のと おり計算する。 $H_I = \int_0^T R \cdot H_\infty \cdot C_I(t) dt$ H_I : よう素の吸入摂取の内部被 ばくによる実効線量(Sv) R : 呼吸率 (成人活動時) (m ³ /s) H_∞ : よう素 (I-131) 吸入摂 取時の成人の実効線量へ の換算係数(Sv/Bq) $C_I(t)$: 時刻 t における中央制御 室内の放射能濃度 (I- 131 等価量) (Bq/m ³) T : 計算期間 (30 日間) (s)

注記*1 : 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」平成 2 年 8 月 30 日 原子力
安全委員会決定, 平成 13 年 3 月 29 日一部改訂

*2 : ICRP Publication 71, "Age-dependent Doses to Members of the Public from
Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients", 1995

表 4-9 線量計算条件 (3/3)

項目	評価条件	選定理由	備考
マスクによる防護係数	<p>[設計基準事故] 考慮しない</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 入退域時：50 中央制御室滞在時：50</p>	<p>設計基準事故時には、保守的にマスクの着用を考慮しない。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合においては、性能上期待できる値を考慮する。</p>	<p>被ばく評価手法（内規） 7.3.3(3) 被ばく低減方策として、防護マスク着用による放射性よう素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。</p> <p>審査ガイド （解釈より抜粋） 第74条（原子炉制御室） ② 運転員はマスク着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p>
安定よう素剤の服用	考慮しない	保守的に考慮しないものとした。	—

表 4-10 大気中への放出量評価条件（原子炉冷却材喪失）（設計基準事故時）（1/2）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
原子炉格納容器内に放出される放射性物質	炉内内蔵量に対して 希ガス：100% よう素：50%	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.1(2)b) 事故発生後，原子炉格納容器内に放出された放射性物質の量は，炉心内蓄積量に対して希ガス 100%，よう素 50%の割合とする。
よう素の形態	無機よう素：90% 有機よう素：10%	同上	4.1.1(2)c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち，有機よう素は 10%とし，残りの 90%は無機よう素とする。
原子炉格納容器内での無機よう素の沈着する割合	50% （有機よう素及び希ガスは，沈着効果は無視）	同上	4.1.1(2)d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち，無機よう素は，50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し，原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとする。有機よう素及び希ガスは，この効果は無視する。
サプレッションチェンバ内のプール水への分配係数	無機よう素：100 有機よう素：0 希ガス：0	同上	4.1.1(2)e) サプレッションプール水に無機よう素が溶解する割合は，分配係数で 100 とする。有機よう素及び希ガスは，この効果は無視する。
原子炉格納容器からの漏えい率	0.5%/d 一定	設計上定められた最大値で一定として設定	4.1.1(2)f) 希ガス及びよう素は，原子炉格納容器からの漏えいを計算する。原子炉格納容器からの漏えい率は，原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値とする。
非常用ガス処理系の起動時間	事故直後	通常運転時に作動している原子炉建物の常用換気系は，原子炉水位低（レベル3），格納容器圧力高，原子炉棟排気放射線高又は燃料取替階放射線高の信号により非常用ガス処理系に切り替えられる。	4.1.1(2)g) 原子炉建屋の非常用換気系等（フィルタを含む。）は，起動するまでの十分な時間的余裕を見込む。

表 4-10 大気中への放出量評価条件（原子炉冷却材喪失）（設計基準事故時）（2/2）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
非常用ガス処理系の容量	1.0 回/d	設計上期待できる値を設定	4.1.1(2)g 非常用換気系等の容量は、設計で定められた値とする
非常用ガス処理系フィルタ装置のよう素除去効率	99%	設計値（99.97%以上）に余裕を見込んだ値として設定	4.1.1(2)g フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする。
原子炉建物内での沈着による除去効果	沈着による除去効果は無視し、崩壊のみを考慮	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.1(2)g 原子炉建屋における沈着による放射性物質の除去効果は無視し、自然崩壊のみを考慮
原子炉格納容器内での放射性物質の自然崩壊	考慮する	漏えいまでの自然崩壊を考慮	—
再循環水の漏えいによる寄与	評価を省略する	非常用炉心冷却系により原子炉格納容器外へ導かれたサブプレッションチェンバのプール水の漏えいによる放射性物質の放出量は、原子炉格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分小さく、有意な寄与はないためその評価を省略する。	4.1.1(2)h ECCS が再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の 50%が溶解するとし、ECCS の再循環系から原子炉建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は 5%、原子炉建屋でのよう素の沈着率は 50%と仮定する。
放出位置	排気筒 （非常用ガス処理系用）	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.1(2)i 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後、排気筒を経由して環境に放出されるとする。

表 4-11 大気中への放出量評価条件（主蒸気管破断）（設計基準事故時）（1/2）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質濃度	I-131 を $1.4 \times 10^3 \text{Bq/g}$ とし、それに応じ他のハロゲン等の組成を拡散組成として考慮 蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の 1/50 とする	運転上許容される最大値として設定	4.1.2(7)b 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の 1/50 とする。
燃料棒から追加放出される放射性物質質量	I-131 を $7.4 \times 10^{13} \text{Bq}$ とし、それに応じ他のハロゲン等及び希ガスの組成を平衡創生として考慮 希ガスについてはハロゲン等の 2 倍とする。	先行炉等での実測値に基づく値に安全余裕を見込んで設定	4.1.2(7)c 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131 は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の 2 倍の放出量とする。
主蒸気隔離弁閉止前に破断口より放出される追加放出された核分裂生成物の量	追加放出された放射性物質の 1%	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.2(7)d 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の 1% が破断口から放出する。
主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの追加放出	主蒸気隔離弁閉止直後にすべて原子炉冷却材中に放出	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.2(7)e 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出は、主蒸気隔離弁閉止直後に、これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出する。
よう素の形態	有機よう素：10% 無機よう素：90%	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.2(7)f 燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は 10% とし、残りの 90% は無機よう素とする。
有機よう素が気相部に移行する割合	10% なお、希ガスはすべて瞬時に気相部へ移行	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.2(7)f 有機よう素のうち 10% は瞬時に気相部に移行する。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行する。
有機よう素が分解したよう素、無機よう素及びよう素以外のハロゲンのキャリアオーバー割合	2%	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.2(7)f 残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリアオーバーされる割合は、2% とする。

表 4-11 大気中への放出量評価条件（主蒸気管破断）（設計基準事故時）（2/2）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
冷却材 流出量	蒸気：11ton 水：16ton	内規に示されたたと おりの条件による 事故解析結果	4.1.2(2) 原子炉の出力運転中 に、主蒸気管 1 本が、原子炉格納 容器外で瞬時に両端破断すると仮 定する。 (3) 主蒸気隔離弁は、設計上の最 大の動作遅れ時間及び閉止時間で 全閉する。 (4) 原子炉冷却材の流出流量の計 算に当たっては、流量制限器の機 能を考慮することができる。た だし、主蒸気隔離弁の部分におい て臨界流が発生するまでは、弁よ る流量制限の効果は考えない。 (5) 事象発生と同時に、外部電源 は喪失すると仮定する。 (6) 事象発生後、原子炉圧力は、 長時間、逃がし安全弁の設定圧に 保たれる。
放射性物質の大 気拡散	主蒸気隔離弁閉止前の蒸気 雲の大きさ 半球状雲の体積 ： $2.11 \times 10^6 \text{m}^3$ 半球状雲の直径：200m 移動速度：1m/s	被ばく評価手法 （内規）に基づき 設定	4.1.2(7)g) 主蒸気隔離弁閉止前 に放出された原子炉冷却材は、完 全蒸発し、同時に放出された放射 性物質を均一に含む蒸気雲になる とする。隔離弁閉止後に放出され た放射性物質は、大気中に地上放 散する。
主蒸気隔離弁の 漏えい率	120%/d （一定）	弁 1 個当たりの漏 えい率（設計漏え い率の上限値 10%/d（1 個あ たり））に 4 倍の余 裕を取り、更に 1 個開を仮定して設 定した値	4.1.2(7)h) 主蒸気隔離弁は、1 個が閉止しないと する。閉止した隔 離弁からは、蒸気 が漏えいする。閉 止した主蒸気隔離 弁の漏えい率は設 計値に余裕を見込 んだ値とし、この 漏えい率は一定と する。
原子炉圧力容器 からサブプレッ ションチェンバへ の換気率	原子炉圧力容器気相 体積の 100 倍/d	崩壊熱相当の蒸気 がサブプレッショ ンチェンバ内のプ ール水中に移行す る割合を等価的に 表した値	4.1.2(7) i) 主蒸気隔離弁閉止後 は、残留熱除去系 又は逃がし安全弁 等を通して、崩壊 熱相当の蒸気が、 サブプレッション プールに移行す る。
タービン建物内 で床・壁等に沈 着する割合	0%	保守的に仮定	—

表 4-12 大気中への放出量評価結果（事故後 30 日間積算）（設計基準事故）

想定事象	核分裂生成物		放出量(Bq)
原子炉冷却材喪失	希ガス (ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)		約 2.0×10^{16}
	よう素 (I-131 等価量-成人実効線量係数換算)		約 6.8×10^{13}
主蒸気管破断	希ガス及びハロゲン等 (ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)	主蒸気隔離弁 閉止前	約 1.3×10^{13}
		主蒸気隔離弁 閉止後	約 2.0×10^{13}
	よう素 (I-131 等価量-成人実効線量係数換算)	主蒸気隔離弁 閉止前	約 2.8×10^{11}
		主蒸気隔離弁 閉止後	約 4.6×10^{11}

表 4-13 大気拡散評価条件（設計基準事故時）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
実効放出継続時間	<p>【原子炉冷却材喪失】 希ガス：24時間 よう素：24時間</p> <p>【主蒸気管破断】 希ガス及びハロゲン等 ：1時間 よう素：1時間</p>	<p>事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値に保守性を見込んだ値として設定</p>	<p>解説 5.13(3) 実効放出継続時間(T)は、想定事故の種類によって放出率に変化があるので、放出モードを考慮して適切に定めなければならないが、事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値を用いることも一つの方法である。実効放出継続時間が8時間を超える場合は、長時間放出とみなして計算する。</p>
放出源及び放出源高さ	<p>【原子炉冷却材喪失】 放出源：排気筒（非常用ガス処理系用） 放出源高さ：110m</p> <p>【主蒸気管破断】 放出源：原子炉建物燃料取替階グローアウトパネル 放出源高さ：0m</p>	<p>原子炉冷却材喪失は、排気筒（非常用ガス処理系用）から放出、主蒸気管破断は、保守的に地上放出として設定 なお、放出源高さは放出エネルギーによる影響は考慮しない</p>	<p>【原子炉冷却材喪失】 4.1.1(2)j 原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後、排気筒を経由して環境に放出されるとする。 【主蒸気管破断】 4.1.2(2)g 隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散する。</p>
大気拡散評価地点及び評価距離	<p>【原子炉冷却材喪失】 中央制御室中心 評価距離：180m 中央制御室空調換気系外気取入口 評価距離：160m 1号機タービン建物入口 評価距離：255m</p> <p>【主蒸気管破断】 中央制御室中心 評価距離：90m 中央制御室空調換気系外気取入口 評価距離：75m 1号機タービン建物入口 評価距離：180m</p>	<p>放出源から評価点までの距離は、保守的な評価となるように水平距離として設定</p>	—

表 4-14 相対濃度及び相対線量の評価結果* (原子炉冷却材喪失) (設計基準事故)

評価対象	評価点	評価距離 (m)	相対濃度 χ/Q (s/m ³)	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
室内作業時	中央制御室中心	180	—	2.6×10^{-18}
	中央制御室空調換 気系外気取入口	160	3.0×10^{-4}	—
入退域時	1号機タービン建 物入口	255	1.8×10^{-4}	1.9×10^{-18}

注記* : 被ばく評価には有効数字 2 桁 (3 桁目を切り上げ) の相対濃度及び相対線量を用いる。

表 4-15 相対濃度及び相対線量の評価結果* (主蒸気管破断) (設計基準事故)

評価対象	評価点	評価距離 (m)	相対濃度 χ/Q (s/m ³)	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
室内作業時	中央制御室中心	90	—	5.2×10^{-18}
	中央制御室空調換 気系外気取入口	75	1.3×10^{-3}	—
入退域時	1号機タービン建 物入口	180	5.0×10^{-4}	2.5×10^{-18}

注記* : 被ばく評価には有効数字 2 桁 (3 桁目を切り上げ) の相対濃度及び相対線量を用いる。

表 4-16 運転員交替考慮条件（設計基準事故時）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
中央制御室 滞在時間割合	0.25	運転員の勤務形態として4直2交替とし、事故時には放射線管理上の措置として被ばく線量の平均化が図られることを仮定した滞在時間割合として設定	7.1.1(1)e) 中央制御室内の滞在期間を運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。
入退域 所要時間割合	0.010417	運転員の勤務形態として4直2交替とし、事故時には放射線管理上の措置として被ばく線量の平均化が図られることを仮定した入退域所要時間割合として設定 周辺監視区域境界から1号機タービン建物入口までの移動を考慮して、建物入口に15分間とどまるものとして評価	7.4.1(1)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。 7.4.1(1)e)1) 管理建屋の入り口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。

表 4-17 原子炉冷却材喪失（仮想事故）時の原子炉建物内の放射性物質からのエネルギー群別ガンマ線積算線源強度（30日間積算値）

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)
1	0.01	9.2×10^{16}	22	1.5	3.8×10^{19}
2	0.02	1.7×10^{15}	23	1.66	4.2×10^{18}
3	0.03	5.3×10^{17}	24	2.0	8.4×10^{18}
4	0.045	7.4×10^{14}	25	2.5	2.3×10^{19}
5	0.06	0.0	26	3.0	7.9×10^{17}
6	0.07	0.0	27	3.5	2.2×10^{16}
7	0.075	0.0	28	4.0	0.0
8	0.1	4.6×10^{21}	29	4.5	0.0
9	0.15	9.2×10^{17}	30	5.0	0.0
10	0.2	3.7×10^{19}	31	5.5	0.0
11	0.3	3.9×10^{20}	32	6.0	0.0
12	0.4	4.3×10^{20}	33	6.5	0.0
13	0.45	1.0×10^{19}	34	7.0	0.0
14	0.51	2.1×10^{19}	35	7.5	0.0
15	0.512	1.5×10^{18}	36	8.0	0.0
16	0.6	1.4×10^{20}	37	10.0	0.0
17	0.7	4.6×10^{20}	38	12.0	0.0
18	0.8	2.9×10^{20}	39	14.0	0.0
19	1.0	1.1×10^{20}	40	20.0	0.0
20	1.33	4.7×10^{19}	41	30.0	0.0
21	1.34	3.8×10^{16}	42	50.0	0.0

表 4-18 主蒸気管破断（仮想事故）時のタービン建物内の放射性物質からのエネルギー群別
ガンマ線積算線源強度（30 日間積算値）

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)
1	0.01	1.5×10^{14}	22	1.5	3.6×10^{15}
2	0.02	1.4×10^{13}	23	1.66	5.2×10^{15}
3	0.03	6.1×10^{14}	24	2.0	5.7×10^{15}
4	0.045	1.5×10^{16}	25	2.5	2.1×10^{16}
5	0.06	0.0	26	3.0	1.5×10^{15}
6	0.07	0.0	27	3.5	6.8×10^{13}
7	0.075	0.0	28	4.0	2.0×10^{13}
8	0.1	9.4×10^{17}	29	4.5	7.4×10^{11}
9	0.15	1.2×10^{16}	30	5.0	0.0
10	0.2	2.6×10^{17}	31	5.5	0.0
11	0.3	2.0×10^{17}	32	6.0	0.0
12	0.4	3.9×10^{17}	33	6.5	0.0
13	0.45	8.2×10^{15}	34	7.0	0.0
14	0.51	2.4×10^{15}	35	7.5	0.0
15	0.512	1.1×10^{15}	36	8.0	0.0
16	0.6	6.3×10^{16}	37	10.0	0.0
17	0.7	4.6×10^{16}	38	12.0	0.0
18	0.8	4.8×10^{16}	39	14.0	0.0
19	1.0	1.9×10^{16}	40	20.0	0.0
20	1.33	1.9×10^{16}	41	30.0	0.0
21	1.34	8.5×10^{13}	42	50.0	0.0

表 4-19 中央制御室空調換気系等条件（設計基準事故時）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
非常時運転モードへの切替時間	15分	運転員による手動隔離操作を仮定し、隔離操作に要する時間を十分見込んだ後に、系統隔離運転に切り替わるものとして設定	7.3.2(6) 中央制御室の自動隔離を期待する場合には、その起動信号を明確にするとともに隔離に要する時間を見込む。また、隔離のために手動操作が必要な場合には、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで 10 分以上の時間的余裕を見込んで計算する。

表 4-20 原子炉冷却材喪失（仮想事故）時における
中央制御室の運転員の実効線量の内訳

被ばく経路		原子炉冷却材喪失（単位：mSv）		
		内部被ばく	外部被ばく	実効線量の合計値
中央制御室内	① 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	—	8.3×10^{-4}	8.3×10^{-4}
	② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	—	5.1×10^{-1}	5.1×10^{-1}
	③ 室内に取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	7.9×10^0	1.8×10^0	9.7×10^0
	小計（①+②+③）	7.9×10^0	2.3×10^0	1.0×10^1
入退域時	④ 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	—	7.5×10^{-2}	7.5×10^{-2}
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく	8.5×10^{-1}	4.0×10^{-1}	1.3×10^0
	小計（④+⑤）	8.5×10^{-1}	4.8×10^{-1}	1.3×10^0
合計（①+②+③+④+⑤）		8.7×10^0	2.8×10^0	1.2×10^1

表 4-21 主蒸気管破断（仮想事故）時における
中央制御室の運転員の実効線量の内訳

被ばく経路		主蒸気管破断（単位：mSv）		
		内部被ばく	外部被ばく	実効線量の合計値
中央制御室内	① 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	—	4.7×10^{-5}	4.7×10^{-5}
	② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	—	1.5×10^{-3}	1.5×10^{-3}
	③ 室内に取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	3.9×10^{-1}	9.0×10^{-3}	4.0×10^{-1}
	小計（①+②+③）	3.9×10^{-1}	1.1×10^{-2}	4.0×10^{-1}
入退域時	④ 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	—	1.8×10^{-4}	1.8×10^{-4}
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく	1.6×10^{-2}	5.2×10^{-4}	1.7×10^{-2}
	小計（④+⑤）	1.6×10^{-2}	7.0×10^{-4}	1.7×10^{-2}
合計（①+②+③+④+⑤）		4.0×10^{-1}	1.1×10^{-2}	4.2×10^{-1}

表 4-22 大気中への放出量評価条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）（1/7）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
発災 プラント	島根原子力発電所第2号機	単独号機発災を想定	4.2(3)h. 同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。
評価事象	「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」（格納容器フィルタベント系を用いた格納容器ベントを実施した場合を想定）	審査ガイドに示されたとおり、運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故シナリオとして設定	4.1(2)a. 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シナリオ（この場合、格納容器破損防止対策が有効に働くため、格納容器は健全である）のソースターム解析を基に、大気中への放射性放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。
炉心熱出力	2,436MW	定格熱出力	—
初期濃縮度	3.8%	9×9燃料炉心のU-235初期濃縮度	—
炉心比出力	26MW/t	熱出力に基づく炉心比出力	—
運転時間	1サイクルあたり 10000時間（約417日）	1サイクル13か月（395日）を考慮して設定	—
取替炉心の 装荷割合	1サイクル：0.229 2サイクル：0.229 3サイクル：0.229 4サイクル：0.229 5サイクル：0.084	取替燃料炉心の燃料装荷割合に基づき設定	—

表 4-22 大気中への放出量評価条件 (炉心の著しい損傷が発生した場合) (2/7)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
炉内内蔵量	希ガス類 : 約 1.6×10^{19} Bq よう素類 : 約 2.1×10^{19} Bq Cs類 : 約 8.3×10^{17} Bq Te類 : 約 5.9×10^{18} Bq Ba類 : 約 1.8×10^{19} Bq Ru類 : 約 1.8×10^{19} Bq Ce類 : 約 5.5×10^{19} Bq La類 : 約 4.1×10^{19} Bq (核種毎の炉内内蔵量を核種ごとに集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉内内蔵量 (Bq/MW)」 × 「2,436MW (定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉内内蔵量 (Bq/MW) は、BWR 共通条件として、島根 2 号機と同じ装荷燃料 (9×9 燃料 (A型)), 運転時間 (10000 時間) で算出した ABWR のサイクル末期の値を使用)	4.3. (1)a. 希ガス類, ヨウ素類, Cs類, Te類, Ba類, Ru類, Ce類及びLa類を考慮する。
放出開始時間	原子炉格納容器漏えい : 事故発生直後 (なお, 放射性物質は, MAA P 解析に基づき事故発生約 0.08 時間後から漏えい) 格納容器ベント : 事故発生から約 32.5 時間後 原子炉建物からの漏えい : 事故発生直後 非常用ガス処理系による放出 : 事故発生から 70 分後	原子炉格納容器漏えい : MAA P 解析に基づく。 格納容器ベント : MAA P 解析に基づく。 原子炉建物からの漏えい : MAA P 解析に基づく。 非常用ガス処理系による放出 : 非常用ガス処理系の起動時間及び原子炉建物原子炉棟 (二次格納施設) の負圧達成時間を基に設定	4.3. (4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は, 4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。

表 4-22 大気中への放出量評価条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）（3/7）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
原子炉格納容器内 pH 制御の効果	考慮しない	原子炉格納容器内 pH 制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため、保守的に設定	4.3(1)a. 原子炉格納容器への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
原子炉圧力容器から原子炉格納容器に放出されるよう素の形態	粒子状よう素：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%	原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待しないため、R. G. 1.195*1 に基づき設定	4.3(1)a. 原子炉格納容器への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい率（希ガス、エアロゾル及び有機よう素）	MAAP 解析にて以下のように開口面積を格納容器圧力の範囲で設定し、設定した開口面積と格納容器圧力に応じた漏えい率が変化するものとした。 【開口面積】 1Pd 以下：0.9Pd で 0.5%/d 1Pd 超過：2Pd で 1.3%/d に相当する開口面積	原子炉格納容器の設計漏えい率（0.9Pd で 0.5%/d）及び AEC の式等に基づき設定	4.3(3)e. 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい率（無機よう素）	事故発生 0～12 時間後： 0.5%/d 一定 12～168 時間後： 1.3%/d 一定	原子炉格納容器の設計漏えい率（0.9Pd で 0.5%/d）及び AEC の式等に基づき設定（格納容器圧力が最初に 0.9Pd に達した以降は、1.3%/d の漏えい率を設定）	

表 4-22 大気中への放出量評価条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）（4/7）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
原子炉格納容器内での除去効果（エアロゾル）	MAAP解析に基づく（沈着，サプレッションチェンバのプール水でのスクラビング及びドライウェルスプレイ）	MAAPのFP挙動モデル	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については，4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。 4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については，実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
原子炉格納容器内での除去効果（有機よう素）	考慮しない	保守的に設定	—
原子炉格納容器内での除去効果（無機よう素）	自然沈着率： 9×10^{-4} (1/s) （原子炉格納容器内の最大存在量から 1/200 まで）	CSE実験 ^{*2} 及び Standard Review Plan 6.5.2 ^{*3} に基づき設定	4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については，実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
	サプレッションチェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果：5	Standard Review Plan 6.5.5 ^{*4} に基づき設定	—

表 4-22 大気中への放出量評価条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）（5/7）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
停止時炉内内蔵量に対する原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい割合	希ガス類 : 約 4.2×10^{-3} よう素類 : 約 2.8×10^{-4} C s 類 : 約 4.2×10^{-6} T e 類 : 約 8.5×10^{-7} B a 類 : 約 3.4×10^{-7} R u 類 : 約 4.2×10^{-8} L a 類 : 約 3.4×10^{-9} C e 類 : 約 8.5×10^{-9}	M A A P 解析結果及び NUREG-1465 ^{*5} の知見に基づき設定 よう素類については、よう素の化学形態に応じた原子炉格納容器内での除去のされかたの違いを考慮	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器の漏えい孔における捕集効果	希ガス : 1 粒子状物質 : 10 無機よう素 : 1 有機よう素 : 1	粒子状物質に対して、格納容器の漏えい孔における捕集効果を考慮 ^{*6}	—

表 4-22 大気中への放出量評価条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）（6/7）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
原子炉建物から大気への漏えい率（原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）負圧維持期間以外）	無限大 回/日（地上放出） （原子炉格納容器から原子炉建物へ漏えいした放射性物質は、即座にすべて大気へ漏えいするものとして評価）	保守的に設定	—
原子炉建物から大気への放出率 原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）負圧維持期間）	非常用ガス処理系の定格風量 \square m ³ /h による換気率（約 1(回/日)）により排気筒（非常用ガス処理系用）から屋外に放出	設計値に基づき設定（非常用ガス処理系のファン容量）	4.3(3)a. 非常用ガス処理系（BWR）又はアニュラス空気浄化設備（PWR）の作動については、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
非常用ガス処理系の起動時間及び原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）負圧達成時間	非常用ガス処理系起動時間：事故発生から 60 分後 原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）負圧達成時間：事故発生から 70 分後	起動操作時間（60 分）＋負圧達成時間（10 分）（起動に伴い原子炉建物は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として 10 分を想定）	
非常用ガス処理系の運転時間	事故発生から 70 分後～168 時間後	運用を基に設定	4.3(3)b. ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
非常用ガス処理系のフィルタ除去効率	考慮しない	保守的に設定	
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態	原子炉建物の急激な圧力上昇等による原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの開放がないため。	—

表 4-22 大気中への放出量評価条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）（7/7）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
格納容器フィルタベント系への放出割合	希ガス類 : 約 9.0×10^{-1} よう素類 : 約 3.3×10^{-2} Cs類 : 約 6.8×10^{-6} Te類 : 約 1.4×10^{-6} Ba類 : 約 5.4×10^{-7} Ru類 : 約 6.8×10^{-8} La類 : 約 5.4×10^{-9} Ce類 : 約 1.4×10^{-8}	MAAP解析結果及びNUREG-1465 ^{*5} の知見に基づき設定 よう素類については、よう素の化学形態に応じた原子炉格納容器内での除去のされかたの違いを考慮	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)aで選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
格納容器フィルタベント系の除去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 エアロゾル : 1000	設計値に基づき設定	—
事故の評価期間	7日間	審査ガイドに示す7日間における運転員の実効線量を評価する観点から設定	3. (解釈) 第74条（原子炉制御室） 1 b)④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

注記*1: R. G. 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors”

*2: R. K. HILLIARD, A. K. POSTMA, J. D. McCORMACK and L. F. COLEMAN, “Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment”, Nuclear Technology, Vol. 10, p. 499-519, April 1971

*3: Standard Review Plan 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

*4: Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

*5: NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”, 1995

*6: 「原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について」 東北電力株式会社, 東京電力ホールディングス株式会社, 中部電力株式会社, 北陸電力株式会社, 中国電力株式会社, 日本原子力発電株式会社, 電源開発株式会社, 2019年12月

表 4-23 大気中への放出量評価結果（事故後 7 日間積算）
 （炉心の著しい損傷が発生した場合）

核種類	放出放射エネルギー(Bq) (gross 値)	
	格納容器フィルタベント系を経由した放出	原子炉建物からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 5.1×10^{18}	約 2.3×10^{16}
よう素類	約 4.2×10^{15}	約 1.9×10^{15}
Cs 類	約 5.5×10^9	約 3.4×10^{12}
Te 類	約 4.4×10^9	約 3.2×10^{12}
Ba 類	約 3.8×10^9	約 3.1×10^{12}
Ru 類	約 8.4×10^8	約 5.5×10^{11}
Ce 類	約 5.3×10^8	約 3.4×10^{11}
La 類	約 1.2×10^8	約 9.1×10^{10}

表 4-24 大気拡散評価条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
実効放出 継続時間	原子炉建物漏えい時 1時間 排気筒（非常用ガス処理系 用）放出時 30時間 格納容器フィルタベント系排 気管放出時 1時間	大気への放出量 評価結果より、 7日間の放射性 物質の全放出量 を1時間当たり の最大放出量で 除した値として 設定	4.2(2)c. ・相対濃度は、短時間放出又は長 時間放出に応じて、毎時刻の気象 項目と実効的な放出継続時間を基 に評価点ごとに計算する。
放出源及び 放出源高さ	原子炉建物漏えい（地上放 出） 地上：0m 排気筒（非常用ガス処理系 用）からの放出 地上：110m 格納容器フィルタベント系排 気管からの放出 地上：50m	格納容器フィル タベント系排気 管及び排気筒 （非常用ガス処 理系用）からの 放出は、実際の 高さを設定。原 子炉建物からの 漏えいは、保守 的に地上放出と して設定。 放出エネルギー による影響は考 慮しない。	4.3(4)b. 放出源高さは、 4.1(2)a. で選定した事故シーケ ンスに応じて放出口からの放出を仮 定する。4.1(2)a. で選定した事故 シーケンスのソースターム解析結 果を基に放出エネルギーを考慮して もよい。
大気拡散評価地 点及び評価距離	原子炉建物漏えい 中央制御室中心 評価距離：100m 中央制御室空調換気系外気 取入口 評価距離：85m 2号機原子炉補機冷却系熱 交換器室入口 評価距離：45m 排気筒（非常用ガス処理系 用）からの放出 中央制御室中心 評価距離：180m 中央制御室空調換気系外気 取入口 評価距離：160m 2号機原子炉補機冷却系熱 交換器室入口 評価距離：80m 格納容器フィルタベント系排 気管からの放出 中央制御室中心 評価距離：115m 中央制御室空調換気系外気 取入口 評価距離：100m 2号機原子炉補機冷却系熱 交換器室入口 評価距離：55m	放出源から評価 点までの距離 は、保守的な評 価となるように 水平距離として 設定。	—

表 4-25 相対濃度及び相対線量の評価結果（炉心の著しい損傷が発生した場合）*

放出源	評価点	相対濃度 (s/m ³)	相対線量 (Gy/Bq)
原子炉建物中心	中央制御室中心	1.1×10^{-3}	5.2×10^{-18}
	中央制御室空調換気系外気取入口	1.2×10^{-3}	—
	2号機原子炉補機冷却系熱交換器室入口	1.6×10^{-3}	6.0×10^{-18}
排気筒（非常用ガス処理系用）	中央制御室中心	2.8×10^{-4}	2.6×10^{-18}
	中央制御室空調換気系外気取入口	2.9×10^{-4}	—
	2号機原子炉補機冷却系熱交換器室入口	1.3×10^{-4}	1.1×10^{-18}
格納容器フィルタベント系排気管	中央制御室中心	4.9×10^{-4}	5.1×10^{-18}
	中央制御室空調換気系外気取入口	5.9×10^{-4}	—
	2号機原子炉補機冷却系熱交換器室入口	7.5×10^{-4}	6.1×10^{-18}

注記*：被ばく評価には有効数字2桁（3桁目を切り上げ）の相対濃度及び相対線量を用いる。

表 4-26 直接ガンマ線及びブスカイシヤインガンマ線評価用線源強度 (室内作業時) *

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線線源強度 (一)																						
		1日			2日			3日			4日			5日			6日			7日				
		A班	C班	B班	A班	C班	B班	D班																
1	0.01	9.7×10 ¹⁷	2.6×10 ¹⁸	6.6×10 ¹⁸	3.175 h	42.75 h	66.75 h	79.75 h	90.75 h	103.75 h	114.75 h	127.50 h	138.75 h	151.50 h	162.75 h	175.75 h	187.75 h	199.75 h	211.75 h	223.75 h	235.75 h	247.75 h	259.75 h	271.75 h
2	0.02	1.1×10 ¹⁸	2.9×10 ¹⁸	7.3×10 ¹⁸	8.0×10 ¹⁸	2.5×10 ¹⁹	1.7×10 ¹⁹	5.3×10 ¹⁸	1.6×10 ¹⁹	4.9×10 ¹⁸	1.5×10 ¹⁹	4.5×10 ¹⁸	1.4×10 ¹⁹	4.2×10 ¹⁸	1.3×10 ¹⁹	3.9×10 ¹⁸	1.2×10 ¹⁹	3.6×10 ¹⁸	1.1×10 ¹⁹	3.3×10 ¹⁸	1.0×10 ¹⁹	3.0×10 ¹⁸	9.0×10 ¹⁷	2.7×10 ¹⁸
3	0.03	1.1×10 ¹⁸	3.4×10 ¹⁸	8.6×10 ¹⁸	9.2×10 ¹⁸	2.8×10 ¹⁹	6.0×10 ¹⁸	1.8×10 ¹⁹	5.3×10 ¹⁸	1.6×10 ¹⁹	4.9×10 ¹⁸	1.5×10 ¹⁹	4.5×10 ¹⁸	1.4×10 ¹⁹	4.2×10 ¹⁸	1.3×10 ¹⁹	3.9×10 ¹⁸	1.2×10 ¹⁹	3.6×10 ¹⁸	1.1×10 ¹⁹	3.3×10 ¹⁸	1.0×10 ¹⁹	3.0×10 ¹⁸	9.0×10 ¹⁷
4	0.045	1.1×10 ¹⁹	4.7×10 ¹⁹	1.5×10 ²⁰	1.7×10 ²⁰	5.7×10 ¹⁹	1.2×10 ²⁰	3.9×10 ¹⁹	1.2×10 ²⁰	3.6×10 ¹⁹	1.1×10 ²⁰	3.3×10 ¹⁹	1.0×10 ²⁰	3.0×10 ¹⁹	9.0×10 ¹⁸	2.7×10 ¹⁹	8.1×10 ¹⁸	2.4×10 ¹⁹	7.2×10 ¹⁸	2.2×10 ¹⁹	6.6×10 ¹⁸	2.0×10 ¹⁹	6.0×10 ¹⁸	1.8×10 ¹⁹
5	0.06	6.2×10 ¹⁶	1.7×10 ¹⁷	3.7×10 ¹⁷	3.2×10 ¹⁷	1.8×10 ¹⁷	1.5×10 ¹⁷	8.1×10 ¹⁶	6.8×10 ¹⁶	3.6×10 ¹⁷	3.1×10 ¹⁷	1.7×10 ¹⁷	1.4×10 ¹⁷	7.5×10 ¹⁶	6.2×10 ¹⁶	3.3×10 ¹⁷	2.9×10 ¹⁶	1.6×10 ¹⁷	1.3×10 ¹⁷	7.0×10 ¹⁶	6.0×10 ¹⁶	3.2×10 ¹⁷	2.8×10 ¹⁶	1.5×10 ¹⁷
6	0.07	4.1×10 ¹⁶	1.1×10 ¹⁷	2.4×10 ¹⁷	2.1×10 ¹⁷	1.1×10 ¹⁷	9.2×10 ¹⁶	4.9×10 ¹⁶	4.1×10 ¹⁶	2.2×10 ¹⁷	1.9×10 ¹⁶	1.0×10 ¹⁷	8.6×10 ¹⁵	4.5×10 ¹⁶	3.8×10 ¹⁶	2.0×10 ¹⁷	1.7×10 ¹⁶	9.2×10 ¹⁵	7.8×10 ¹⁵	4.2×10 ¹⁶	3.6×10 ¹⁶	2.0×10 ¹⁷	1.7×10 ¹⁶	9.2×10 ¹⁵
7	0.075	1.6×10 ¹⁸	6.6×10 ¹⁸	2.1×10 ¹⁹	2.5×10 ¹⁹	1.7×10 ¹⁹	1.4×10 ¹⁹	8.5×10 ¹⁸	7.0×10 ¹⁸	4.0×10 ¹⁹	3.4×10 ¹⁸	2.1×10 ¹⁹	1.8×10 ¹⁸	1.0×10 ¹⁹	8.6×10 ¹⁷	5.1×10 ¹⁸	4.3×10 ¹⁷	2.6×10 ¹⁸	2.2×10 ¹⁷	1.3×10 ¹⁸	1.1×10 ¹⁸	6.3×10 ¹⁷	5.2×10 ¹⁷	3.0×10 ¹⁸
8	0.1	7.8×10 ¹⁸	3.3×10 ¹⁹	1.1×10 ²⁰	1.3×10 ²⁰	8.7×10 ¹⁹	4.2×10 ¹⁹	2.9×10 ¹⁹	1.4×10 ²⁰	9.4×10 ¹⁸	4.5×10 ¹⁹	3.1×10 ¹⁹	1.5×10 ²⁰	1.0×10 ²⁰	6.7×10 ¹⁹	4.8×10 ¹⁸	2.2×10 ¹⁹	1.6×10 ¹⁹	8.1×10 ¹⁸	5.7×10 ¹⁸	4.0×10 ¹⁸	2.8×10 ¹⁸	2.0×10 ¹⁸	1.4×10 ¹⁹
9	0.15	6.8×10 ¹⁶	1.3×10 ¹⁷	2.4×10 ¹⁷	2.0×10 ¹⁷	1.1×10 ¹⁷	9.6×10 ¹⁶	5.2×10 ¹⁶	4.4×10 ¹⁶	2.4×10 ¹⁷	2.1×10 ¹⁶	1.1×10 ¹⁷	9.9×10 ¹⁵	5.5×10 ¹⁶	4.8×10 ¹⁶	2.6×10 ¹⁷	2.3×10 ¹⁶	1.2×10 ¹⁷	1.0×10 ¹⁷	5.5×10 ¹⁶	4.8×10 ¹⁶	2.6×10 ¹⁷	2.3×10 ¹⁶	1.2×10 ¹⁷
10	0.2	5.0×10 ¹⁸	1.9×10 ¹⁹	3.7×10 ¹⁹	3.5×10 ¹⁹	8.3×10 ¹⁸	2.0×10 ¹⁹	4.0×10 ¹⁸	1.4×10 ¹⁹	1.9×10 ¹⁸	7.4×10 ¹⁷	1.5×10 ¹⁸	4.4×10 ¹⁷	1.0×10 ¹⁸	3.7×10 ¹⁷	2.2×10 ¹⁸	1.3×10 ¹⁸	4.4×10 ¹⁷	2.7×10 ¹⁷	1.7×10 ¹⁷	5.9×10 ¹⁶	3.7×10 ¹⁶	2.3×10 ¹⁷	1.4×10 ¹⁷
11	0.3	1.0×10 ¹⁹	3.7×10 ¹⁹	7.1×10 ¹⁹	7.1×10 ¹⁹	1.7×10 ¹⁹	1.4×10 ¹⁹	4.0×10 ¹⁸	1.4×10 ¹⁹	1.9×10 ¹⁸	7.8×10 ¹⁷	1.5×10 ¹⁸	4.4×10 ¹⁷	1.0×10 ¹⁸	3.7×10 ¹⁷	2.2×10 ¹⁸	1.3×10 ¹⁸	4.4×10 ¹⁷	2.7×10 ¹⁷	1.7×10 ¹⁷	5.9×10 ¹⁶	3.7×10 ¹⁶	2.3×10 ¹⁷	1.4×10 ¹⁷
12	0.4	1.5×10 ¹⁸	2.8×10 ¹⁸	7.1×10 ¹⁸	7.1×10 ¹⁸	4.8×10 ¹⁸	2.3×10 ¹⁸	1.2×10 ¹⁸	7.8×10 ¹⁷	1.3×10 ¹⁸	8.7×10 ¹⁷	3.0×10 ¹⁸	1.7×10 ¹⁷	1.1×10 ¹⁸	7.5×10 ¹⁷	2.6×10 ¹⁷	1.3×10 ¹⁸	8.7×10 ¹⁷	5.5×10 ¹⁶	3.0×10 ¹⁷	1.9×10 ¹⁷	1.2×10 ¹⁸	7.6×10 ¹⁶	4.7×10 ¹⁶
13	0.45	6.6×10 ¹⁷	1.4×10 ¹⁸	3.5×10 ¹⁸	3.5×10 ¹⁸	5.0×10 ¹⁷	2.4×10 ¹⁸	1.2×10 ¹⁸	7.8×10 ¹⁷	1.3×10 ¹⁸	8.7×10 ¹⁷	3.0×10 ¹⁸	1.7×10 ¹⁷	1.1×10 ¹⁸	7.5×10 ¹⁷	2.6×10 ¹⁷	1.3×10 ¹⁸	8.7×10 ¹⁷	5.5×10 ¹⁶	3.0×10 ¹⁷	1.9×10 ¹⁷	1.2×10 ¹⁸	7.6×10 ¹⁶	4.7×10 ¹⁶
14	0.51	1.8×10 ¹⁸	4.6×10 ¹⁸	9.8×10 ¹⁸	9.8×10 ¹⁸	8.5×10 ¹⁸	4.2×10 ¹⁸	2.1×10 ¹⁸	1.3×10 ¹⁸	6.0×10 ¹⁸	4.0×10 ¹⁸	2.1×10 ¹⁸	1.3×10 ¹⁸	6.7×10 ¹⁷	4.4×10 ¹⁷	2.2×10 ¹⁸	1.4×10 ¹⁸	7.2×10 ¹⁷	4.4×10 ¹⁷	2.2×10 ¹⁸	1.4×10 ¹⁸	7.2×10 ¹⁷	4.4×10 ¹⁷	2.2×10 ¹⁸
15	0.512	6.1×10 ¹⁶	1.5×10 ¹⁷	3.3×10 ¹⁷	2.8×10 ¹⁷	1.7×10 ¹⁷	1.5×10 ¹⁷	7.2×10 ¹⁶	6.4×10 ¹⁶	3.5×10 ¹⁷	2.5×10 ¹⁷	1.5×10 ¹⁷	1.3×10 ¹⁷	7.0×10 ¹⁶	6.2×10 ¹⁶	3.4×10 ¹⁷	2.5×10 ¹⁶	1.9×10 ¹⁷	1.3×10 ¹⁷	7.0×10 ¹⁶	6.2×10 ¹⁶	3.4×10 ¹⁷	2.5×10 ¹⁶	1.9×10 ¹⁷
16	0.6	2.7×10 ¹⁸	6.7×10 ¹⁸	1.4×10 ¹⁹	1.2×10 ¹⁹	7.3×10 ¹⁸	3.2×10 ¹⁸	1.9×10 ¹⁸	8.7×10 ¹⁷	5.0×10 ¹⁸	2.9×10 ¹⁸	1.6×10 ¹⁹	9.2×10 ¹⁷	5.3×10 ¹⁸	3.0×10 ¹⁸	1.7×10 ¹⁹	1.0×10 ¹⁹	6.0×10 ¹⁸	3.6×10 ¹⁸	2.1×10 ¹⁸	1.2×10 ¹⁹	7.0×10 ¹⁷	4.1×10 ¹⁸	2.4×10 ¹⁸
17	0.7	3.1×10 ¹⁸	7.7×10 ¹⁸	1.6×10 ¹⁹	1.4×10 ¹⁹	8.3×10 ¹⁸	3.6×10 ¹⁸	2.2×10 ¹⁸	1.2×10 ¹⁹	6.3×10 ¹⁷	3.8×10 ¹⁸	2.3×10 ¹⁸	1.3×10 ¹⁸	7.5×10 ¹⁷	4.6×10 ¹⁷	2.4×10 ¹⁸	1.5×10 ¹⁸	8.1×10 ¹⁷	4.9×10 ¹⁷	2.5×10 ¹⁸	1.6×10 ¹⁸	9.5×10 ¹⁷	5.8×10 ¹⁷	3.4×10 ¹⁸
18	0.8	1.1×10 ¹⁸	2.5×10 ¹⁸	5.8×10 ¹⁸	5.5×10 ¹⁸	1.6×10 ¹⁸	1.3×10 ¹⁸	4.0×10 ¹⁷	3.2×10 ¹⁸	9.6×10 ¹⁷	6.0×10 ¹⁷	3.8×10 ¹⁸	2.3×10 ¹⁸	1.4×10 ¹⁸	8.7×10 ¹⁷	5.4×10 ¹⁷	3.3×10 ¹⁸	2.0×10 ¹⁸	1.2×10 ¹⁸	7.5×10 ¹⁷	4.6×10 ¹⁷	2.9×10 ¹⁸	1.8×10 ¹⁸	1.1×10 ¹⁹
19	1.0	2.2×10 ¹⁸	4.7×10 ¹⁸	1.2×10 ¹⁹	1.1×10 ¹⁹	7.1×10 ¹⁸	3.2×10 ¹⁸	2.1×10 ¹⁸	1.2×10 ¹⁹	6.2×10 ¹⁷	3.8×10 ¹⁸	2.3×10 ¹⁸	1.4×10 ¹⁸	8.7×10 ¹⁷	5.4×10 ¹⁷	3.3×10 ¹⁸	2.0×10 ¹⁸	1.2×10 ¹⁸	7.5×10 ¹⁷	4.6×10 ¹⁷	2.9×10 ¹⁸	1.8×10 ¹⁸	1.1×10 ¹⁹	7.0×10 ¹⁷
20	1.33	1.3×10 ¹⁸	2.1×10 ¹⁸	3.4×10 ¹⁸	2.8×10 ¹⁸	1.6×10 ¹⁸	1.3×10 ¹⁸	4.5×10 ¹⁷	3.5×10 ¹⁸	1.1×10 ¹⁹	7.0×10 ¹⁷	4.5×10 ¹⁷	2.8×10 ¹⁷	1.7×10 ¹⁸	1.1×10 ¹⁸	6.0×10 ¹⁷	3.8×10 ¹⁷	2.4×10 ¹⁷	1.5×10 ¹⁸	9.9×10 ¹⁶	6.2×10 ¹⁶	3.8×10 ¹⁷	2.4×10 ¹⁷	1.5×10 ¹⁸
21	1.34	4.0×10 ¹⁶	6.3×10 ¹⁶	1.0×10 ¹⁷	8.4×10 ¹⁶	4.9×10 ¹⁶	4.2×10 ¹⁶	2.2×10 ¹⁶	1.4×10 ¹⁶	6.2×10 ¹⁶	4.0×10 ¹⁶	2.1×10 ¹⁷	1.3×10 ¹⁶	6.0×10 ¹⁶	3.8×10 ¹⁶	2.0×10 ¹⁷	1.2×10 ¹⁶	6.2×10 ¹⁶	4.0×10 ¹⁶	2.1×10 ¹⁷	1.3×10 ¹⁶	6.0×10 ¹⁶	3.8×10 ¹⁶	2.0×10 ¹⁷
22	1.6	6.5×10 ¹⁷	1.0×10 ¹⁸	1.7×10 ¹⁸	1.3×10 ¹⁸	7.9×10 ¹⁷	3.5×10 ¹⁷	2.2×10 ¹⁷	1.0×10 ¹⁸	6.4×10 ¹⁶	4.0×10 ¹⁷	2.5×10 ¹⁷	1.2×10 ¹⁷	6.2×10 ¹⁶	3.8×10 ¹⁶	2.1×10 ¹⁷	1.2×10 ¹⁷	6.2×10 ¹⁶	3.8×10 ¹⁶	2.1×10 ¹⁷	1.2×10 ¹⁷	6.2×10 ¹⁶	3.8×10 ¹⁶	2.1×10 ¹⁷
23	1.66	2.7×10 ¹⁷	2.7×10 ¹⁷	5.5×10 ¹⁷	4.5×10 ¹⁷	2.5×10 ¹⁷	2.0×10 ¹⁷	1.1×10 ¹⁷	6.5×10 ¹⁶	3.7×10 ¹⁶	2.3×10 ¹⁷	1.4×10 ¹⁷	8.0×10 ¹⁶	4.9×10 ¹⁶	3.0×10 ¹⁷	1.8×10 ¹⁶	1.1×10 ¹⁷	6.5×10 ¹⁶	3.7×10 ¹⁶	2.3×10 ¹⁷	1.4×10 ¹⁷	8.0×10 ¹⁶	4.9×10 ¹⁶	3.0×10 ¹⁷
24	2.0	5.7×10 ¹⁷	5.8×10 ¹⁷	5.3×10 ¹⁷	3.1×10 ¹⁷	1.6×10 ¹⁷	6.6×10 ¹⁶	4.1×10 ¹⁶	1.9×10 ¹⁶	1.0×10 ¹⁶	5.7×10 ¹⁵	2.6×10 ¹⁵	1.3×10 ¹⁵	6.6×10 ¹⁴	3.3×10 ¹⁴	1.7×10 ¹⁴	8.5×10 ¹³	4.3×10 ¹³	2.2×10 ¹³	1.1×10 ¹³	5.6×10 ¹²	2.8×10 ¹²	1.4×10 ¹²	7.0×10 ¹¹
25	2.5	1.9×10 ¹⁸	1.4×10 ¹⁸	5.1×10 ¹⁷	2.8×10 ¹⁷	1.7×10 ¹⁷	7.5×10 ¹⁶	4.8×10 ¹⁶	2.2×10 ¹⁶	1.1×10 ¹⁶	5.5×10 ¹⁵	2.7×10 ¹⁵	1.4×10 ¹⁵	7.0×10 ¹⁴	3.5×10 ¹⁴	1.8×10 ¹⁴	9.0×10 ¹³	4.5×10 ¹³	2.2×10 ¹³	1.1×10 ¹³	5.5×10 ¹²	2.7×10 ¹²	1.4×10 ¹²	7.0×10 ¹¹
26	3.0	1.0×10 ¹⁷	2.5×10 ¹⁶	8.9×10 ¹⁵	6.2×10 ¹⁵	3.9×10 ¹⁵	1.8×10 ¹⁵	1.0×10 ¹⁵	5.4×10 ¹⁴	3.0×10 ¹⁴	1.6×10 ¹⁴	8.5×10 ¹³	4.4×10 ¹³	2.2×10 ¹³	1.1×10 ¹³	5.5×10 ¹²	2.7×10 ¹²	1.4×10 ¹²	7.0×10 ¹¹	3.5×10 ¹¹	1.8×10 ¹¹	9.0×10 ¹⁰	4.5×10 ¹⁰	2.2×10 ¹⁰
27	3.5	1.5×10 ¹⁵	1.5×10 ¹⁴	9.4×10 ¹³	1.5×10 ¹³	1.0×10 ¹³	6.1×10 ¹²	3.8×10 ¹²	2.4×10 ¹²	1.5×10 ¹²	9.4×10 ¹¹	5.8×10 ¹¹	3.5×10 ¹¹	2.2×10 ¹¹	1.4×10 ¹¹	8.6×10 ¹⁰	5.3×10 ¹⁰	3.3×10 ¹⁰	2.1×10 ¹⁰	1.3×10 ¹⁰	8.0×10 ⁹	5.0×10 ⁹	3.2×10 ⁹	2.0×10 ⁹
28	4.0	1.5×10 ¹⁵	1.5×10 ¹⁴	9.4×10 ¹³	1.5×10 ¹³	1.0×10 ¹³	6.1×10 ¹²	3.8×10 ¹²	2.4×10 ¹²	1.5×10 ¹²	9.4×10 ¹¹	5.8×10 ¹¹	3.5×10 ¹¹	2.2×10 ¹¹	1.4×10 ¹¹	8.6×10 ¹⁰	5.3×10 ¹⁰	3.3×10 ¹⁰						

表 4-27 地表面への沈着速度の条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
地表面への沈着速度	エアロゾル：1.2cm/s 無機よう素：1.2cm/s 有機よう素： 4.0×10 ⁻³ cm/s 希ガス：沈着なし	線量目標値評価指針 ^{*1} を参考に、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度（0.3cm/s）の4倍を設定 エアロゾル及び無機よう素の乾性沈着速度はNUREG/CR-4551 ^{*2} より設定 有機よう素の乾性沈着速度はNRPB-R322 ^{*3} より設定	4.2.(2)d 放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。

注記*1：発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（原子力安全委員会）

*2：米国 NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters”

*3：英国 NRPB-R322-Atomosphere Dispersion Modelling Liaison Com Report

表 4-28 グラントシヤインガンマ線評価価用線源強度 (室内作業時) *

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線評価線源強度 (Cs ¹³⁷)																											
		1日				2日				3日				4日				5日				6日				7日			
		A線	C線	A線	D線	A線	B線	D線																					
1	0.01	5.1×10 ⁻⁷	6.8×10 ⁻⁷	8.3×10 ⁻⁷	1.1×10 ⁻⁶	1.4×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	2.3×10 ⁻⁶	2.9×10 ⁻⁶	3.6×10 ⁻⁶	4.4×10 ⁻⁶	5.3×10 ⁻⁶	6.3×10 ⁻⁶	7.5×10 ⁻⁶	8.8×10 ⁻⁶	1.0×10 ⁻⁵	1.2×10 ⁻⁵	1.4×10 ⁻⁵	1.7×10 ⁻⁵	2.0×10 ⁻⁵	2.4×10 ⁻⁵	2.8×10 ⁻⁵	3.3×10 ⁻⁵	3.9×10 ⁻⁵	4.6×10 ⁻⁵	5.4×10 ⁻⁵	6.3×10 ⁻⁵	7.3×10 ⁻⁵	8.4×10 ⁻⁵
2	0.02	5.7×10 ⁻⁷	7.6×10 ⁻⁷	9.3×10 ⁻⁷	1.2×10 ⁻⁶	1.5×10 ⁻⁶	1.9×10 ⁻⁶	2.4×10 ⁻⁶	2.9×10 ⁻⁶	3.5×10 ⁻⁶	4.2×10 ⁻⁶	5.0×10 ⁻⁶	5.9×10 ⁻⁶	6.9×10 ⁻⁶	8.0×10 ⁻⁶	9.3×10 ⁻⁶	1.1×10 ⁻⁵	1.3×10 ⁻⁵	1.5×10 ⁻⁵	1.8×10 ⁻⁵	2.1×10 ⁻⁵	2.5×10 ⁻⁵	2.9×10 ⁻⁵	3.4×10 ⁻⁵	4.0×10 ⁻⁵	4.7×10 ⁻⁵	5.5×10 ⁻⁵	6.4×10 ⁻⁵	7.4×10 ⁻⁵
3	0.03	9.3×10 ⁻⁷	1.3×10 ⁻⁶	1.6×10 ⁻⁶	2.0×10 ⁻⁶	2.5×10 ⁻⁶	3.1×10 ⁻⁶	3.8×10 ⁻⁶	4.6×10 ⁻⁶	5.5×10 ⁻⁶	6.5×10 ⁻⁶	7.6×10 ⁻⁶	8.8×10 ⁻⁶	1.0×10 ⁻⁵	1.2×10 ⁻⁵	1.4×10 ⁻⁵	1.7×10 ⁻⁵	2.0×10 ⁻⁵	2.4×10 ⁻⁵	2.8×10 ⁻⁵	3.3×10 ⁻⁵	3.9×10 ⁻⁵	4.6×10 ⁻⁵	5.4×10 ⁻⁵	6.3×10 ⁻⁵	7.3×10 ⁻⁵	8.4×10 ⁻⁵	9.6×10 ⁻⁵	1.1×10 ⁻⁴
4	0.045	2.8×10 ⁻⁷	3.8×10 ⁻⁷	4.7×10 ⁻⁷	6.0×10 ⁻⁷	7.5×10 ⁻⁷	9.3×10 ⁻⁷	1.1×10 ⁻⁶	1.4×10 ⁻⁶	1.7×10 ⁻⁶	2.1×10 ⁻⁶	2.6×10 ⁻⁶	3.1×10 ⁻⁶	3.7×10 ⁻⁶	4.4×10 ⁻⁶	5.2×10 ⁻⁶	6.1×10 ⁻⁶	7.1×10 ⁻⁶	8.3×10 ⁻⁶	9.6×10 ⁻⁶	1.1×10 ⁻⁵	1.3×10 ⁻⁵	1.5×10 ⁻⁵	1.8×10 ⁻⁵	2.1×10 ⁻⁵	2.5×10 ⁻⁵	2.9×10 ⁻⁵	3.4×10 ⁻⁵	3.9×10 ⁻⁵
5	0.06	1.4×10 ⁻⁷	1.9×10 ⁻⁷	2.3×10 ⁻⁷	2.9×10 ⁻⁷	3.6×10 ⁻⁷	4.4×10 ⁻⁷	5.3×10 ⁻⁷	6.3×10 ⁻⁷	7.5×10 ⁻⁷	8.8×10 ⁻⁷	1.0×10 ⁻⁶	1.2×10 ⁻⁶	1.4×10 ⁻⁶	1.7×10 ⁻⁶	2.0×10 ⁻⁶	2.4×10 ⁻⁶	2.8×10 ⁻⁶	3.3×10 ⁻⁶	3.9×10 ⁻⁶	4.6×10 ⁻⁶	5.4×10 ⁻⁶	6.3×10 ⁻⁶	7.3×10 ⁻⁶	8.4×10 ⁻⁶	9.6×10 ⁻⁶	1.1×10 ⁻⁵	1.3×10 ⁻⁵	1.5×10 ⁻⁵
7	0.075	5.7×10 ⁻⁶	8.3×10 ⁻⁶	1.0×10 ⁻⁵	1.3×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	2.0×10 ⁻⁵	2.5×10 ⁻⁵	3.1×10 ⁻⁵	3.8×10 ⁻⁵	4.6×10 ⁻⁵	5.5×10 ⁻⁵	6.5×10 ⁻⁵	7.6×10 ⁻⁵	8.8×10 ⁻⁵	1.0×10 ⁻⁴	1.2×10 ⁻⁴	1.5×10 ⁻⁴	1.8×10 ⁻⁴	2.1×10 ⁻⁴	2.5×10 ⁻⁴	2.9×10 ⁻⁴	3.4×10 ⁻⁴	4.0×10 ⁻⁴	4.7×10 ⁻⁴	5.5×10 ⁻⁴	6.4×10 ⁻⁴	7.4×10 ⁻⁴	8.4×10 ⁻⁴
8	0.1	2.9×10 ⁻⁷	4.0×10 ⁻⁷	4.9×10 ⁻⁷	6.2×10 ⁻⁷	7.7×10 ⁻⁷	9.5×10 ⁻⁷	1.1×10 ⁻⁶	1.4×10 ⁻⁶	1.7×10 ⁻⁶	2.1×10 ⁻⁶	2.5×10 ⁻⁶	3.0×10 ⁻⁶	3.6×10 ⁻⁶	4.3×10 ⁻⁶	5.1×10 ⁻⁶	6.0×10 ⁻⁶	7.0×10 ⁻⁶	8.2×10 ⁻⁶	9.6×10 ⁻⁶	1.1×10 ⁻⁵	1.3×10 ⁻⁵	1.5×10 ⁻⁵	1.8×10 ⁻⁵	2.1×10 ⁻⁵	2.5×10 ⁻⁵	2.9×10 ⁻⁵	3.4×10 ⁻⁵	3.9×10 ⁻⁵
9	0.15	2.5×10 ⁻⁷	3.4×10 ⁻⁷	4.2×10 ⁻⁷	5.3×10 ⁻⁷	6.5×10 ⁻⁷	7.9×10 ⁻⁷	9.5×10 ⁻⁷	1.1×10 ⁻⁶	1.4×10 ⁻⁶	1.7×10 ⁻⁶	2.1×10 ⁻⁶	2.5×10 ⁻⁶	3.0×10 ⁻⁶	3.6×10 ⁻⁶	4.3×10 ⁻⁶	5.1×10 ⁻⁶	6.0×10 ⁻⁶	7.0×10 ⁻⁶	8.2×10 ⁻⁶	9.6×10 ⁻⁶	1.1×10 ⁻⁵	1.3×10 ⁻⁵	1.5×10 ⁻⁵	1.8×10 ⁻⁵	2.1×10 ⁻⁵	2.5×10 ⁻⁵	2.9×10 ⁻⁵	3.4×10 ⁻⁵
10	0.2	7.8×10 ⁻⁷	1.1×10 ⁻⁶	1.3×10 ⁻⁶	1.6×10 ⁻⁶	2.0×10 ⁻⁶	2.5×10 ⁻⁶	3.1×10 ⁻⁶	3.8×10 ⁻⁶	4.6×10 ⁻⁶	5.5×10 ⁻⁶	6.5×10 ⁻⁶	7.6×10 ⁻⁶	8.8×10 ⁻⁶	1.0×10 ⁻⁵	1.2×10 ⁻⁵	1.5×10 ⁻⁵	1.8×10 ⁻⁵	2.1×10 ⁻⁵	2.5×10 ⁻⁵	2.9×10 ⁻⁵	3.4×10 ⁻⁵	3.9×10 ⁻⁵	4.6×10 ⁻⁵	5.4×10 ⁻⁵	6.3×10 ⁻⁵	7.3×10 ⁻⁵	8.4×10 ⁻⁵	9.6×10 ⁻⁵
11	0.3	1.8×10 ⁻⁸	2.5×10 ⁻⁸	3.1×10 ⁻⁸	3.9×10 ⁻⁸	4.8×10 ⁻⁸	5.9×10 ⁻⁸	7.1×10 ⁻⁸	8.5×10 ⁻⁸	1.0×10 ⁻⁷	1.2×10 ⁻⁷	1.5×10 ⁻⁷	1.8×10 ⁻⁷	2.1×10 ⁻⁷	2.5×10 ⁻⁷	3.0×10 ⁻⁷	3.6×10 ⁻⁷	4.3×10 ⁻⁷	5.1×10 ⁻⁷	6.0×10 ⁻⁷	7.0×10 ⁻⁷	8.2×10 ⁻⁷	9.6×10 ⁻⁷	1.1×10 ⁻⁶	1.3×10 ⁻⁶	1.5×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	2.1×10 ⁻⁶	2.5×10 ⁻⁶
12	0.4	5.7×10 ⁻⁸	8.0×10 ⁻⁸	9.9×10 ⁻⁸	1.2×10 ⁻⁷	1.5×10 ⁻⁷	1.8×10 ⁻⁷	2.2×10 ⁻⁷	2.7×10 ⁻⁷	3.2×10 ⁻⁷	3.9×10 ⁻⁷	4.7×10 ⁻⁷	5.6×10 ⁻⁷	6.6×10 ⁻⁷	7.8×10 ⁻⁷	9.2×10 ⁻⁷	1.1×10 ⁻⁶	1.3×10 ⁻⁶	1.5×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	2.1×10 ⁻⁶	2.5×10 ⁻⁶	2.9×10 ⁻⁶	3.4×10 ⁻⁶	4.0×10 ⁻⁶	4.7×10 ⁻⁶	5.5×10 ⁻⁶	6.4×10 ⁻⁶	7.4×10 ⁻⁶
13	0.45	2.8×10 ⁻⁸	3.9×10 ⁻⁸	4.8×10 ⁻⁸	6.0×10 ⁻⁸	7.4×10 ⁻⁸	9.0×10 ⁻⁸	1.1×10 ⁻⁷	1.3×10 ⁻⁷	1.6×10 ⁻⁷	1.9×10 ⁻⁷	2.3×10 ⁻⁷	2.8×10 ⁻⁷	3.3×10 ⁻⁷	3.9×10 ⁻⁷	4.7×10 ⁻⁷	5.6×10 ⁻⁷	6.6×10 ⁻⁷	7.7×10 ⁻⁷	9.0×10 ⁻⁷	1.0×10 ⁻⁶	1.2×10 ⁻⁶	1.5×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	2.1×10 ⁻⁶	2.5×10 ⁻⁶	2.9×10 ⁻⁶	3.4×10 ⁻⁶	3.9×10 ⁻⁶
14	0.51	9.0×10 ⁻⁸	1.3×10 ⁻⁷	1.5×10 ⁻⁷	1.9×10 ⁻⁷	2.3×10 ⁻⁷	2.8×10 ⁻⁷	3.4×10 ⁻⁷	4.1×10 ⁻⁷	4.9×10 ⁻⁷	5.8×10 ⁻⁷	6.9×10 ⁻⁷	8.1×10 ⁻⁷	9.5×10 ⁻⁷	1.1×10 ⁻⁶	1.3×10 ⁻⁶	1.5×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	2.1×10 ⁻⁶	2.5×10 ⁻⁶	2.9×10 ⁻⁶	3.4×10 ⁻⁶	3.9×10 ⁻⁶	4.6×10 ⁻⁶	5.4×10 ⁻⁶	6.3×10 ⁻⁶	7.3×10 ⁻⁶	8.4×10 ⁻⁶	9.6×10 ⁻⁶
15	0.512	3.0×10 ⁻⁷	4.1×10 ⁻⁷	5.0×10 ⁻⁷	6.3×10 ⁻⁷	7.7×10 ⁻⁷	9.4×10 ⁻⁷	1.1×10 ⁻⁶	1.4×10 ⁻⁶	1.7×10 ⁻⁶	2.1×10 ⁻⁶	2.5×10 ⁻⁶	3.0×10 ⁻⁶	3.6×10 ⁻⁶	4.3×10 ⁻⁶	5.1×10 ⁻⁶	6.0×10 ⁻⁶	7.0×10 ⁻⁶	8.2×10 ⁻⁶	9.6×10 ⁻⁶	1.1×10 ⁻⁵	1.3×10 ⁻⁵	1.5×10 ⁻⁵	1.8×10 ⁻⁵	2.1×10 ⁻⁵	2.5×10 ⁻⁵	2.9×10 ⁻⁵	3.4×10 ⁻⁵	3.9×10 ⁻⁵
16	0.6	1.5×10 ⁻⁹	2.0×10 ⁻⁹	2.5×10 ⁻⁹	3.1×10 ⁻⁹	3.8×10 ⁻⁹	4.6×10 ⁻⁹	5.5×10 ⁻⁹	6.5×10 ⁻⁹	7.7×10 ⁻⁹	9.1×10 ⁻⁹	1.1×10 ⁻⁸	1.3×10 ⁻⁸	1.5×10 ⁻⁸	1.8×10 ⁻⁸	2.1×10 ⁻⁸	2.5×10 ⁻⁸	3.0×10 ⁻⁸	3.6×10 ⁻⁸	4.3×10 ⁻⁸	5.1×10 ⁻⁸	6.0×10 ⁻⁸	7.0×10 ⁻⁸	8.2×10 ⁻⁸	9.6×10 ⁻⁸	1.1×10 ⁻⁷	1.3×10 ⁻⁷	1.5×10 ⁻⁷	1.8×10 ⁻⁷
17	0.7	1.5×10 ⁻⁹	2.0×10 ⁻⁹	2.5×10 ⁻⁹	3.1×10 ⁻⁹	3.8×10 ⁻⁹	4.6×10 ⁻⁹	5.5×10 ⁻⁹	6.5×10 ⁻⁹	7.7×10 ⁻⁹	9.1×10 ⁻⁹	1.1×10 ⁻⁸	1.3×10 ⁻⁸	1.5×10 ⁻⁸	1.8×10 ⁻⁸	2.1×10 ⁻⁸	2.5×10 ⁻⁸	3.0×10 ⁻⁸	3.6×10 ⁻⁸	4.3×10 ⁻⁸	5.1×10 ⁻⁸	6.0×10 ⁻⁸	7.0×10 ⁻⁸	8.2×10 ⁻⁸	9.6×10 ⁻⁸	1.1×10 ⁻⁷	1.3×10 ⁻⁷	1.5×10 ⁻⁷	1.8×10 ⁻⁷
18	0.8	6.8×10 ⁻⁸	9.3×10 ⁻⁸	1.1×10 ⁻⁷	1.4×10 ⁻⁷	1.7×10 ⁻⁷	2.1×10 ⁻⁷	2.5×10 ⁻⁷	3.0×10 ⁻⁷	3.6×10 ⁻⁷	4.3×10 ⁻⁷	5.1×10 ⁻⁷	6.0×10 ⁻⁷	7.0×10 ⁻⁷	8.2×10 ⁻⁷	9.6×10 ⁻⁷	1.1×10 ⁻⁶	1.3×10 ⁻⁶	1.5×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	2.1×10 ⁻⁶	2.5×10 ⁻⁶	2.9×10 ⁻⁶	3.4×10 ⁻⁶	4.0×10 ⁻⁶	4.7×10 ⁻⁶	5.5×10 ⁻⁶	6.4×10 ⁻⁶	7.4×10 ⁻⁶
19	1.0	1.4×10 ⁻⁹	1.9×10 ⁻⁹	2.3×10 ⁻⁹	2.9×10 ⁻⁹	3.5×10 ⁻⁹	4.2×10 ⁻⁹	5.1×10 ⁻⁹	6.1×10 ⁻⁹	7.2×10 ⁻⁹	8.5×10 ⁻⁹	1.0×10 ⁻⁸	1.2×10 ⁻⁸	1.4×10 ⁻⁸	1.7×10 ⁻⁸	2.0×10 ⁻⁸	2.4×10 ⁻⁸	2.9×10 ⁻⁸	3.4×10 ⁻⁸	4.0×10 ⁻⁸	4.7×10 ⁻⁸	5.5×10 ⁻⁸	6.4×10 ⁻⁸	7.5×10 ⁻⁸	8.7×10 ⁻⁸	1.0×10 ⁻⁷	1.2×10 ⁻⁷	1.4×10 ⁻⁷	1.7×10 ⁻⁷
20	1.33	8.5×10 ⁻⁸	1.1×10 ⁻⁷	1.4×10 ⁻⁷	1.7×10 ⁻⁷	2.1×10 ⁻⁷	2.5×10 ⁻⁷	3.0×10 ⁻⁷	3.6×10 ⁻⁷	4.3×10 ⁻⁷	5.1×10 ⁻⁷	6.0×10 ⁻⁷	7.0×10 ⁻⁷	8.2×10 ⁻⁷	9.6×10 ⁻⁷	1.1×10 ⁻⁶	1.3×10 ⁻⁶	1.5×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	2.1×10 ⁻⁶	2.5×10 ⁻⁶	2.9×10 ⁻⁶	3.4×10 ⁻⁶	4.0×10 ⁻⁶	4.7×10 ⁻⁶	5.5×10 ⁻⁶	6.4×10 ⁻⁶	7.4×10 ⁻⁶	8.4×10 ⁻⁶
21	1.34	2.6×10 ⁻⁷	3.5×10 ⁻⁷	4.3×10 ⁻⁷	5.4×10 ⁻⁷	6.5×10 ⁻⁷	7.8×10 ⁻⁷	9.3×10 ⁻⁷	1.1×10 ⁻⁶	1.3×10 ⁻⁶	1.5×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	2.1×10 ⁻⁶	2.5×10 ⁻⁶	2.9×10 ⁻⁶	3.4×10 ⁻⁶	4.0×10 ⁻⁶	4.7×10 ⁻⁶	5.5×10 ⁻⁶	6.4×10 ⁻⁶	7.4×10 ⁻⁶	8.4×10 ⁻⁶	9.6×10 ⁻⁶	1.1×10 ⁻⁵	1.3×10 ⁻⁵	1.5×10 ⁻⁵	1.8×10 ⁻⁵	2.1×10 ⁻⁵	2.5×10 ⁻⁵
22	1.5	4.1×10 ⁻⁸	5.5×10 ⁻⁸	6.7×10 ⁻⁸	8.3×10 ⁻⁸	1.0×10 ⁻⁷	1.2×10 ⁻⁷	1.4×10 ⁻⁷	1.7×10 ⁻⁷	2.0×10 ⁻⁷	2.4×10 ⁻⁷	2.8×10 ⁻⁷	3.3×10 ⁻⁷	3.9×10 ⁻⁷	4.6×10 ⁻⁷	5.4×10 ⁻⁷	6.3×10 ⁻⁷	7.4×10 ⁻⁷	8.6×10 ⁻⁷	1.0×10 ⁻⁶	1.2×10 ⁻⁶	1.4×10 ⁻⁶	1.7×10 ⁻⁶	2.0×10 ⁻⁶	2.4×10 ⁻⁶	2.8×10 ⁻⁶	3.3×10 ⁻⁶	3.9×10 ⁻⁶	4.6×10 ⁻⁶
23	1.66	1.1×10 ⁻⁸	1.5×10 ⁻⁸	1.8×10 ⁻⁸	2.2×10 ⁻⁸	2.7×10 ⁻⁸	3.2×10 ⁻⁸	3.9×10 ⁻⁸	4.7×10 ⁻⁸	5.6×10 ⁻⁸	6.6×10 ⁻⁸	7.8×10 ⁻⁸	9.2×10 ⁻⁸	1.1×10 ⁻⁷	1.3×10 ⁻⁷	1.5×10 ⁻⁷	1.8×10 ⁻⁷	2.1×10 ⁻⁷	2.5×10 ⁻⁷	2.9×10 ⁻⁷	3.4×10 ⁻⁷	4.0×10 ⁻⁷	4.7×10 ⁻⁷	5.5×10 ⁻⁷	6.4×10 ⁻⁷	7.4×10 ⁻⁷	8.4×10 ⁻⁷	9.6×10 ⁻⁷	1.1×10 ⁻⁶
24	2.0	2.3×10 ⁻⁸	3.1×10 ⁻⁸	3.8×10 ⁻⁸	4.7×10 ⁻⁸	5.7×10 ⁻⁸	6.8×10 ⁻⁸	8.1×10 ⁻⁸	9.6×10 ⁻⁸	1.1×10 ⁻⁷	1.3×10 ⁻⁷	1.5×10 ⁻⁷	1.8×10 ⁻⁷	2.1×10 ⁻⁷	2.5×10 ⁻⁷	2.9×10 ⁻⁷	3.4×10 ⁻⁷	4.0×10 ⁻⁷	4.7×10 ⁻⁷	5.5×10 ⁻⁷	6.4×10 ⁻⁷	7.4×10 ⁻⁷	8.4×10 ⁻⁷	9.6×10 ⁻⁷	1.1×10 ⁻⁶	1.3×10 ⁻⁶	1.5×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	2.1×10 ⁻⁶
25	2.5	5.4×10 ⁻⁷	7.3×10 ⁻⁷	8.9×10 ⁻⁷	1.1×10 ⁻⁶	1.3×10 ⁻⁶	1.6×10 ⁻⁶	1.9×10 ⁻⁶	2.3×10 ⁻⁶	2.8×10 ⁻⁶	3.4×10 ⁻⁶	4.1×10 ⁻⁶	4.9×10 ⁻⁶	5.8×10 ⁻⁶	6.8×10 ⁻⁶	8.0×10 ⁻⁶	9.4×10 ⁻⁶	1.1×10 ⁻⁵	1.3×10 ⁻⁵	1.5×10 ⁻⁵	1.8×10 ⁻⁵	2.1×10 ⁻⁵	2.5×10 ⁻⁵	2.9×10 ⁻⁵	3.4×10 ⁻⁵	4.0×10 ⁻⁵	4.7×10 ⁻⁵	5.5	

表 4-29 中央制御室空調換気系等条件 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

項目	評価条件	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
中央制御室空調換気系の起動時間	事象発生から 2 時間	全交流電力電源喪失を考慮し、代替電源からの電源供給開始時間から保守的に設定	4.3(3)f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。
中央制御室待避室正圧化装置 (空気ポンプ) の空気供給量	事故発生から 0～約 32.25 時間後 : 0m ³ /h 約 32.25～約 42.5 時間後* : 11m ³ /h 約 42.5～168 時間後 : 0m ³ /h	設計値を基に設定。	4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。

注記* : 格納容器ベントの実施に伴い評価期間中に放出される放射性物質のうち、大部分が放出される期間 (数時間) に余裕を持たせ、中央制御室空気供給系による正圧化時間をベント前 15 分～ベント後 10 時間と設定

表 4-31 グラントシヤインガンマ線評価用線源強度 (入退域時) *

日	ガンマ線種線源強度 (cm ⁻²)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
	1日		2日		3日		4日		5日		6日		7日		8日		9日		10日		11日		12日		13日		14日		15日		16日		17日		18日		19日		20日		21日		22日		23日		24日		25日		26日		27日		28日		29日		30日		31日		32日		33日		34日		35日		36日		37日		38日		39日		40日		41日		42日																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
入域	7.25 h	18.25 h	31.25 h	42.25 h	56.25 h	66.25 h	79.25 h	90.25 h	102.25 h	114.25 h	127.25 h	138.25 h	151.25 h	162.25 h	173.25 h	184.25 h	195.25 h	206.25 h	217.25 h	228.25 h	239.25 h	250.25 h	261.25 h	272.25 h	283.25 h	294.25 h	305.25 h	316.25 h	327.25 h	338.25 h	349.25 h	360.25 h	371.25 h	382.25 h	393.25 h	404.25 h	415.25 h	426.25 h	437.25 h	448.25 h	459.25 h	470.25 h	481.25 h	492.25 h	503.25 h	514.25 h	525.25 h	536.25 h	547.25 h	558.25 h	569.25 h	580.25 h	591.25 h	602.25 h	613.25 h	624.25 h	635.25 h	646.25 h	657.25 h	668.25 h	679.25 h	690.25 h	701.25 h	712.25 h	723.25 h	734.25 h	745.25 h	756.25 h	767.25 h	778.25 h	789.25 h	800.25 h	811.25 h	822.25 h	833.25 h	844.25 h	855.25 h	866.25 h	877.25 h	888.25 h	899.25 h	910.25 h	921.25 h	932.25 h	943.25 h	954.25 h	965.25 h	976.25 h	987.25 h	998.25 h	1009.25 h	1020.25 h	1031.25 h	1042.25 h	1053.25 h	1064.25 h	1075.25 h	1086.25 h	1097.25 h	1108.25 h	1119.25 h	1130.25 h	1141.25 h	1152.25 h	1163.25 h	1174.25 h	1185.25 h	1196.25 h	1207.25 h	1218.25 h	1229.25 h	1240.25 h	1251.25 h	1262.25 h	1273.25 h	1284.25 h	1295.25 h	1306.25 h	1317.25 h	1328.25 h	1339.25 h	1350.25 h	1361.25 h	1372.25 h	1383.25 h	1394.25 h	1405.25 h	1416.25 h	1427.25 h	1438.25 h	1449.25 h	1460.25 h	1471.25 h	1482.25 h	1493.25 h	1504.25 h	1515.25 h	1526.25 h	1537.25 h	1548.25 h	1559.25 h	1570.25 h	1581.25 h	1592.25 h	1603.25 h	1614.25 h	1625.25 h	1636.25 h	1647.25 h	1658.25 h	1669.25 h	1680.25 h	1691.25 h	1702.25 h	1713.25 h	1724.25 h	1735.25 h	1746.25 h	1757.25 h	1768.25 h	1779.25 h	1790.25 h	1801.25 h	1812.25 h	1823.25 h	1834.25 h	1845.25 h	1856.25 h	1867.25 h	1878.25 h	1889.25 h	1900.25 h	1911.25 h	1922.25 h	1933.25 h	1944.25 h	1955.25 h	1966.25 h	1977.25 h	1988.25 h	1999.25 h	2010.25 h	2021.25 h	2032.25 h	2043.25 h	2054.25 h	2065.25 h	2076.25 h	2087.25 h	2098.25 h	2109.25 h	2120.25 h	2131.25 h	2142.25 h	2153.25 h	2164.25 h	2175.25 h	2186.25 h	2197.25 h	2208.25 h	2219.25 h	2230.25 h	2241.25 h	2252.25 h	2263.25 h	2274.25 h	2285.25 h	2296.25 h	2307.25 h	2318.25 h	2329.25 h	2340.25 h	2351.25 h	2362.25 h	2373.25 h	2384.25 h	2395.25 h	2406.25 h	2417.25 h	2428.25 h	2439.25 h	2450.25 h	2461.25 h	2472.25 h	2483.25 h	2494.25 h	2505.25 h	2516.25 h	2527.25 h	2538.25 h	2549.25 h	2560.25 h	2571.25 h	2582.25 h	2593.25 h	2604.25 h	2615.25 h	2626.25 h	2637.25 h	2648.25 h	2659.25 h	2670.25 h	2681.25 h	2692.25 h	2703.25 h	2714.25 h	2725.25 h	2736.25 h	2747.25 h	2758.25 h	2769.25 h	2780.25 h	2791.25 h	2802.25 h	2813.25 h	2824.25 h	2835.25 h	2846.25 h	2857.25 h	2868.25 h	2879.25 h	2890.25 h	2901.25 h	2912.25 h	2923.25 h	2934.25 h	2945.25 h	2956.25 h	2967.25 h	2978.25 h	2989.25 h	3000.25 h	3011.25 h	3022.25 h	3033.25 h	3044.25 h	3055.25 h	3066.25 h	3077.25 h	3088.25 h	3099.25 h	3110.25 h	3121.25 h	3132.25 h	3143.25 h	3154.25 h	3165.25 h	3176.25 h	3187.25 h	3198.25 h	3209.25 h	3220.25 h	3231.25 h	3242.25 h	3253.25 h	3264.25 h	3275.25 h	3286.25 h	3297.25 h	3308.25 h	3319.25 h	3330.25 h	3341.25 h	3352.25 h	3363.25 h	3374.25 h	3385.25 h	3396.25 h	3407.25 h	3418.25 h	3429.25 h	3440.25 h	3451.25 h	3462.25 h	3473.25 h	3484.25 h	3495.25 h	3506.25 h	3517.25 h	3528.25 h	3539.25 h	3550.25 h	3561.25 h	3572.25 h	3583.25 h	3594.25 h	3605.25 h	3616.25 h	3627.25 h	3638.25 h	3649.25 h	3660.25 h	3671.25 h	3682.25 h	3693.25 h	3704.25 h	3715.25 h	3726.25 h	3737.25 h	3748.25 h	3759.25 h	3770.25 h	3781.25 h	3792.25 h	3803.25 h	3814.25 h	3825.25 h	3836.25 h	3847.25 h	3858.25 h	3869.25 h	3880.25 h	3891.25 h	3902.25 h	3913.25 h	3924.25 h	3935.25 h	3946.25 h	3957.25 h	3968.25 h	3979.25 h	3990.25 h	4001.25 h	4012.25 h	4023.25 h	4034.25 h	4045.25 h	4056.25 h	4067.25 h	4078.25 h	4089.25 h	4100.25 h	4111.25 h	4122.25 h	4133.25 h	4144.25 h	4155.25 h	4166.25 h	4177.25 h	4188.25 h	4199.25 h	4210.25 h	4221.25 h	4232.25 h	4243.25 h	4254.25 h	4265.25 h	4276.25 h	4287.25 h	4298.25 h	4309.25 h	4320.25 h	4331.25 h	4342.25 h	4353.25 h	4364.25 h	4375.25 h	4386.25 h	4397.25 h	4408.25 h	4419.25 h	4430.25 h	4441.25 h	4452.25 h	4463.25 h	4474.25 h	4485.25 h	4496.25 h	4507.25 h	4518.25 h	4529.25 h	4540.25 h	4551.25 h	4562.25 h	4573.25 h	4584.25 h	4595.25 h	4606.25 h	4617.25 h	4628.25 h	4639.25 h	4650.25 h	4661.25 h	4672.25 h	4683.25 h	4694.25 h	4705.25 h	4716.25 h	4727.25 h	4738.25 h	4749.25 h	4760.25 h	4771.25 h	4782.25 h	4793.25 h	4804.25 h	4815.25 h	4826.25 h	4837.25 h	4848.25 h	4859.25 h	4870.25 h	4881.25 h	4892.25 h	4903.25 h	4914.25 h	4925.25 h	4936.25 h	4947.25 h	4958.25 h	4969.25 h	4980.25 h	4991.25 h	5002.25 h	5013.25 h	5024.25 h	5035.25 h	5046.25 h	5057.25 h	5068.25 h	5079.25 h	5090.25 h	5101.25 h	5112.25 h	5123.25 h	5134.25 h	5145.25 h	5156.25 h	5167.25 h	5178.25 h	5189.25 h	5200.25 h	5211.25 h	5222.25 h	5233.25 h	5244.25 h	5255.25 h	5266.25 h	5277.25 h	5288.25 h	5299.25 h	5310.25 h	5321.25 h	5332.25 h	5343.25 h	5354.25 h	5365.25 h	5376.25 h	5387.25 h	5398.25 h	5409.25 h	5420.25 h	5431.25 h	5442.25 h	5453.25 h	5464.25 h	5475.25 h	5486.25 h	5497.25 h	5508.25 h	5519.25 h	5530.25 h	5541.25 h	5552.25 h	5563.25 h	5574.25 h	5585.25 h	5596.25 h	5607.25 h	5618.25 h	5629.25 h	5640.25 h	5651.25 h	5662.25 h	5673.25 h	5684.25 h	5695.25 h	5706.25 h	5717.25 h	5728.25 h	5739.25 h	5750.25 h	5761.25 h	5772.25 h	5783.25 h	5794.25 h	5805.25 h	5816.25 h	5827.25 h	5838.25 h	5849.25 h	5860.25 h	5871.25 h	5882.25 h	5893.25 h	5904.25 h	5915.25 h	5926.25 h	5937.25 h	5948.25 h	5959.25 h	5970.25 h	5981.25 h	5992.25 h	6003.25 h	6014.25 h	6025.25 h	6036.25 h	6047.25 h	6058.25 h	6069.25 h	6080.25 h	6091.25 h	6102.25 h	6113.25 h	6124.25 h	6135.25 h	6146.25 h	6157.25 h	6168.25 h	6179.25 h	6190.25 h	6201.25 h	6212.25 h	6223.25 h	6234.25 h	6245.25 h	6256.25 h	6267.25 h	6278.25 h	6289.25 h	6300.25 h	6311.25 h	6322.25 h	6333.25 h	6344.25 h	6355.25 h	6366.25 h	6377.25 h	6388.25 h	6399.25 h	6410.25 h	6421.25 h	6432.25 h	6443.25 h	6454.25 h	6465.25 h	6476.25 h	6487.25 h	6498.25 h	6509.25 h	6520.25 h	6531.25 h	6542.25 h	6553.25 h	6564.25 h	6575.25 h	6586.25 h	6597.25 h	6608.25 h	6619.25 h	6630.25 h	6641.25 h	6652.25 h	6663.25 h	6674.25 h	6685.25 h	6696.25 h	6707.25 h	6718.25 h	6729.25 h	6740.25 h	6751.25 h	6762.25 h	6773.25 h	6784.25 h	6795.25 h	6806.25 h	6817.25 h	6828.25 h	6839.25 h	6850.25 h	6861.25 h	6872.25 h	6883.25 h	6894.25 h	6905.25 h	6916.25 h	6927.25 h	6938.25 h	6949.25 h	6960.25 h	6971.25 h	6982.25 h	6993.25 h	7004.25 h	7015.25 h	7026.25 h	7037.25 h	7048.25 h	7059.25 h	7070.25 h	7081.25 h	7092.25 h	7103.25 h	7114.25 h	7125.25 h	7136.25 h	7147.25 h	7158.25 h	7169.25 h	7180.25 h	7191.25 h	7202.25 h	7213.25 h	7224.25 h	7235.25 h	7246.25 h	7257.25 h	7268.25 h	7279.25 h	7290.25 h	7301.25 h	7312.25 h	7323.25 h	7334.25 h	7345.25 h	7356.25 h	7367.25 h	7378.25 h	7389.25 h	7400.25 h	7411.25 h	7422.25 h	7433.25 h	7444.25 h	7455.25 h	7466.25 h	7477.25 h	7488.25 h	7499.25 h	7510.25 h	7521.25 h	7532.25 h	7543.25 h	7554.25 h	7565.25 h	7576.25 h	7587.25 h	7598.25 h	7609.25 h	7620.25 h	7631.25 h	7642.25 h	7653.25 h	7664.25 h	7675.25 h	7686.25 h	7697.25 h	7708.25 h	7719.25 h	7730.25 h	7741.25 h	7752.25 h	7763.25 h	7774.25 h	7785.25 h	7796.25 h	7807.25 h	7818.25 h	7829.25 h	7840.25 h	7851.25 h	7862.25 h	7873.25 h	7884.25 h	7895.25 h	7906.25 h	7917.25 h	7928.25 h	7939.25 h	7950.25 h	7961.25 h	7972.25 h	7983.25 h	7994.25 h	8005.25 h	8016.25 h	8027.25 h	8038.25 h	8049.25 h	8060.25 h	8071.25 h	8082.25 h	8093.25 h	8104.25 h	8115.25 h	8126.25 h	8137.25 h	8148.25 h	8159.25 h	8170.25 h	8181.25 h	8192.25 h	8203.25 h	8214.25 h	8225.25 h	8236.25 h	8247.25 h	8258.25 h	8269.25 h	8280.25 h	8291.25 h	8302.25 h	8313.25 h	8324.25 h	8335.25 h	8346.25 h	8357.25 h	8368.25 h	8379.25 h	8390.25 h	8401.25 h	8412.25 h	8423.25 h	8434.25 h	8445.25 h	8456.25 h	8467.25 h	8478.25 h	8489.25 h	8500.25 h	8511.25 h	8522.25 h	8533.25 h	8544.25 h	8555.25 h	8566.25 h	8577.25 h	8588.25 h	8599.25 h	8610.25 h	8621.25 h	8632.25 h	8643.25 h	8654.25 h	8665.25 h	8676.25 h	8687.25 h	8698.25 h	8709.25 h	8720.25 h	8731.25 h	8742.25 h	8753.25 h	8764.25 h	8775.25 h	8786.25 h	8797.25 h	8808.25 h	8819.25 h	8830.25 h	8841.25 h	8852.25 h	8863.25 h	8874.25 h	8885.25 h	8896.25 h	8907.25 h	8918.25 h	8929.25 h	8940.25 h	8951.25 h	8962.25 h	8973.25 h	8984.25 h	8995.25 h	9006.25 h	9017.25 h	9028.25 h	9039.25 h	9050.25 h	9061.25 h	9072.25 h	9083.25 h	9094.25 h	9105.25 h	9116.25 h	9127.25 h	9138.25 h	9149.25 h	9160.25 h	9171.25 h	9182.25 h	9193.25 h	9204.25 h	9215.25 h	9226.25 h	9237.25 h	9248.25 h	9259.25 h	9270.25 h	9281.25 h	9292.25 h	9303.25 h	9314.25 h	9325.25 h	9336.25 h	9347.25 h	9358.25 h	9369.25 h	9380.25 h	9391.25 h	9402.25 h	9413.25 h	9424.25 h	9435.25 h	9446.25 h	9457.25 h	9468.25 h	9479.25 h	9490.25 h	9501.25 h	9512.25 h	9523.25 h	9534.25 h	9545.25 h	9556.25 h	9567.25 h	9578.25 h	9589.25 h	9600.25 h	9611.25 h	9622.25 h	9633.25 h	9644.25 h	9655.25 h	9666.25 h	9677.25 h	9688.25 h	9699.25 h	9710.25 h	9721.25 h	9732.25 h	9743.25 h	9754.25 h	9765.25 h	9776.25 h	9787.25 h	9798.25 h	9809.25 h	9820.25 h	9831.25 h	9842.25 h	9853.25 h	9864.25 h	9875.25 h	9886.25 h	9897.25 h	9908.25 h	9919.25 h	9930.25 h	9941.25 h	9952.25 h	9963.25 h	9

表 4-32 各班の 7 日間の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷が発生した場合）
に係る被ばく評価結果の内訳（マスクの着用を考慮した場合）*1*2

	実効線量(mSv)							合計*4
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	
A班	1直 約12	1直 約9	—	2直 約8	2直 約6	—	—	35
B班	—	2直 約34	2直 約10	—	—	—	1直 約7*3	51
C班	2直 約8	—	—	—	1直 約7	1直 約6	—	22
D班	—	—	1直 約13	1直 約9	—	2直 約5	2直 約4	32

注記*1：入退域時においてマスク（PF=50）の着用を考慮

*2：中央制御室内でマスク（PF=50）の着用を考慮。6時間当たり1時間外すものとして評価

*3：8日目1直のB班の被ばく線量は、7日目1直のB班の被ばく線量に加えて整理している。

*4：線量基準値(100mSv/7日間)と比較する合計値については、小数第1位を切り上げた値を記載

表 4-33 各班の 7 日間の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷が発生した場合）
に係る被ばく評価結果の内訳（マスクの着用を考慮しない場合）

	実効線量(mSv)							合計*2
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	
A班	1直 約271	1直 約21	—	2直 約9	2直 約7	—	—	309
B班	—	2直 約44	2直 約14	—	—	—	1直 約7*1	65
C班	2直 約13	—	—	—	1直 約8	1直 約6	—	28
D班	—	—	1直 約24	1直 約12	—	2直 約5	2直 約4	46

注記*1：8日目1直のB班の被ばく線量は、7日目1直のB班の被ばく線量に加えて整理している。

*2：線量基準値(100mSv/7日間)と比較する合計値については、小数第1位を切り上げた値を記載

表 4-34 中央制御室（炉心の著しい損傷が発生した場合）の運転員に及ぼす実効線量の内訳（マスクの着用を考慮した場合）*

		実効線量 (mSv)							合計
		1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	
A班	中央制御室 滞在時	① 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	2.4×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻⁴	1.7×10 ⁻⁴	5.0×10 ⁻⁶	1.5×10 ⁻⁶		3.5×10 ⁻⁴
		② 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	1.7×10 ⁻¹	8.3×10 ⁻²	2.0×10 ⁻¹	5.8×10 ⁻³	1.8×10 ⁻³		2.6×10 ⁻¹
		③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	2.0×10 ⁻¹	1.4×10 ⁻¹	2.9×10 ⁻¹	2.1×10 ⁻¹	2.1×10 ⁻¹		9.1×10 ⁻¹
		④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく (内訳) 内部被ばく 外部被ばく	7.3×10 ⁰	7.3×10 ⁰	7.3×10 ⁰	2.1×10 ⁻¹	7.0×10 ⁻²		9.4×10 ⁰
	入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	7.6×10 ⁻¹	2.2×10 ⁰	4.7×10 ⁻¹	4.7×10 ⁻¹	2.9×10 ⁻¹		1.9×10 ⁰
		⑥ 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	3.6×10 ⁻²	1.4×10 ⁻¹	3.6×10 ⁻²	8.8×10 ⁻³	2.4×10 ⁻³		1.9×10 ⁻¹
		⑦ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による入退域時の被ばく	2.3×10 ⁻²	8.7×10 ⁻²	7.3×10 ⁻²	7.3×10 ⁻³	2.2×10 ⁻³		1.2×10 ⁻¹
		⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく 小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	3.9×10 ⁰	6.2×10 ⁰	7.3×10 ⁰	7.3×10 ⁰	6.1×10 ⁰		2.3×10 ¹
	合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	1.2×10 ¹	8.7×10 ⁰	1.7×10 ⁻⁵	7.8×10 ⁰	6.3×10 ⁰		3.4×10 ¹	
B班	中央制御室 滞在時	① 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	6.7×10 ⁻⁵	4.0×10 ⁰	2.0×10 ⁻²				1.9×10 ⁻⁷
		② 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	4.0×10 ⁰	4.0×10 ⁰	3.0×10 ⁻¹				4.4×10 ⁻⁴
		③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	3.1×10 ⁻¹	3.1×10 ⁻¹	3.0×10 ⁻¹				2.5×10 ⁻¹
		④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく (内訳) 内部被ばく 外部被ばく	2.2×10 ¹	8.5×10 ⁻¹	6.5×10 ⁻¹				1.6×10 ⁻²
	入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	2.1×10 ¹	2.1×10 ¹	7.1×10 ⁻²				1.7×10 ⁻³
		⑥ 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	2.6×10 ¹	2.6×10 ¹	9.7×10 ⁻¹				2.7×10 ⁻¹
		⑦ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による入退域時の被ばく	1.3×10 ⁻¹	1.3×10 ⁻¹	3.2×10 ⁻²				3.8×10 ⁻⁴
		⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく 小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	8.8×10 ⁰	8.8×10 ⁰	2.5×10 ⁻²				5.0×10 ⁻⁴
	合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	3.4×10 ¹	3.4×10 ¹	9.8×10 ⁰				6.6×10 ⁰	
C班	中央制御室 滞在時	① 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	1.8×10 ⁻⁴	3.9×10 ⁻²	2.2×10 ⁻¹				1.8×10 ⁻⁴
		② 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	3.9×10 ⁻²	3.9×10 ⁻²	2.8×10 ⁻¹				2.8×10 ⁻¹
		③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	2.2×10 ⁻¹	2.2×10 ⁻¹	1.2×10 ⁻¹				1.2×10 ⁻¹
		④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく (内訳) 内部被ばく 外部被ばく	8.4×10 ⁻¹	6.6×10 ⁻¹	1.1×10 ⁻¹				1.1×10 ⁻¹
	入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	1.1×10 ⁰	1.1×10 ⁰	4.1×10 ⁻¹				4.1×10 ⁻¹
		⑥ 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	9.0×10 ⁻²	9.0×10 ⁻²	4.8×10 ⁻³				4.8×10 ⁻³
		⑦ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による入退域時の被ばく	5.5×10 ⁻²	5.5×10 ⁻²	4.0×10 ⁻³				4.0×10 ⁻³
		⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく 小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	7.3×10 ⁻²	7.3×10 ⁻²	8.6×10 ⁻³				8.6×10 ⁻³
	合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	8.4×10 ⁰	8.4×10 ⁰	3.9×10 ⁻⁵				7.1×10 ⁰	
D班	中央制御室 滞在時	① 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	3.9×10 ⁻⁵	4.5×10 ⁻²	4.5×10 ⁻²				7.7×10 ⁻⁸
		② 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	4.5×10 ⁻²	4.5×10 ⁻²	3.7×10 ⁻³				1.9×10 ⁻⁴
		③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	3.7×10 ⁻¹	3.7×10 ⁻¹	2.8×10 ⁻¹				1.4×10 ⁻¹
		④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく (内訳) 内部被ばく 外部被ばく	3.0×10 ⁰	3.0×10 ⁰	3.0×10 ⁰				2.4×10 ⁻²
	入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	1.1×10 ⁰	1.1×10 ⁰	1.9×10 ⁰				2.2×10 ⁻²
		⑥ 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	1.9×10 ⁰	1.9×10 ⁰	1.9×10 ⁰				2.1×10 ⁻³
		⑦ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による入退域時の被ばく	3.4×10 ⁻¹	3.4×10 ⁻¹	3.4×10 ⁻¹				6.2×10 ⁻⁴
		⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく 小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	3.4×10 ⁰	3.4×10 ⁰	3.4×10 ⁰				2.0×10 ⁻¹
	合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	6.9×10 ⁻²	6.9×10 ⁻²	3.9×10 ⁻⁵				1.5×10 ⁻⁴	

注記* : 有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

表 4-35 中央制御室（炉心の著しい損傷が発生した場合）の運転員に及ぼす実効線量の内訳（マスクの着用を考慮しない場合）*

		実効線量 (mSv)							合計	
		1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日		
A班	中央制御室 滞在時	① 原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	2.4×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻⁴	5.0×10 ⁻⁶	1.5×10 ⁻⁶				3.5×10 ⁻⁴
		② 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	1.7×10 ⁻¹	8.3×10 ⁻²	5.8×10 ⁻³	1.8×10 ⁻³				2.6×10 ⁻¹
		③ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	2.0×10 ⁻¹	2.4×10 ⁻¹	2.6×10 ⁻¹	2.1×10 ⁻¹				9.1×10 ⁻¹
		④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく (内訳) 内部被ばく 外部被ばく	2.7×10 ²	8.8×10 ⁰	9.9×10 ⁻¹	3.3×10 ⁻¹				2.8×10 ²
	入退域時	⑤ 原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく 小計 (①+②+③+④)	2.6×10 ²	8.5×10 ⁰	9.7×10 ⁻¹	3.2×10 ⁻¹				2.7×10 ²
		⑥ 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	1.6×10 ⁰	3.4×10 ⁻¹	2.0×10 ⁻²	6.5×10 ⁻³				1.9×10 ⁰
		⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	2.7×10 ²	9.1×10 ⁰	1.3×10 ⁰	5.5×10 ⁻¹				2.8×10 ²
		⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく 小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	3.6×10 ²	1.4×10 ¹	8.8×10 ³	2.4×10 ⁻³				1.9×10 ⁻¹
		合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	2.3×10 ²	8.7×10 ²	7.3×10 ³	2.2×10 ⁻³				1.2×10 ⁻¹
		⑨ 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	3.9×10 ⁰	6.2×10 ⁰	7.3×10 ⁰	6.1×10 ⁰				2.3×10 ¹
B班	中央制御室 滞在時	① 原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	8.9×10 ⁻¹	5.4×10 ⁰	7.6×10 ⁻¹	2.5×10 ⁻¹				7.3×10 ⁰
		② 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	4.8×10 ⁰	1.2×10 ¹	8.1×10 ⁰	6.3×10 ⁰				3.1×10 ¹
		③ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく (内訳) 内部被ばく 外部被ばく	2.7×10 ²	6.7×10 ⁻⁵	1.7×10 ⁻⁵	6.9×10 ⁰				3.1×10 ²
		合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	2.7×10 ²	6.7×10 ⁻⁵	1.7×10 ⁻⁵	6.9×10 ⁰				3.1×10 ²
	入退域時	⑤ 原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	1.3×10 ⁻¹	8.8×10 ⁻²	3.2×10 ⁻²	1.1×10 ⁻²				1.7×10 ⁻¹
		⑥ 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	4.0×10 ⁰	4.0×10 ⁰	2.0×10 ⁻²	4.0×10 ⁰				8.4×10 ⁰
		⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	3.1×10 ⁻¹	3.1×10 ⁻¹	3.0×10 ⁻¹	3.0×10 ⁻¹				2.5×10 ⁻¹
		⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく 小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	4.4×10 ⁰	4.4×10 ⁰	3.0×10 ⁰	7.1×10 ⁻²				9.2×10 ⁻²
		合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	2.1×10 ¹	2.1×10 ¹	7.1×10 ⁰	2.1×10 ¹				7.4×10 ⁰
		⑨ 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	2.9×10 ¹	2.9×10 ¹	3.4×10 ⁰	3.4×10 ¹				3.5×10 ¹
C班	中央制御室 滞在時	① 原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	1.8×10 ⁻⁴	1.8×10 ⁻⁴	1.8×10 ⁻⁴	1.8×10 ⁻⁴				1.8×10 ⁻⁴
		② 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	3.9×10 ⁻²	3.9×10 ⁻²	3.7×10 ⁻³	2.8×10 ⁻³				4.4×10 ⁻²
		③ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	2.2×10 ⁻¹	2.2×10 ⁻¹	2.2×10 ⁻¹	2.2×10 ⁻¹				7.3×10 ⁻¹
		④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく (内訳) 内部被ばく 外部被ばく	3.3×10 ⁰	3.3×10 ⁰	3.3×10 ⁰	3.3×10 ⁰				4.2×10 ⁰
	入退域時	⑤ 原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	3.2×10 ⁰	3.2×10 ⁰	3.2×10 ⁰	3.2×10 ⁰				4.0×10 ⁰
		⑥ 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	1.8×10 ⁻¹	1.8×10 ⁻¹	1.3×10 ⁻²	1.3×10 ⁻²				2.0×10 ⁻¹
		⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	3.6×10 ⁰	3.6×10 ⁰	9.6×10 ⁻¹	4.6×10 ⁻¹				5.0×10 ⁰
		⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく 小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	9.0×10 ⁰	9.0×10 ⁰	4.8×10 ⁰	4.8×10 ⁰				6.0×10 ⁰
		合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	2.7×10 ⁰	2.7×10 ⁰	4.3×10 ⁻¹	5.5×10 ⁰				3.2×10 ⁰
		⑨ 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	9.9×10 ⁰	9.9×10 ⁰	7.1×10 ⁰	7.1×10 ⁰				2.3×10 ¹
D班	中央制御室 滞在時	① 原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	1.3×10 ¹	1.3×10 ¹	3.9×10 ⁰	1.1×10 ⁰				2.8×10 ¹
		② 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	4.5×10 ⁻²	4.5×10 ⁻²	4.5×10 ⁻²	1.3×10 ⁻²				5.0×10 ⁻²
		③ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	3.7×10 ⁻¹	3.7×10 ⁻¹	3.7×10 ⁻¹	3.3×10 ⁻¹				1.3×10 ⁰
		④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく (内訳) 内部被ばく 外部被ばく	3.2×10 ⁰	3.2×10 ⁰	8.5×10 ⁰	2.0×10 ⁰				1.1×10 ¹
	入退域時	⑤ 原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	1.9×10 ⁰	1.9×10 ⁰	1.9×10 ⁰	1.9×10 ⁰				1.9×10 ⁰
		⑥ 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	1.1×10 ¹	1.1×10 ¹	1.1×10 ¹	1.1×10 ¹				1.1×10 ¹
		⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	6.9×10 ⁻²	6.9×10 ⁻²	6.9×10 ⁻²	1.7×10 ⁻²				8.7×10 ⁻²
		⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく 小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	4.9×10 ⁻²	4.9×10 ⁻²	4.9×10 ⁻²	1.4×10 ⁻²				6.4×10 ⁻²
		合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	9.4×10 ⁰	9.4×10 ⁰	9.4×10 ⁰	8.0×10 ⁰				2.7×10 ¹
		⑨ 放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	5.1×10 ⁰	5.1×10 ⁰	5.1×10 ⁰	5.1×10 ⁰				4.2×10 ⁰

注記* : 有効数字 3 桁目を四捨五入した値を記載

表 4-36 酸素及び二酸化炭素許容濃度

項目	許容濃度	備考
酸素濃度 (中央制御室)	18vol%以上	「酸素欠乏症等防止規則」を準拠 (酸素欠乏危険作業に労働者を従事させる場合は、当該濃度以上の換気を要求)
二酸化炭素濃度 (中央制御室)	0.5vol%以下	「事務所衛生基準規則」を準拠 (労働者を常時就業させる室において、当該濃度以下とする換気を要求)
酸素濃度 (中央制御室待避室)	19vol%以上	「鉱山保安法施行規則」を準拠 (鉱山労働者が作業し、又は通行する坑内は、当該濃度以下とする通気の確保を要求)
二酸化炭素濃度 (中央制御室待避室)	1vol%以下	「鉱山保安法施行規則」を準拠 (鉱山労働者が作業し、又は通行する坑内は、当該濃度以下とする通気の確保を要求)

表 4-37 中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件

項目		評価条件		選定理由	備考
人数	設計基準事故時	9人		運転員の人数	—
	炉心の著しい損傷が発生した場合	9人		運転員の人数	—
評価期間	設計基準事故時	事故後 30日間		設計基準事故時の被ばく評価期間	—
	炉心の著しい損傷が発生した場合	事故後 7日間		炉心の著しい損傷が発生した場合の被ばく評価期間	—
空気流入	設計基準事故時	0.01回/h		空気流入率試験結果(約0.082回/h)を基に保守的に設定	別添1参照
	炉心の著しい損傷が発生した場合	~2h	0回/h	全交流電力電源喪失によるファン停止を想定	—
		2h~	17160m ³ /h	気密性能試験結果に基づく正圧化に必要な空気供給量	—
中央制御室バウンダリ体積		17150m ³		中央制御室空調換気系の処理対象となる区画の体積	図4-32参照
初期酸素濃度		20.95vol%		「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気的主要成分組成より引用	—
初期二酸化炭素濃度		0.03vol%		「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気的主要成分組成より引用	—
酸素消費量		65.520/h		「空気調和・衛生工学便覧」の現場作業に係る対応が考えられるため「歩行」より引用	1人当たりの消費量
二酸化炭素吐出し量		460/h		「空気調和・衛生工学便覧」より現場作業に係る対応が考えられるため「中等作業」より引用	1人当たりの吐出し量

表 4-38 中央制御室待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件
(炉心の著しい損傷が発生した場合の空気ポンベ使用時)

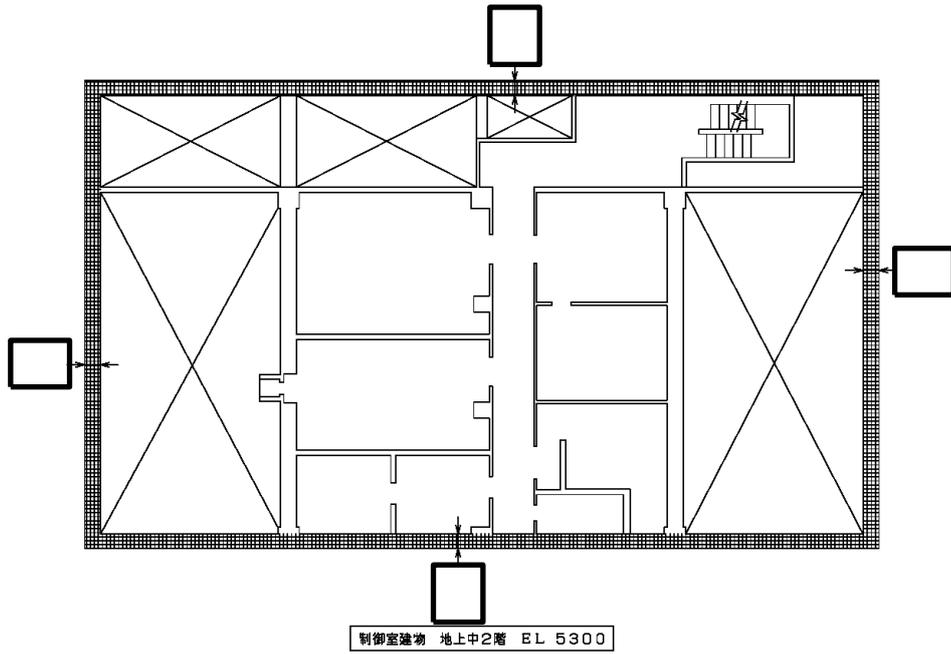
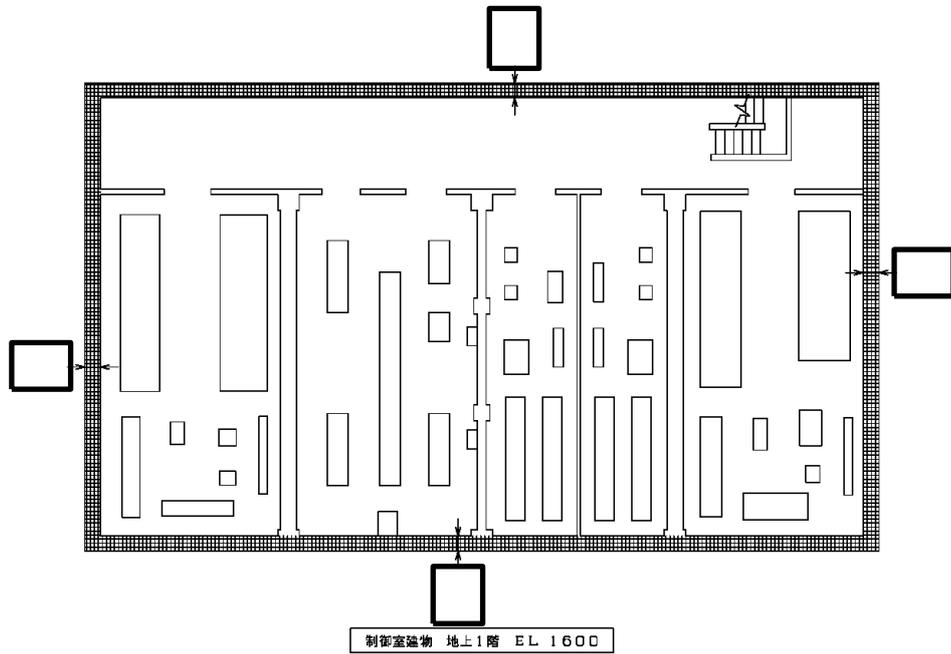
項目	評価条件	設定理由	備考
人数	5人	中央制御室待避室内にとどまる要員数	—
体積	24.4m ³	中央制御室待避室体積の設計値	図 4-32 参照
評価期間	10時間	被ばく評価上、中央制御室待避室内にとどまる期間	—
初期酸素濃度	20.95vol%	「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成により引用	—
初期二酸化炭素濃度	0.03vol%	「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成により引用	—
酸素消費量 (空気ポンベ使用時)	21.840/h	「空気調和・衛生工学便覧」より準備を含む現場作業対応がないため「静座」より引用	1人当たりの消費量
二酸化炭素吐出し量 (空気ポンベ使用時)	220/h	「空気調和・衛生工学便覧」より準備を含む現場作業対応がないため「極軽作業」より引用	1人当たりの吐出し量

表 5-1 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽のクラウドシャインガンマ線
による温度上昇
(設計基準事故時)

想定事故シナリオ	入射線量(Gy)	ガンマ線発熱量 (kJ/cm ³)	温度上昇(°C)
原子炉冷却材喪失	約 5.3×10^{-2}	約 1.1×10^{-7}	約 5.0×10^{-5}
主蒸気管破断	約 1.2×10^{-4}	約 2.4×10^{-10}	約 1.1×10^{-7}

表 5-2 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽のクラウドシャインガンマ線
及びグラウンドシャインガンマ線による温度上昇
(炉心の著しい損傷が発生した場合)

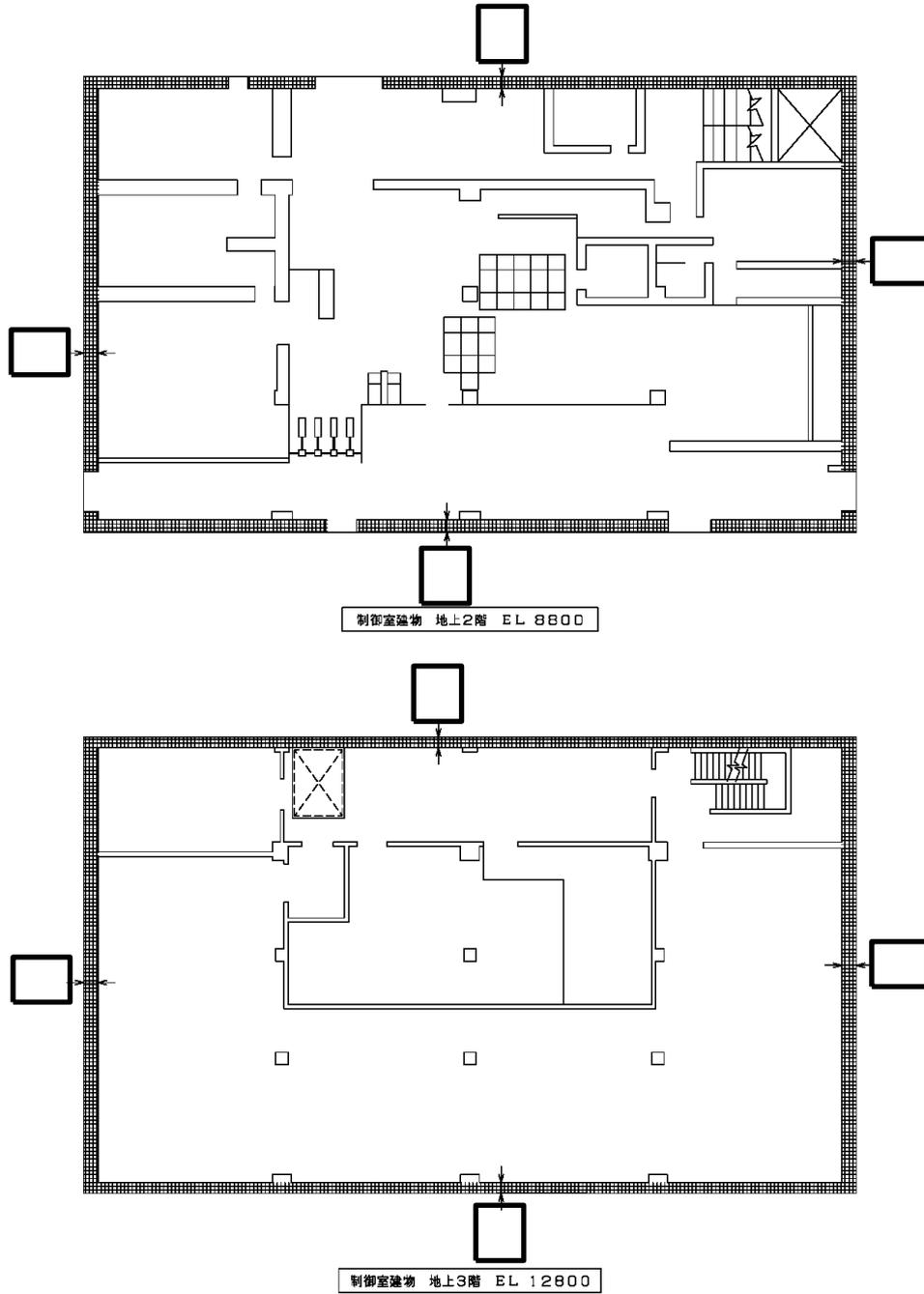
ガンマ線入射経路	入射線量(Gy)	ガンマ線発熱量 (kJ/cm ³)	温度上昇(°C)
①クラウドシャインガンマ線	約 4.2×10^0	約 8.8×10^{-6}	約 4.0×10^{-3}
②グラウンドシャインガンマ線	約 3.5×10^0	約 7.3×10^{-6}	約 3.3×10^{-3}
合計 (①+②)			約 7.3×10^{-3}



- 中央制御室遮蔽（壁）を示す。
- 中央制御室遮蔽（床）を示す。
- 中央制御室待避室遮蔽（壁）を示す。
- 中央制御室待避室遮蔽（床）を示す。
- 補助遮蔽（壁）を示す。

注1：寸法はmmを示す。
 注2：特記なき寸法は公称値を示す。
 注3：仕上等によるフカシは記載していない。

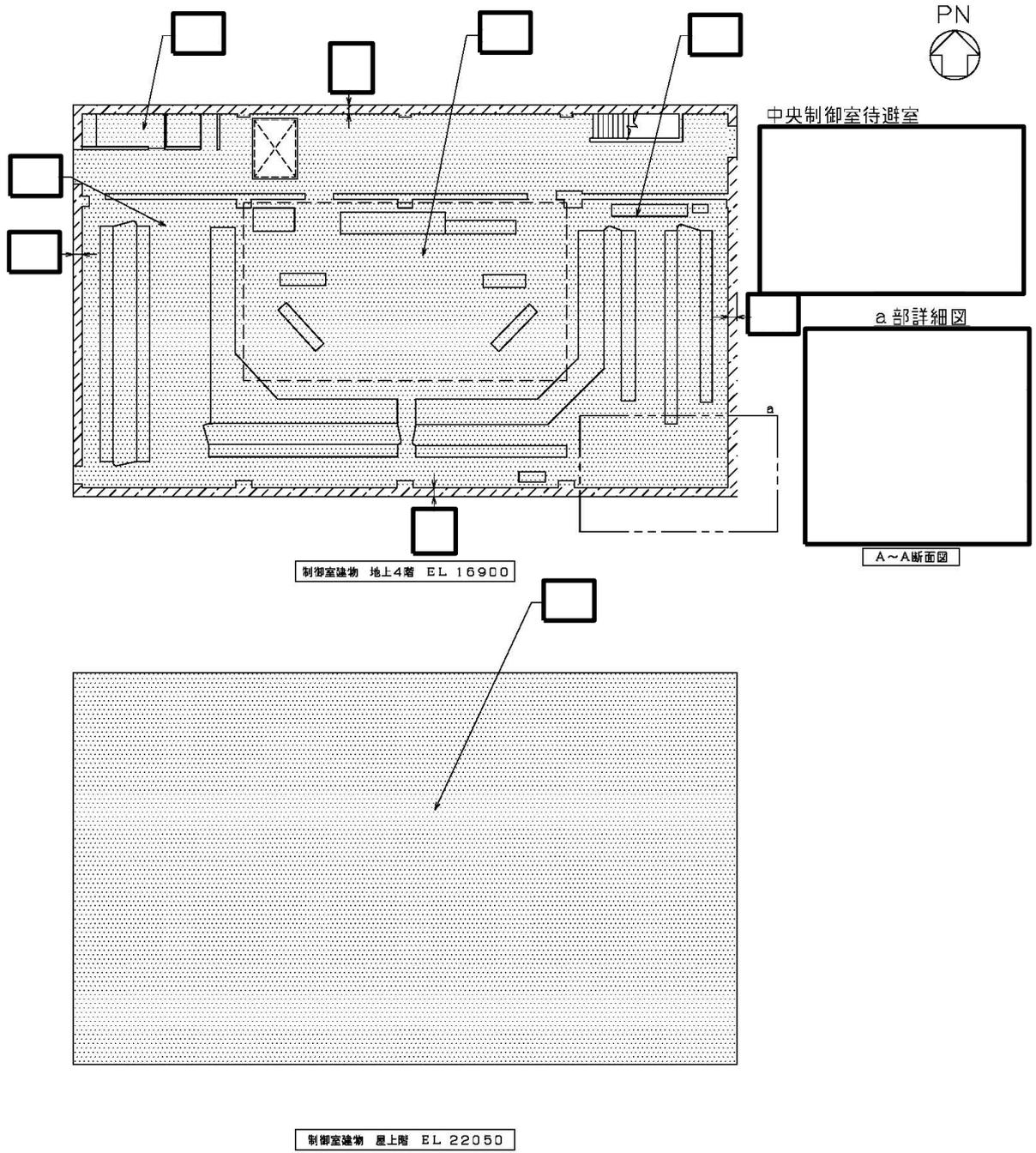
図 4-1 遮蔽構造図 (1/4)



- 中央制御室遮蔽（壁）を示す。
- 中央制御室遮蔽（床）を示す。
- 中央制御室待避室遮蔽（壁）を示す。
- 中央制御室待避室遮蔽（床）を示す。
- 補助遮蔽（壁）を示す。

注1：寸法はmmを示す。
 注2：特記なき寸法は公称値を示す。
 注3：仕上等によるフカシは記載していない。

図 4-1 遮蔽構造図 (2/4)



-  中央制御室遮蔽（壁）を示す。
-  中央制御室遮蔽（床）を示す。
-  中央制御室待避室遮蔽（壁）を示す。
-  中央制御室待避室遮蔽（床）を示す。
-  補助遮蔽（壁）を示す。

注1：寸法はmmを示す。
 注2：特記なき寸法は公称値を示す。
 注3：仕上等によるフカシは記載していない。

図 4-1 遮蔽構造図 (3/4)

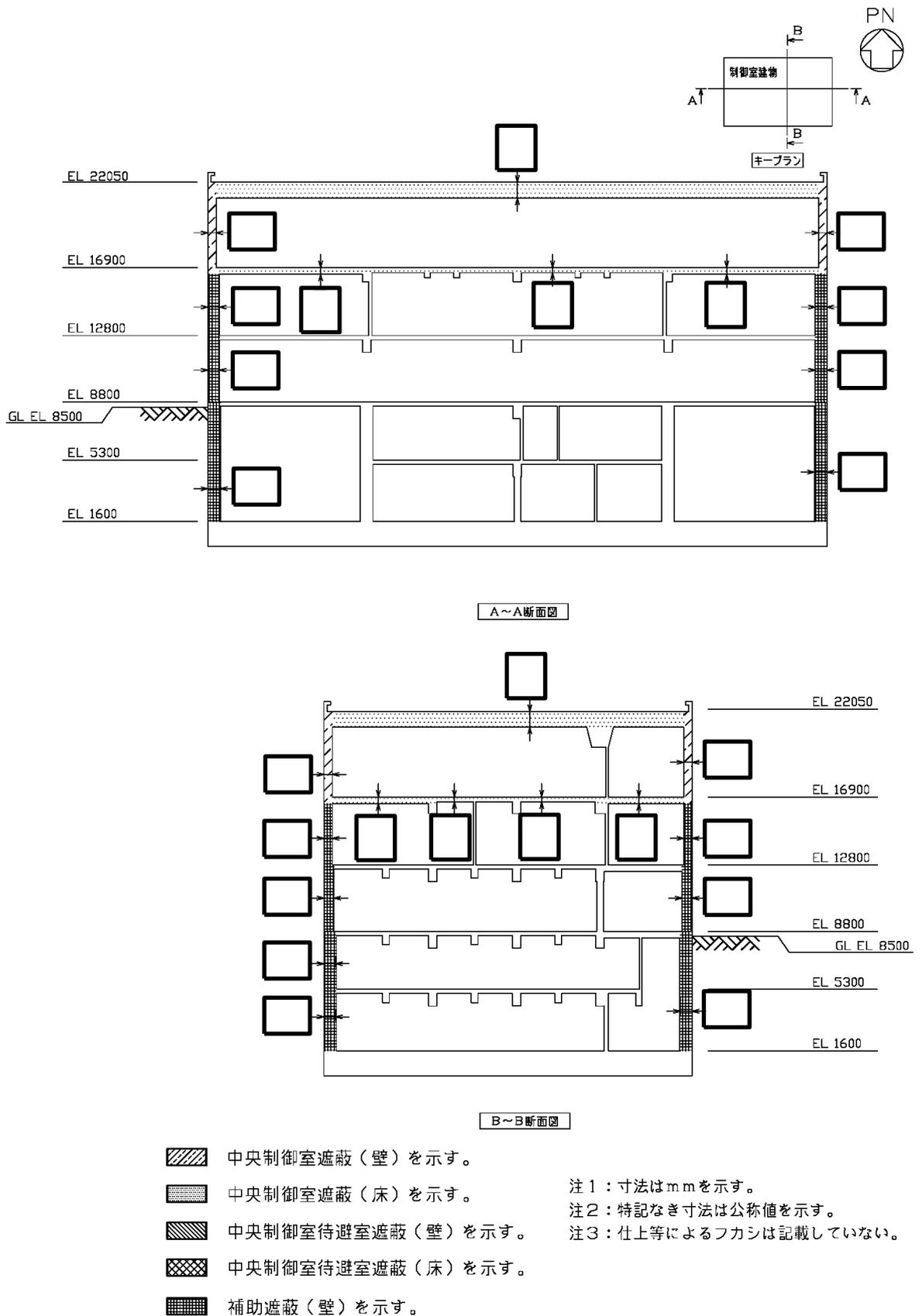


図 4-1 遮蔽構造図 (4/4)

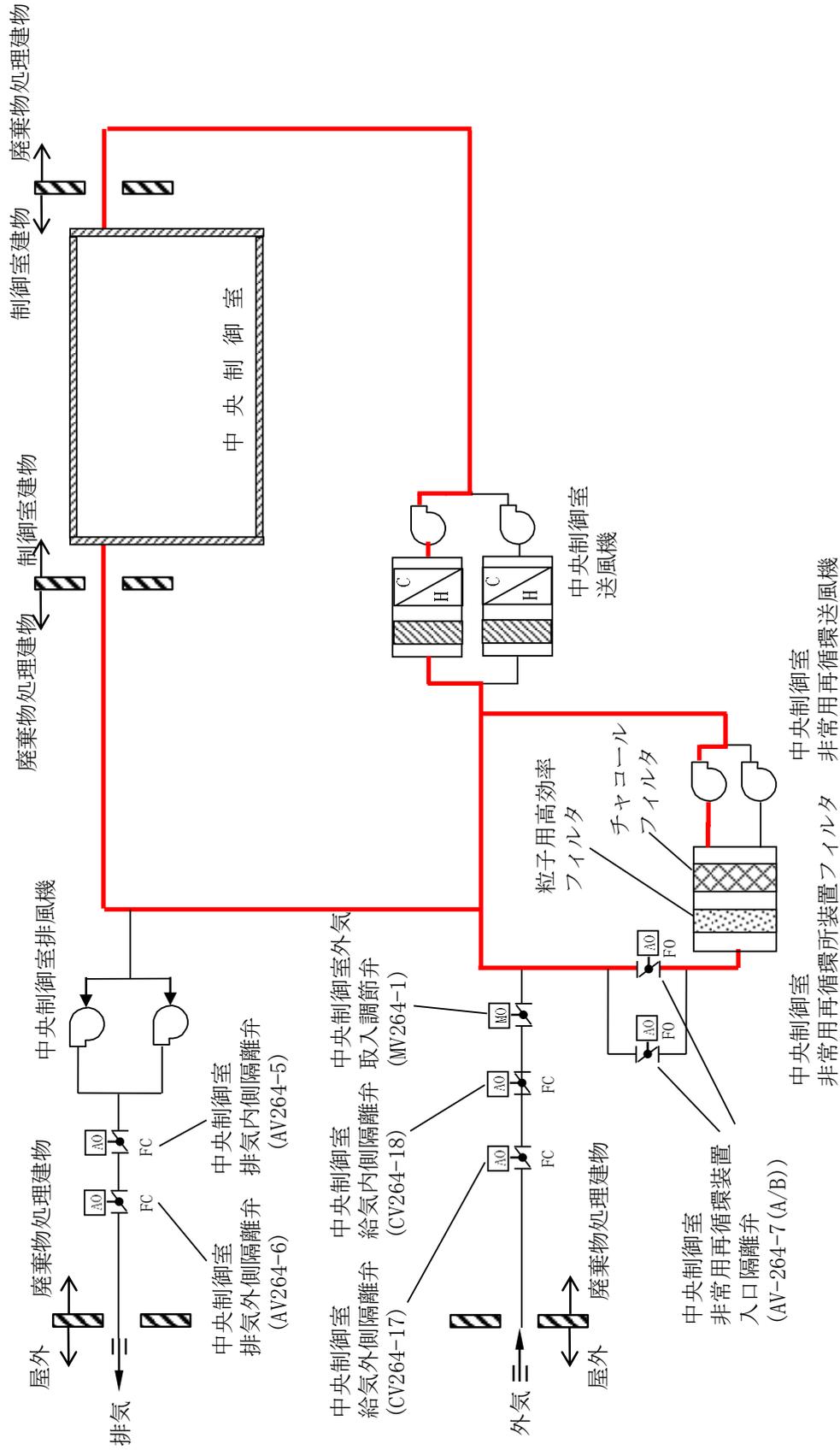


図 4-2 中央制御室空調換気系系統図

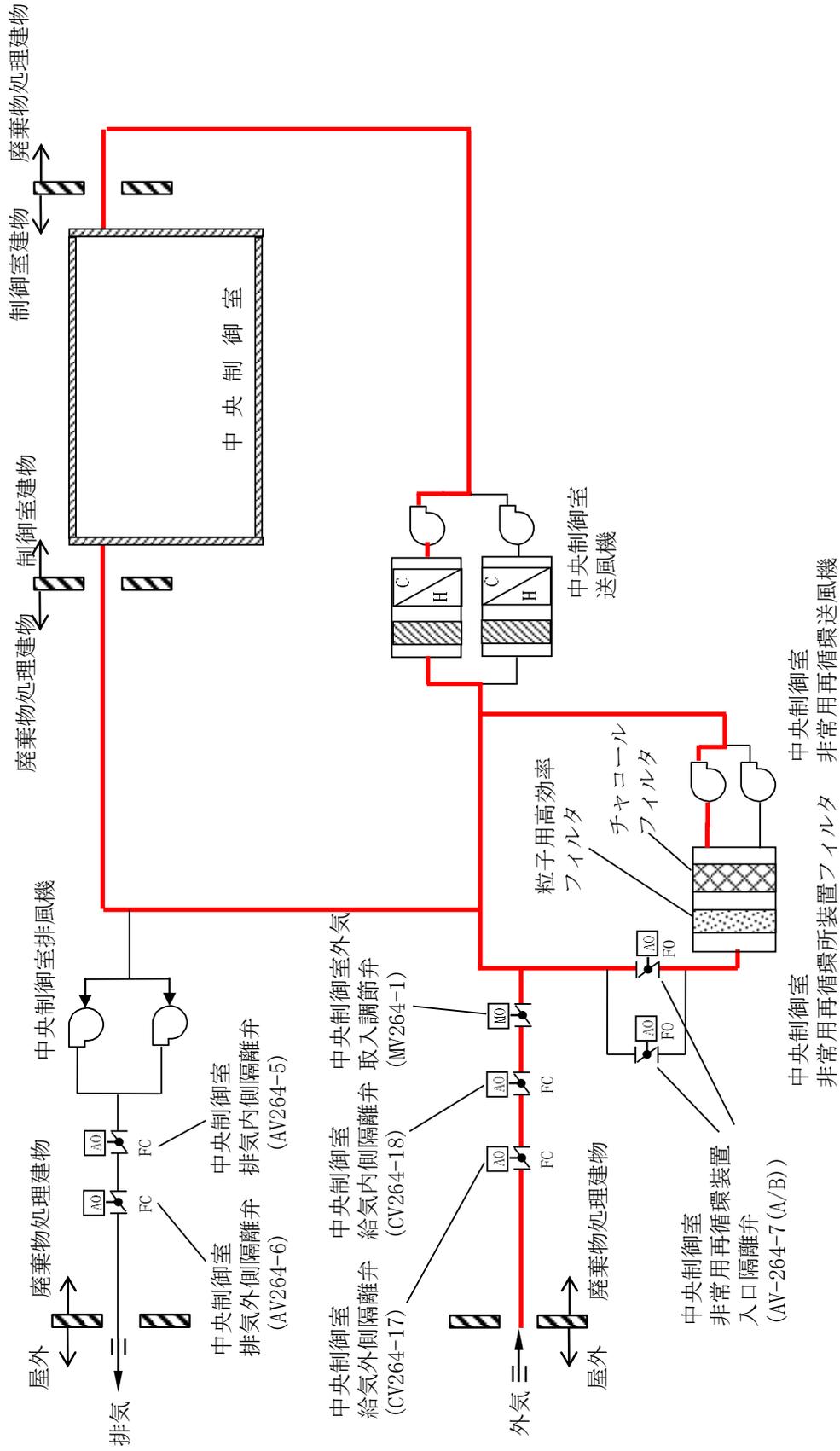


図 4-3 換気設備の系統図 (1/2)

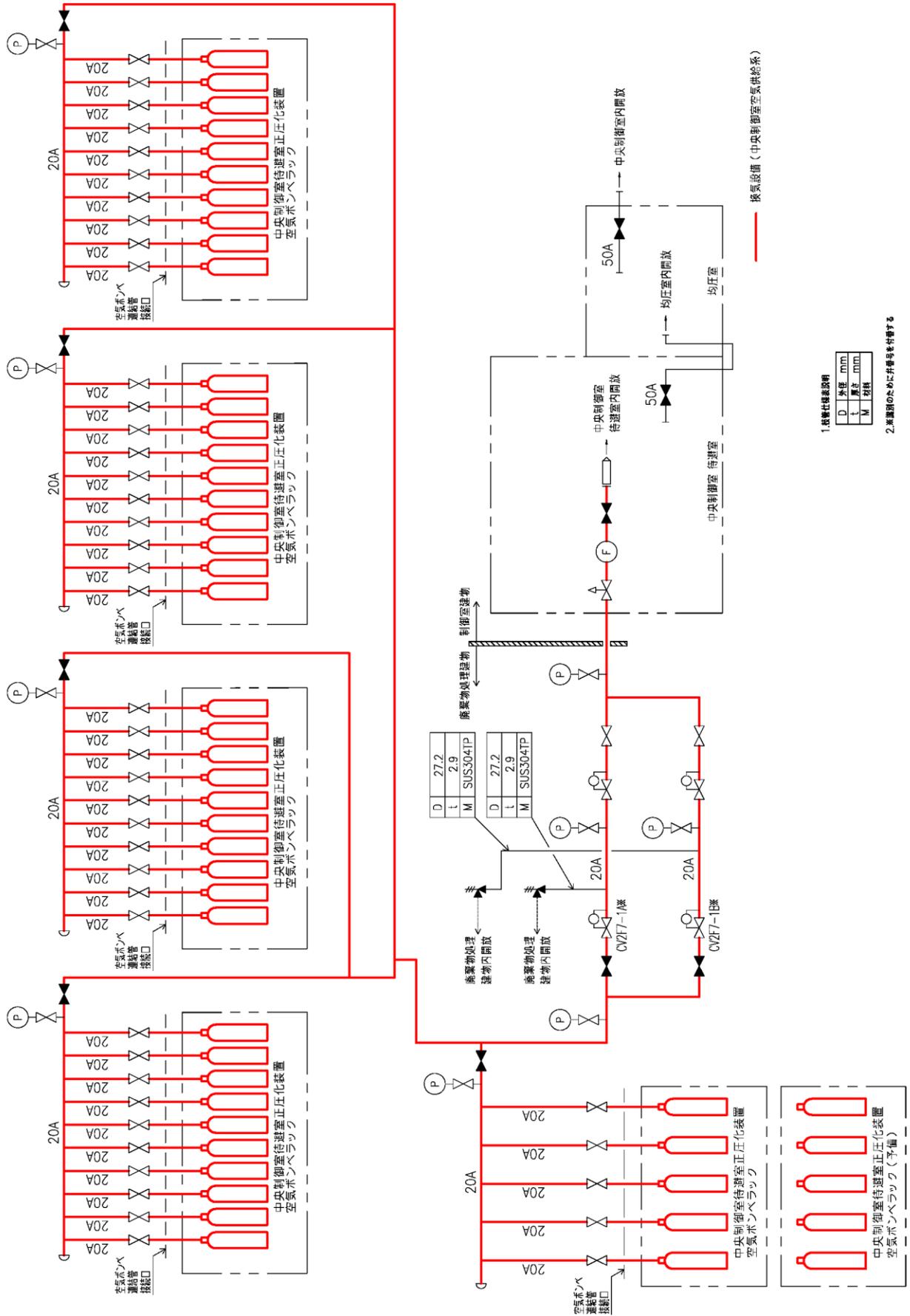
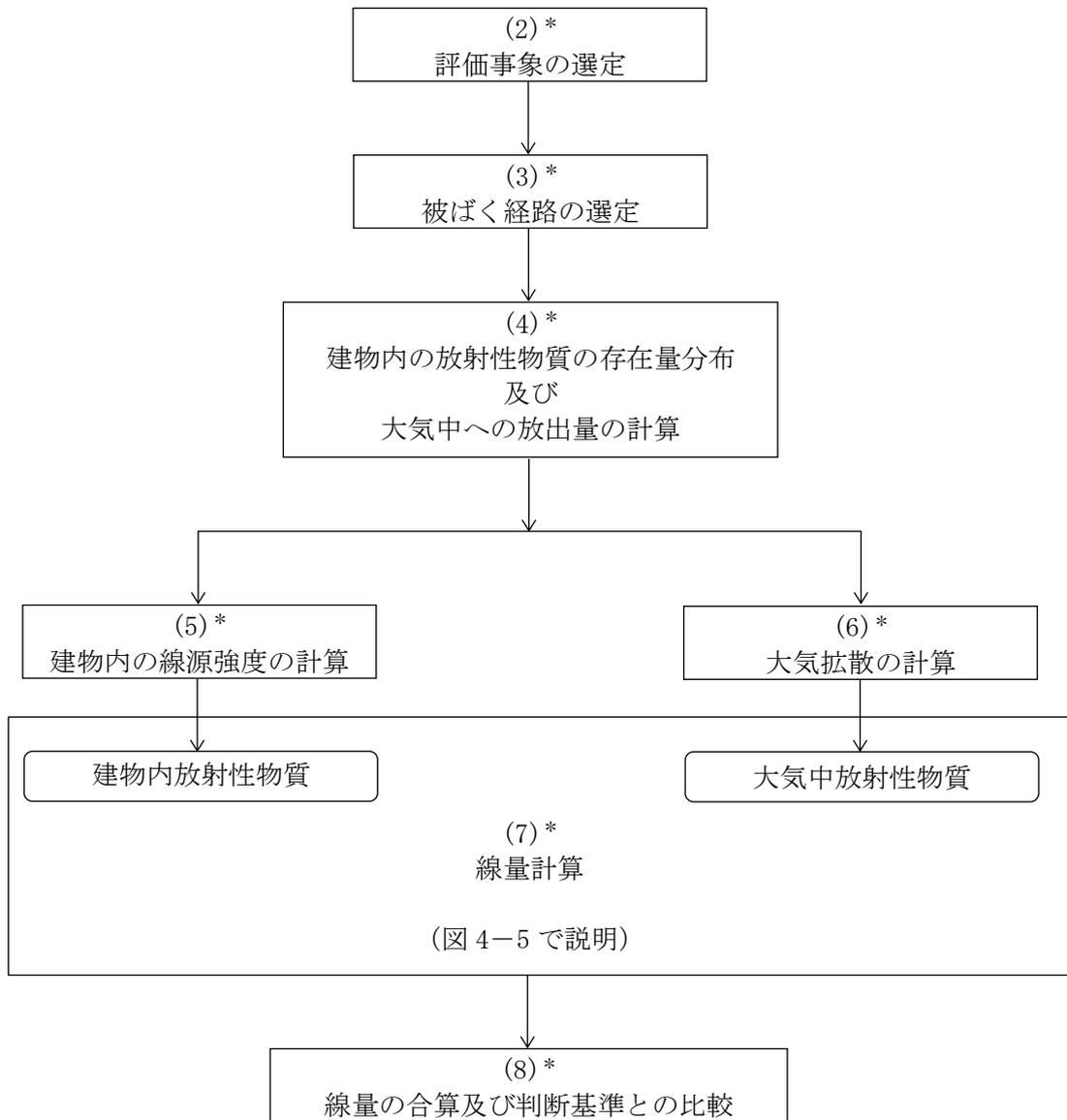


図 4-3 換気設備の系統図 (2/2)



注記* : 「4.1.1 評価方針」の項番号を示す。

図 4-4 居住性に係る被ばく評価の手順

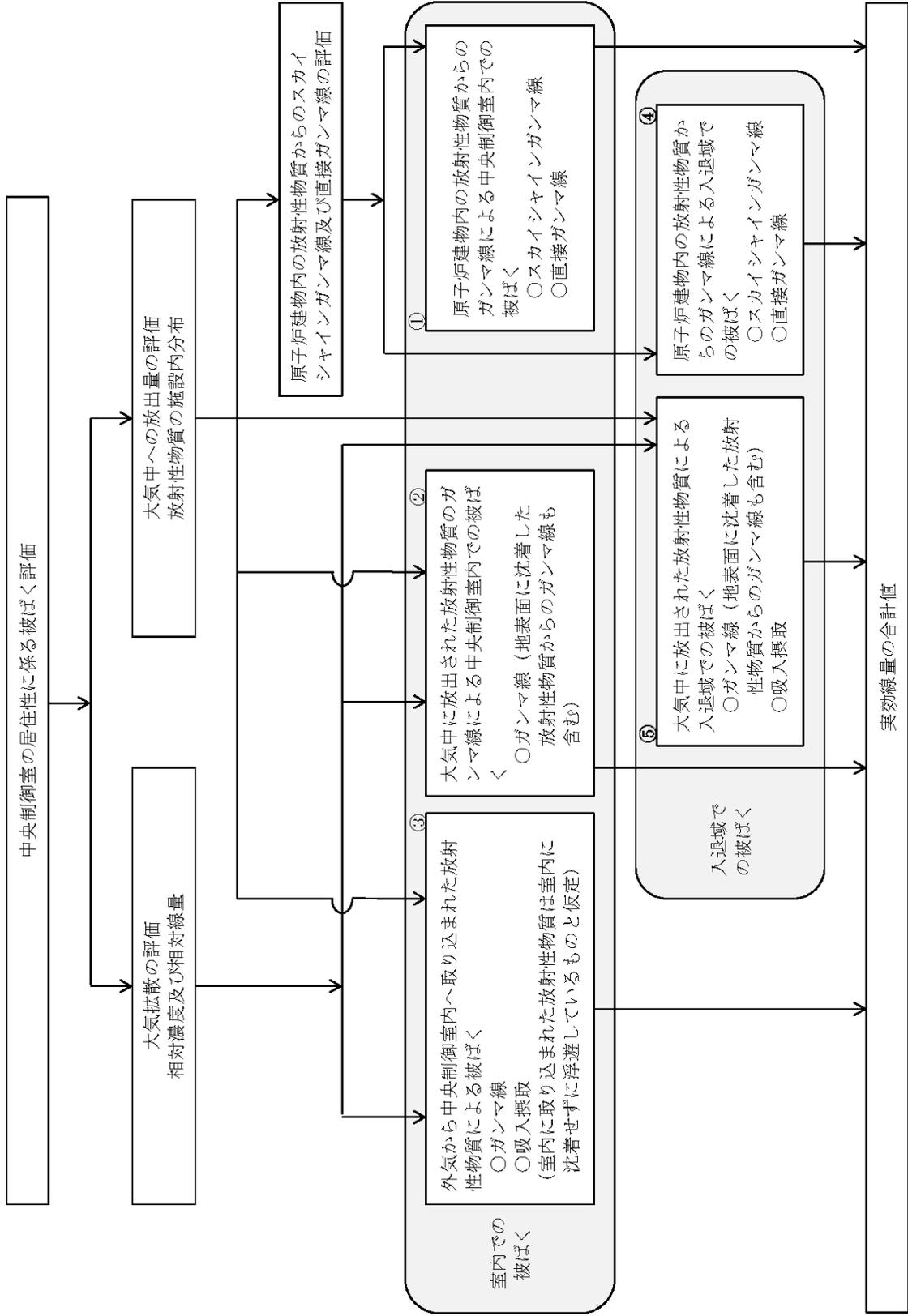


図 4-5 中央制御室の運転員の被ばく経路

室内作業時	① 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく (クラウドシャインガンマ線による外部被ばく)
	③ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく (吸入摂取による内部被ばく及び室内に浮遊している放射性物質からのガンマ線による外部被ばく)
入退域時	④ 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく (クラウドシャインガンマ線及び吸入摂取による内部被ばく)

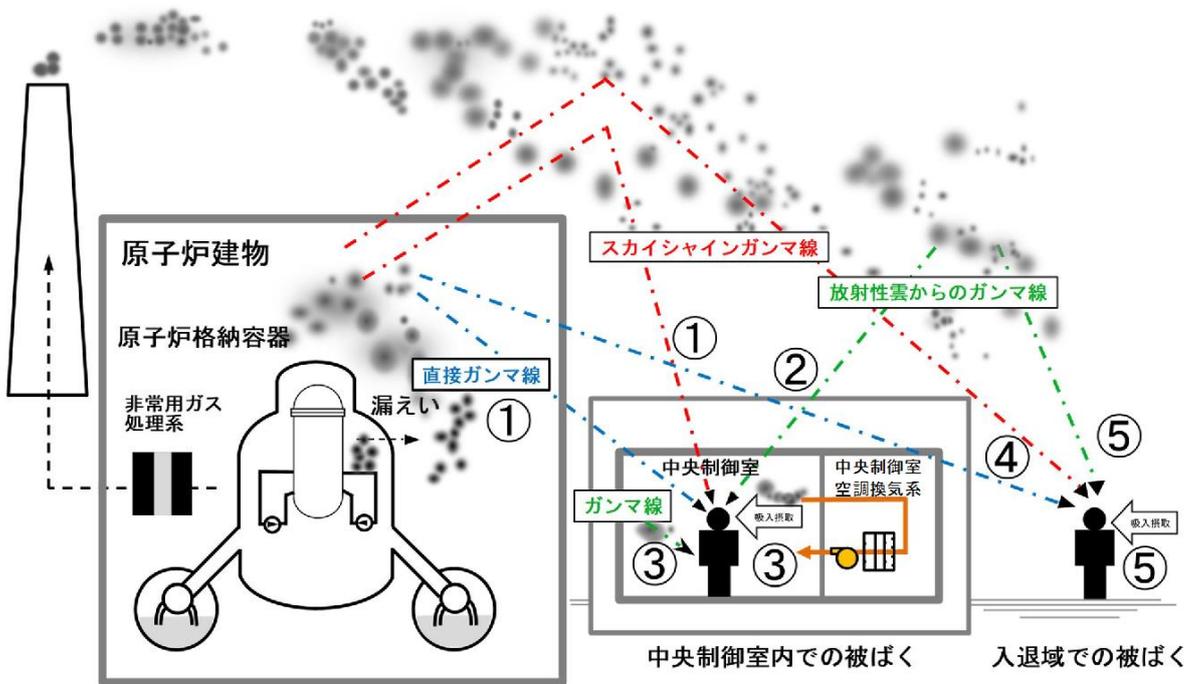


図 4-6 中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージ (1/3)
(原子炉冷却材喪失)

室内作業時	① 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく (クラウドシャインガンマ線による外部被ばく)
	③ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく (吸入摂取による内部被ばく及び室内に浮遊している放射性物質からのガンマ線による外部被ばく)
入退域時	④ 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく (クラウドシャインガンマ線及び吸入摂取による内部被ばく)

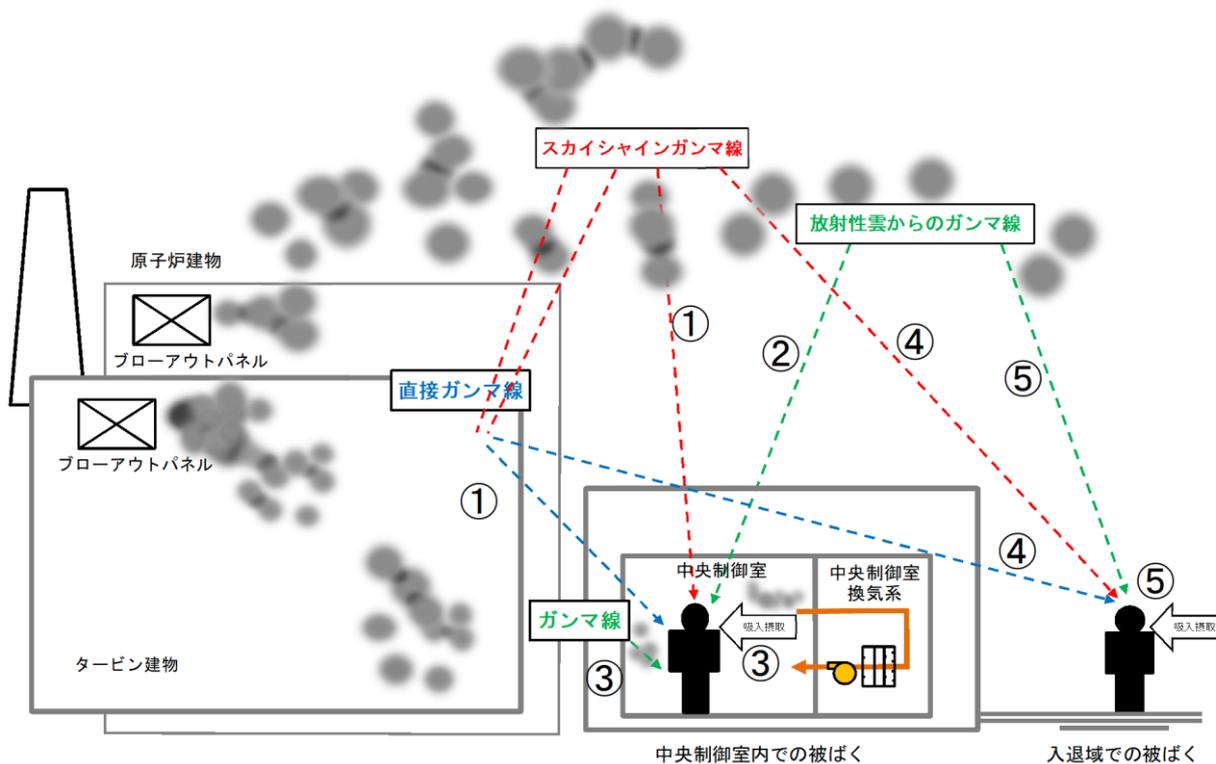


図 4-6 中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージ (2/3)
(主蒸気管破断)

室内作業時	① 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく (クラウドシャインガンマ線による外部被ばく)
	③ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく (グラウンドシャインガンマ線による外部被ばく)
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく (吸入摂取による内部被ばく, 室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく)
入退域時	⑤ 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	⑥ 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく (クラウドシャインガンマ線による外部被ばく)
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく (グラウンドシャインガンマ線による外部被ばく)
	⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく (吸入摂取による内部被ばく)

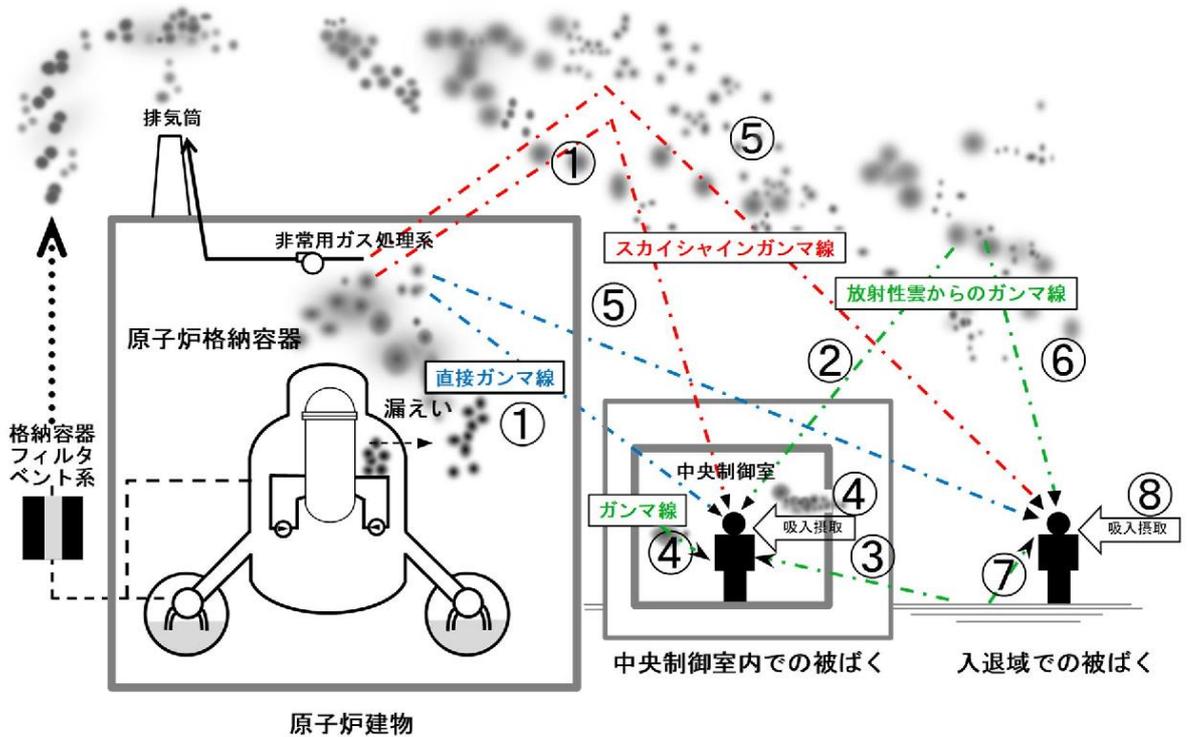


図 4-6 中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージ (3/3)
(炉心の著しい損傷が発生した場合)

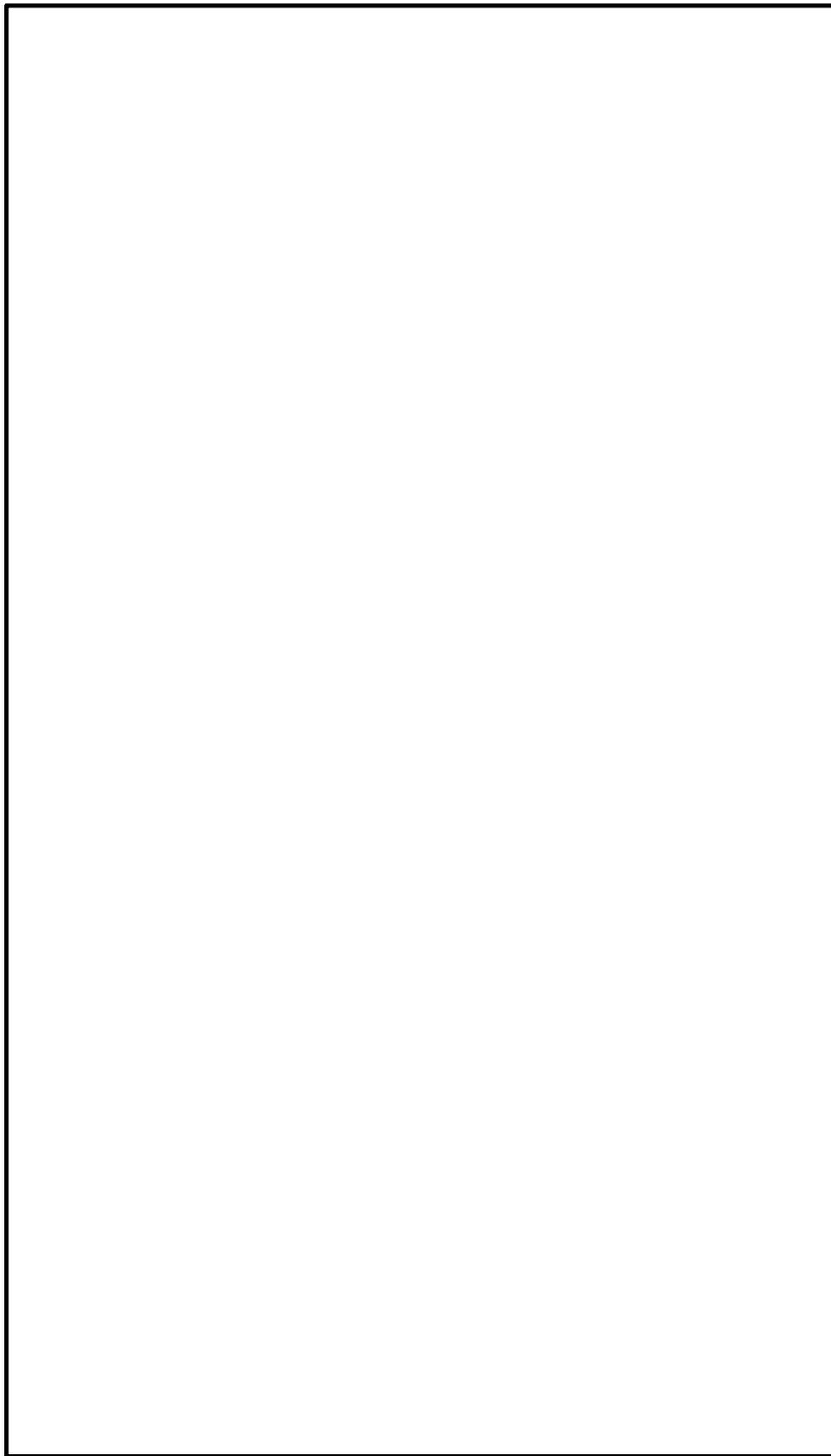


図 4-7 原子炉冷却材喪失時の放射性物質の放出源と評価点の位置関係 (設計基準事故時)

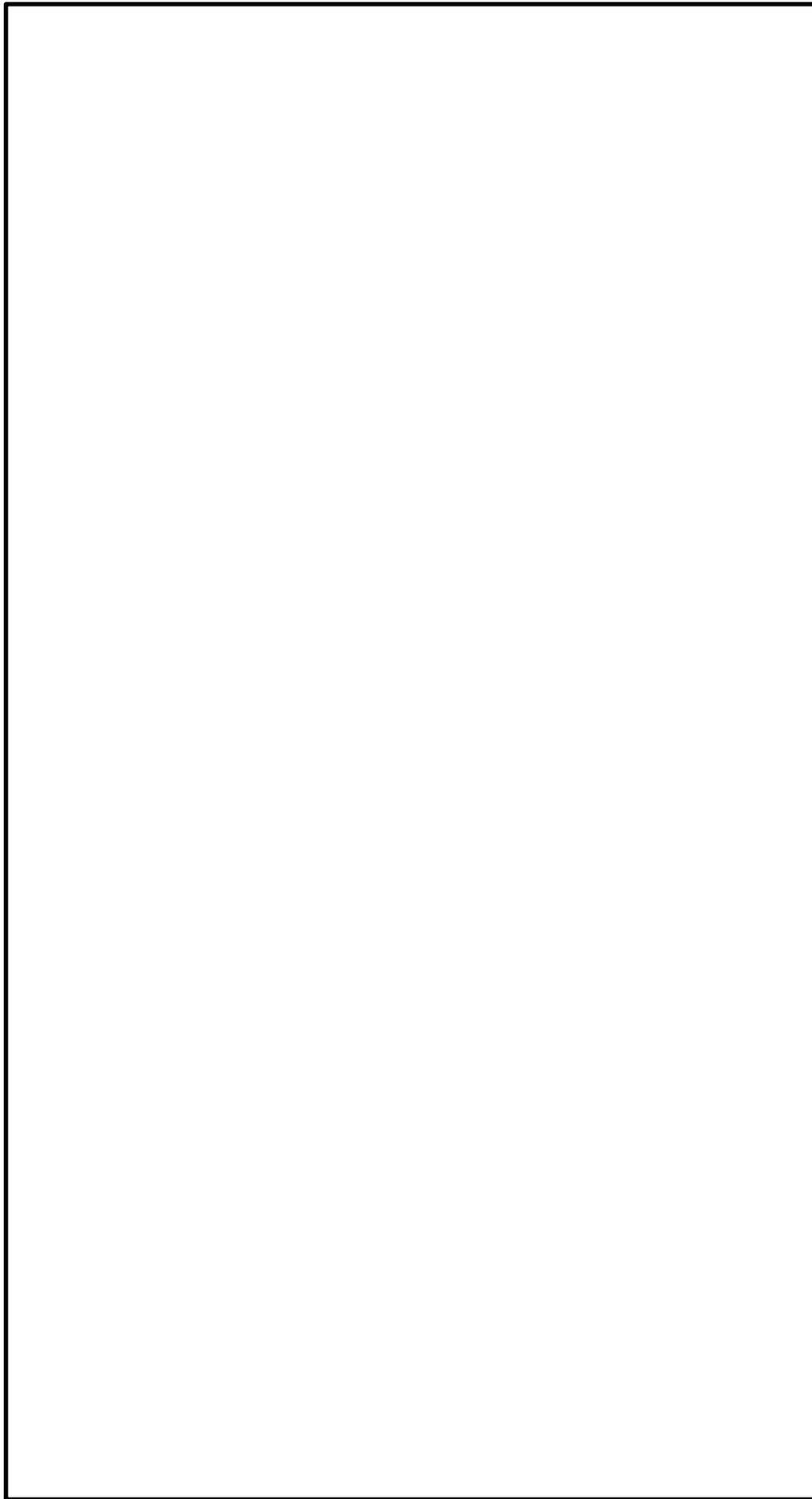


図 4-8 主蒸気管破断時の放射性物質の放出源と評価点の位置関係 (設計基準事故時)

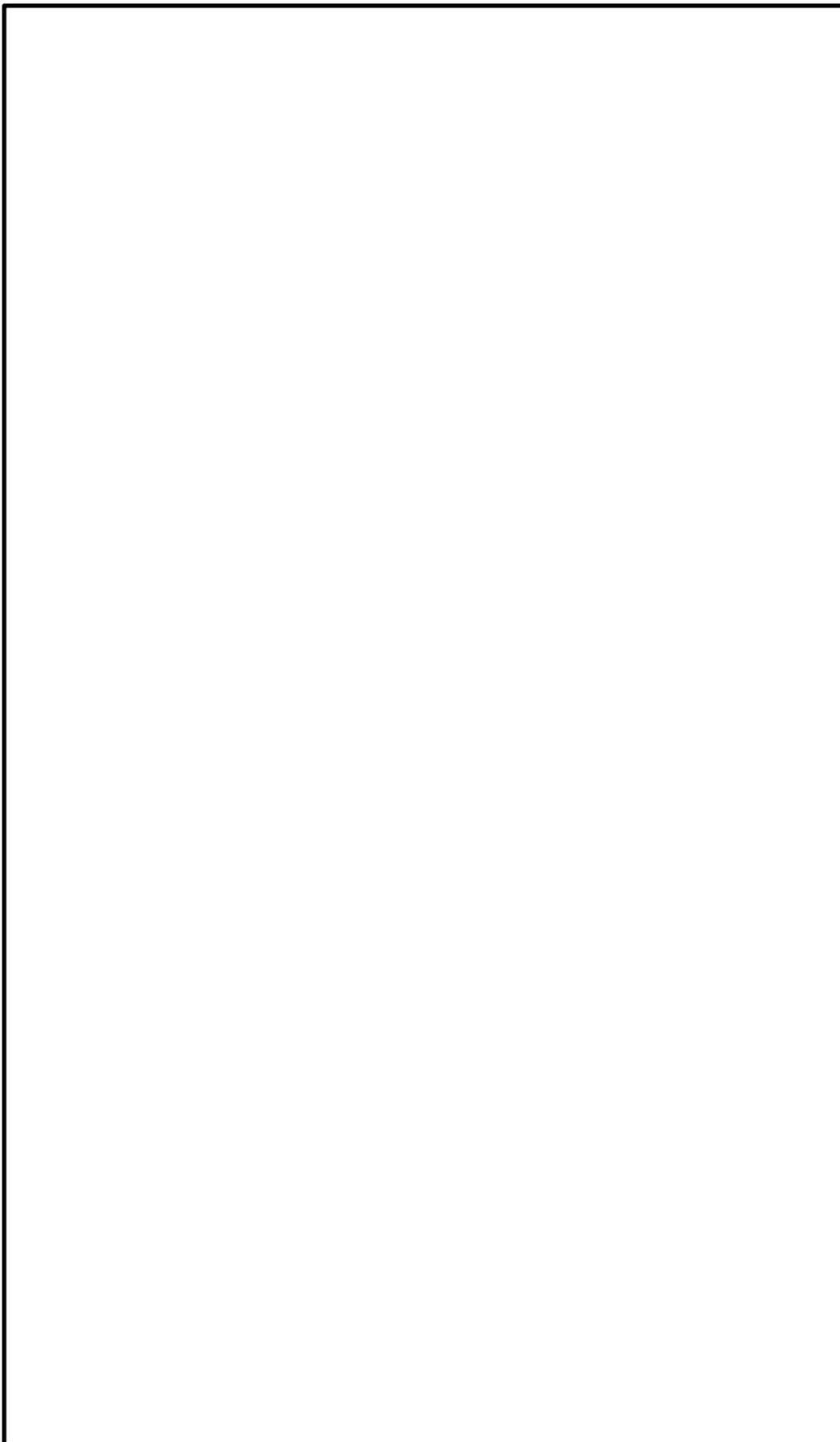


図 4-9 放射性物質の放出源と評価点（中央制御室空調換気系外気取入口）の位置関係（炉心の著しい損傷が発生した場合）

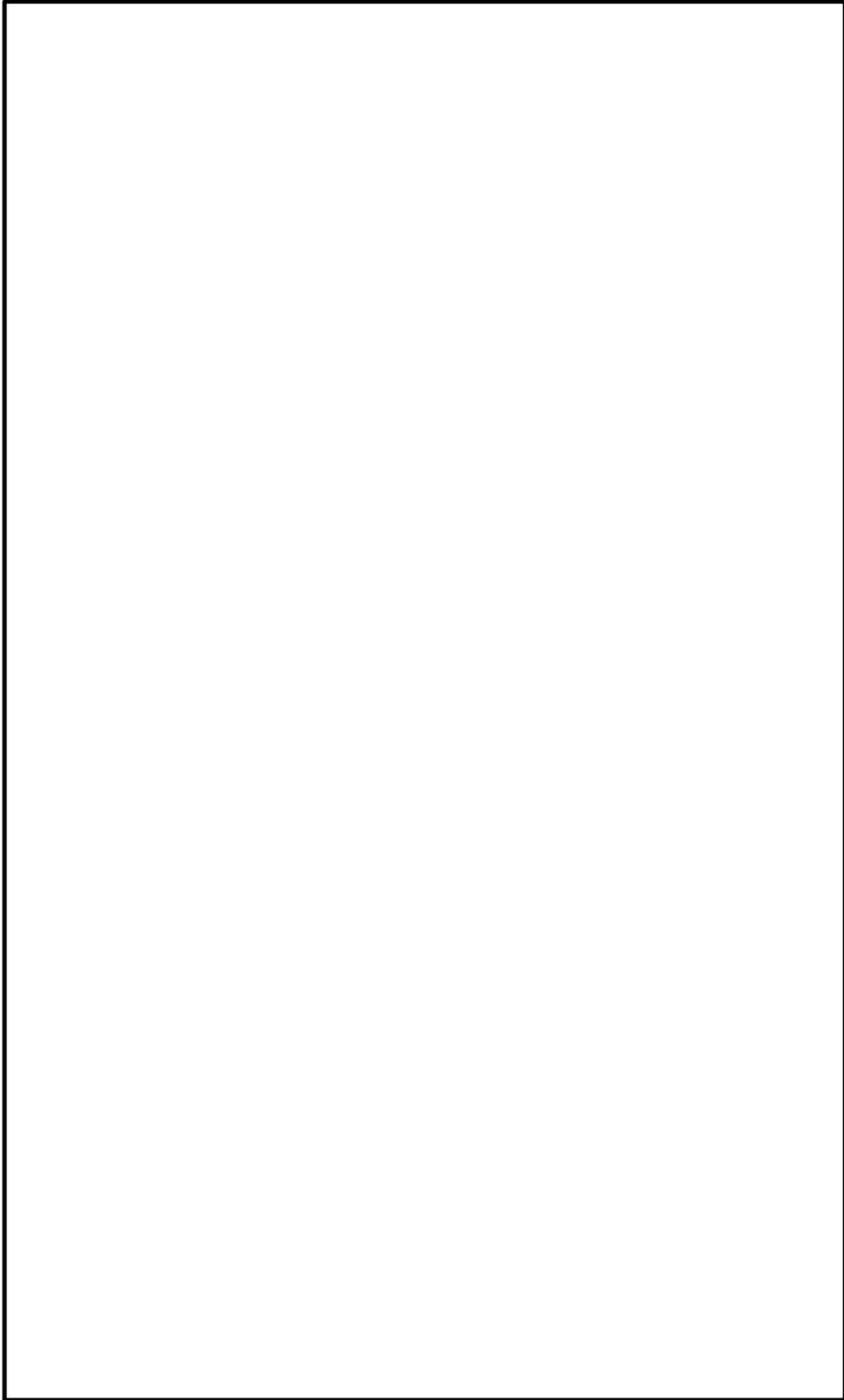


図 4-10 放射性物質の放出源と評価点（中央制御室中心）の位置関係（炉心の著しい損傷が発生した場合）

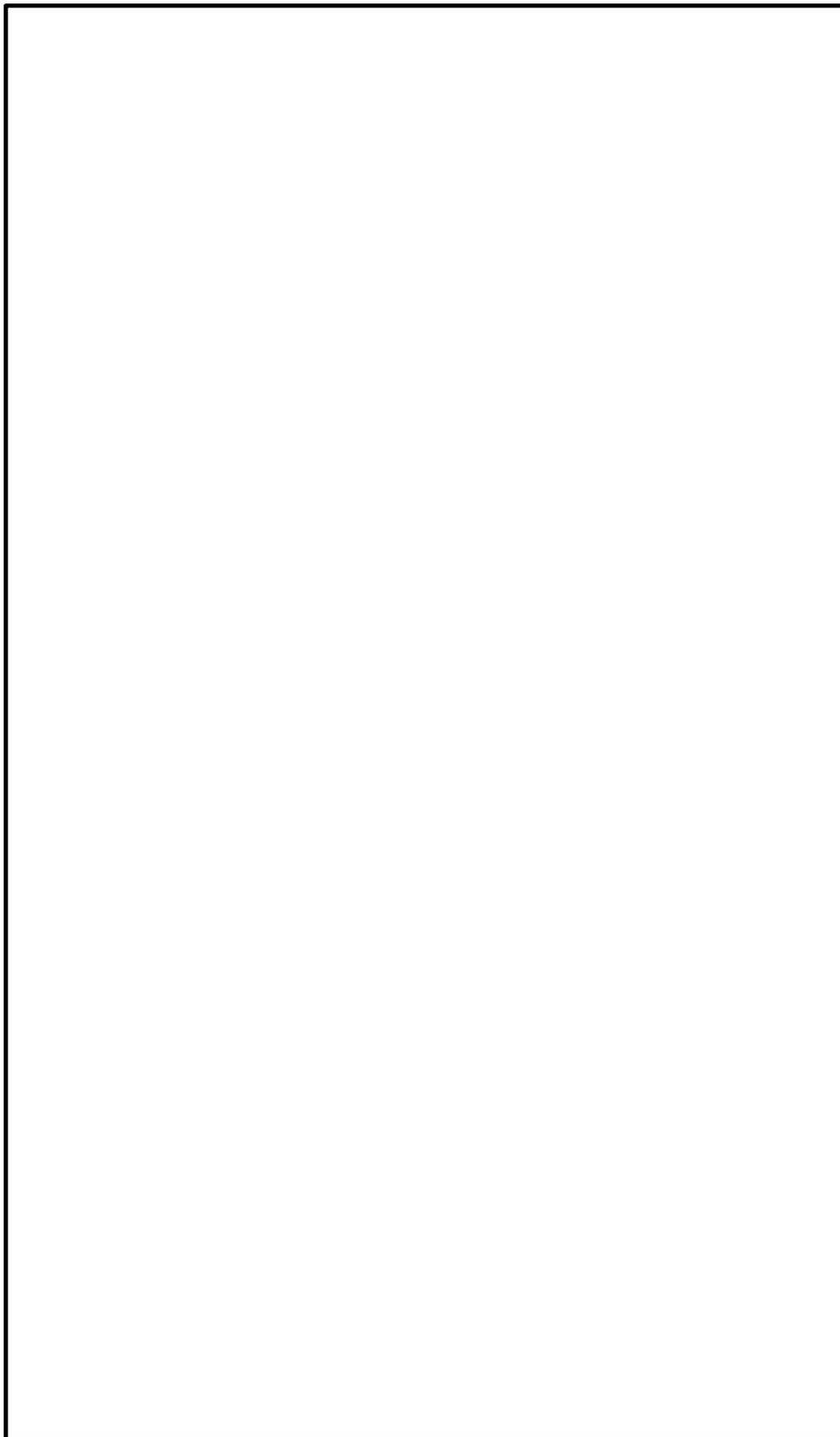
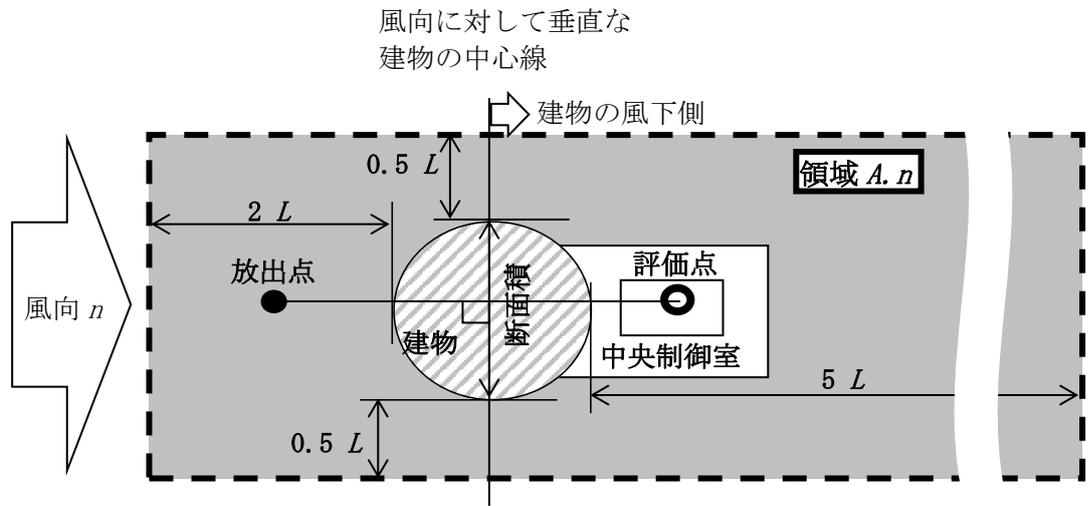


図 4-11 放射性物質の放出源と評価点（2号機原子炉補機冷却系熱交換器室入口）の位置関係（炉心の著しい損傷が発生した場合）



注： L は風向に垂直な建物又は建物群の、投影面高さ又は投影幅の小さい方

図4-12 建物影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）

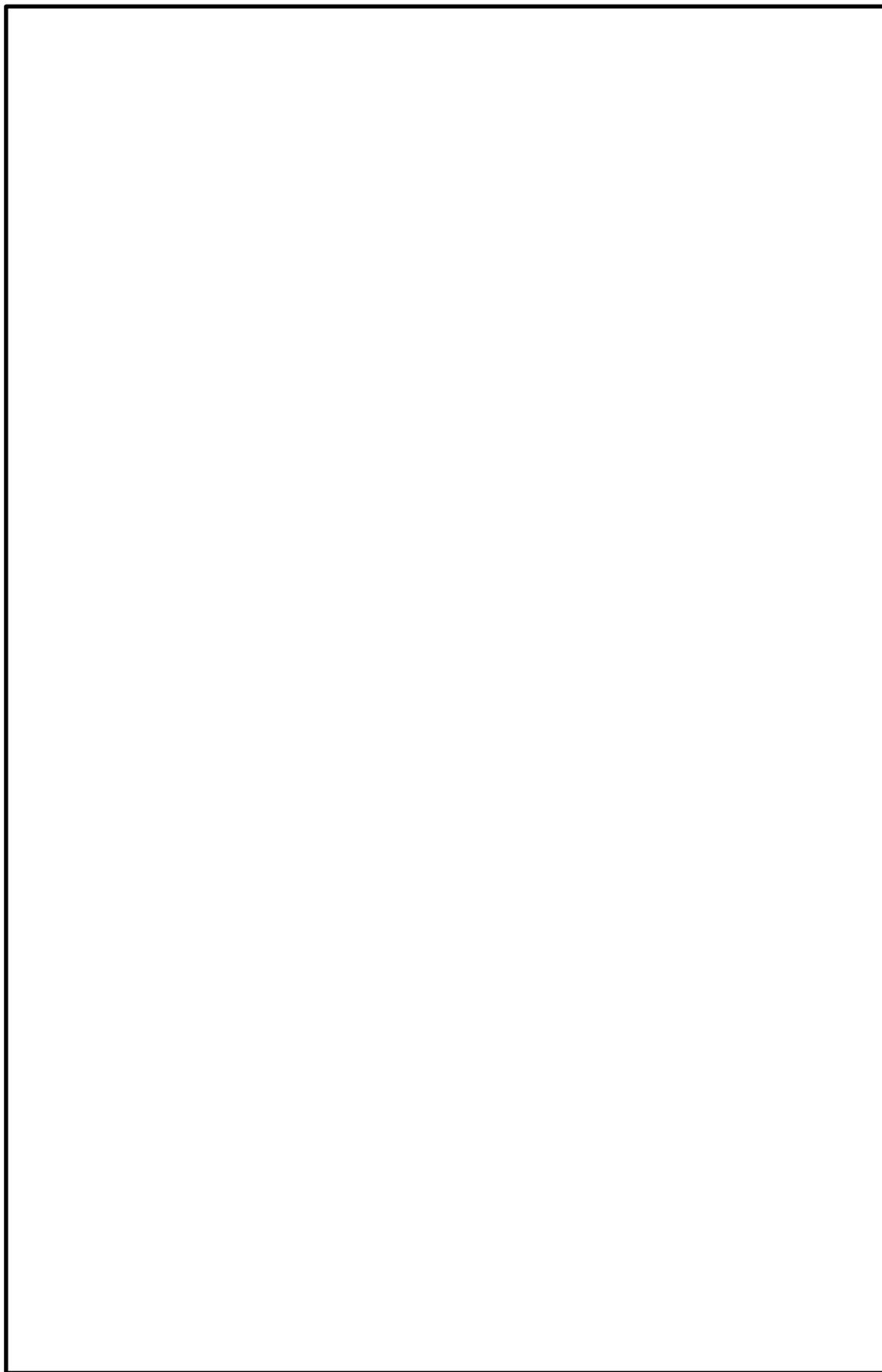


図 4-13 原子炉冷却材喪失時の室内作業時（評価点：中央制御室中心）の評価方位（設計基準事故時）

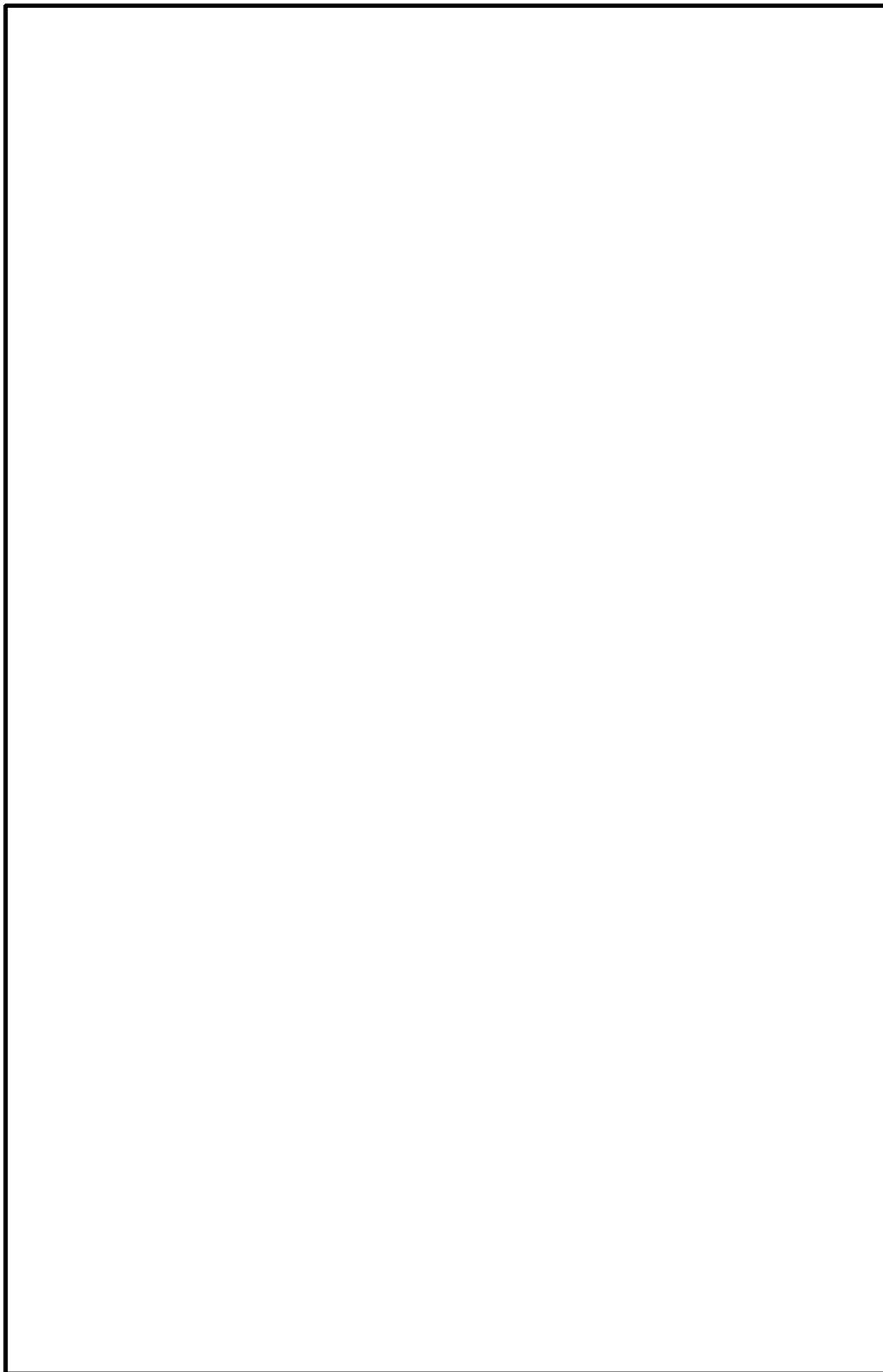


図 4-14 原子炉冷却材喪失時の室内作業時 (評価点：中央制御室空調換気系外気取入口) の評価方位 (設計基準事故時)

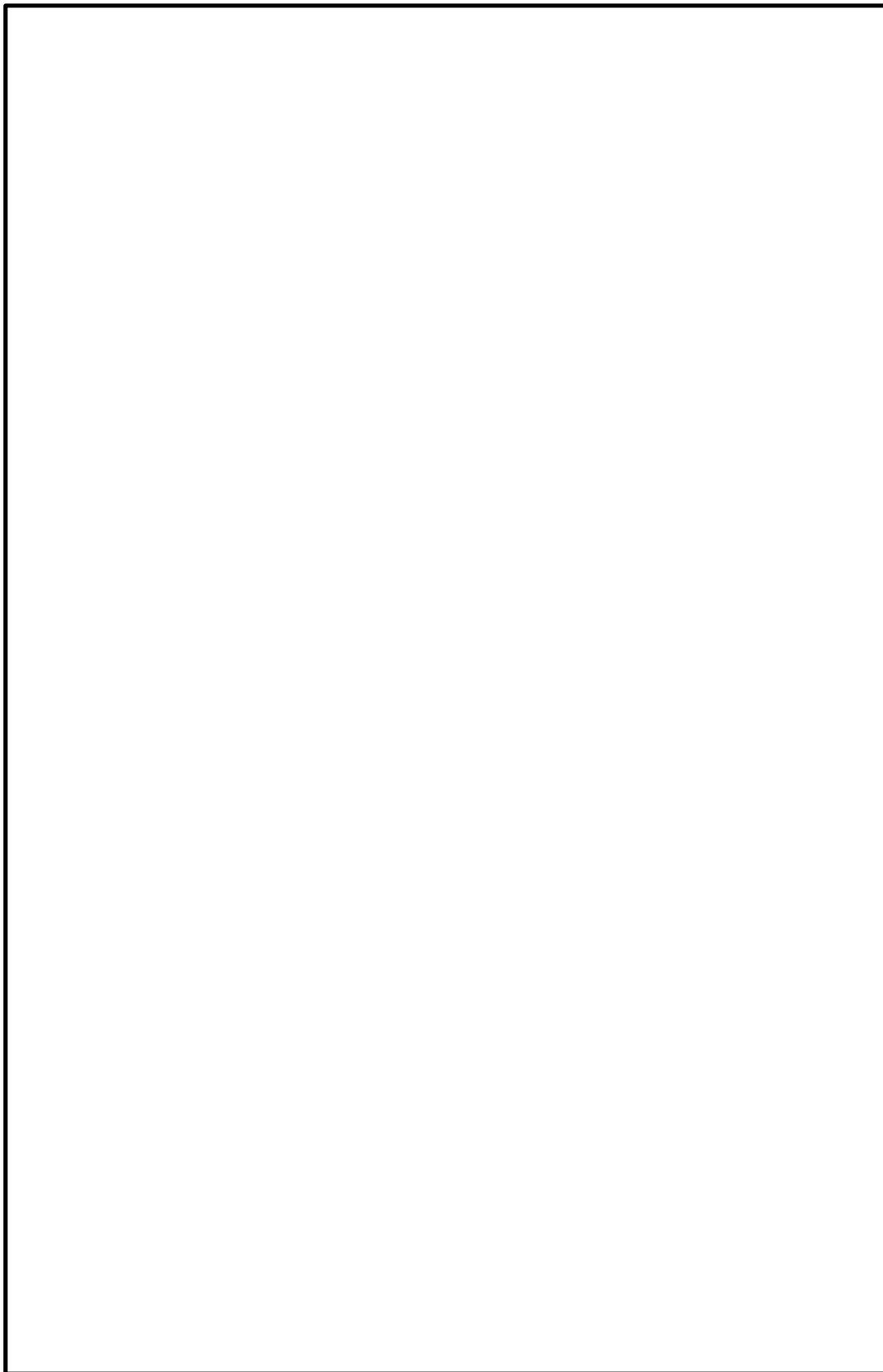


図 4-15 原子炉冷却材喪失時の入退域時 (評価点：1号機タービン建物入口) の評価方位 (設計基準事故時)

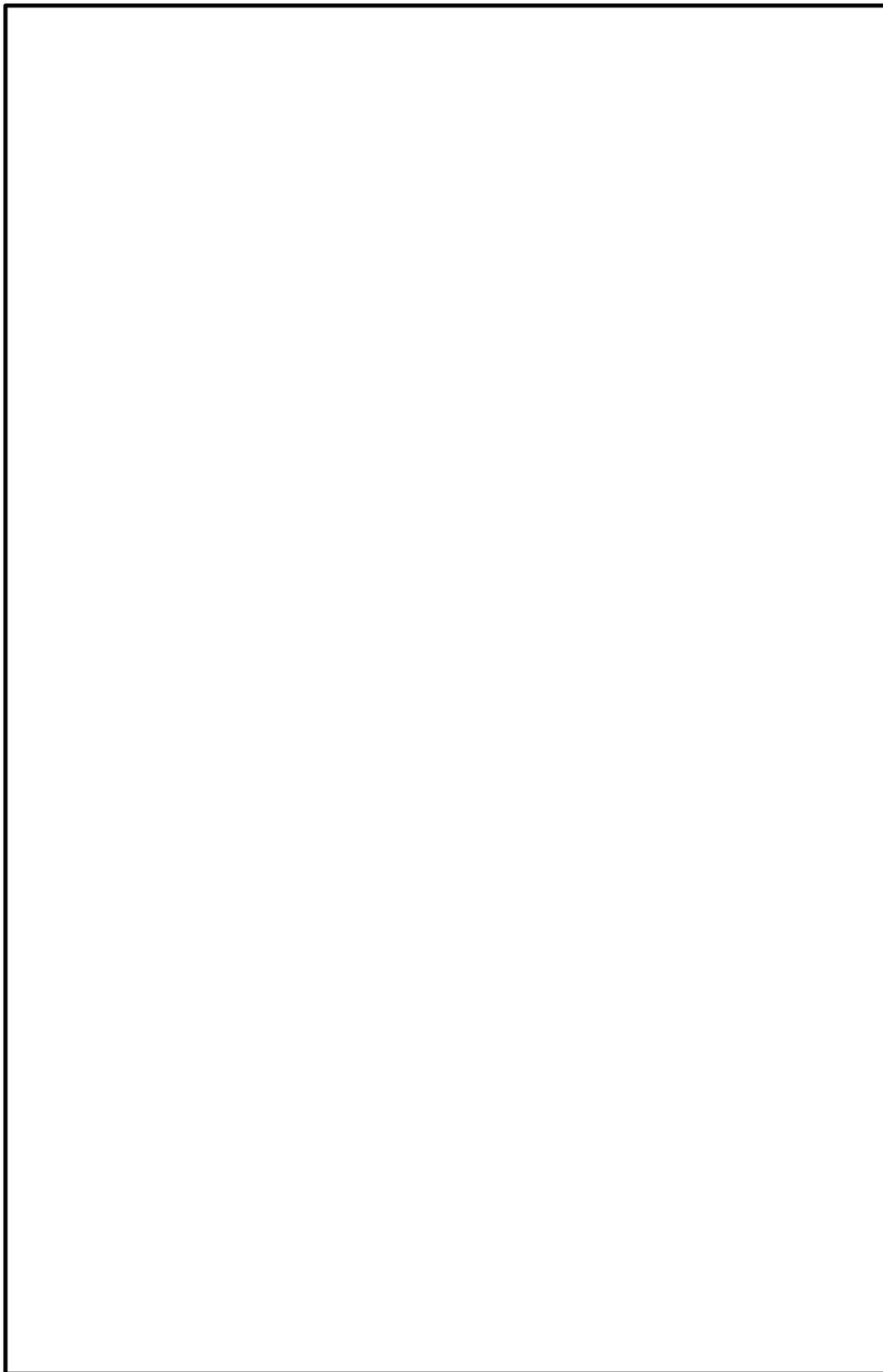


図 4-16 主蒸気管破断時の室内作業時（評価点：中央制御室中心）の評価方位（設計基準事故時）

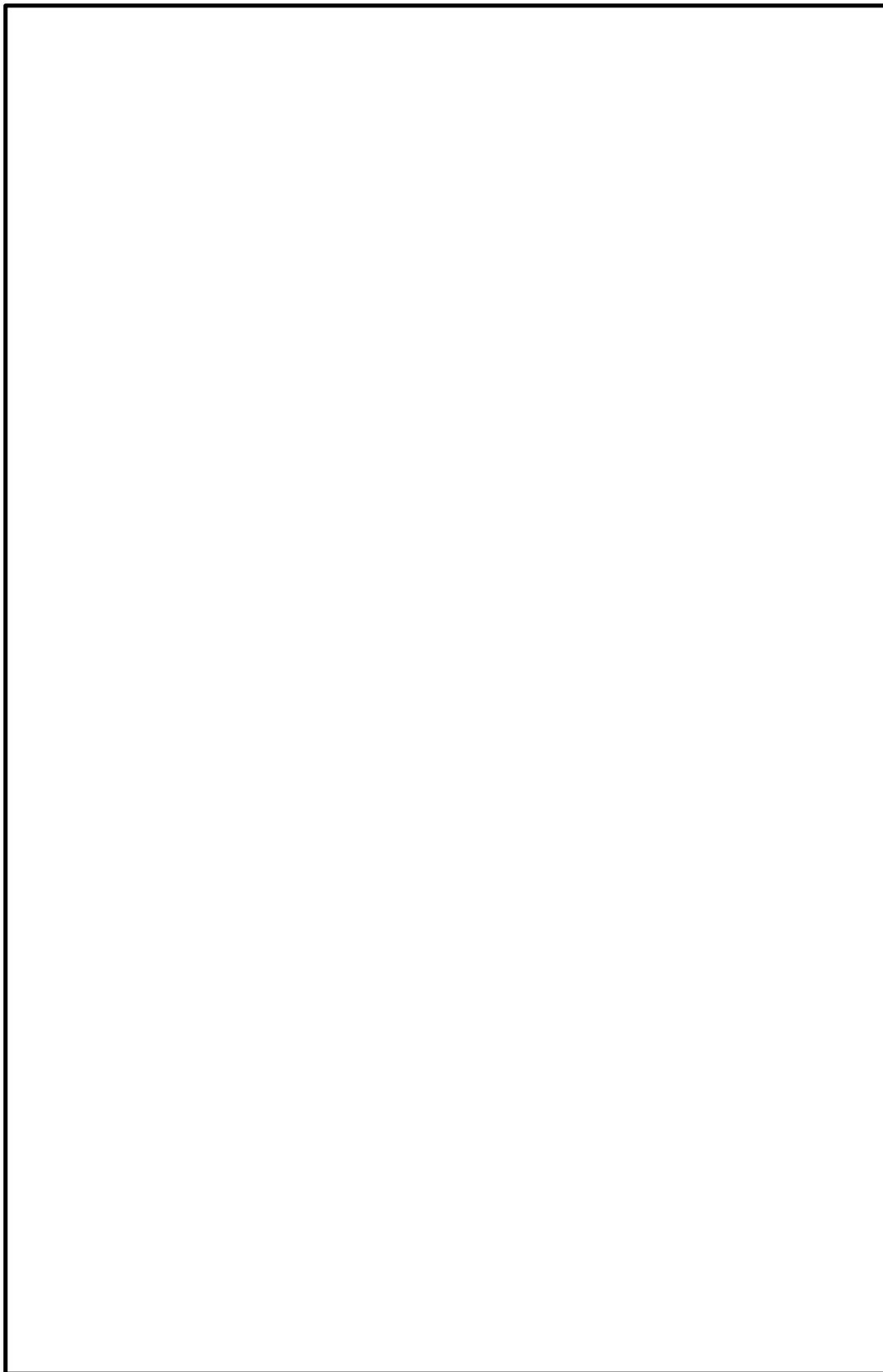


図 4-17 主蒸気管破断時の室内作業時（評価点：中央制御室空調換気系外気取入口）の評価方位（設計基準事故時）

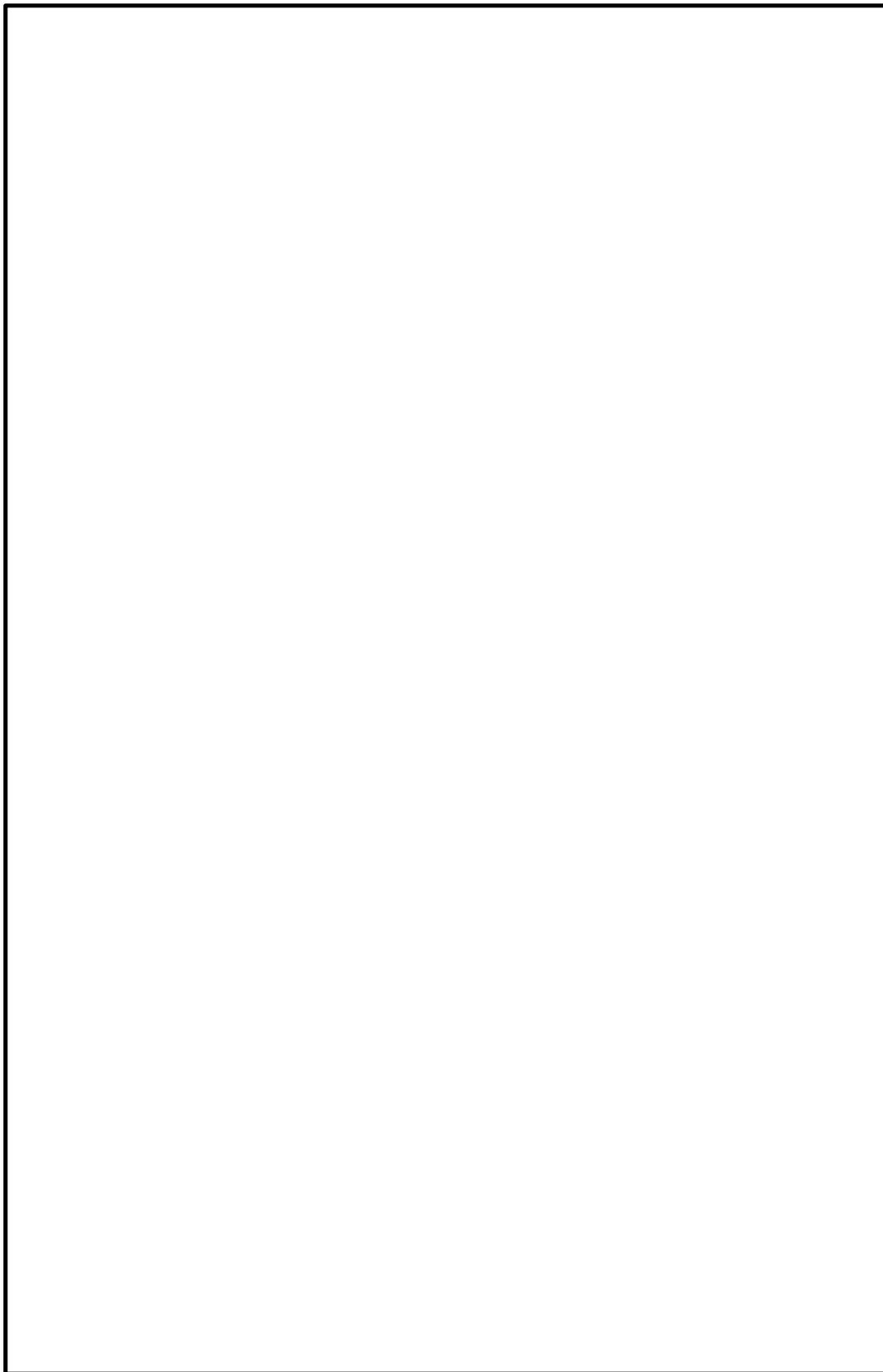


図 4-18 主蒸気破断時の入退域時（評価点：1号機タービン建物入口）の評価方位（設計基準事故時）

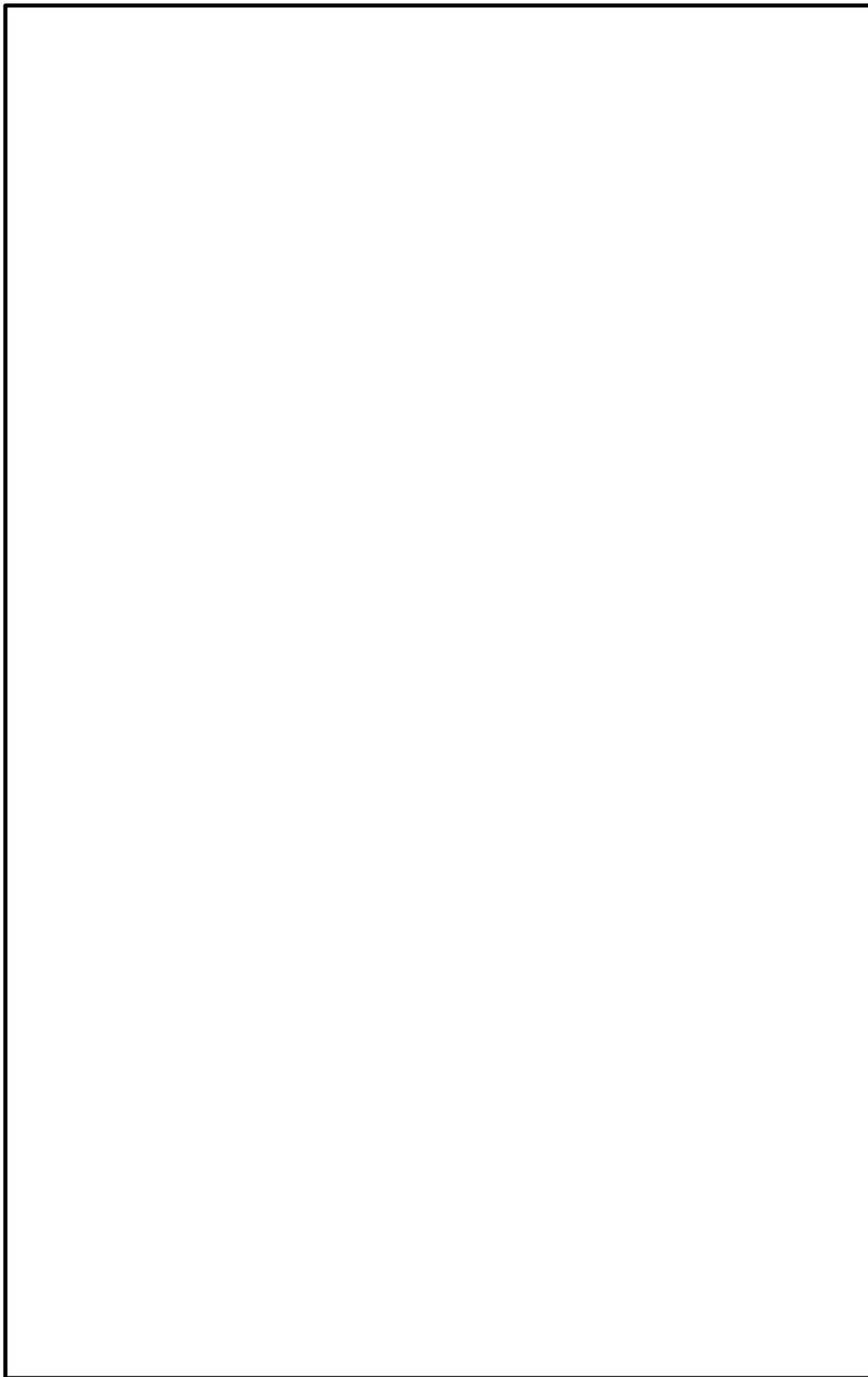


図 4-19 排気筒（非常用ガス処理系用）放出時の評価方位（評価点：中央制御室中心）（炉心の著しい損傷が発生した場合）

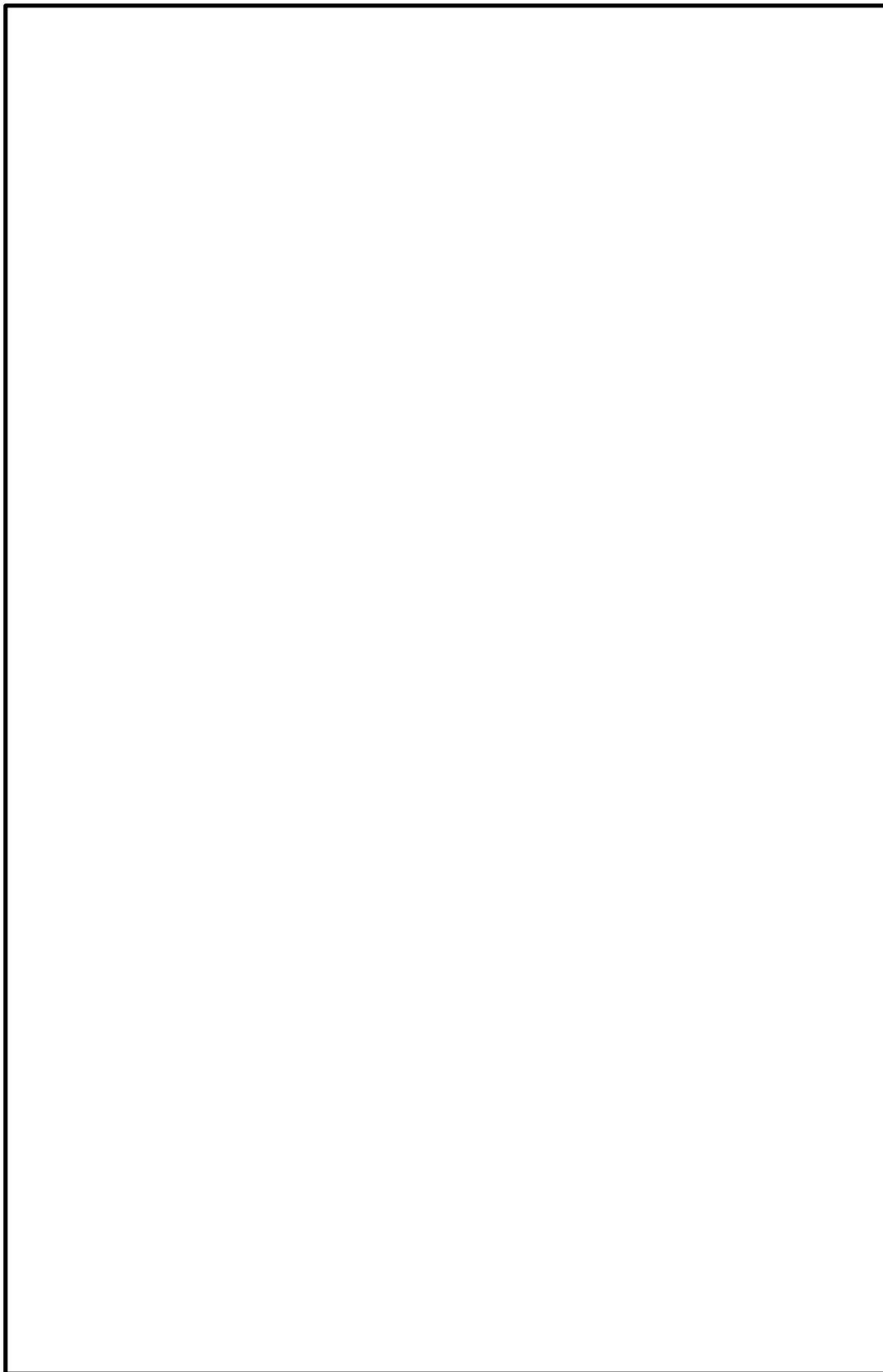


図 4-20 格納容器フィルタベント系排気管放出時の評価方位 (評価点：中央制御室中心) (炉心の著しい損傷が発生した場合)

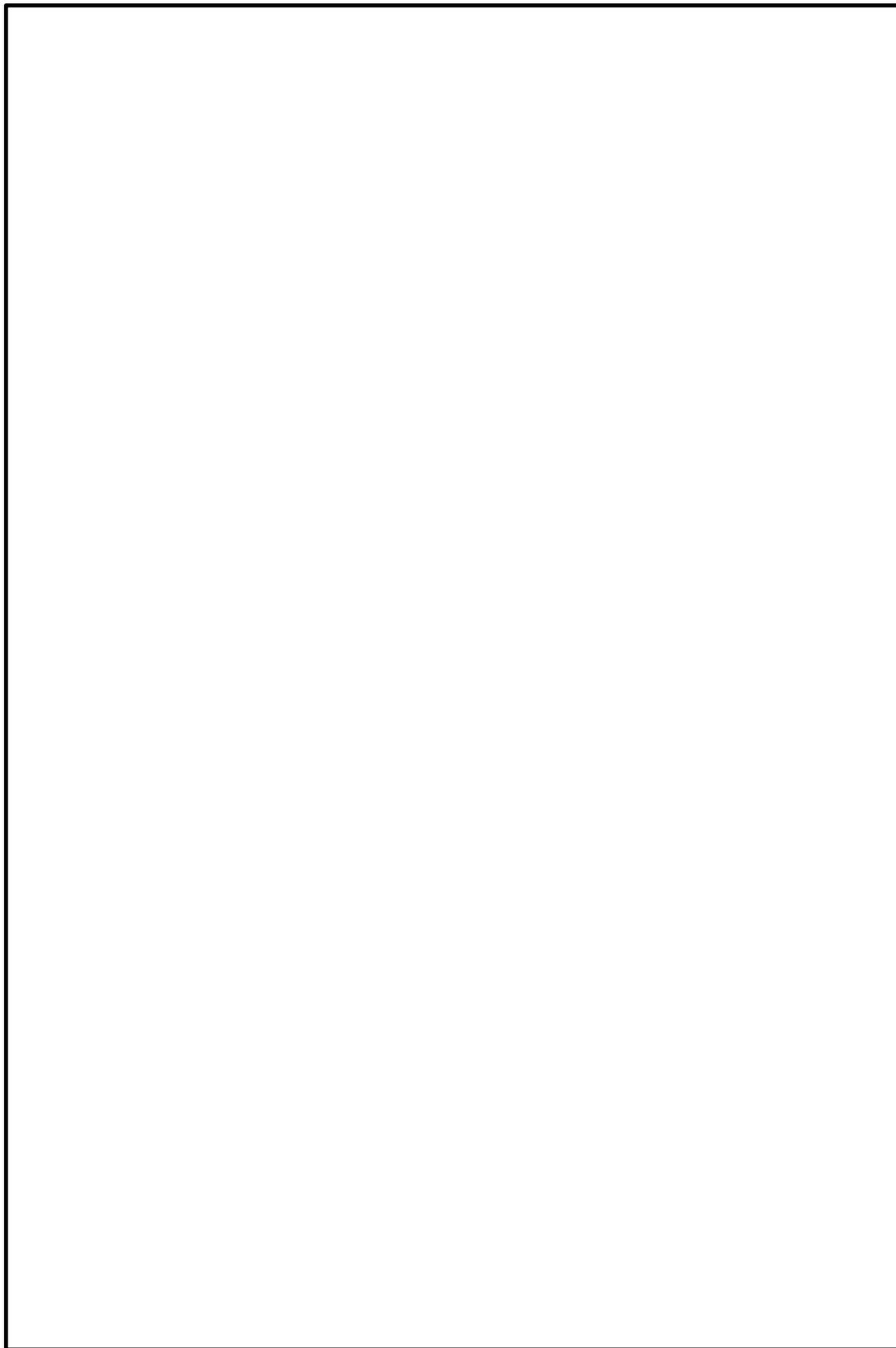


図 4-21 原子炉建物放出時の評価方位 (評価点：中央制御室中心) (炉心の著しい損傷が発生した場合)

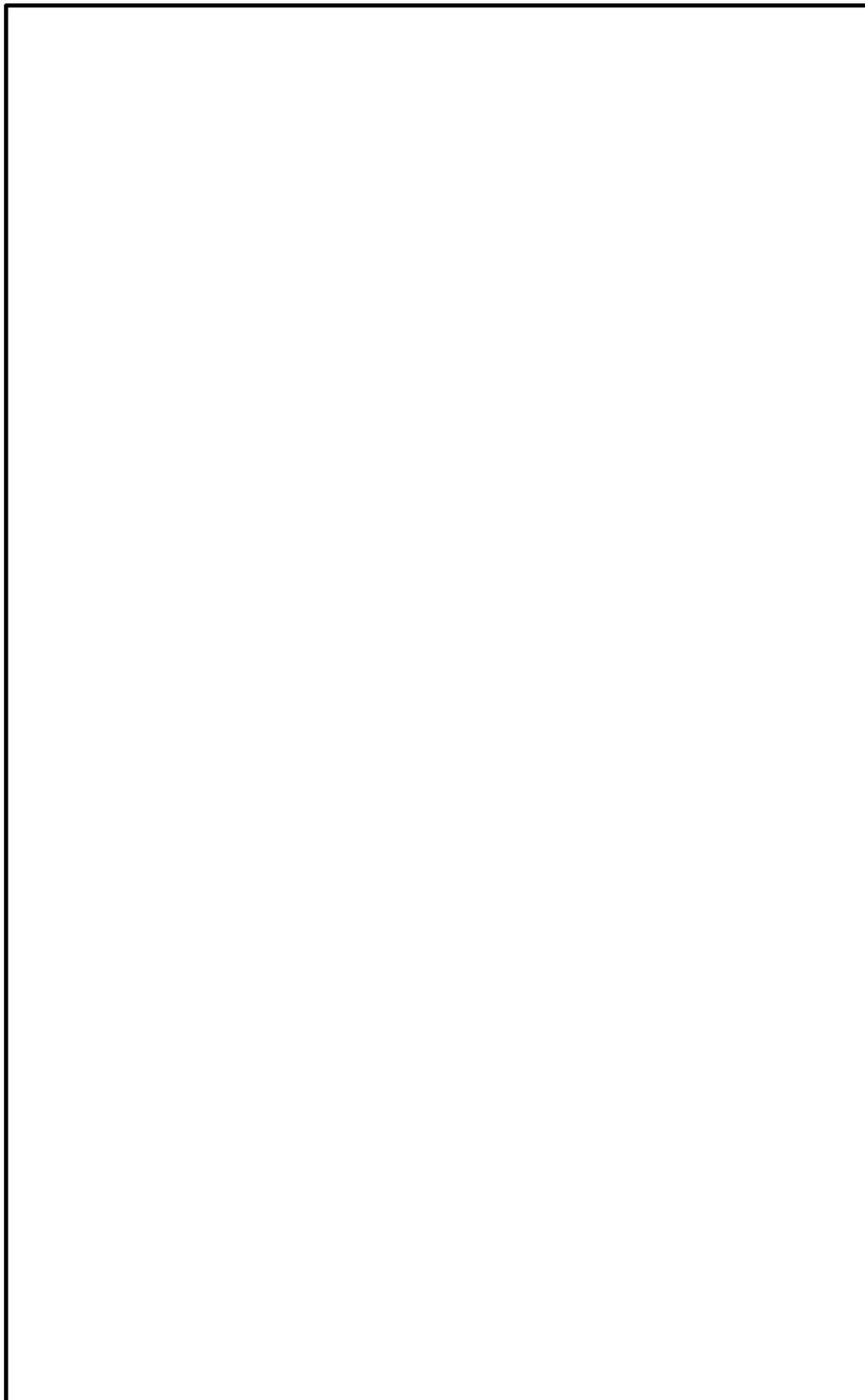


図 4-22 排気筒（非常用ガス処理系用）放出時の評価方位（評価点：2号機原子炉補機冷却系熱交換器室入口）
（炉心の著しい損傷が発生した場合）

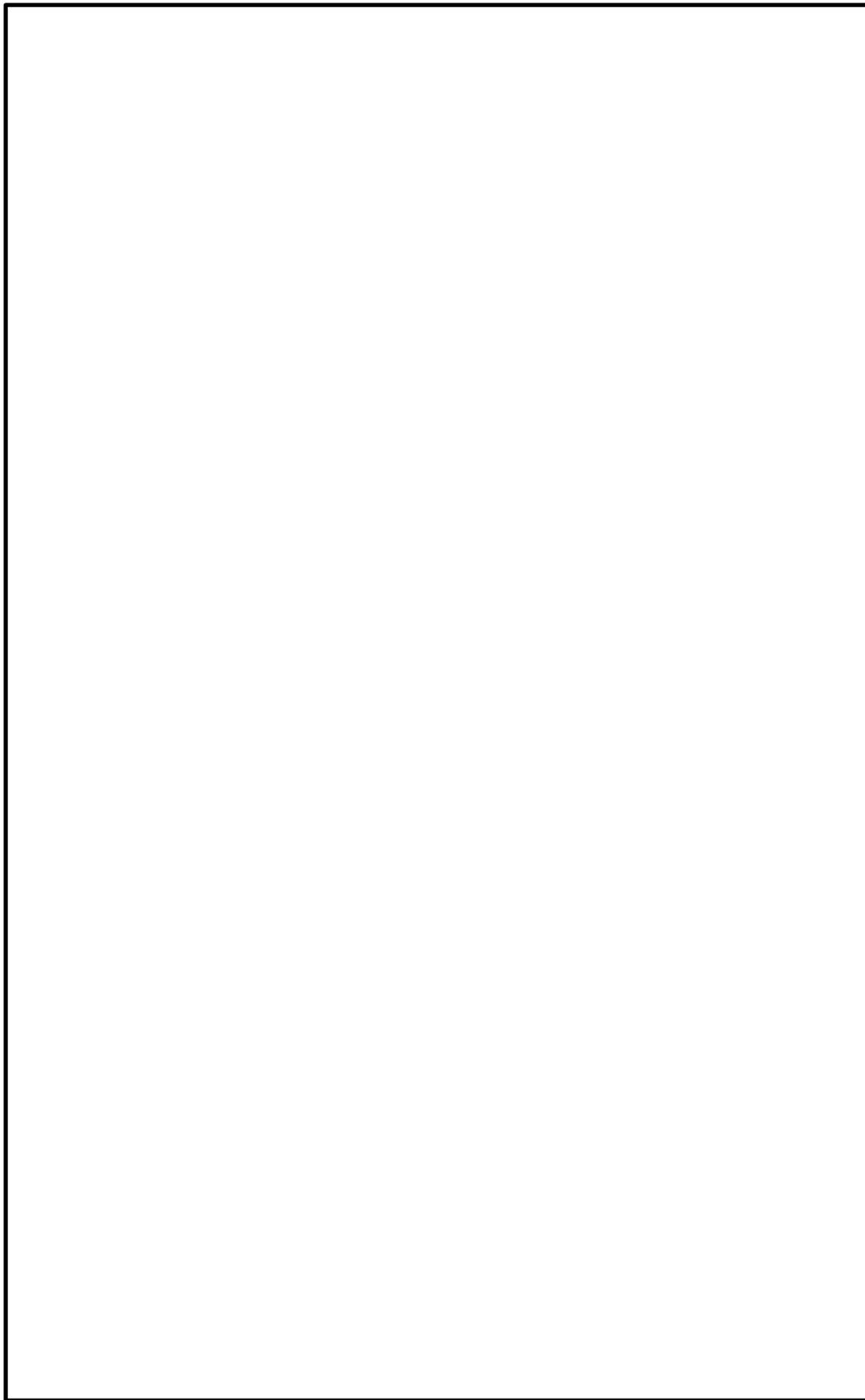


図 4-23 格納容器フィルタベント系排気管放出時の評価方位 (評価点: 2 号機原子炉補機冷却系熱交換器室入口)
(炉心の著しい損傷が発生した場合)

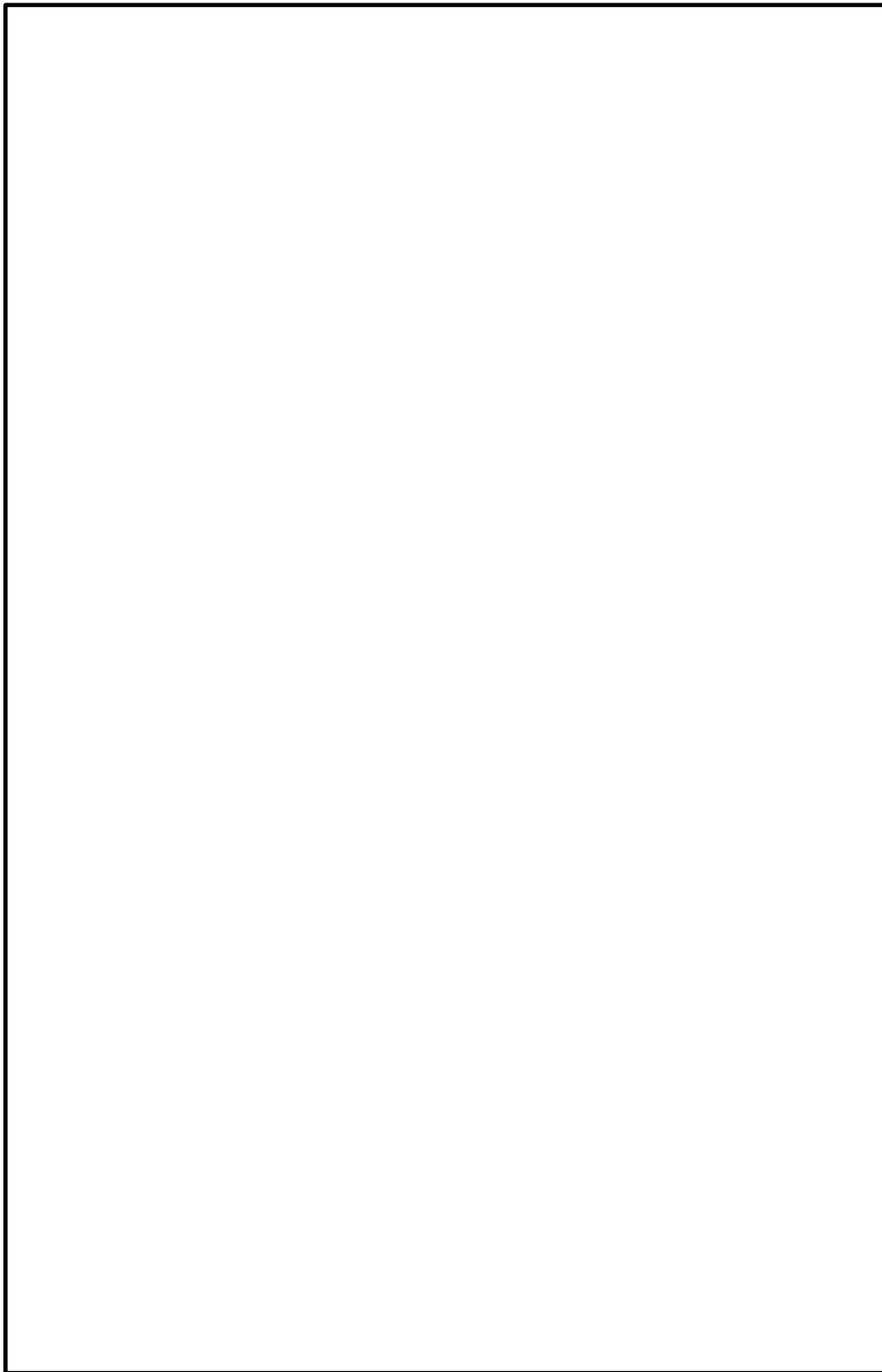


図 4-24 原子炉建物放出時の評価方位 (評価点：2号機原子炉補機冷却系熱交換器室入口) (炉心の著しい損傷が発生した場合)

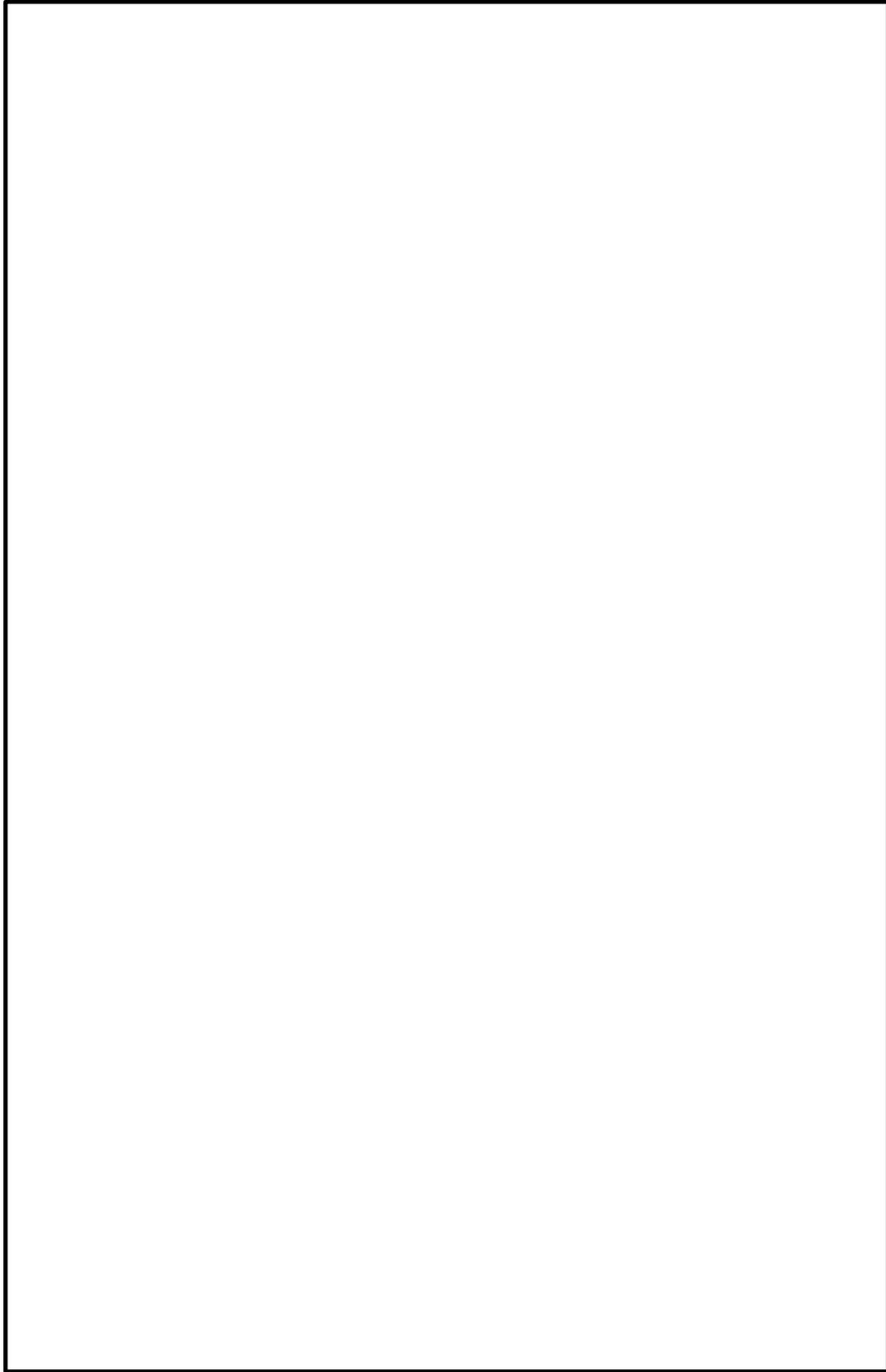


図 4-25 排気筒（非常用ガス処理系用）放出時の評価方位（評価点：中央制御室空調換気系外気取入口）（炉心の著しい損傷が発生した場合）

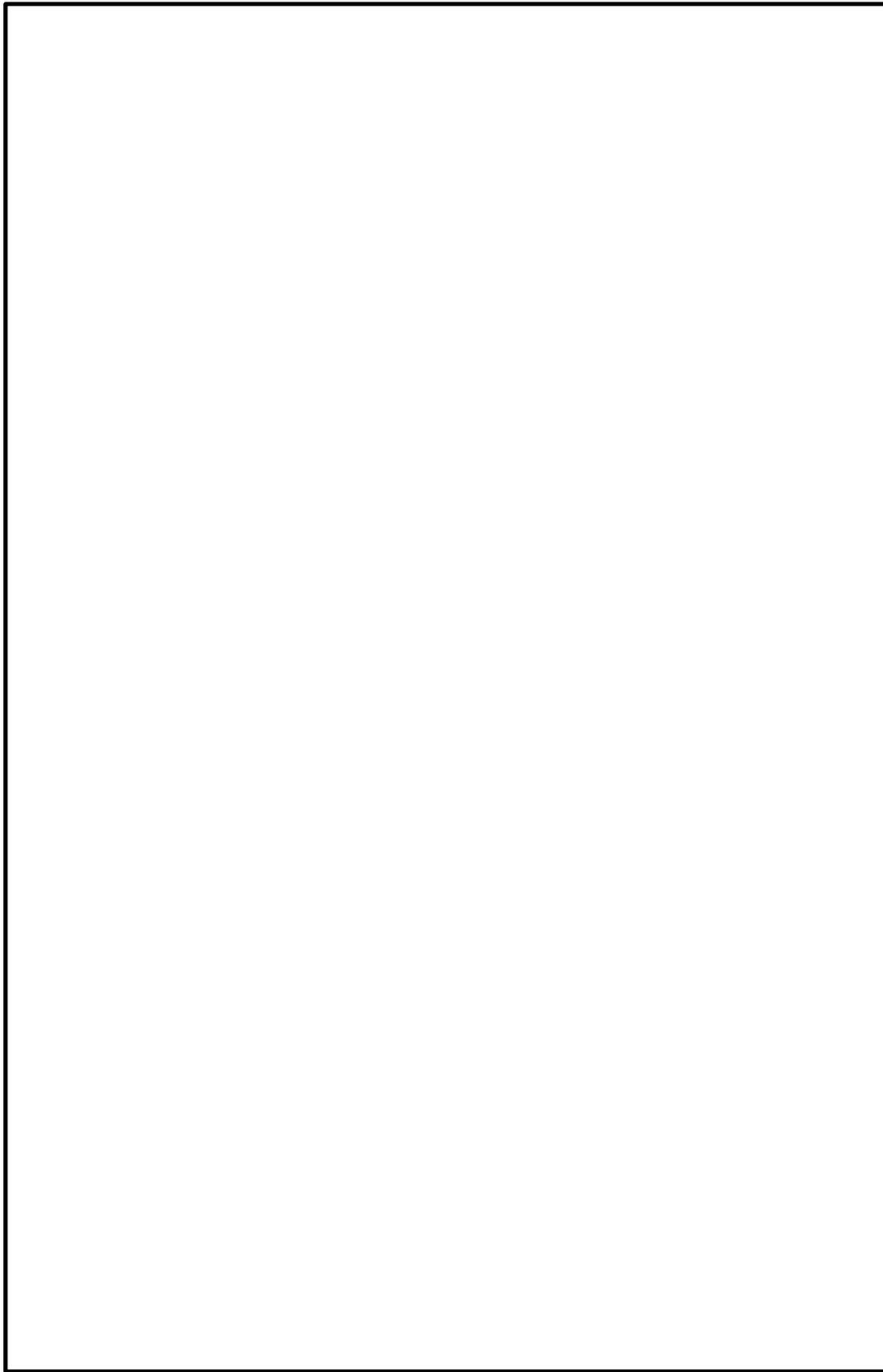


図 4-26 格納容器フィルタータレント系排気管放出時の評価方位 (評価点：中央制御室空調換気系外気取入口) (炉心の著しい損傷が発生した場合)

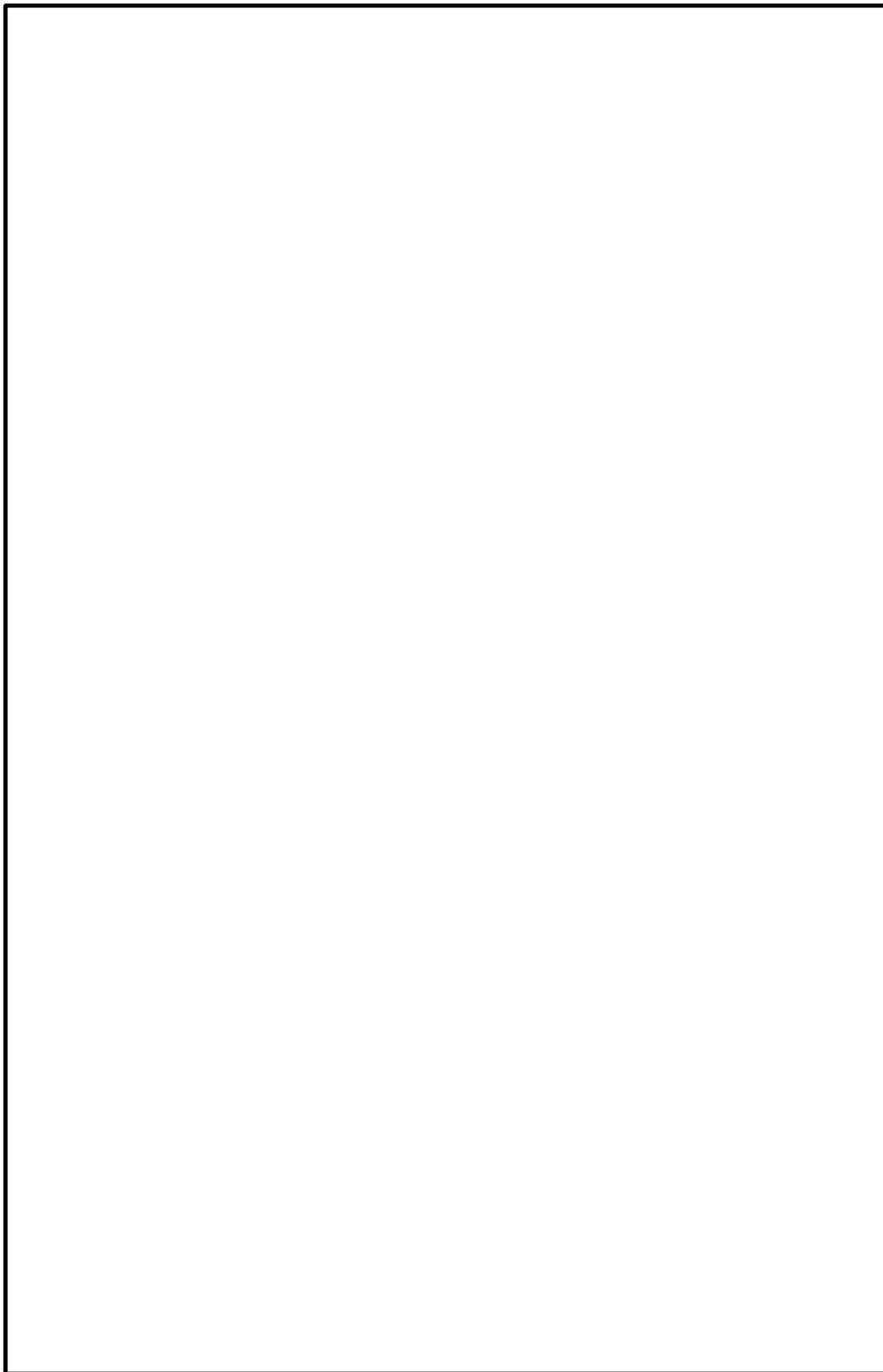


図 4-27 原子炉建物放出時の評価方位 (評価点：中央制御室空調換気系外気取入口) (炉心の著しい損傷が発生した場合)

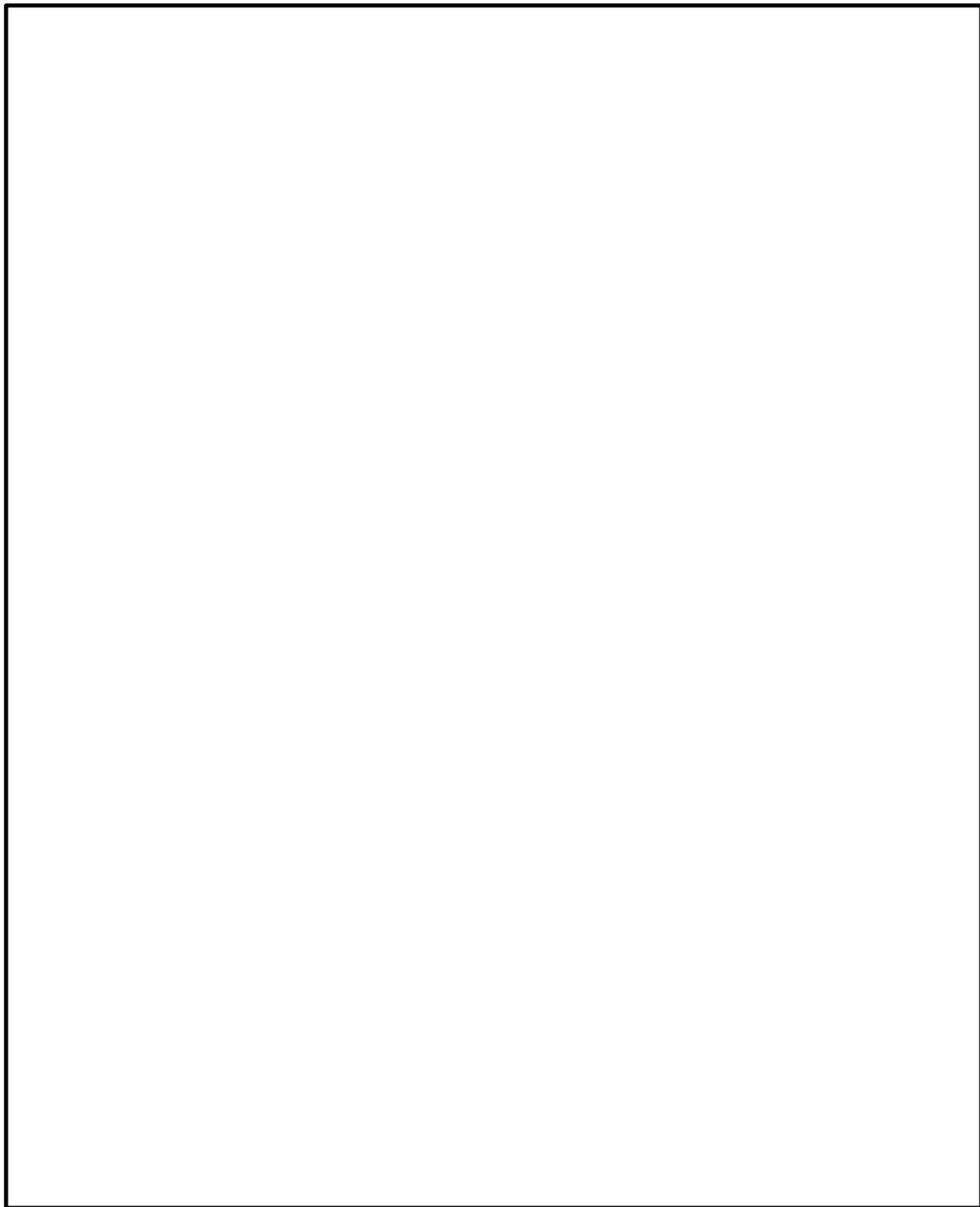


図 4-28 建物断面積（投影面積）

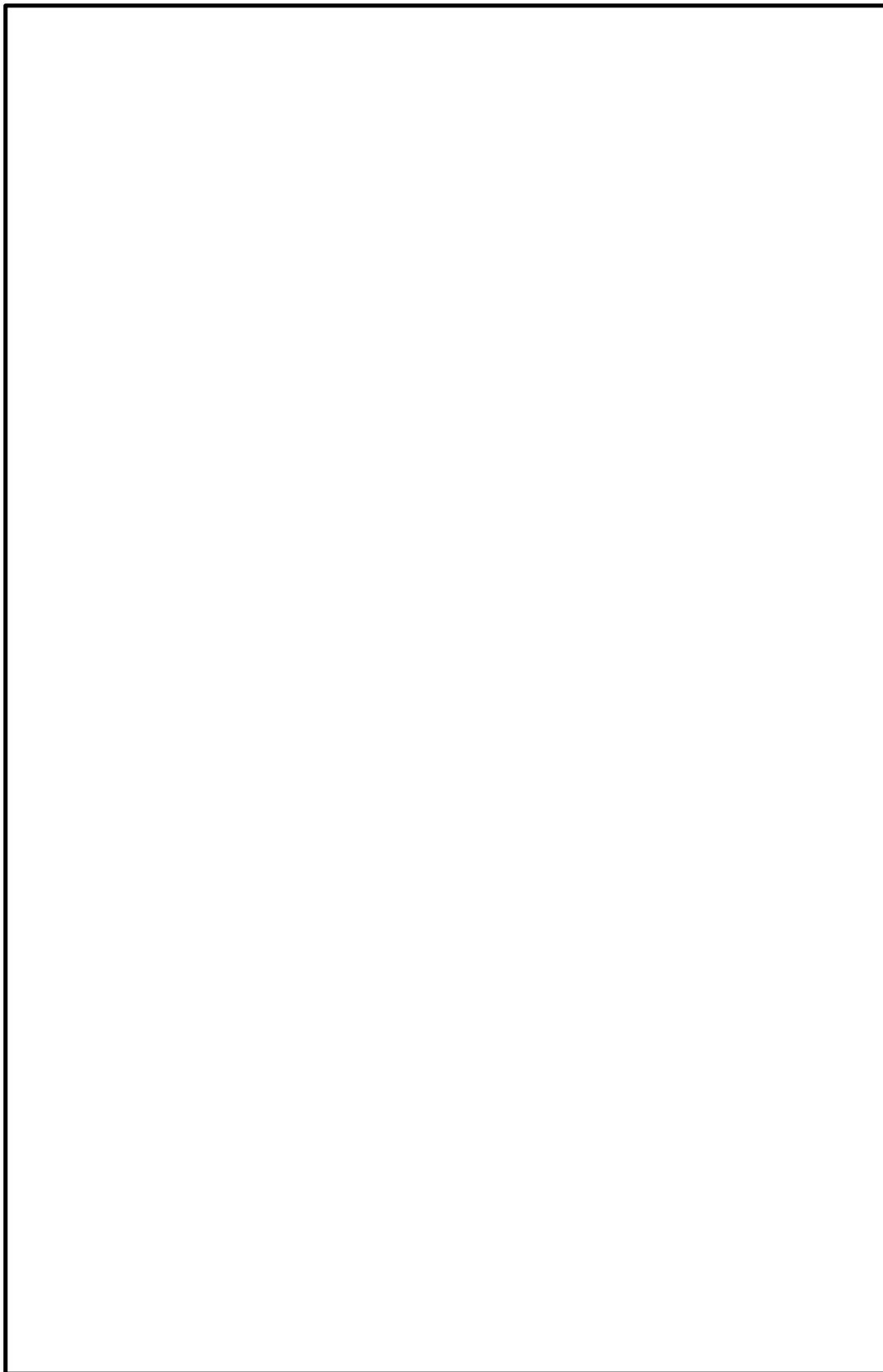


図 4-29 建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル (1/4)
(原子炉冷却材喪失及び炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室滞在時の評価点)

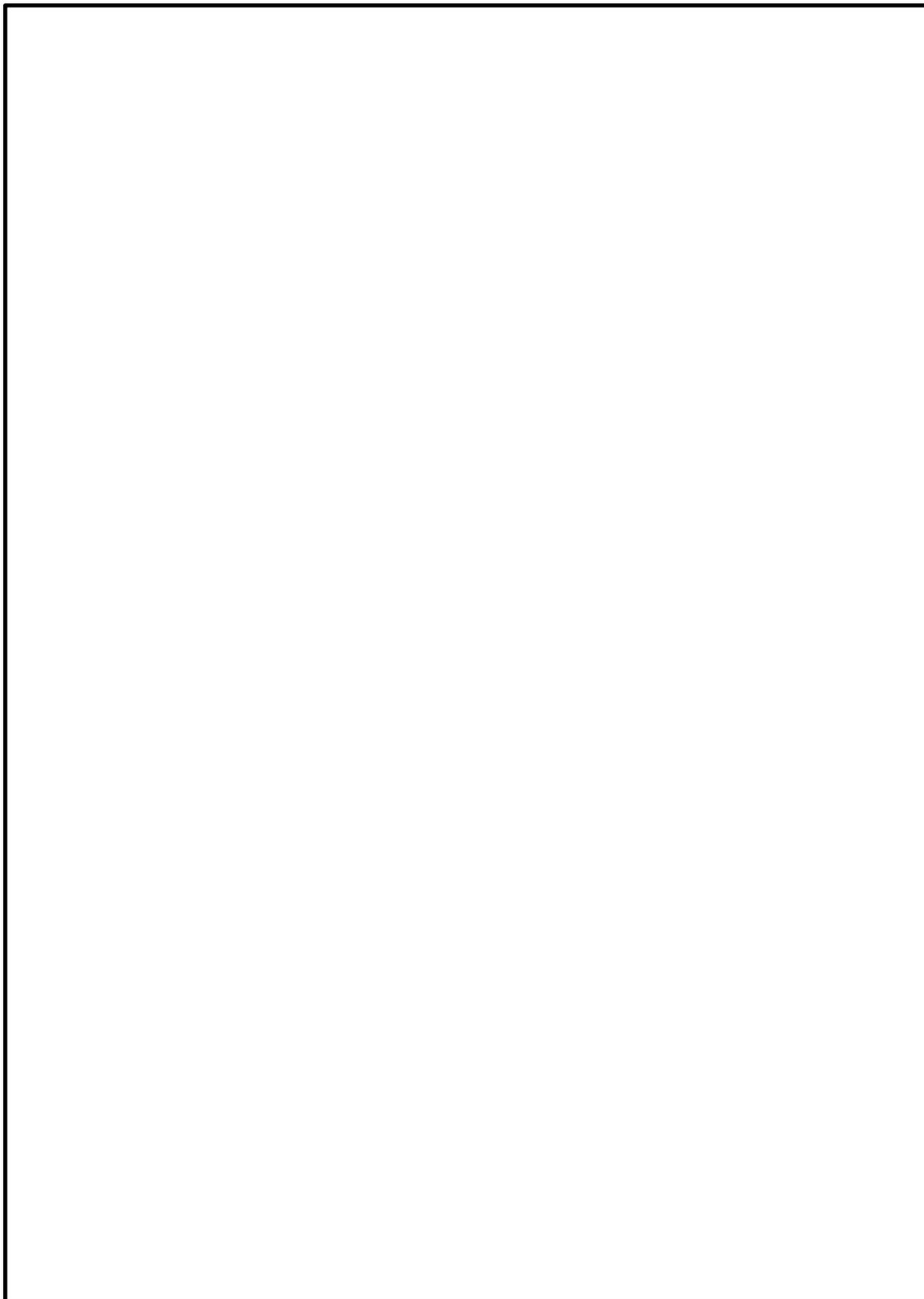


図 4-29 建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル (2/4)
(原子炉冷却材喪失及び炉心の著しい損傷が発生した場合の直接ガンマ線評価モデル)

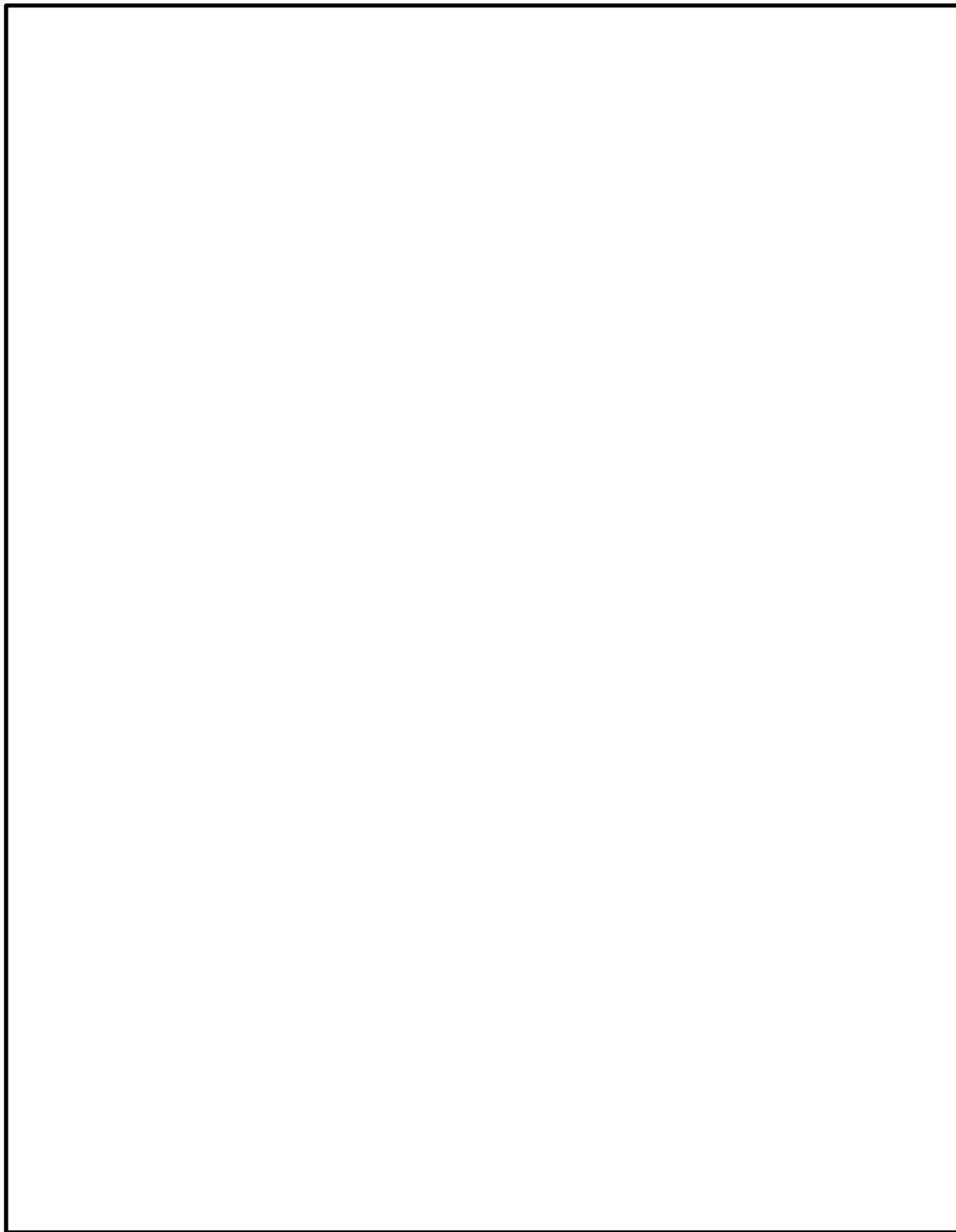


図 4-29 建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル (3/4)
(原子炉冷却材喪失及び炉心の著しい損傷が発生した場合のスカイシャインガンマ線評価モデル)

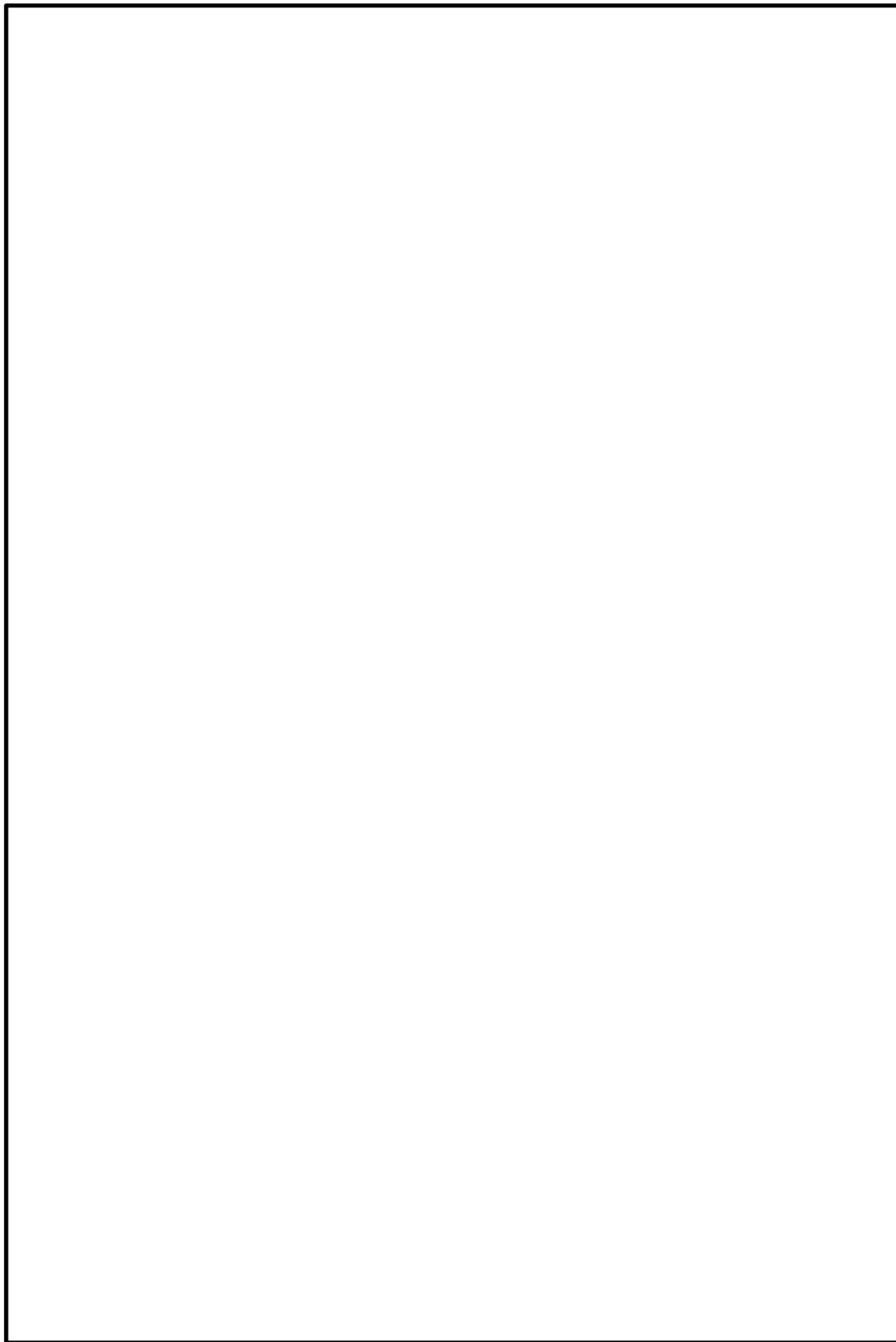


図 4-29 建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル (4/4)
(原子炉冷却材喪失時の入退域時の評価点)

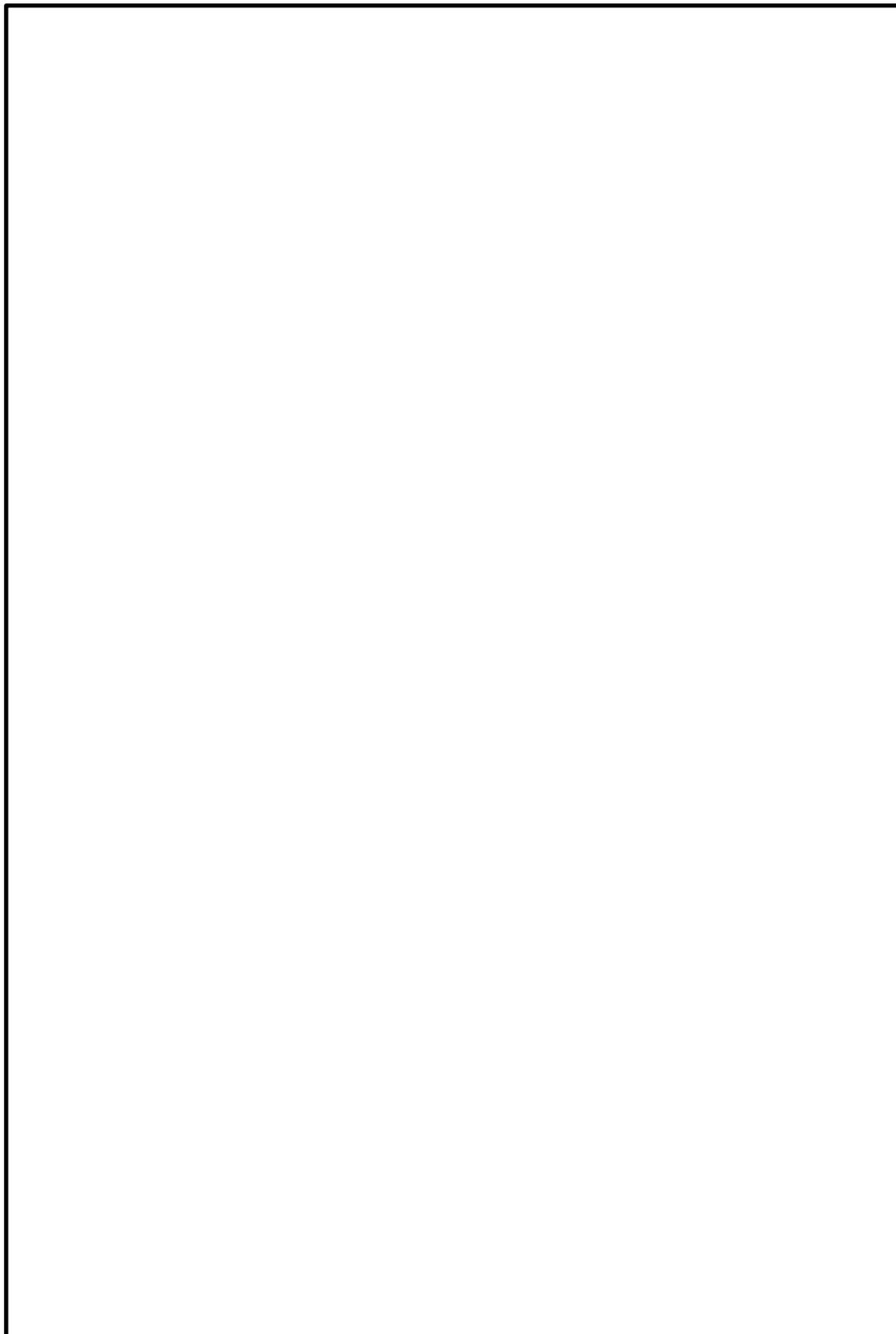


図 4-30 建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル
(炉心の著しい損傷が発生した場合の入退域時の評価点)

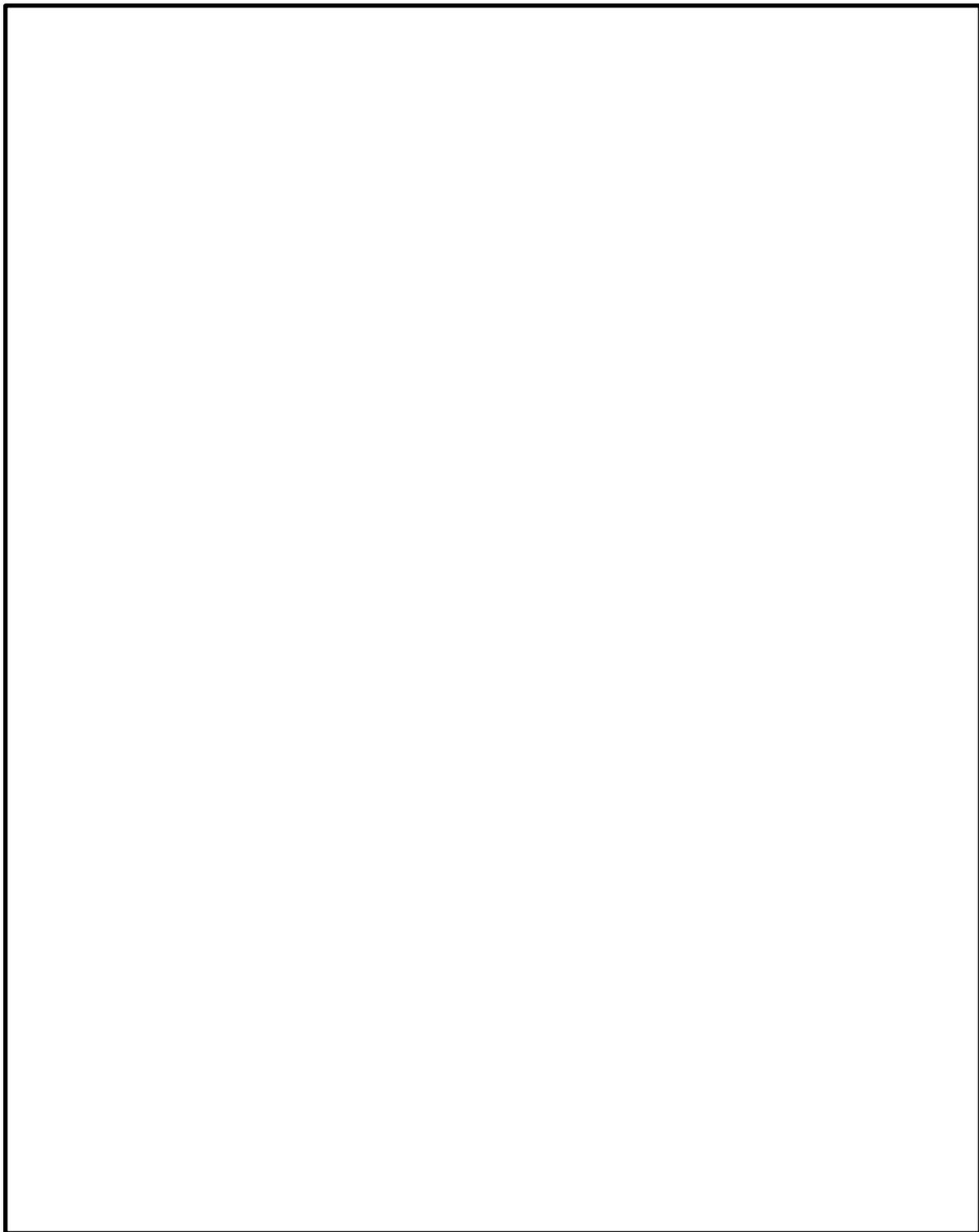


図 4-31 主蒸気管破断時の評価モデル (1/4)
(中央制御室滞在時の評価点)

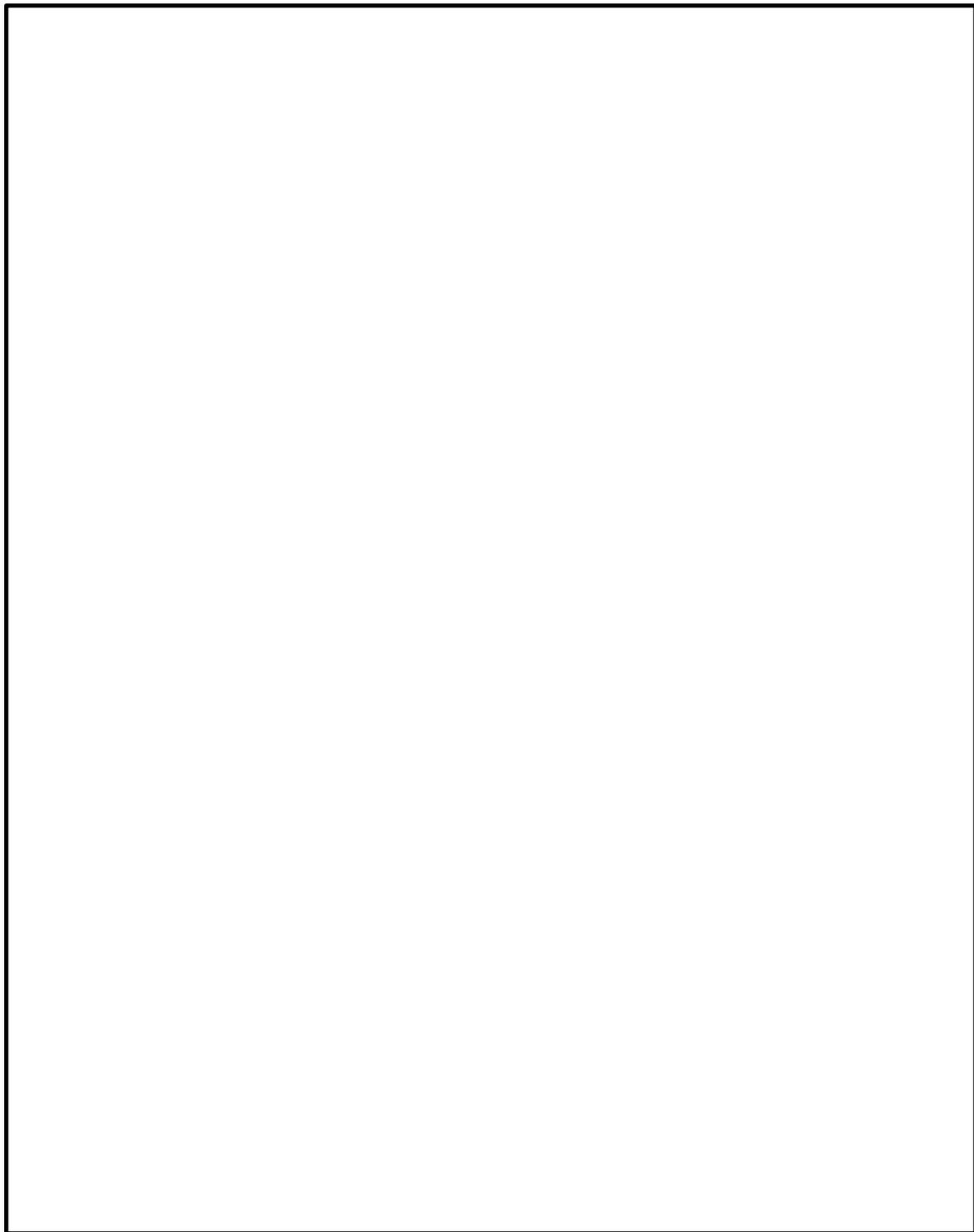


図 4-31 主蒸気管破断時の評価モデル (2/4) (直接ガンマ線)

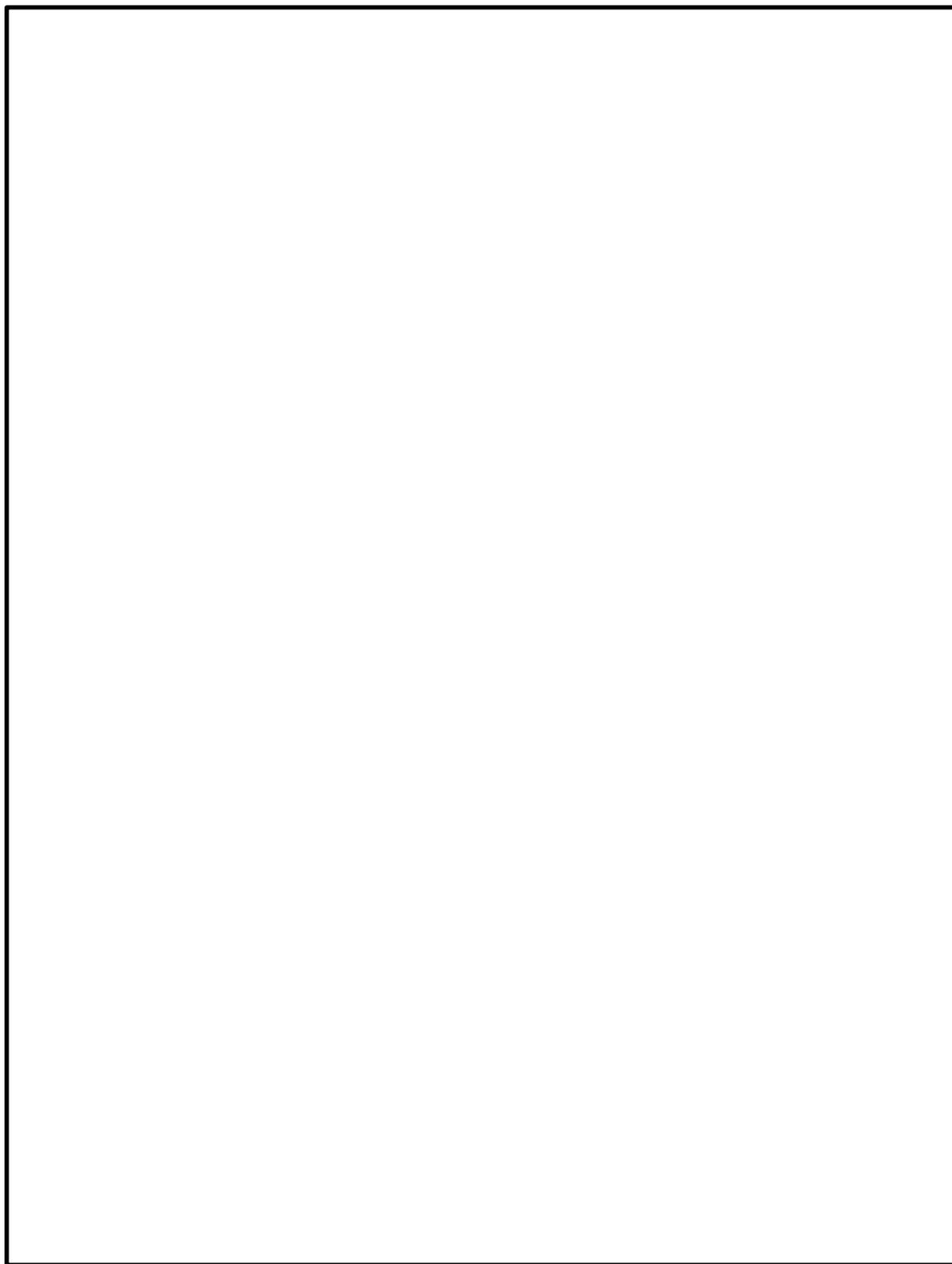


図 4-31 主蒸気管破断時の評価モデル (3/4) (スカイシャインガンマ線)

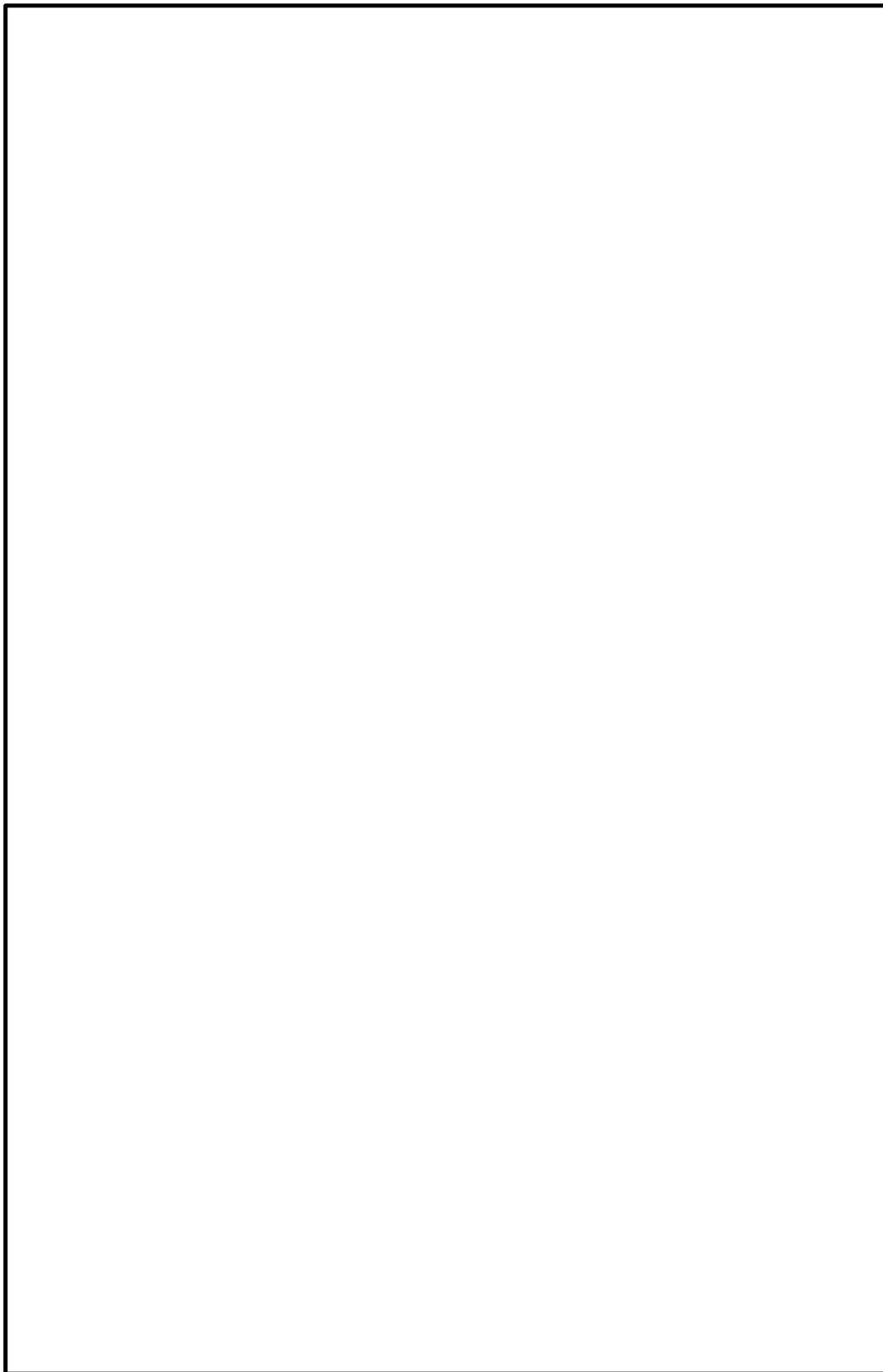


図 4-31 主蒸気管破断時の評価モデル (4/4) (入退域時の評価点)

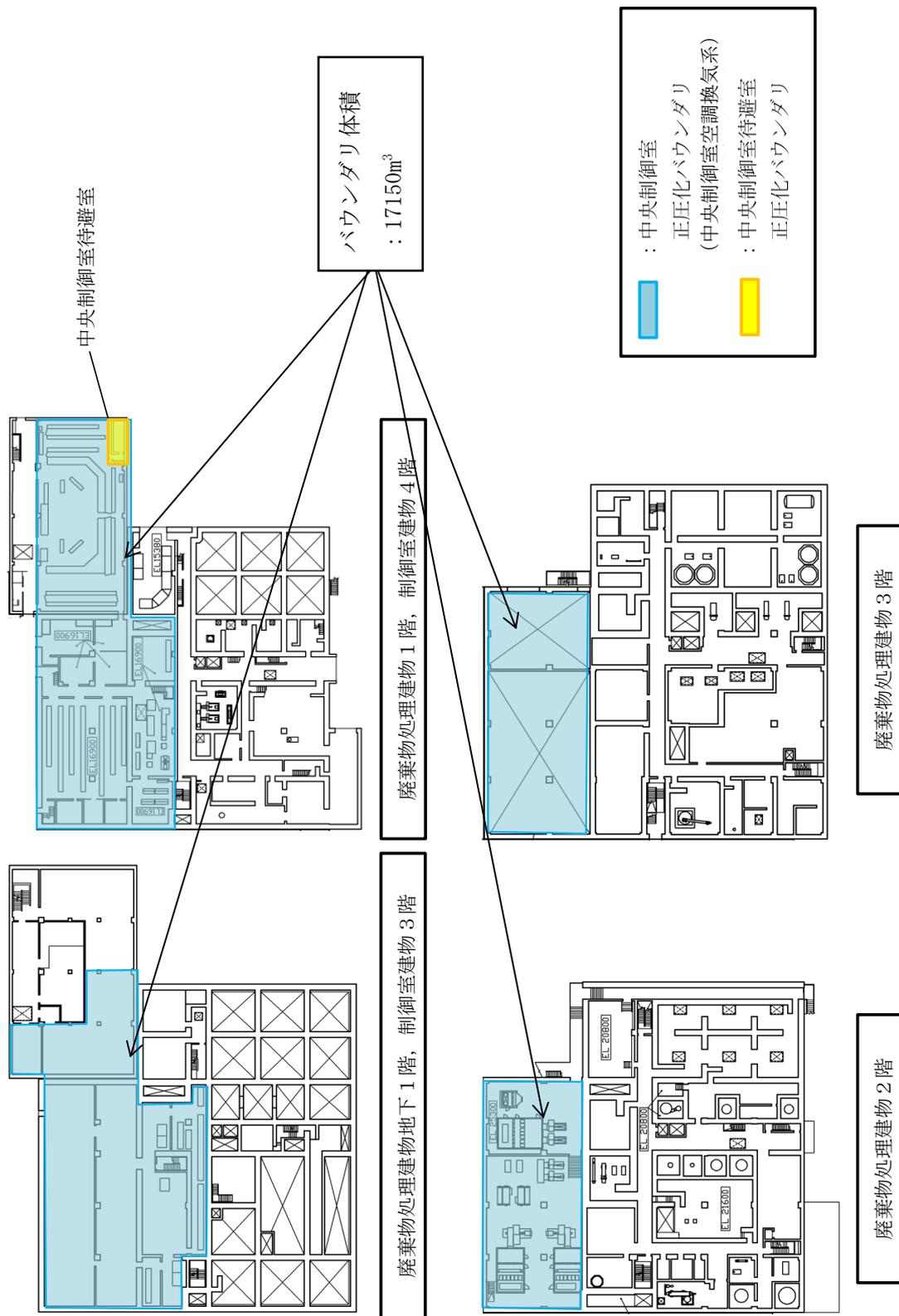


図 4-32 中央制御室及び中央制御室待避室バウンダリ体積 (1/2)

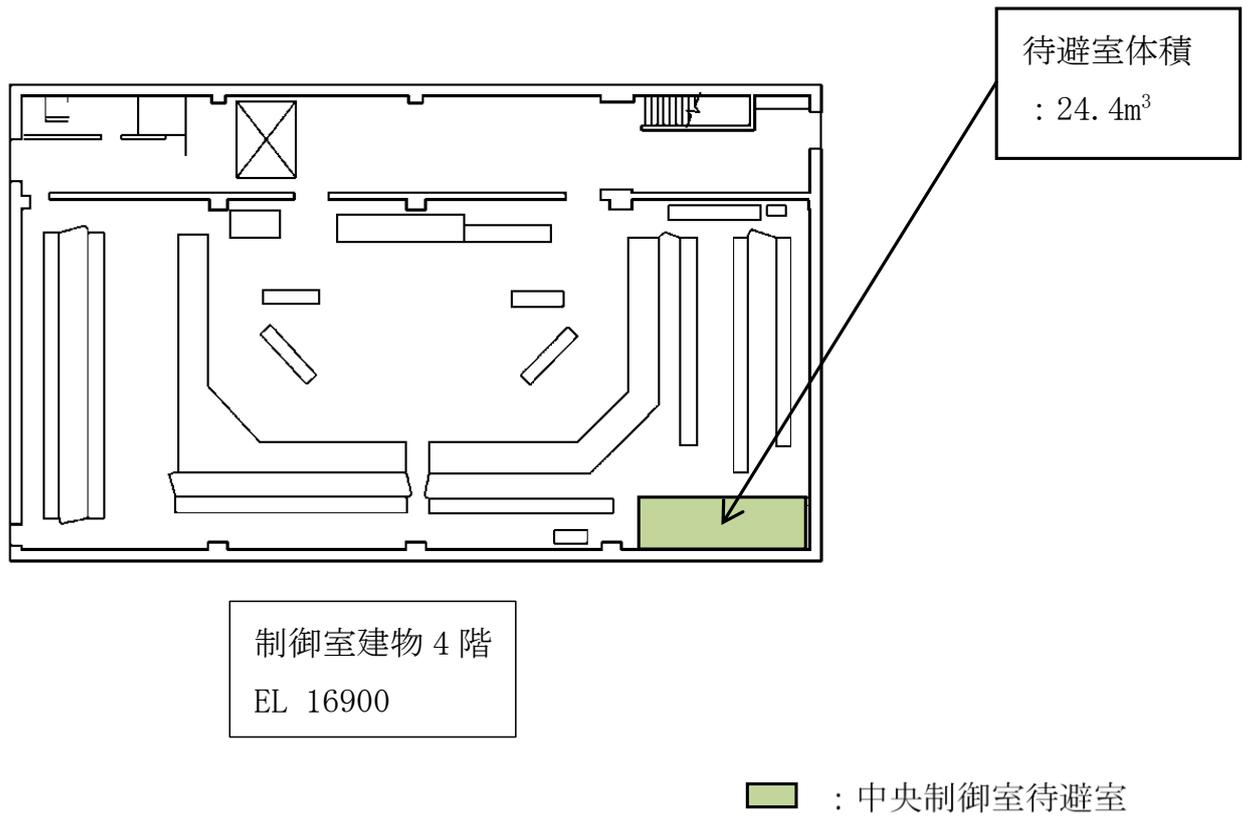


図 4-32 中央制御室及び中央制御室待避室バウンダリ体積 (2/2)

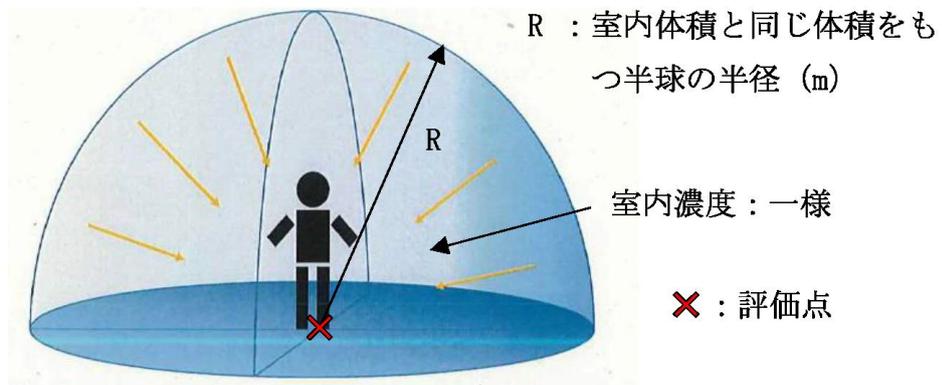


図 4-33 室内に取り込まれた放射性物質による外部被ばくの評価モデル図

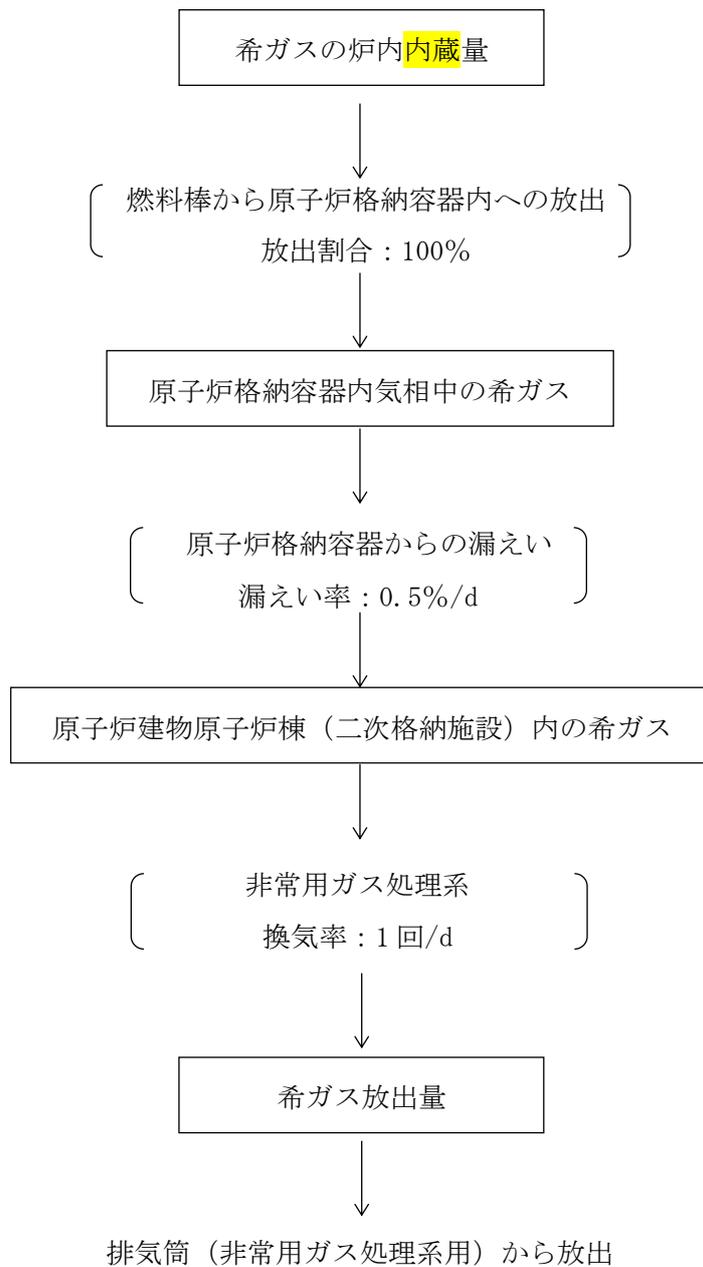


図 4-34 原子炉冷却材喪失時の希ガスの大気放出過程（設計基準事故時）

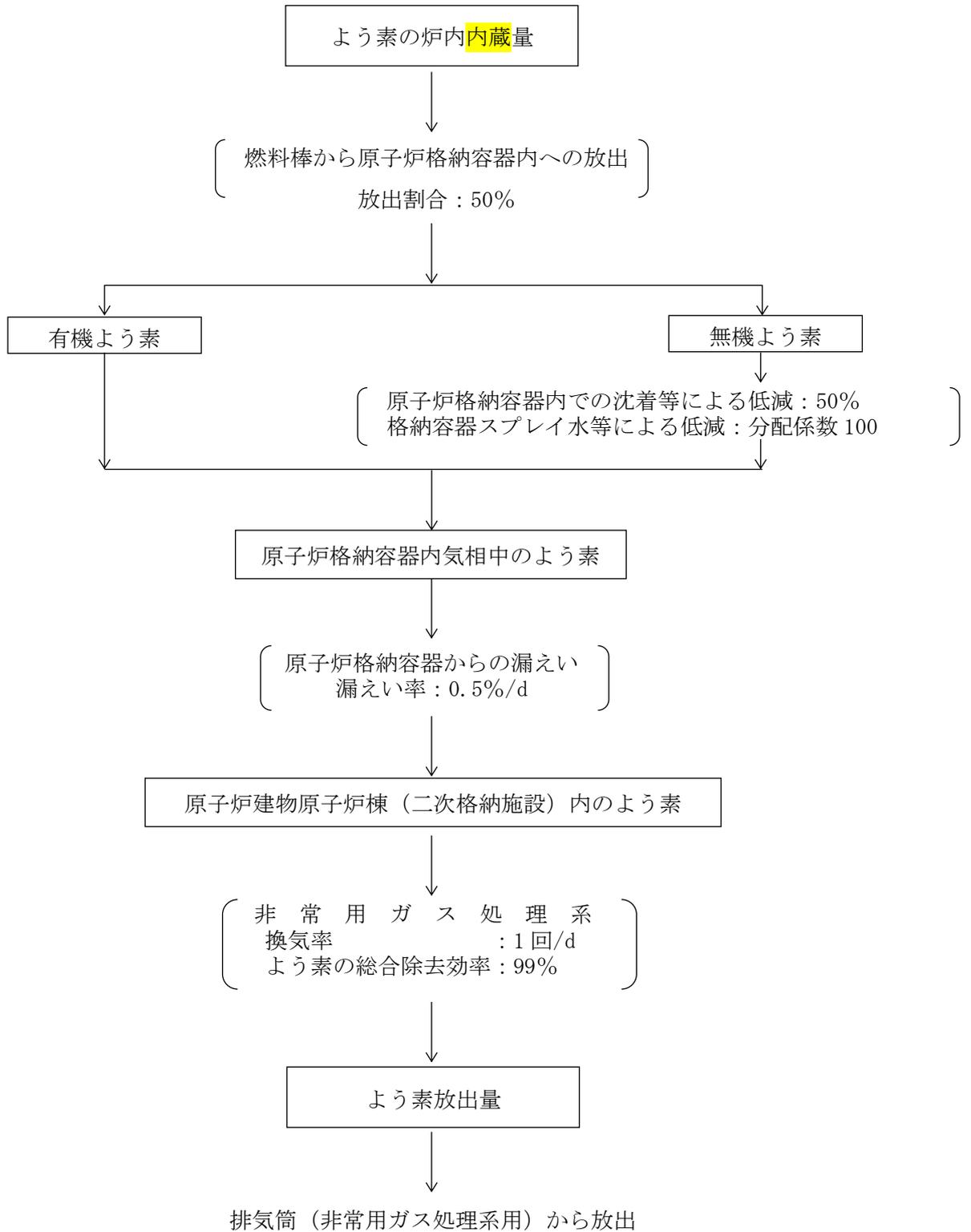


図 4-35 原子炉冷却材喪失時のよう素の大気放出過程（設計基準事故時）

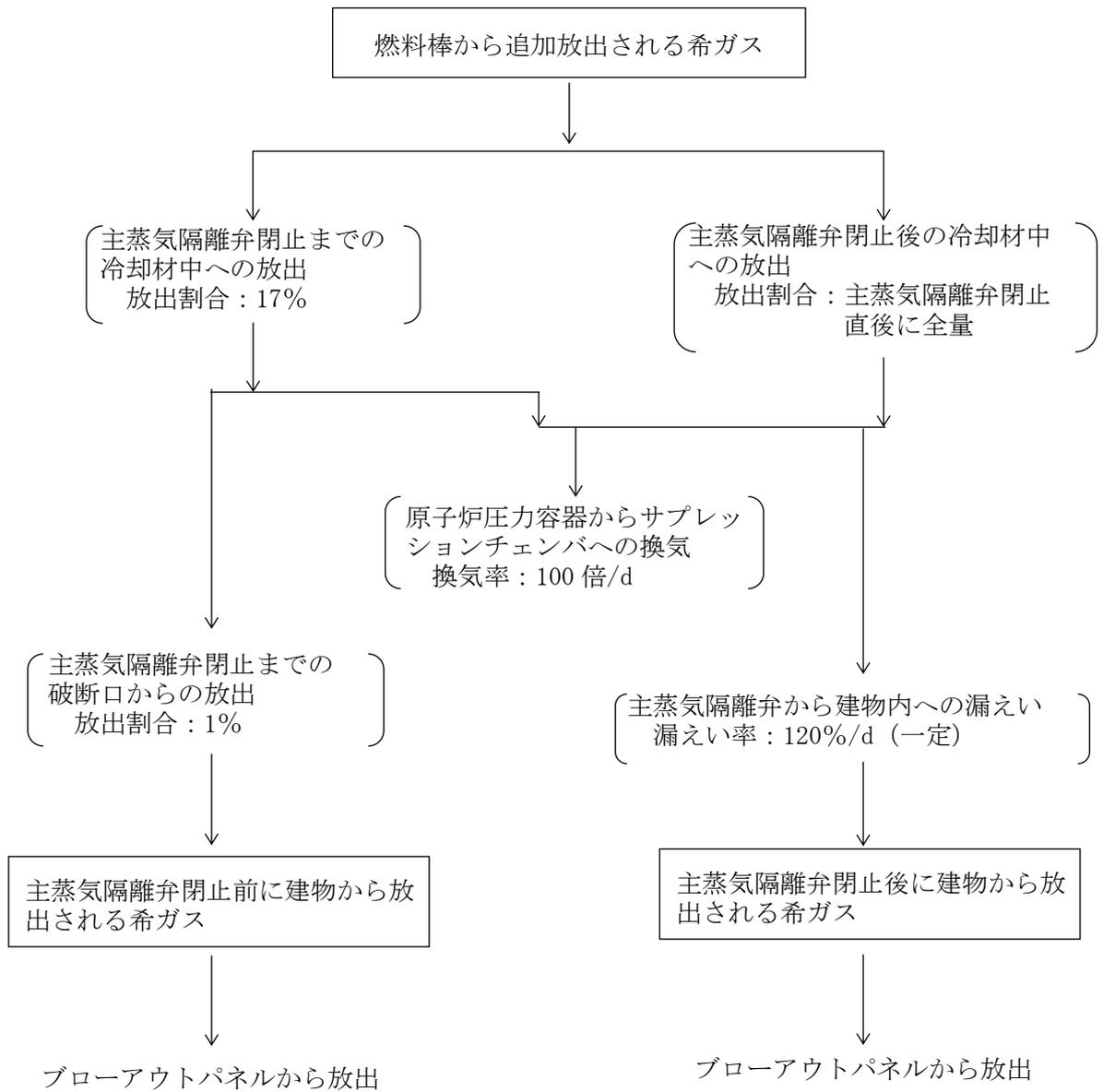


図 4-36 主蒸気管破断時の希ガスの大気放出過程（設計基準事故時）

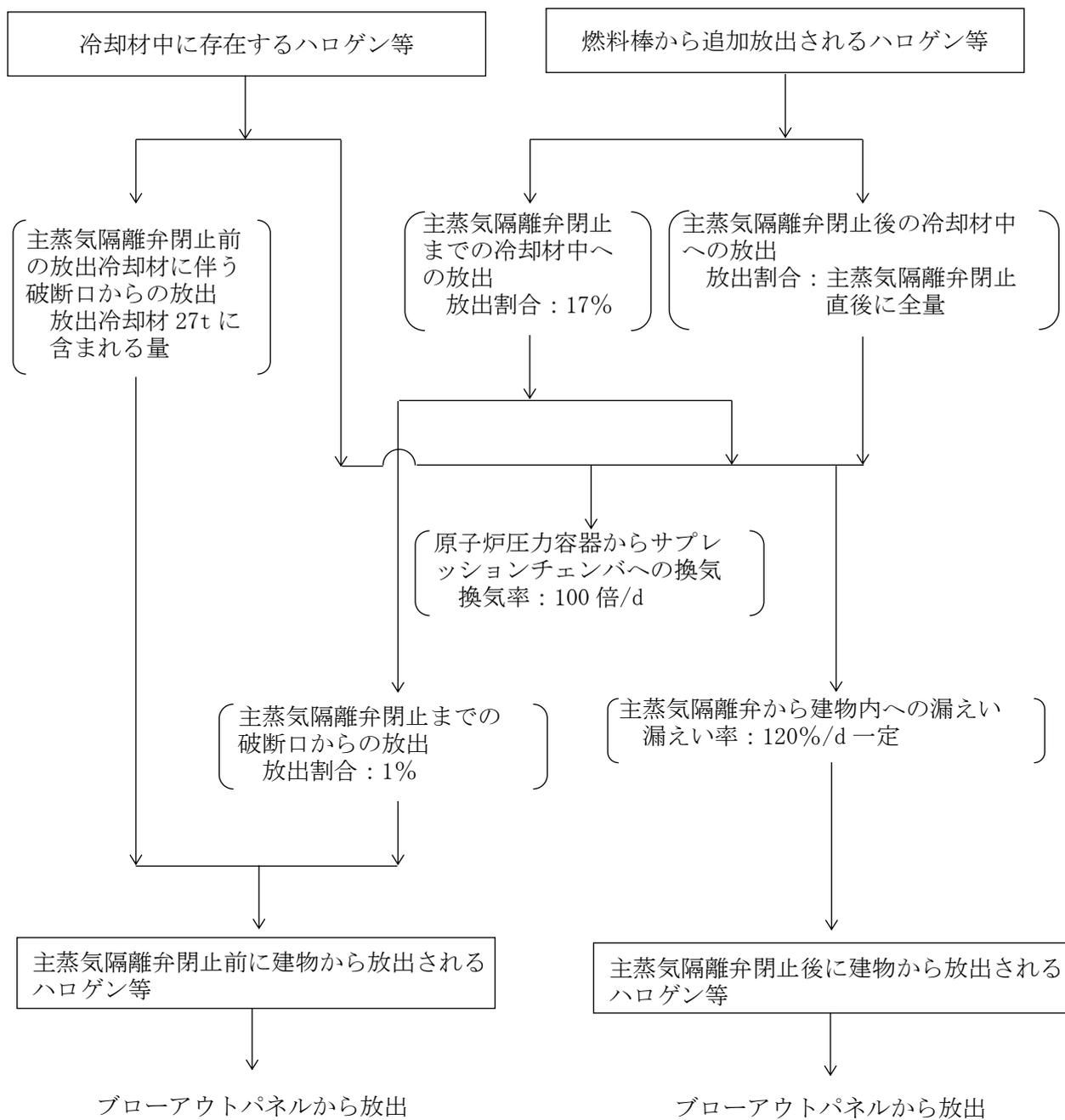


図 4-37 主蒸気管破断時のハロゲン等の大気放出過程（設計基準事故時）

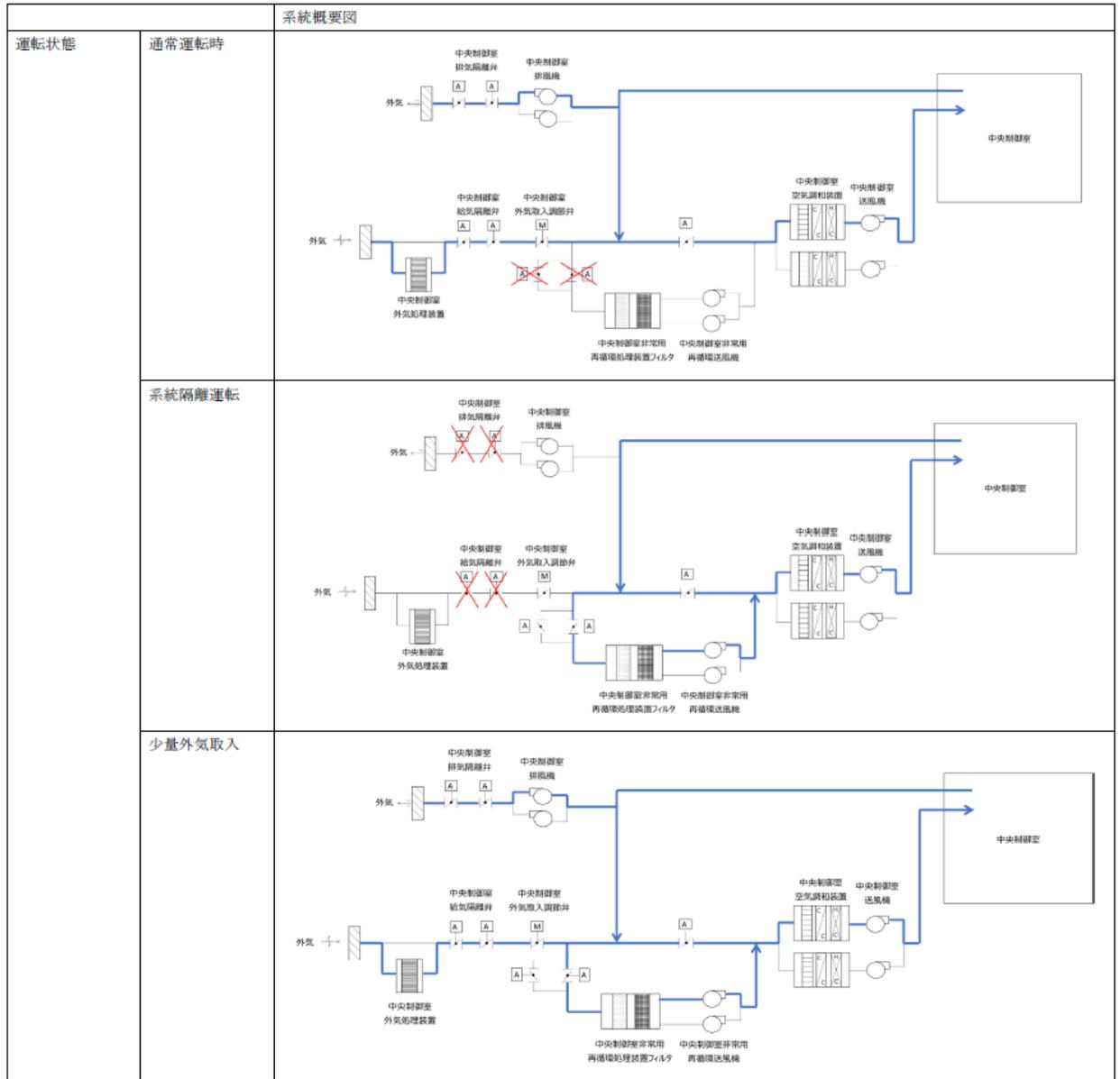


図 4-38 中央制御室空調換気系の運転モード

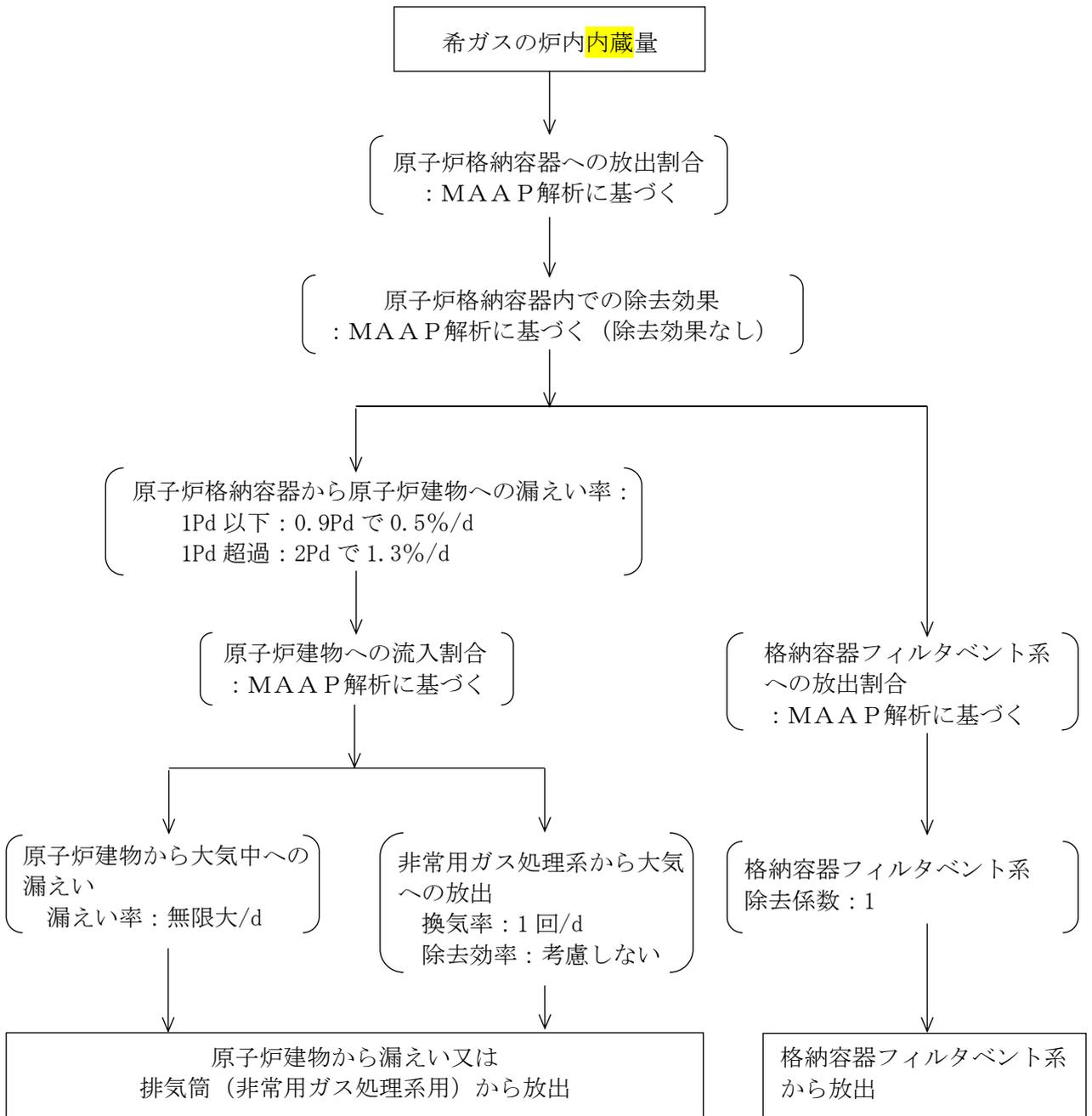


図 4-39 希ガスの大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

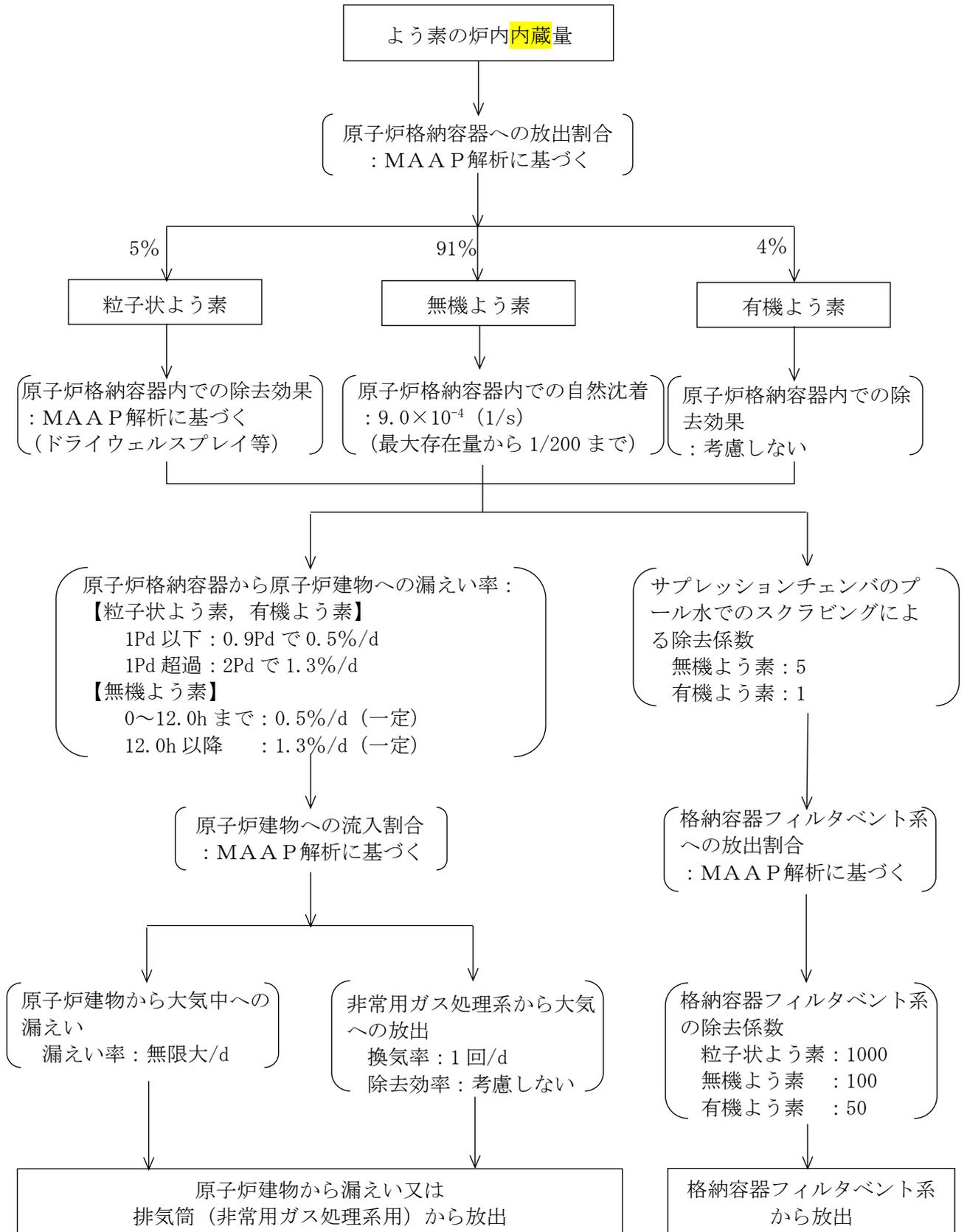


図 4-40 よう素の大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

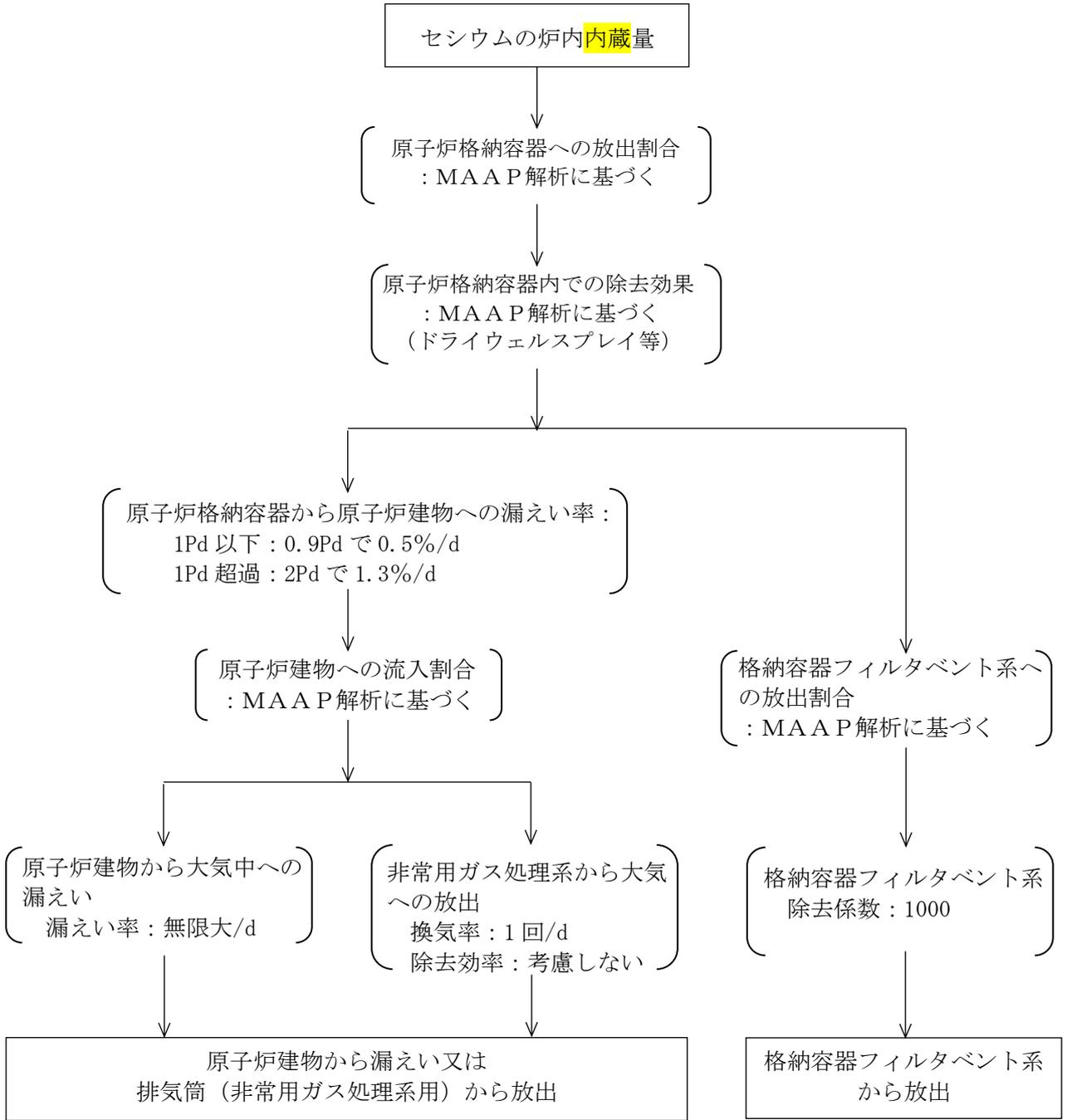


図 4-41 セシウムの大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

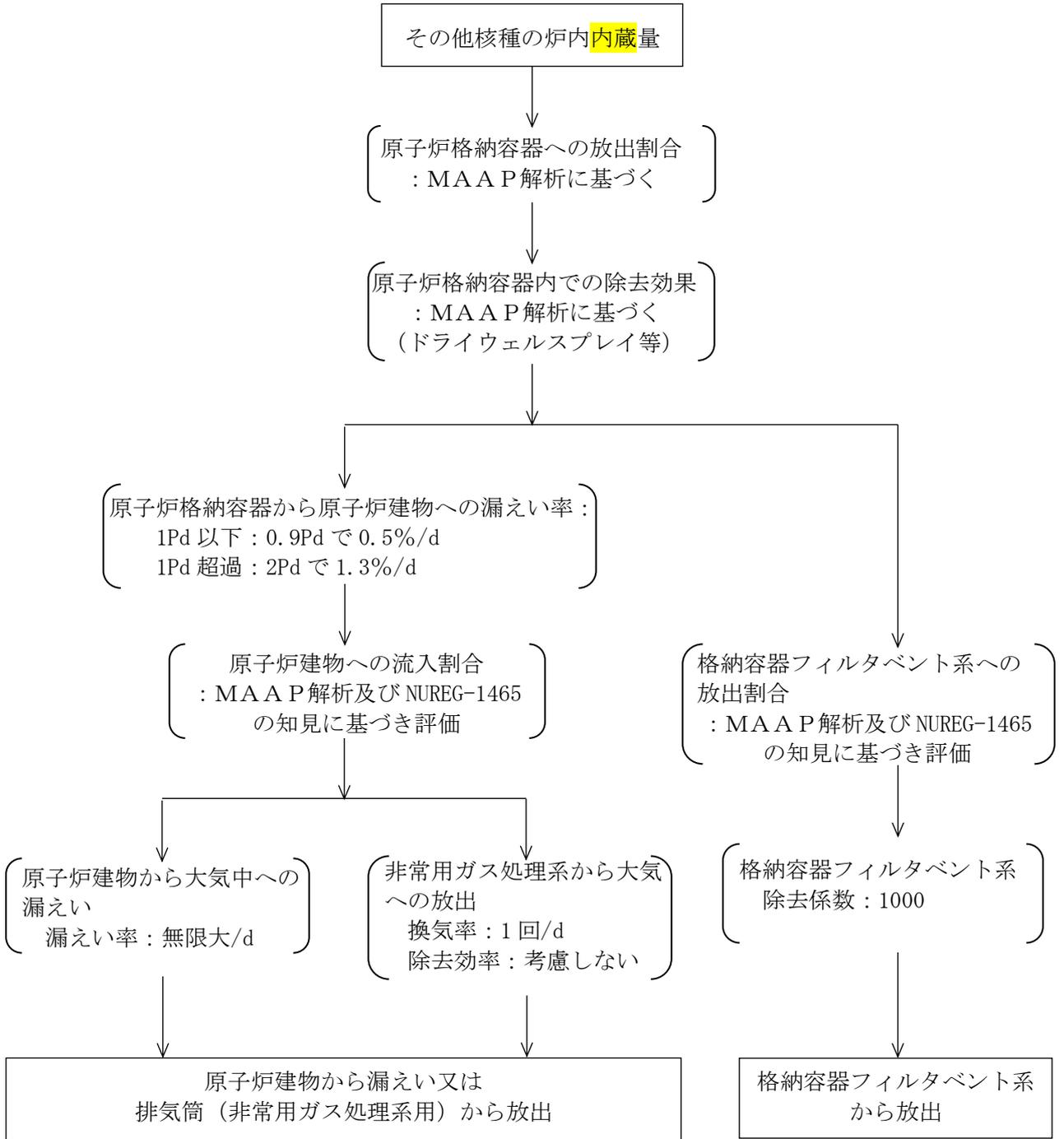


図 4-42 その他核種の大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

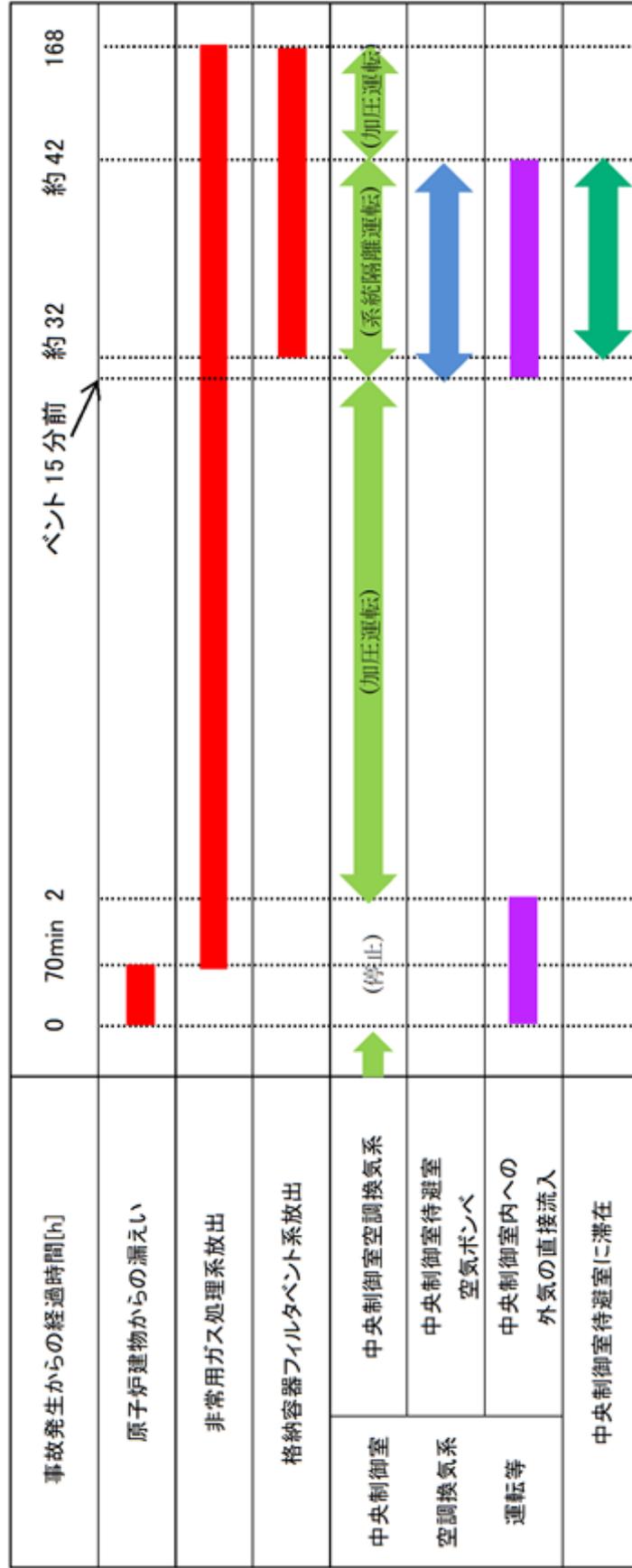


図 4-43 被ばく評価で想定する空調運用等タイムチャート

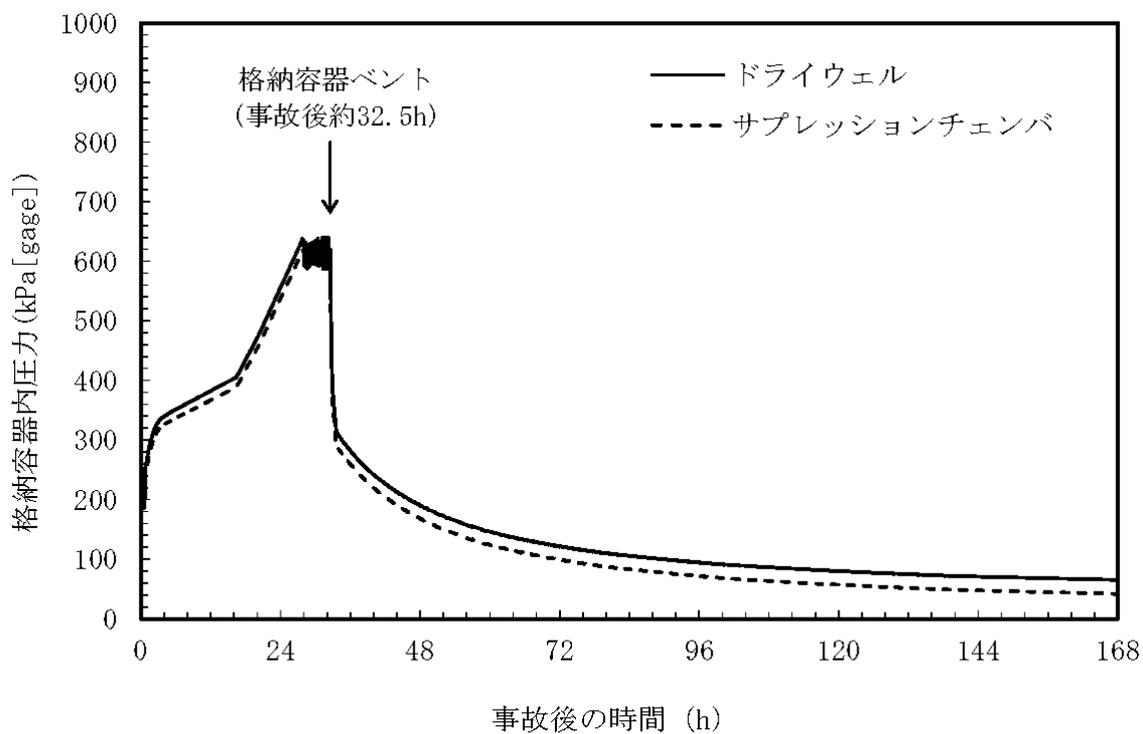


図 4-44 原子炉格納容器内圧力の変化 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

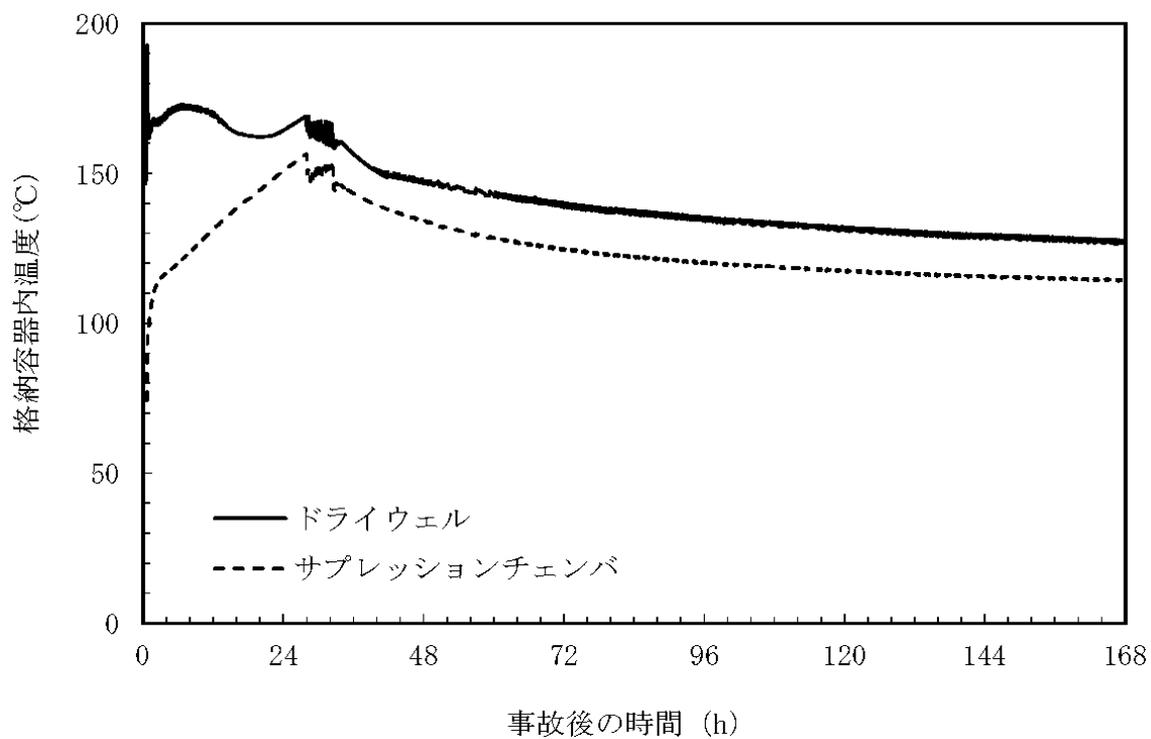


図 4-45 原子炉格納容器内温度の変化 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

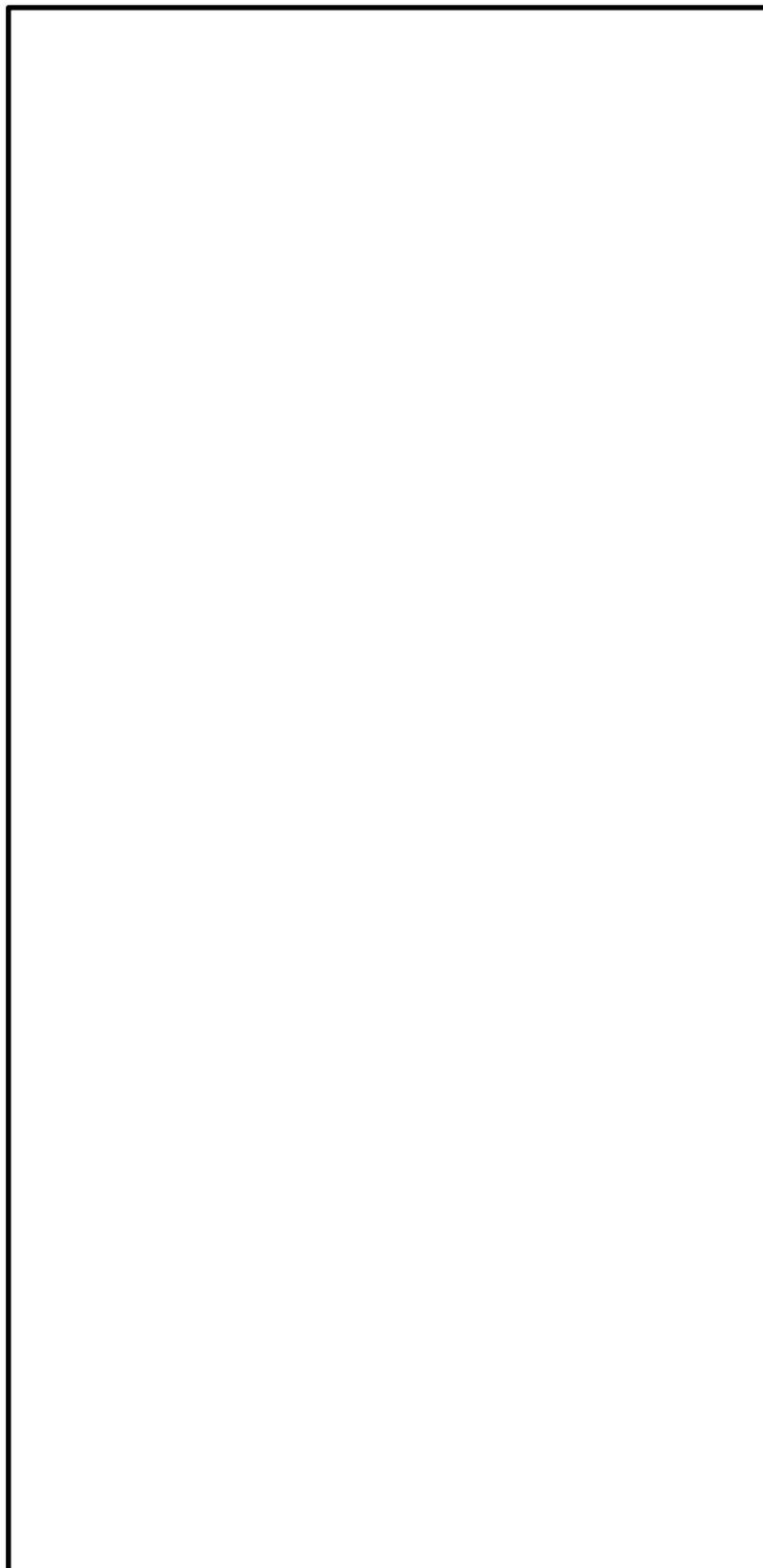


図 4-46 中央制御室内被ばく評価時のグラウンドシヤイガンマ線評価モデル (平面図) (1/2)



図 4-46 中央制御室内被ばく評価時のグラウンドシャインガンマ線評価モデル（断面図）（2/2）

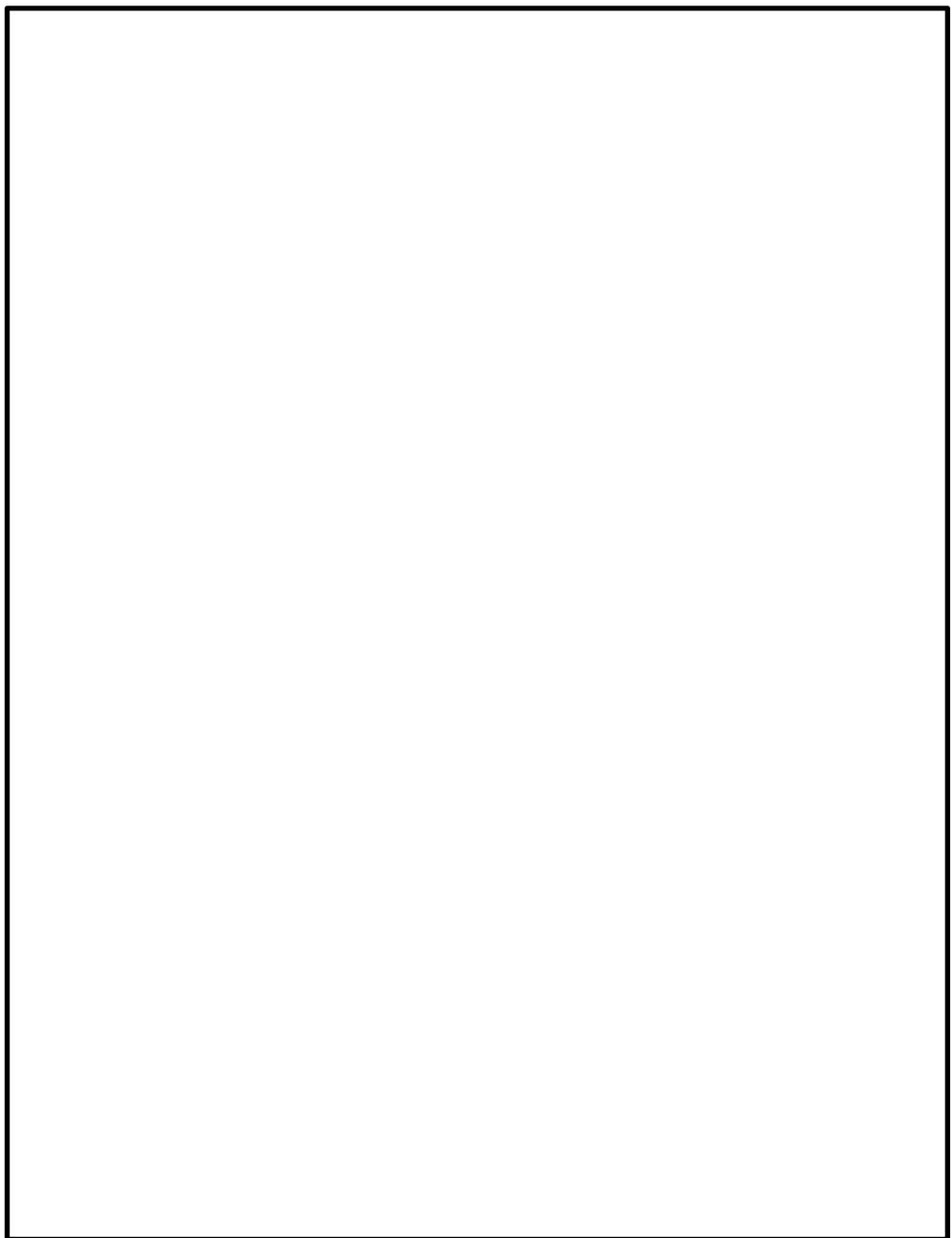


図 4-47 入退域被ばく評価時のグランドシャインガンマ線評価モデル

VI-1-7-3-別添1 空気流入率試験について

空気流入率試験について

「原子力発電所中央制御室の居住性に係わる被ばく評価手法について（内規）」（平成 21・07・27）原院第 1 号平成 21 年 8 月 12 日）の別添資料「原子力発電所の中央制御室の空気流入率試験手法」に基づき、島根原子力発電所第 1 号機及び第 2 号機中央制御室について 2017 年 8 月に試験を実施した結果、空気流入率は最大で 0.082 回/h（+0.0030（95%信頼限界値））である。試験結果の詳細は表 1-1 に示す。

表 1-1 島根原子力発電所第 1 号機及び第 2 号機中央制御室空気流入率測定試験結果

項目	内容		
試験日程	2017 年 8 月 1 日～2017 年 8 月 2 日 (1, 2 号機停止中)		
試験実施箇所	島根原子力発電所 1 / 2 号機中央制御室		
均一化の程度	系統	トレーサガス濃度測定値の場所によるバラツキ：(測定値－平均値) / 平均値 (%)	
	A系	—	
	B系	-6.4%～4.5%	
試験手法	全サンプリングによる試験手法		
適用条件	内容	適用	備考
	トレーサガス濃度測定値のバラツキが平均値の±10%以内か。	○	
	決定係数 R^2 が 0.90 以上であること。	—	均一化の目安を満足している。
	①中央制御室の空気流入率が、別区画に比べて小さいこと。	—	均一化の目安を満足している。
	②特異点の除外が、1 時点の全測定データ個数の 10%未満であること。	—	特異点の除外は無い。
③中央制御室以外の空気流入率が大きい区画に、立入規制等の管理的措置を各種マニュアル等に明記し、運転員へ周知すること。	—	特定の区画を除外せず、すべての区画を包含するリーク率で評価している。	
試験結果	系統	空気流入率 (+以下は 95%信頼限界値)	決定係数 R^2
	A系	—	—
	B系	0.082 回/h (+0.0030)	—
特記事項	なし		

VI-1-7-3-別添2 中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタ除去性能の維持について

中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタ除去性能の維持について

中央制御室非常用再循環処理装置の粒子用高効率フィルタ及びチャコールフィルタは、十分な保持容量及び吸着容量を有する設計とする。以下に放射性微粒子保持容量及びよう素吸着容量を示す。

1. 粒子用高効率フィルタの放射性微粒子保持容量

中央制御室非常用再循環処理装置の粒子用高効率フィルタの放射性微粒子保持容量は、1式で約13kgとなる。

2. チャコールフィルタのよう素吸着容量

中央制御室非常用再循環処理装置のチャコールフィルタの活性炭充てん量は、約1072kgであり、よう素吸着容量は約2.6kgとなる。

中央制御室非常用再循環処理装置の粒子用高効率フィルタ及びチャコールフィルタの保持容量及び吸着容量を表2-1に示す。

表2-1 中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタ保持容量及び吸着容量

	保持容量／吸着容量
微粒子	約13kg
よう素	約2.6kg

VI-1-7-3-別添3 運転員の交替要員体制について

運転員の交替要員体制について

1. 設計基準事故時

通常時の運転員の勤務形態は、5班以上編成した上で2交替勤務を行うよう保安規定で定めているが、運転員の交替を考慮した中央制御室の居住性（設計基準）を評価するにあたり、日勤班を考慮しないものとして4直2交替を仮定し、運転員1人当たりの30日間の平均的な実効線量を評価した。

運転員一人当たりの30日間の中央制御室滞在時間及び入退域滞在時間の平均値を評価*すると、以下となる。

*：被ばく評価手法（内規）に示された計算方法

- ・運転員1人当たりの平均的な中央制御室滞在時間

2交替における平均的な中央制御室滞在時間を1回あたり12時間として4直2交替における30日間の平均滞在時間を以下のように求める。

$$12\text{h}/\text{直} \times 2\text{直}/\text{日} \times 30\text{日}/4\text{直} = 180\text{h}$$

- ・入退域所要時間

入退域（片道）に必要な時間を15分として4直2交替における30日間の平均入退域所要時間を以下のように求める。

$$0.5\text{h}/\text{直} \times 2\text{直}/\text{日} \times 30\text{日}/4\text{直} = 7.5\text{h}$$

上記により求めた中央制御室滞在時間及び入退域所要時間から直交替による滞在時間割合は以下のとおりとなる。

- ・中央制御室内の滞在時間割合

$$180\text{h}/(24\text{h}/\text{日} \times 30\text{日}) = 0.25$$

- ・入退域所要時間割合

$$7.5\text{h}/(24\text{h}/\text{日} \times 30\text{日}) \approx 0.10417$$

2. 炉心の著しい損傷が発生した場合

重大事故時の中央制御室居住性評価における直交替の考慮は、設計基準事故と同様に4直2交替を仮定した。被ばく評価においては、事故期間中に被ばくの影響が大きくなる期間に、勤務スケジュール上、最も長く滞在する場合を想定し評価を行った。

想定する勤務体系は表3-1に示すとおりである。

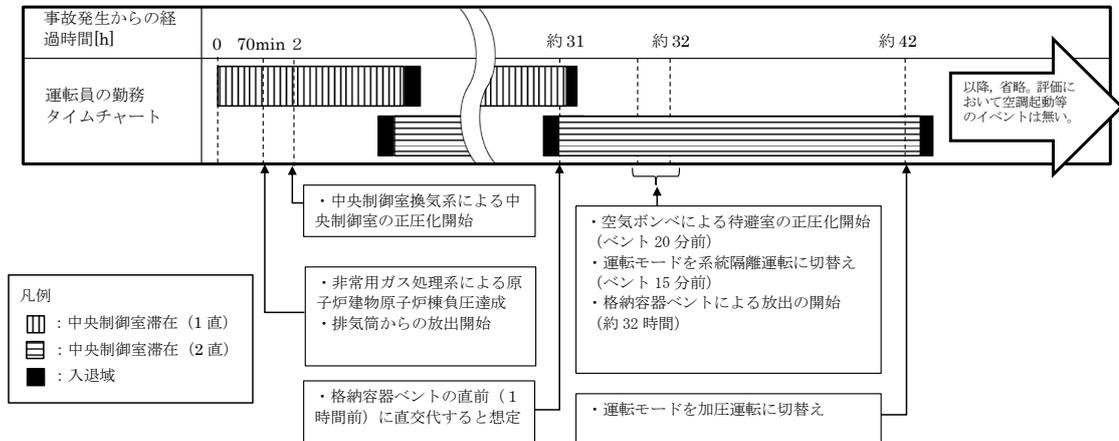
被ばく評価の勤務形態については、事故期間中に放出される放射性物質が多くなる格納容器ベント実施時が被ばくの影響が最も大きくなることから、格納容器ベントの影響が最大となるよう、格納容器ベントの1時間前に直交替を行うものと想定した。なお、入退域時の被ばく評価については、入退域（片道）に必要な時間を15分とし評価を行った。

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

表 3-1 直交替サイクル

	中央制御室の滞在時間
1直	8:00～21:15
2直	21:00～8:15
日勤班	—

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	入退域回数
A班	1直	1直		2直	2直			7回
B班		2直	2直				1直	7回
C班	2直				1直	1直		6回
D班			1直	1直		2直	2直	8回



参考図 評価で想定した運転員の中央制御室滞在の時間や空調起動等の時間の前後関係

VI-1-7-3-別添4 中央制御室の居住性評価に係る各被ばく評価における
原子炉建物ブローアウトパネルの取扱いについて

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

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルは、主蒸気管破断のようにプラント運転中に原子炉格納容器外で配管が破断した場合等に、高圧の蒸気が原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に漏えい、拡散することにより生じる建物内の圧力上昇によって建物内の天井・外壁等が破損することを防止するため、建物内の圧力を開放する目的で設置している。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル又は主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの開放により開口部が生じた場合、非常用ガス処理系起動時に原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に維持することが困難となり、放射性物質の放出経路としては排気筒（非常用ガス処理系用）ではなく地上放出相当となる。

中央制御室の居住性評価に係る各被ばく評価における、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの状態と評価条件（放出位置）との関係を以下に示す。

1. 中央制御室の居住性評価（設計基準事故）に係る被ばく評価

(1) 原子炉冷却材喪失

a. 評価条件（放出位置）

排気筒（非常用ガス処理系用）出口

被ばく評価手法（内規）では排気筒と原子炉建屋とされている。（表 4-1 参照）

b. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの状態

原子炉冷却材喪失時には原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内で原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルが開放するほど圧力上昇は大きくないことから、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルは開放しない。また、破断口からの冷却材流出によって原子炉水位が低下し、原子炉水位低（レベル3）信号設定点に到達することで、非常用ガス処理系が自動起動することから、放出経路は排気筒（非常用ガス処理系用）出口となる。

c. 結論

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの状態を考慮しても、放射性物質の放出位置として排気筒（非常用ガス処理系用）出口とすることは妥当である。

(2) 主蒸気管破断

a. 評価条件（放出位置）

地上放出（評価点に最も近接するブローアウトパネル）

被ばく評価手法（内規）ではブローアウトパネルと原子炉建屋又はタービン建屋とされている。（表 4-1 参照）

b. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの状態

建物内の圧力上昇により原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルが開放する。開放するのは原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを想定する。そのため、非常用ガス処理系起動時に原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に維持することが困難となり、放射性物質の放出経路は排気筒（非常用ガス処理系用）出口ではなく地上放出相当として評価点（中央制御室）に最も近接する原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを放出位置として設定する。

なお、「原子炉設置許可申請書 添付書類十 4.2 仮想事故 4.2.2 主蒸気管破断」の周辺公衆の線量評価においては、タービン建物から地上放出するとしており、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの状態に関係はなく、原子炉設置許可申請書の線量評価結果に影響はない。

c. 結論

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの状態を考慮しても、放射性物質の放出経路として地上放出を設定することは妥当である。

2. 中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価

a. 評価条件（放出位置）

原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧ではない期間（事象発生から 70 分まで）：

地上放出（原子炉建物中心）

原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧となる期間（事象発生から 70 分以降）：

排気筒（非常用ガス処理系用）出口

格納容器ベント実施時：

格納容器フィルタベント系排気管出口

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

b. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの状態

居住性評価にあたって選定した事象である原子炉冷却材喪失時には原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内で原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル又は主蒸気管トンネル室ブローア

ウトパネルが開放するほどの圧力上昇は生じないことから、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルは開放しない。

しかし、全交流動力電源喪失を想定しており、事象発生 70 分までは非常用ガス処理系に期待できないことから、地上放出相当とし、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）による閉じ込め効果を期待しないことから放出点としては原子炉建物中心位置を設定する。

事象発生 70 分以降、非常用ガス処理系によって原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の負圧を維持している期間については、放出経路は排気筒（非常用ガス処理系用）出口としている。

なお、格納容器ベント実施時には格納容器フィルタベント系排気筒出口からの放出を想定する。

c. 結論

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの状態を考慮しても、放射性物質の放出経路として地上放出、排気筒（非常用ガス処理系用）出口及び格納容器フィルタベント系排気筒出口を設定しており妥当である。

表 4-1 放出点の代表例（被ばく評価手法（内規）解説表 5.8.1 抜粋）等の説明について

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

VI-1-7-3-別添5 中央制御室待避室遮蔽に係るストリーミングの考慮
について

中央制御室待避室遮蔽に係るストリーミングの考慮について

中央制御室待避室に設置する出入口開口部又は配管その他の貫通部から、中央制御室待避室遮蔽を透過せず、散乱等によるストリーミングが正圧化エリアに影響を与えないよう、放射線の漏えい防止措置を講ずる。

1. 出入口開口部に対する考慮

中央制御室待避室の出入口開口からのストリーミングが正圧化エリアに影響を与えないよう以下の放射線の漏えい防止措置を講ずる。

(1) 出入口開口部は、遮蔽扉とする。

2. 配管その他の貫通部に対する考慮

中央制御室待避室の配管その他の貫通部からのストリーミングが正圧化エリアに影響を与えないよう、必要に応じて以下の放射線の漏えい防止措置を講ずる。

(1) 貫通部の大きさを可能な限り小さくする。

(2) 貫通部の高さを線源が直接見通せないようにする。