

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

東海第二発電所工事計画審査資料	
資料番号	工認-065 改4
提出月日	平成30年6月15日

V-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書

目 次

1.	概要	1
2.	中央制御室の居住性に関する基本方針	2
2.1	基本方針	2
2.2	適用基準, 適用規格等	3
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	7
3.3	酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	7
3.4	資機材, 要員の交替等	7
3.5	可搬型照明	8
3.6	代替電源	8
4.	中央制御室の居住性評価	9
4.1	線量評価	9
4.2	酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価	39
4.3	中央制御室の居住性評価のまとめ	46
5.	熱除去の検討	47
5.1	中央制御室遮蔽壁の入射線量の設定方法	47
5.2	温度上昇の計算方法	47
5.3	温度上昇のまとめ	47
	別添 1 空気流入率試験について	
	別添 2 中央制御室換気空調設備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屋外側ブローアウトパネルの取扱いについて	
	別紙 1 計算機プログラム(解析コード)の概要	

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並びに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、換気設備（中央制御室換気系）及び生体遮蔽装置（中央制御室遮蔽）により居住性を確保する。

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中央制御室用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、計測制御計系施設の可搬型照明(SA)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、中央制御室換気系及び可搬型照明(SA)は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置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」（平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 13061918 号 原子力規制委委員会決定（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，最終改正平成 26 年 7 月 30 日厚生労働省令第 87 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，最終改正平成 15 年 12 月 19 日厚生労働省令第 175 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94号,最終改正平成26年6月24日経済産業省令第32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(JEAC4622-2009)(平成21年6月23日制定)
- ・ 技術基準規則
- ・ Compilation of Fission Product Yields (NED0-12154-1, 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 - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients", 1996
- 空気調和・衛生工学会規格 SHASE-S 116-2003(2004)
- 審査ガイド
- JENDL-3. 2に基づく ORIGEN2 用ライブラリ : ORLIBJ32 (JAERI-Data/Code 99-003 (1999年2月))
- JENDL-3. 2に基づく ORIGEN2 用ライブラリ : 軽水炉 MOX 燃料用 ORIGEN2 ライブラリ (JAERI-Data/Code 2000-036 (2000年11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
- 米国 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

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換気系設備及び中央制御室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（全面マスク又は半面マスク）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換気系設備及び中央制御室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。

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

中央制御室の換気設備は、通常時、中央制御室換気系空気調和機ファン及び中央制御室換気系排気用ファンにより中央制御室の換気を行う設計とする。事故時は、外気を遮断し、中央制御室換気系フィルタ系ファンによりフィルタを通した閉回路循環運転とし、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。

中央制御室換気系空気調和機ファン及びフィルタ系ファンは、設計上の空気の流入率を 1.0 回/h を維持する設計とする。

よう素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屋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、1.0 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「V-2-1-1 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、「V-2-8-4-1 中央制御室の耐震性に関する説明書」に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合における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。ベント実施時には待避室内に待機可能とし、中央制御室待避室内は中央制御室待避室空気ポンベにより 5 時間加圧する設計とする。中央制御室待避室の正圧化された室内と中央制御室との差圧を監視できる計測範囲として 0~60 Pa を有する差圧計を 1 個設置する。

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隣接区画に対して +10 Pa [gage] に設定する。

中央制御室換気系設備は、外部電源が喪失した場合、非常用電源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、常設代替交流電源設備である常設代替高压電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低压電源車から給電できる設計とする。その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の 2 C 非常用ディーゼル発電機及び 2 D 非常用ディーゼル発電機を重大事故対処設備として使用する。

中央制御室換気系設備は、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中央制御室給気隔離弁、中央制御室排気隔離弁及び排煙装置隔離弁を自動的に閉止することで、閉回路循環方式に切り換えることにより、外部雰囲気から隔離できる設計とする。

また、中央制御室換気系設備は、閉回路循環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換気系設備による空気の入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においても同様に、中央制御室換気系設備の閉回路循環運転により、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 日間の中央制御室への換気系設備による空気の入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。

(1) 中央制御室換気系高性能粒子フィルタ

中央制御室換気系高性能粒子フィルタのろ材は、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。

中央制御室換気系高性能粒子フィルタによる微粒子の除去効率は、99.97 % となるよう設計する。この除去効率（設計値）は、線量の評価に用いるため、適切に維持及び管理を行う。

中央制御室換気系高性能粒子フィルタの除去効率が、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

中央制御室は、格納容器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

中央制御室換気系高性能粒子フィルタの保持容量は約 2250 g である。(別添 1 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(格納容器過圧・過温破損)」で想定される事故シーケンス「大破断 L O C A + 高压炉心冷却失敗 + 低压炉心冷却失敗」(全交流動力電源喪失の重量を考慮)シナリオにおいて大気中へ放出され、中央制御室内に流入する微粒子は約 7.5×10^{-4} g である。

これは、安定核種も踏まえて、保守的に格納容器圧力逃がし装置による除去効果を見逃して評価したものである。また、微粒子は格納容器圧力逃がし装置排気口及び原子炉建屋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居住性に係る被ばく評価条件下においても中央制御室換気系高性能粒子フィルタには、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 % は確保できる。

(2) 中央制御室換気系チャコールフィルタ

中央制御室換気系チャコールフィルタによるよう素除去効率は 97 % となるよう設計する。この除去効率(設計値)は、線量の評価に用いるため、適切に維持及び管理を行う。

上記の中央制御室換気系チャコールフィルタの除去効率は、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

中央制御室は、原子炉格納容器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

中央制御室換気系チャコールフィルタの保持容量は約 99 g である。(別添 1 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(格納容器過圧・過温破損)」で想定される事故シーケンス「大破断 L O C A + 高压炉心冷却失敗 + 低压炉心冷却失敗」(全交流動力電源喪失の重量を考慮)シナリオにおいて大気中へ放出され、中央制御室内に流入するよう素は約 1.4×10^{-1} g である。これは、「(1) 中央制御室換気系高性能粒子フィルタについて」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、全量が中央制御室換気系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居住性に係る被ばく評価条件下においても、中央制御室換気系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、フィルタ除去効率 95 %は確保できる。

3.2 生体遮蔽装置

中央制御室遮蔽は、中央制御室にとどまる運転員を放射性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。

中央制御室遮蔽の放射線の遮蔽及び熱除去の評価については、「6. 熱除去の検討」に示す。

3.3 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

計装制御系統施設の中央制御室用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。

中央制御室用の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度の詳細については、添付書類「V-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、炉心出口温度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微候が見られた場合は、運転員の被ばく低減のため、発電長の指示により全面マスク又は半面マスクを着用する。

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微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添付書類「V-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

計装制御系統施設の可搬型照明により、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操作及び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。

可搬型照明(SA)の詳細については、添付書類「V-1-1-12 非常用照明に関する説明書」に示す。

3.6 代替電源

中央制御室換気系設備及び可搬型照明(SA)は、外部電源が喪失した場合、非常用電源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、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電できる設計とする。その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の2C非常用ディーゼル発電機及び2D非常用ディーゼル発電機を重大事故対処設備として使用する

代替電源の詳細については、添付書類「V-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

4.1 線量評価

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4-1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ず経路を選定する。
- c. 評価事象に対して、建屋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. 原子炉建屋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. 発電用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。

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。

(a) 中央制御室内での被ばく

- イ. d.の結果を用いて、建屋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、中央制御室遮蔽による遮蔽効果を考慮して計算する。
- 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、中央制御室換気系設備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、建屋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。

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、炉心の溶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、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、維「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「格納容器過圧破損」とする。具体的には、「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」とし、全交流動力電源喪失の重量を考慮する。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、代替循環冷却系を整備する。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、代替循環冷却系を使用できず、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。

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。この時、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4-2及び図4-3に示す。

a. 中央制御室内での被ばく

(a) 被ばく経路① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

想定事故時に建屋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ず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 建屋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) 建屋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

建屋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

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。炉心内蓄積量計算条件を表 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。評価で使用する炉心内蓄積量は、原子炉は事故発生直前まで定格出力の約 105 % (熱出力 3440 MW) 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。事故発生直前の炉心内蓄積量を表 4-3 に示す。

$$q_0^i = 3.2 \times 10^{14} \cdot P_0 \cdot Y_i \cdot \{1 - e^{-\lambda_R^i T_{OP}}\}$$

ここで、

q_0^i : 核種 i の炉心内蓄積量 (Bq)

P_0 : 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 4.44×10^{14} 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。

$$q_f^i = Q_{I131} \cdot \frac{Y_i}{Y_{I131}} \cdot \frac{1 - e^{-\lambda_R^i T_{OP}}}{1 - e^{-\lambda_{I131} T_{OP}}}$$

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})
- T_{OP} : 原子炉運転時間 (s)

上記のうち、 λ_R^i 及び 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) 記載値を用いる。

(b) 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評価で使用する炉心内蓄積量は、ウラン燃料の 9×9 燃料炉心を条件に、燃焼計算コード ORIGEN 2 コードにより算出する。事故発生直前の炉心内蓄積量を表 4-5 に示す。

計算にあたっては、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する。

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

b. 評価の対象とする放射性核種

(a) 設計基準事故時

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。

(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) 建屋内の線源強度の計算

建屋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、「被ばく評価手法について（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、ガウスブルームモデルを適用する。

(c) 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のとおり計算する。

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

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)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi \cdot \sum y_i^2 \cdot \sum z_i U_i}$$

$$\Sigma_{yi} = \sqrt{\sigma_{yi}^2 + \frac{CA}{\pi}} \quad , \quad \Sigma_{zi} = \sqrt{\sigma_{zi}^2 + \frac{CA}{\pi}}$$

(地上放出の場合)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \Sigma_{yi} \Sigma_{zi} U_i}$$

ここで、

- U_i : 時刻 i の放出源を代表する風速 (m/s)
- Σ_{yi} : 時刻 i の建屋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)
- Σ_{zi} : 時刻 i の建屋の影響を加算した濃度の水平方向 (z 方向) の拡がりのパラメータ (m)
- σ_{yi} : 時刻 i の濃度の y 方向の拡がりパラメータ (m)
- σ_{zi} : 時刻 i の濃度の z 方向の拡がりパラメータ (m)
- C : 建屋の風向方向の投影面積 (m²)
- A : 形状係数 (—)

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、建屋の投影面積については「a. 建屋投影面積」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、「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）における相関式を用いて計算する。

(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。

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

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 $\left(\frac{\text{dis}\cdot\text{m}^3\cdot\mu\text{Gy}}{\text{MeV}\cdot\text{Bq}\cdot\text{s}}\right)$

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、 $\mu_0, \mu, \alpha, \beta, \gamma$ については、0.5 MeVのガンマ線に対する値を用い、以下のとおりとする。

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

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

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

b. 気象データ

2005年4月～2006年3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年間の気象状態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。

(a) 中央制御室内滞在時

換気系設備は事故後検知後、通常運転時の排風機が停止し、中央制御室給気隔離弁、中央制御室排気隔離弁及び排煙装置隔離弁が閉止する。その後、フィルタユニット入口隔離弁が開き、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閉回路循環運転に切り替わることを前提とする。中央制御室が属する建屋の屋上面を代表面として選定し、建屋巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室が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であるので、相対濃度の評価点は中央制御室中心を代表とする。

また、相対線量の評価点も同様に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

くなる様、運転員の入退域時のアクセスルート中において原子炉建屋原子炉棟に近接する屋外（建屋入口）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 4-5 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 4-6 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离の場所では、建屋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屋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屋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) 放出源の高さが建屋の高さの 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 と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲（図 4-4 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屋の風下にある場合

巻き込みを生じる代表建屋として、放出源から最も近く、影響が最も大きいと考えられる原子炉建屋をを選定する。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屋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屋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(a)～(b)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。

- (a) 放出点が評価点の風上にあること。
- (b) 放出点から放出された放射性物質が、原子炉建屋の風上側に巻き込まれるような範囲に放出点が存在すること。
- (c) 原子炉建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。

評価対象とする方位は、原子炉建屋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 は対象となる複数の方位の投影面積の中の最小面積とする) 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(b)の条件に該当する風向の方位の選定には、放出点が評価点の風上となる範囲が対象となるが、放出点は原子炉建屋に近接し、 $0.5L$ 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(c)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屋+0.5Lを含む方位を対象とする。

以上より、選定条件(a)～(c)の条件にすべて該当する方位は、設計基準事故時においては、評価点が中央制御室中心の場合で、放出源がブローアウトパネルの場合においては、9方位(S,SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N)となり、評価点がサービス建屋入口の場合においては、9方位(S,SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N)となる。評価対象とする風向を図4-7～図4-10に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合においては、評価点が中央制御室中心の場合で、放出源が原子炉建屋の場合においては、9方位(S,SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N)となり、格納容器圧力逃がし装置の場合においては、9方位(SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE)となる。また、評価点が建屋入口の場合で、放出源が原子炉建屋の場合においては、9方位(S,SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N)となり、格納容器圧力逃がし装置の場合においては、9方位(SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE)となる。

なお、放出源が非常用ガス処理系排気筒の場合においては、放出源の高さが原子炉建屋の高さの2.5倍以上となることから建屋の影響を受けないものとして評価する。この場合、設計基準事故時においては、評価点が中央制御室中心及びサービス建屋ともにW方位となり、炉心の著しい損傷が発生した場合においては、評価点が中央制御室中心及び建屋入口ともにW方位となる。評価対象とする風向を図4-11～図4-16に示す。

e. 建屋投影面積

建屋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を全ての方位の計算の入力として共通に適用する。

原子炉建屋の投影面積を図4-17に示す。

f. 形状係数

建屋の形状係数は $1/2^{*1}$ 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とき累積出現頻度97%^{*1}に当たる値を用いる。

※1 「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原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合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、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内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 4-25 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、線量結果が厳しくなるように建屋入口に 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 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建屋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、建屋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、事故時に炉心から格納容器内に放出された放射性物質は、格納容器から原子炉建屋（二次格納施設）内に放出され、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。

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、全量がタービン建屋から漏えいすることなく、保守的にタービン建屋（管理区域）内の自由空間内に均一に分布するものとする。このタービン建屋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。

② 事故後 30 日間の積算線源強度は、建屋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格納容器内に放出された放射性物質は、格納容器から原子炉建屋（二次格納施設）内に放出され、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。

評価に使用する積算線源強度は表 4-26 に示すように、7 日間の各班の中央制御室内の滞在期間ごとに求める。

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 JENDL-3.3^{*1} から作成した輸送計算用ライブラリ MATXSLIB-J33^{*2} の 42 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それぞれ図 4-18 及び図 4-19 に示す。直接ガンマ線の線源範囲は、原子炉建屋の地下 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、原子炉建屋運転階のみ^{*2} とする。

原子炉建屋は保守的に二次遮蔽及び中央制御室遮蔽を考慮する。二次遮蔽及び中央制御室遮蔽において、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 (-5 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。ただし、原子炉建屋に関しては、中央制御室が隣接するため保守的に地下 1 階を考慮する。

*2: 原子炉建屋運転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、建屋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。

直接ガンマ線の線源範囲は、タービン建屋の地上 1 階以上^{*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。

中央制御室は中央制御室遮蔽を考慮し、タービン建屋は保守的に建屋の躯体を考慮しない。

なお、中央制御室遮蔽及び二次遮蔽は鉄筋コンクリートであるが、評価上コンクリートのみとし、コンクリート密度は東海第二発電所建設時の骨材（砂、砂利）配合記録より、日本建築学会 建築工事標準仕様書・同解説「原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事（JASS 5N）」に基づき乾燥単位容積質量として評価した 2.0 g/cm^3 とする。また、評価で考慮する壁は、公称値からマイナス側許容差（ -5 mm ）を引いた値とする。

注記 *3：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。

なお、炉心の著しい損傷が発生した場合の室内作業時の直接ガンマ線評価モデルは、設計基準事故時の原子炉冷却材喪失時と同一である。

(ハ) 評価点

原子炉冷却材喪失時における室内作業時の評価点は、線量結果が厳しくなる様、線源領域である原子炉建屋原子炉棟に囲まれる図 4-18 に示す位置とした。

また、主蒸気管破断時における室内作業時の評価点は、線量結果が厳しくなる様、線源領域であるタービン建屋の中央に最も近接する図 4-20 に示す位置とした。

なお、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は、設計基準事故時の原子炉冷却材喪失時と同一である。

(二) 計算機コード

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。

(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、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。

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

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 (1 Sv/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 : 中央制御室遮蔽厚さにおける減衰率 (-)

(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。

$$H_{\gamma 1} = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_{\gamma 1}}{V} \cdot E_{\gamma} \cdot \frac{\alpha}{u} \cdot \{1 - e^{-\mu \frac{\alpha}{2}}\} \cdot F$$

ここで、

- $H_{\gamma 1}$: 放射性物質からの直接ガンマ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 0.5 MeV 換算値)
- V : 半球状雲の体積 (m^3)
- E_{γ} : ガンマ線エネルギー (0.5 MeV)
- 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 (1 m/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 : 中央制御室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。

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

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 ($K=1$ Sv/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 0.5 MeV 換算値)
- F : 中央制御室遮蔽厚さにおける減衰率 (-)

なお、炉心の著しい損傷が発生した場合の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での外部被ばくの評価方法は、設計基準事故時の原子炉冷却材喪失と同一である。

(d) 被ばく経路③

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、中央制御室換気系設備等を考慮した評価を実施する。

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

ここで、

V : 中央制御室内容積 (m^3)

$C_i(t)$: 時刻 t における中央制御室内の核種 i の濃度 (Bq/m^3)

η : チャコールフィルタの除去効率 (-)

$C_i^0(t)$: 時刻 t における中央制御室換気系給気口での核種 i の濃度 (Bq/m^3)

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

$Q_i(t)$: 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/m^3)

- f_1 : 中央制御室への外気取込量 (m^3/s)
 f_2 : 中央制御室への外気リークイン量 (m^3/s)
 F_F : 再循環フィルタを通る流量 (m^3/s)
 λ_i : 核種 i の崩壊定数 (s^{-1})

(ロ) 事故時運転

原子炉冷却材喪失時においては、原子炉建屋放射能高の信号で、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再循環送風機が起動する設計となっており、事故後運転員による外気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、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、非常用換気系（事故時外気取入モード）が作動するものと仮定する。非常用換気系作動開始時間は、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、その間は通常時換気系により外気を取り込むものと仮定する。

(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は、中央制御室、運転員控室等の中央制御室換気系設備の処理対象となる区画の体積を合計して保守的に 2800 m^3 とする。

(二) フィルタ除去効率

i. 設計基準事故時

中央制御室換気系設備のよう素フィルタの効率は、設計上97%以上期待できるが、評価上厳しめに90%とする。

ii. 炉心の著しい損傷が発生した場合

(i) 中央制御室換気設備のよう素フィルタの効率は、設計上97%以上期待できるが、評価上保守的に95%とする。

(ii) 中央制御室換気系設備の高性能粒子フィルタの効率は、設計上99.97%以上期待できるが、評価上保守的に99%とする。

(ホ) 中央制御室換気設備フィルタユニットのフィルタ流量

中央制御室非常用給気ファンの起動により、流量は設計上期待できる値として $5100 \text{ m}^3/\text{h}$ とする。

(ヘ) 空気流入量

中央制御室への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1.0回/h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共通の中央制御室内放射性物質濃度評価条件を表 4-7 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、容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。

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

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 (0.5 MeV)

$C_{\gamma}(t)$: 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 0.5 MeV 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)

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

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換気系給気口付近を風速 1 m/s の速度で通過する間、中央制御室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換気系給気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

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。

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

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 (m^3/s)
 (成人活動時の呼吸率 $1.2 m^3/h$)
 H_{∞} : よう素 (I-131) を 1 Bq 吸入した場合の成人の実効線量
 ($2.0 \times 10^{-8} Sv/Bq$)
 $C_I(t)$: 時刻 t における中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m^3)
 (I-131 等価量-成人実効線量係数換算)

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屋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の評価方法は、被ばく経路①と同様である。ただし、入退域時は屋外を移動するため、スカイシャインガンマ線の評価には中央制御室遮蔽及び二次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

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以下により計算する。

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。

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

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 ($1 Sv/Gy$)
 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)

(ロ) 放射性物質の吸入による内部被ばく

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。

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

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 (m^3/s)
(成人活動時の呼吸率 1.2 m^3/h)

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

χ/Q : 相対濃度 (s/m^3)

$Q_I(t)$: 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)

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合共通の線量計算条件を表 4-8 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入退域に要する時間並びに中央制御室換気空調設備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 4-21 及び図 4-22 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 3440 MW) 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、格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス 100 %, よう素 50 % の割合とする。
- (c) 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) 格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50 % が格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、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を見捨てるものとする。
- (e) 格納容器スプレイによりサブプレッション・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を見捨てるものとする。
- (f) 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建屋の常用換気系は、原子炉水位低、ドライウェル圧力高又は原子炉建屋放射能高の信号により原子炉建屋ガス処理系に切り替えられる。原子炉建屋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見捨てる、崩壊のみを考える。
- (h) 格納容器スプレイ冷却系の作動により、格納容器内圧力が低下するため格納容器から原子炉建屋内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、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) 非常用ガス再循環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、90 % 以上であるが、ここでは余裕をとり、よう素の除去効率を 80 % とする。また、原子炉建屋原子炉棟から、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の 2 系統を通り大気中に放出されるよう素の除去効率については、この 2 系統のよう素用チャコールフィルタの設計よう素除去効率はそれぞれ 90 % 以上、97 % 以上であるが、ここでは余裕をとり 90 % とする。
- (j) 非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の容量は、それぞれ設計で定められた値 (4.8 回/d 及び 1 回 /d) とする。
- (k) 格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋ガス処理系で処理された後、排気筒から大気中へ放出されるものとする。

b. 主蒸気管破断

希ガス及び放射性ハロゲン等（以下「ハロゲン等」という。）の大気放出過程を図 4-23 及び図 4-24 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	1.3×10^4 kg
水	2.2×10^4 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 4.6×10^3 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 4.44×10^{14} 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、残留熱除去系、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、大気中に地上放散されるものとする。

大気中への放出量評価条件の詳細について、表 4-9 及び表 4-10 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 4-11 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. 原子炉冷却材喪失時

(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として、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、非常用ガス処理系排気筒から放出されるとする。

b. 主蒸気管破断時

(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として、希ガス及びハロゲン等 1 時間、よう素 20 時間とする。

(b) すべての放射性物質は、原子炉建屋ブローアウトパネルから放出されるとする。

大気拡散評価条件の詳細について、表 4-12 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 4-13 及び表 4-14 に示す。

(3) 線量評価

運転員の勤務形態としては 5 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 4-15 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ことに
より計算する。

$$30 \text{ 日間の積算線量} \times \text{直交替による滞在時間割合}^{*1}$$

※1 実際の交替勤務（5直2交替）の30日間勤務での最大勤務直の滞在時間割合（約0.27222）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屋出入口に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により計算する。

$$30 \text{ 日間の積算線量} \times \text{入退域所要時間割合}^{※2}$$

※2 実際の交替勤務（5直2交替）の30日間勤務での最大勤務直の滞在時間割合（約0.01111）を使用する。

a. 中央制御室内での被ばく

- (a) 被ばく経路① 建屋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

原子炉冷却材喪失時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4-16及び及び表4-17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によるコンクリート減衰率(F)は、以下の通りとする。

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	40 cm*
コンクリート密度	2.0 g/cm ³
ガンマ線エネルギー	1.5 MeV

注記 *：評価で考慮する壁は、公称値からマイナス側許容差（-5 mm）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厚さにおける減衰率は、 $F=9.3 \times 10^{-2}$ 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換気系設備等の効果を考慮して評価を実施する。中央制御室換気系設備等条件を表 4-18 に示す。

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、非常用換気系（事故時外気取入モード）が作動するものと仮定する。非常用換気系作動開始時間は、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、その間は通常時換気系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又は半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 建屋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

評価期間中に建屋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、スカイシャインガンマ線の評価には中央制御室遮蔽及び二次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屋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 4-19 及び表 4-20 に示す。被ばく評価結果は、実効線量で原子炉冷却材喪失時において約 2.9mSv、主蒸気管破断時において約 1.7mSv 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)
2.9×10^0	1.7×10^0

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4-25～図4-28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4-21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「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）を想定し、格納容器から原子炉建屋への漏えい及び原子炉建屋から大気中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解析結果の格納容器内圧力及び温度の変化を図4-29及び図4-30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、格納容器への放出割合、格納容器から原子炉建屋への漏えい割合及び格納容器圧力逃がし装置への放出割合のトレンドを使用する。

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*1
有機よう素	4 %
無機よう素	91 %
粒子状よう素	5 %

注記 *1: R. G. 1. 195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Ligh Water Nuclear Power Reactors”

c. 格納容器内での自然沈着

CSE 実験*2に基づき、無機よう素の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、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 4.6 時間となるため、4.6 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 *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

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^{*3}を参考としてDF=10を仮定する。

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

e. 格納容器圧力逃がし装置による除去性能

格納容器圧力逃がし装置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、原子炉建屋から大気中への放出量及び格納容器圧力逃がし装置を経由した放出量を表4-22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、評価結果が厳しくなるように、全核種1時間とする。
- b. 放出源高さは、事故シーケンスに応じて、非常用ガス処理系排気筒放出時は排気筒高さ、格納容器圧力逃がし装置からの放出時は排気口高さ、原子炉建屋漏えい時は地上とする。

大気拡散評価条件の詳細について、表4-23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4-24に示す。

(3) 線量評価

運転員勤務体系としては、5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4-25に示す。

a. 中央制御室内での被ばく

- (a) 被ばく経路① 建屋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)

中央制御室遮蔽厚さ（コンクリート 39.5 cm）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	原子炉建屋からの放出	格納容器圧力逃がし装置からの放出
コンクリートの減衰率	希ガス	4×10^{-2}	8×10^{-3}
	希ガス以外	5×10^{-2}	4×10^{-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（グラントシャインガンマ線）

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（グラントシャイン）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、地表沈着効果及び中央制御室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

$$S_o^i(t) = \frac{V_G \cdot \chi/Q \cdot f \cdot Q_i(t)}{\lambda_i} \cdot (1 - e^{-\lambda_i t})$$

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。

沈着速度は、有機よう素は NRPB-R322*¹を参考として 0.001 cm/s、有機よう素以外は NUREG/CR-4551*²を参考として 0.3 cm/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 0.004 cm/s, 有機よう素以外は 1.2 cm/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屋屋上に沈着した放射性物質を線源とし、線源は建屋屋上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

グランドシャイン評価モデルを図 4-31 に示す。グランドシャインの線源は、中央制御室と隣接建屋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 800 m×800 m*とする。なお、地表面の線源は、建屋の床・天井・壁で自己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。

中央制御室遮蔽で考慮する天井及び壁は、公称値からマイナス側許容差 (-5 mm) を引いた値とする。

(ハ) 評価点

評価点は、**遮蔽効果が小さく線源からの距離が近い位置として**、線量が最も厳しくなる天井の線源の影響が最大となりかつ同一フロアの線源に最も近接する位置とする。

(ニ) 計算コード

グランドシャインは、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換気系設備等の効果を考慮して評価を実施する。中央制御室換気系設備等条件を表 4-29 に示す。

- イ. 中央制御室非常用給気ファン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 3400m³/h の中央制御室非常用給気ファンの起動を想定する。
- ロ. 「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、全面マスク又は半面マスクを着用するため、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、マスクの除染係数は 50 とする。
- ハ. 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（以下「待避室」という。）を設置する。ベント実施時には待避室内に待避する。また、待避室内は空気ボンベにより 5 時間加圧する。
- 被ばく評価に使用する待避室による減衰率は、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	待避室 (コンクリート 39.5 cm)
減衰率	希ガス	6×10^{-3}
	希ガス以外	4×10^{-2}

- b. 入退域時の被ばく
- (a) 被ばく経路④ 建屋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屋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。
- ① 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。
- ② 各建屋によるグランドシャインの遮蔽効果を期待しない。
- ③ 評価点は図 4-32 に示す線源領域の中心上とする。

注記 * : JAEA-Technology 2011-026 「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討」において評価対象から 400 m 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 400 m まで線源領域とし、**グラウンドシャインを面線源からの被ばくと想定する場合は**、全体の線源領域として 800 m×800 m を設定した。

(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約 60 mSv 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 100 mSv 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)							
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	6.0×10^1							6.0×10^1
B班			1.2×10^1	9.3×10^0		5.5×10^0	2.7×10^0	3.0×10^1
C班	4.0×10^1				7.5×10^0	6.2×10^0		5.4×10^1
D班		1.4×10^1	1.0×10^1				5.2×10^0	2.9×10^1
E班		2.4×10^1		8.0×10^0	6.6×10^0			3.9×10^1

(マスク着用なし)

	実効線量 (mSv)							
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	1.0×10^3							1.0×10^3
B班			1.2×10^1	9.3×10^0		5.5×10^0	2.7×10^0	3.0×10^1
C班	4.0×10^1				7.6×10^0	6.2×10^0		5.4×10^1
D班		1.4×10^1	1.0×10^1				5.2×10^0	2.9×10^1
E班		2.4×10^1		8.0×10^0	6.6×10^0			3.9×10^1

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及び二酸化炭素濃度評価方針

(1) 評価の概要

技術基準規則第 38 条第 5 項の解釈 13 に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護装置」として、中央制御室換気系設備は、外気から遮断する閉回路循環運転とすることができる。

閉回路循環運転により、中央制御室への空気の入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、高い気密性を持った室内という限られた環境であるため、同様に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 19 % 以上及び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 (JEAC4622-2009) (以下、「JEAC4622-2009」という。) が準拠することとしている事務所衛生規則に定める二酸化炭素濃度 0.5 % 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及び酸素消費量及び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 JEAC4622-2009 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。

$$C_{\infty} = C + \frac{M}{N \cdot V}$$

M	: 室内二酸化炭素発生量	(m ³ /h)
V	: 中央制御室内容積	(m ³)
C _∞	: 平衡状態における二酸化炭素濃度	(—)
C	: 外気の二酸化炭素濃度	(—)
N	: 空気流入率	(回/h)

M, C_∞, 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。

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

(1) 酸素濃度

計算の結果、中央制御室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 20.8 % となり、限られた労働環境における許容基準濃度である 19 % 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 0.09 % となり、事務所衛生規則に定める二酸化炭素濃度の許容濃度である 0.5 % 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及び二酸化炭素濃度評価方針

(1) 評価の概要

技術基準規則第 74 条の解釈に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」として、中央制御室換気空調設備は、外気から遮断する閉回路循環運転とすることができる。

閉回路循環運転により、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事を確認する。

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、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、評価する。

(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、中央制御室換気系隔離時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価を設計基準事故時の評価と同様に JEAC4622-2009 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。

$$C = C_0 + \frac{2M}{V}$$

C	: 2 時間後の二酸化炭素濃度	(—)
M	: 室内二酸化炭素発生量	(m ³ /h)
V	: 中央制御室内容積	(m ³)
C ₀	: 外気の二酸化炭素濃度	(—)

M, C_∞, 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 は酸素濃度の場合、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を想定するため、設計基準事故時における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価と同様である。

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第 4-37 表に示す。

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及び二酸化炭素濃度評価結果

(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、20.8 % となる。

b. 2 時間～7 日間

計算の結果，中央制御室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約 20.8 % となり，限られた労働環境における許容基準濃度である 19 % 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，0.08 % となる。

b. 2 時間～7 日間

計算の結果，中央制御室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 0.09 % となり，事務所衛生規則に定める二酸化炭素濃度の許容濃度である 0.5 % 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及び二酸化炭素濃度評価方針

(1) 評価の概要

中央制御室待避室空気ポンベによる加圧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，容積，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，中央制御室の評価と同様に加圧設備の使用時における待避室内にとどまる要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，中央制御室の評価と同様に，表 4-36 に示すとおり，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。

中央制御室待避室空気ポンベによる加圧は，希ガス等の放射性物質を含む外気が待避室内に侵入しないように実施する防護措置であり，加圧時は，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，中央制御室の評価条件と同様に，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

19 %以上及び JEAC4622-2009 が準拠することとしている事務所衛生基準規則に定める二酸化炭素濃度 0.5 % 以下を設計値とする。

(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加圧し、その圧力を維持するために必要な流量並びに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。待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件を第 4-38 表に示す。

なお、被ばく評価にて、格納容器フィルタベント使用開始から 5 時間までポンベにて加圧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、加圧時間は 5 時間とする。

5 時間連続で空気ポンベを加圧する場合において、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中央制御室換気系の換気対象エリア内に設置されているため、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中央制御室の設計最高温度 48.9 °C、隣接区画を外気の設計最低温度 -12.7 °C と仮定すると、中央制御室待避室の天井高さは最大 2.75 m 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。

$$\begin{aligned} \Delta P &= \{(-12.7 \text{ °C の乾き空気の密度}) - (+48.9 \text{ °C の乾き空気の密度})\} \times (\text{高低差}) \\ &= (1.3555 - 1.0963) \times 2.75 \\ &= 0.7128 \text{ (kg/m}^2\text{)} \\ &\rightarrow 0.7128 \times 9.8 \\ &\approx 7.0 \text{ (Pa)} \end{aligned}$$

計算の結果、温度の影響を無視できる圧力差は約 7.0 Pa であるが、余裕を見込み、目標圧力は 10 Pa[gage] に設定する。

(b) 必要最低換気量

中央制御室待避室内を正圧（隣接区画 +10 Pa）に維持するために必要な最低換気流量は、加圧設備（空気ポンベ）からの実供給試験により設定する。

実供給試験の結果より、必要な最低換気流量は 14.2 m³/h に設定するとともに、14.2 m³/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。

$$Q = \frac{k}{P_1 - P_0}$$

- 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 3.4 m³/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。

$$L = \frac{M}{C - C_0}$$

- 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 14.2 m³/h となる。

(4) 酸素濃度及び二酸化炭素濃度の計算

中央制御室待避室内空気の空気ポンプ使用時における酸素濃度及び二酸化炭素濃度は、JEAC4622-2009 の中央制御室の二酸化炭素濃度計算式①を展開した式②により計算する。

$$V \frac{dC}{dt} = C_0 \cdot N \cdot V + M - C \cdot N \cdot V \dots\dots\dots ①$$

$$= (C_0 - C) \cdot N \cdot V + M$$

$$= (C_0 - C) \cdot L + M$$

$$C = -\left(C_0 - C + \frac{M}{L}\right) \cdot e^{\left(-\frac{L}{V}t\right)} + C_0 + \frac{M}{L} \dots\dots\dots ②$$

M	: 室内酸素消費量	(m^3/h)
V	: 室内体積	(m^3)
C	: 室内空気酸素濃度	(—)
C_0	: 外気又は空気ポンベの酸素濃度	(—)
C'	: 空気ポンベに切り替えた際の酸素濃度	(—)
N	: 空気流入率	(回/h)
L	: 換気量(= $N \times V$)	(m^3/h)
t	: 時間	(h)

M, C, C_0 , 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及び二酸化炭素濃度評価結果

(1) 酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量

空気ポンベからの流量を $14.2 \text{ m}^3/\text{h}$ とすれば、空気ポンベによる加圧 5 時間後の酸素濃度は 20.4 %、二酸化炭素濃度は 0.50 % となり、中央制御室待避室内の正圧維持並びに限られた労働環境における酸素濃度及び事務所衛生規則に定める二酸化炭素濃度の許容濃度である 19 % 以上及び 0.5 % 以下をそれぞれ満足することができる。

(2) 必要空気ポンベ本数

4.2.5 節の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及び二酸化炭素濃度評価方針より、必要な空気ポンベ本数は、1 本当たりの空気容量が 7 Nm^3 のもので、使用量を $5.5 \text{ m}^3/\text{本}$ とした場合、約 13 本程度となる。なお、中央制御室待避室内を加圧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. 熱除去の検討

熱除去の検討では、伝熱理論に基づいた解析手法により遮蔽体中の温度上昇が最も厳しい箇所において評価する。

5.1 中央制御室遮蔽壁の入射線量の設定方法

中央制御室遮蔽の表面に入射するガンマ線は、直接ガンマ線、スカイシャインガンマ線、クラウドシャイン及びグランドシャインがある。中央制御室遮蔽を透過するガンマ線はグランドシャインが支配的であることから、遮蔽体表面に入射するガンマ線としてグランドシャインの入射線量を設定する。

評価点は、**遮蔽効果が小さく線源からの距離が近い位置として**、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室遮蔽(待避室)を代表させる。

5.2 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。

炉心の著しい損傷が発生した場合における7日間積算のグランドシャイン線源に基づく、中央制御室遮蔽壁への入射線量は約3.0 Gyであり、当該入射線量から中央制御室遮蔽壁表面の7日間積算のガンマ発熱量を求めると、約 6.0×10^{-6} kJ/cm³となる。これによる温度上昇は、次式で算出する。

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

ΔT : 温度上昇(°C)

Q : 7日間積算のガンマ発熱量(約 6.0×10^{-6} (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 (2.0 (g/cm³))

これにより、中央制御室遮蔽の外側及び内側表面の熱伝達を保守的に断熱状態としても、遮蔽体(コンクリート)の温度上昇は0.01 °C以下となる。

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

5.3 温度上昇のまとめ

中央制御室の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0.01 °C以下となり、コンクリートのガンマ線に対する温度制限値以下であることを確認した。

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） 解析 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 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、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 時に高圧 炉心冷却及び低圧炉心冷 却失敗に失敗する事故 全交流電力電源喪失を考 慮する。	被ばく評価においては、 中央制御室の居住性評価 を厳しくする観点から、 代替循環冷却系を使用で きず、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 炉心内蓄積量計算条件

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] 100 % (3293MWt) × 1.05</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 3293MWt</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] 2000 日</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] —</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 1 サイクル 13 ヶ月（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>	—
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 炉心内蓄積量（原子炉冷却材喪失）（設計基準事故時）

核種グループ	炉内蓄積量(Bq) (gross 値)
希ガス	約 3.1×10^{19}
よう素	約 3.2×10^{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 9.1×10^{15}
ハロゲン等	約 6.4×10^{15}

表 4-5 炉心内蓄積量（炉心の著しい損傷が発生した場合）

核種グループ	炉内蓄積量(Bq) (gross 値)
希ガス類	約 2.2×10^{19}
よう素類	約 2.8×10^{19}
C s O H 類	約 1.1×10^{18}
S b 類	約 1.3×10^{18}
T e O ₂ 類	約 6.7×10^{18}
S r O 類	約 1.2×10^{19}
B a O 類	約 1.2×10^{19}
M o O ₂ 類	約 2.4×10^{19}
C e O ₂ 類	約 7.4×10^{19}
L a ₂ O ₃ 類	約 5.5×10^{19}

表 4-6 大気拡散評価条件 (1/6)

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. ・放射性物質の空气中濃度は、放出原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。</p>
気象資料	<p>東海第二発電所における1年間の気象資料 (2005.4～2006.3)</p> <p>(地上風を代表する標高18m及び排気筒付近を代表する標高148mの気象データ)</p>	<p>建屋影響を受ける大気拡散評価を行う場合は保守的に地上（標高18m）の気象データを使用 非常用ガス処理系排気筒からの放出の場合は、建屋影響を受けないため標高148mの気象データを使用 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2005年4月～2006年3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。 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. ・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。</p>

表 4-6 大気拡散評価条件 (2/6)

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	被ばく評価手法 (内規) 5.2.1(2) 評価・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。 審査ガイド 4.2(2)c. ・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。
建屋影響	考慮する	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮	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。 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評価で特徴的な放出点から近距離の建屋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パラメータを用いる。

表 4-6 大気拡散評価条件 (3/6)

項目	評価条件	選定理由	備考													
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	<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屋として選定</p> <p>また、建屋投影面積が小さい方が保守的な結果を与えるため、単独建屋として設定</p>	<p>被ばく評価手法 (内規) 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="1129 607 1433 965"> <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>原子炉他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全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	原子炉他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	原子炉他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 (4/6)

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>【中央制御室内】 中央制御室中心</p> <p>【入退域時】 サービス建屋入口</p>	<p>【中央制御室内】 換気設備により外気間欠取入れ運転を前提とするが、フィルタを通らない空気が直接室内へ流入すると設定</p> <p>評価期間中はフィルタを通らない空気が直接室内へ流入することを前提とするため、中央制御室が属する建屋の屋上面を代表面として選定し、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であるので、中央制御室中心を代表点として設定</p> <p>【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。</p> <p>【入退域時】 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。</p> <p>審査ガイド 【中央制御室内】 4.2(2)b. 点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。</p> <p>【入退域時】 —</p>

表 4-6 大気拡散評価条件 (5/6)

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 W 方位 (1 方位) サービス建屋入口 W 方位 (1 方位) (主蒸気管破断) 中央制御室 S, SSW, SW, WSW, W, WNW, N W, NNW, N (9 方位) サービス建屋入口 S, SSW, SW, WSW, W, WNW, N W, NNW, N (9 方位)</p> <p>【炉心の著しい損傷が発生した場合】 原子炉建屋漏えい 中央制御室 S, SSW, SW, WSW, W, WNW, N W, NNW, N (9 方位) 建屋入口 S, SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N (9 方位) 非常用ガス処理系排気筒からの放出 中央制御室 W (1 方位) 建屋入口 W (1 方位) 格納容器圧力逃がし装置からの放出 中央制御室 SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE (9 方位) 建屋入口 SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE (9 方位)</p>	<p>原子炉建屋の建屋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屋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屋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。</p> <p>(a) 放出源の高さが建屋の高さの 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屋の投影形状に応じ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屋の風下側にある場合</p> <p>建屋風下側の巻き込みによる拡散を考慮し、以下の i)～iii) の条件に該当する方位を選定し、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選定</p> <p>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、建屋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) 建屋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 (6/6)

項目	評価条件	選定理由	備考
建屋投影面積	3000m ³	建屋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（原子炉建屋、短手方向）を全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。 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拡散式の入力とする。
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)d) 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 中央制御室内放射性物質濃度評価条件 (1/3)

項目	評価条件	選 定 理 由	備 考
<p>事故時におけるフィルタを通した外気取り込み</p>	<p>[非常時運転モード] 外気間欠取入 (27 時間隔離, 3 時間取入)</p> <p>[外気取り込み量] (通常時) 3400m³/h (事故時) 3400m³/h</p> <p>[非常時運転モードへの切り替え時間] 【設計基準事故時】 事故後 15 分 【炉心の著しい損傷が発生した場合】 事故後 2 時間</p>	<p>事故後, 中央制御室換気系設備による外気間欠取入れを前提とし, 更に, 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>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</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)</p>
<p>中央制御室 バウンダリ 体積</p>	<p>2800m³</p>	<p>中央制御室, 運転員控室等の中央制御室換気空調設備の処理対象となる区の体積を合計して保守的に大きめに設定</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。</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/緊急時制御室/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 4-7 中央制御室内放射性物質濃度評価条件 (2/3)

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	2800m ³	保守側に中央制御室バウンダリ体積を設定	被ばく評価手法 (内規) 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。
中央制御室換気系チャコールフィルタによる除去効率	[設計基準事故時] 90 %	設計値 (97 %以上) に余裕を見込んだ値として設定	被ばく評価手法 (内規) 7.3.2(3) 中央制御室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. よう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う。
	[炉心の著しい損傷が発生した場合] 95 %	設計値 (97 %以上) に余裕を見込んだ値として設定	
中央制御室換気系高性能粒子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 %	設計値 (99.97 %以上) に余裕を見込んだ値として設定	
中央制御室換気設備フィルタユニットのフィルタ流量	5100m 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。

表 4-7 中央制御室内放射性物質濃度評価条件 (3/3)

項目	評価条件	選定理由	備考
空気流入率	1.0 回/h	<p>設計上期待できる値を設定</p> <p>気流入率試験については別添 1 参照</p>	<p>被ばく評価手法 (内規) 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 (2) e. 既設の場合では, 空気流入率は, 気流入率測定試験結果を基に設定する。</p>

表 4-8 線量計算条件

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 に基づく	—
	[炉心の著しい損傷が発生した場合] 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 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71, 72 に基づく	ICRP Publication 71, 72 に基づく	
呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定 ICRP Publication 71 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)

表 4-9 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	炉心内蓄積量に対して 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) 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，沈着効果を見ない)	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，この効果を見ないとする。
サブプレッションチェンバ内のプール水への分配	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，この効果を見ないとする。
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。
原子炉建屋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屋の常用換気系は，原子炉水位低，ドライウェル圧力高又は原子炉建屋放射能高の信号により原子炉建屋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。
原子炉建屋ガス処理系の容量	(非常用ガス再循環系) 換気率：4.8 回/d (非常用ガス処理系) 換気率：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
原子炉建屋ガス処理系フィルタの除去効率	(非常用ガス再循環系) 80 % (非常用ガス処理系) 90 %	非常用ガス再循環系の設計値（90 %）及び非常用ガス処理系の設計値（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。

表 4-9 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
原子炉建屋内での沈着による除去効果	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) 原子炉建屋内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
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，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	非常用ガス処理系排気筒	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，排気筒を經由して環境に放出されるとする。

表 4-10 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
冷却材中のよう素濃度	I-131 を $4.6 \times 10^3 \text{Bq/g}$ とし、それに応じ他のよう素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 $4.44 \times 10^4 \text{Bq}$ とし、それに応じ他のよう素及び希ガスの組成を平衡創生として考慮 希ガスについてはよう素の 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核分裂生成物の量	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、全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 4-10 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
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 : $3.44 \times 10^6 \text{m}^3$ 半球状雲の直径 : 236m 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。
主蒸気隔離弁初期漏えい率	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、さらに 1 個閉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。
原子炉压力容器からサプレッションチェンバへの換気率	原子炉压力容器気相体積の 100 倍/d	崩壊熱相当の蒸気がサ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	—

表 4-11 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 0.5 MeV 換算値)		2.7×10^{16}
	よう素 (I-131 等価量-成人実効線量係数換 算)		2.3×10^{14}
主蒸気管破断	希ガス (ガンマ線実効エネルギー 0.5 MeV 換算値)	主蒸気隔離弁 閉止前	6.1×10^{13}
		主蒸気隔離弁 閉止後	1.2×10^{14}
	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	—
		主蒸気隔離弁 閉止後	2.5×10^{12}

表 4-12 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	【原子炉冷却材喪失】 希ガス：24 時間 よう素：24 時間 【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	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 量で除した値と して設定	解析 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。
放出源及び 放出源高さ	【原子炉冷却材喪失】 非常用ガス処理系排気筒 95m 【主蒸気管破断】 原子炉建屋ブローアウト パネル 0m	原子炉冷却材喪 失は、非常用ガ ス処理系排気筒 から放出、主蒸 気管破断は、保 守的に地上放出 として設定	【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。
大気拡散評価地 点及び評価距離	【原子炉冷却材喪失】 中央制御室中心 評価距離：100 m サービス建屋入口 評価距離：110 m 【主蒸気管破断】 中央制御室中心 評価距離：10 m サービス建屋入口 評価距離：15 m	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 4-13 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	100	1.2×10 ⁻⁶ (希ガス) 1.2×10 ⁻⁶ (よう素)	4.9×10 ⁻²⁰
入退域時	サービス建屋入口	110	1.2×10 ⁻⁶	5.0×10 ⁻²⁰

表 4-14 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	10	8.3×10 ⁻⁴ (希ガス*) 4.9×10 ⁻⁴ (よう素)	2.9×10 ⁻¹⁸
入退域時	サービス建屋入口	15	4.9×10 ⁻⁴	2.9×10 ⁻¹⁸

注記 *：主蒸気管破断においては，希ガス及びハロゲン等を示す。

表 4-15 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	0.27222	運転員の勤務形態として5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(2)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	0.01111	運転員の勤務形態として5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サービス建屋入口までの移動を考慮して、原子炉建屋に近い建屋入口に15分間とどまるものとして評価	7.1.1(2)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。

表 4-16 原子炉冷却材喪失（仮想事故）時の原子炉建屋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	1.2×10^{17}	22	1.5	1.5×10^{19}
2	0.02	2.3×10^{15}	23	1.66	5.5×10^{18}
3	0.03	7.2×10^{17}	24	2.0	4.5×10^{18}
4	0.045	1.0×10^{15}	25	2.5	2.6×10^{19}
5	0.06	0.0	26	3.0	1.1×10^{18}
6	0.07	0.0	27	3.5	2.9×10^{16}
7	0.075	0.0	28	4.0	0.0
8	0.1	6.2×10^{21}	29	4.5	0.0
9	0.15	4.6×10^{17}	30	5.0	0.0
10	0.2	4.8×10^{19}	31	5.5	0.0
11	0.3	4.9×10^{20}	32	6.0	0.0
12	0.4	1.5×10^{20}	33	6.5	0.0
13	0.45	7.7×10^{18}	34	7.0	0.0
14	0.51	7.8×10^{18}	35	7.5	0.0
15	0.512	7.0×10^{17}	36	8.0	0.0
16	0.6	6.2×10^{19}	37	10.0	0.0
17	0.7	1.8×10^{20}	38	12.0	0.0
18	0.8	1.1×10^{20}	39	14.0	0.0
19	1.0	4.5×10^{19}	40	20.0	0.0
20	1.33	2.2×10^{19}	41	30.0	0.0
21	1.34	4.8×10^{16}	42	50.0	0.0

表 4-17 主蒸気管破断（仮想事故）時のタービン建屋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	9.0×10^{14}	22	1.5	1.8×10^{16}
2	0.02	8.0×10^{13}	23	1.66	3.0×10^{16}
3	0.03	3.6×10^{15}	24	2.0	2.8×10^{16}
4	0.045	7.7×10^{16}	25	2.5	1.2×10^{17}
5	0.06	0.0	26	3.0	8.9×10^{15}
6	0.07	0.0	27	3.5	3.7×10^{14}
7	0.075	0.0	28	4.0	8.2×10^{13}
8	0.1	5.6×10^{18}	29	4.5	3.1×10^{12}
9	0.15	6.3×10^{16}	30	5.0	0.0
10	0.2	1.3×10^{18}	31	5.5	0.0
11	0.3	1.1×10^{18}	32	6.0	0.0
12	0.4	2.0×10^{18}	33	6.5	0.0
13	0.45	4.6×10^{16}	34	7.0	0.0
14	0.51	1.2×10^{16}	35	7.5	0.0
15	0.512	5.4×10^{15}	36	8.0	0.0
16	0.6	3.1×10^{17}	37	10.0	0.0
17	0.7	2.4×10^{17}	38	12.0	0.0
18	0.8	2.5×10^{17}	39	14.0	0.0
19	1.0	9.5×10^{16}	40	20.0	0.0
20	1.33	9.3×10^{16}	41	30.0	0.0
21	1.34	4.8×10^{14}	42	50.0	0.0

表 4-18 中央制御室換気系設備等条件（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，閉回路循環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

表 4-19 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	被ばく部位	実効線量 (mSv)		備考
		希ガスのガンマ線による外部被ばく	よう素の吸入による内部被ばく	
室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びビスカイシヤインガンマ線による被ばく	1.6×10 ⁰	—	事故後30日まで5直2交替で室内作業を行うものとする。
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	3.4×10 ⁻²	—	
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	1.1×10 ⁻²	1.9×10 ⁻¹	
	小計	1.6×10 ⁰	1.9×10 ⁻¹	
入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びビスカイシヤインガンマ線による被ばく	1.0×10 ⁰	—	事故後30日まで5直2交替で入退域するものとする。入退域所要時間は、片道15分を仮定する。
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	1.5×10 ⁻²	2.0×10 ⁻²	
	小計	1.0×10 ⁰	2.0×10 ⁻²	
	合計	2.7×10 ⁰	2.1×10 ⁻¹	

表 4-20 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	被ばく部位	実効線量 (mSv)		備考
		希ガスのガンマ線による外部被ばく	よう素の吸入による内部被ばく	
室内作業時	建屋内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被ばく	4.3×10^{-3}	—	事故後30日まで5直2交替で室内作業を行うものとする。
		1.3×10^{-2}	—	
	3.9×10^{-2}	1.4×10^0	1.5×10^0	
	5.7×10^{-2}	1.4×10^0	1.5×10^0	
入退域時	建屋内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被ばく	1.6×10^{-1}	—	事故後30日まで5直2交替で入退域するものとする。入退域所要時間は、片道15分を仮定する。
		3.8×10^{-3}	9.0×10^{-2}	
	1.7×10^{-1}	9.0×10^{-2}	2.6×10^{-1}	
	2.2×10^{-1}	1.5×10^0	1.7×10^0	

表 4-21 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) (1/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
評価事象	「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却が使用できない場合)(全交流電力電源喪失の重畳を考慮)	審査ガイドに示されたとおり設定	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ーケンス(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	3293MW	定格熱出力	—
運転時間	1サイクルあたり 10000時間(約416日)	1サイクル13ヶ月 (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	
炉心内蔵量	希ガス類 : 2.2×10^{19} Bq CsI類 : 2.9×10^{19} Bq CsOH類 : 1.2×10^{18} Bq Sb類 : 1.3×10^{18} Bq TeO ₂ 類 : 6.8×10^{18} Bq SrO類 : 1.3×10^{19} Bq BaO類 : 1.2×10^{19} Bq MoO ₂ 類 : 2.5×10^{19} Bq CeO ₂ 類 : 7.5×10^{19} Bq La ₂ O ₃ 類 : 5.5×10^{19} Bq (核種毎の炉心内蓄積量を核種グループ毎に集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉心内蓄積量(Bq/MW)」×「3293MW(定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉心蓄積量(Bq/MW)は、BWR共通条件として、東海第二と同じ装荷燃料(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	格納容器漏えい: 事故発生直後 格納容器ベント: 事故発生から約19時間後	MAAP解析結果	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 4-21 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) (2/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
格納容器内 pH 制御の効果	考慮しない	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、ヨウ素の性状を適切に考慮する。
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 %	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。
格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (希ガス, エアロゾル及び有機よう素)	1Pd 以下 : 0.9Pd で 0.5 %/日 1Pd 超過 : 2Pd で 1.3 %/日	MAAP 解析にて格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし、格納容器の設計漏えい率 (0.9pd で 0.5 %/日) 及び AEC の式等に基づき設定	4.3(1)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。
格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (無機よう素)	1.5h 後~19.5h 後 : 1.3 %/日 上記以外の時間 : 0.5 %/日	格納容器の設計漏えい率及び AEC の式等に基づき設定 (格納容器圧力が 0.9Pd を超える期間を包絡するように 1.3 %/日の漏えい率を設定)	
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・プール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。
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	—
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) (格納容器内の最大存在量から 1/200 まで)	CSE 実験及び Standard Review Plan 6.5.2*2 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・プールのスクラビングによる除去効果 : 10	Standard Review Plan 6.5.5*3 に基づき設定	—

表 4-21 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) (3/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	希ガス類 : 4.3×10^{-3} CsI類 : 6.3×10^{-5} CsOH類 : 3.2×10^{-5} Sb類 : 6.8×10^{-6} TeO ₂ 類 : 6.8×10^{-6} SrO類 : 2.7×10^{-6} BaO類 : 2.7×10^{-6} MoO ₂ 類 : 3.4×10^{-7} CeO ₂ 類 : 6.8×10^{-8} La ₂ O ₃ 類 : 2.7×10^{-8}	MAAP解析結果及びNUREG-1465*4の知見に基づき設定	—
原子炉建屋から大気への漏えい率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)	無限大/日 (地上放出) (格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価)	保守的に設定	—
原子炉建屋から大気への放出率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)	1回/日 (排気筒放出)	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。
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事故発生から2時間	起動操作時間 (115分) + 負圧達成時間 (5分) (起動に伴い原子炉建屋は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)	
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない	保守的に設定	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。
ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態	原子炉建屋の急激な圧力上昇等によるブローアウトパネルの開放がないため	—

表 4-21 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）（4/4）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
格納容器圧力逃がし装置への放出割合	希ガス類 : 9.5×10^{-1} CsI類 : 1.1×10^{-6} CsOH類 : 4.0×10^{-7} Sb類 : 9.0×10^{-8} TeO ₂ 類 : 9.0×10^{-8} SrO類 : 3.6×10^{-8} BaO類 : 3.6×10^{-8} MoO ₂ 類 : 4.5×10^{-9} CeO ₂ 類 : 9.0×10^{-10} La ₂ O ₃ 類 : 3.6×10^{-10}	MAAP解析結果及びNUREG-1465*4の知見に基づき設定	—
格納容器圧力逃がし装置への放出割合	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 : Standard Review Plan 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

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

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

表 4-22 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）

（単位：Bq）

核種グループ	原子炉建屋から 大気中へ放出	格納容器圧力逃がし 装置を経由した放出	合 計
希ガス類	約 3.6×10^{16}	約 8.9×10^{18}	約 9.0×10^{18}
よう素類	約 2.8×10^{15}	約 7.3×10^{15}	約 1.0×10^{16}
CsOH類	約 3.8×10^{13}	約 5.0×10^8	約 3.8×10^{13}
Sb類	約 4.5×10^{12}	約 2.6×10^7	約 4.5×10^{12}
TeO ₂ 類	約 3.7×10^{13}	約 4.4×10^8	約 3.7×10^{13}
SrO類	約 2.0×10^{13}	約 1.7×10^8	約 2.0×10^{13}
BaO類	約 2.0×10^{13}	約 2.1×10^8	約 2.0×10^{13}
MoO ₂ 類	約 6.9×10^{12}	約 8.4×10^7	約 6.9×10^{12}
CeO ₂ 類	約 4.3×10^{12}	約 5.4×10^7	約 4.3×10^{12}
La ₂ O ₃ 類	約 1.2×10^{12}	約 1.2×10^7	約 1.2×10^{12}

表 4-23 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	全核種：1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定	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	原子炉建屋漏えい（地上放出） 地上：0m 非常用ガス処理系排気筒からの放出 地上：95m 格納容器圧力逃がし装置からの放出 地上：57m	排気筒放出は有効高さ及び格納容器圧力逃がし装置からの放出は原子炉建屋屋上、地上放出時は地上高さを使用	4.3(4)b. 放出原高さは、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	原子炉建屋漏えい 中央制御室中心 評価距離：10 m 建屋入口 評価距離：15 m 非常用ガス処理系排気筒からの放出 中央制御室中心 評価距離：100 m 建屋入口 評価距離：110 m 格納容器圧力逃がし装置からの放出 中央制御室中心 評価距離：55 m 建屋入口 評価距離：45 m	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 4-24 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）

放出位置		中央制御室中心	建屋入口
原子炉建屋	χ / Q (s/m ³)	8.3×10^{-4}	8.2×10^{-4}
	D / Q (Gy/Bq)	2.9×10^{-18}	2.9×10^{-18}
非常用ガス処理系 排気筒	χ / Q (s/m ³)	3.0×10^{-6}	3.0×10^{-6}
	D / Q (Gy/Bq)	8.8×10^{-20}	9.0×10^{-20}
格納容器圧力逃がし 装置排気口	χ / Q (s/m ³)	3.7×10^{-4}	3.7×10^{-4}
	D / Q (Gy/Bq)	8.8×10^{-19}	9.4×10^{-19}

表 4-25 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	8:00~21:45
2直	21:30~8:15

	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						
B班			1直	1直		2直	2直
C班	2直				1直	1直	
D班		2直	2直				1直
E班*		1直		2直	2直		

注記 * : 被ばくの平均化のため、事故直後に中央制御室に滞在している班 (A班) に代わり、2日目以降は日勤勤務の班 (E班) が滞在するものとする。

イベント	▽ 炉心損傷発生	▽ 格納容器ベント		
経過時間 (h)	0	19		
時刻	8:00	21:30	3:00	8:00
1直	A班		E班	
2直	C班			

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	1.2cm/s	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 乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vol.2 ^{*2} より設定	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。

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”，February 1994

表 4-29 中央制御室換気系設備等条件 (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
中央制御室非常用換気系の起動時間	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。

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	室内作業時	建屋内放射線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被ばく	7.8×10 ⁻¹							7.8×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	9.6×10 ⁻¹							9.6×10 ⁻¹
		室内へ外気から取り込まれた放射線物質による被ばく	4.6×10 ¹							4.6×10 ¹
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射線物質による被ばく	4.7×10 ⁰							4.7×10 ⁰
		小計	5.2×10 ¹							5.2×10 ¹
A班	入退域時	建屋内放射線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被ばく	2.6×10 ⁻¹							2.6×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	6.9×10 ⁻³							6.9×10 ⁻³
		室内へ外気から取り込まれた放射線物質による被ばく	8.0×10 ⁰							8.0×10 ⁰
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射線物質による被ばく	8.3×10 ⁰							8.3×10 ⁰
		小計	8.3×10 ⁰							8.3×10 ⁰
		合計	6.0×10 ¹						6.0×10 ¹	
B班	室内作業時	建屋内放射線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被ばく	4.9×10 ⁻²			1.4×10 ⁻²	4.2×10 ⁻⁴	1.2×10 ⁻⁴		6.3×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	2.3×10 ⁻³			6.3×10 ⁻⁴	2.6×10 ⁻⁵	7.9×10 ⁻⁶		3.0×10 ⁻³
		室内へ外気から取り込まれた放射線物質による被ばく	6.7×10 ⁻¹			1.3×10 ⁻¹	6.7×10 ⁻³	2.3×10 ⁻³		8.0×10 ⁻¹
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射線物質による被ばく	1.9×10 ⁰			1.5×10 ⁰	7.1×10 ⁻¹	5.8×10 ⁻¹		4.7×10 ⁰
		小計	2.6×10 ⁰			1.6×10 ⁰	7.2×10 ⁻¹	5.8×10 ⁻¹		5.5×10 ⁰
B班	入退域時	建屋内放射線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被ばく	7.3×10 ⁻²			1.8×10 ⁻²	7.5×10 ⁻⁴	1.4×10 ⁻⁴		9.2×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	3.4×10 ⁻³			8.1×10 ⁻⁴	4.6×10 ⁻⁵	9.5×10 ⁻⁶		4.3×10 ⁻³
		室内へ外気から取り込まれた放射線物質による被ばく	9.6×10 ⁰			7.7×10 ⁰	4.8×10 ⁰	2.1×10 ⁰		2.4×10 ¹
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射線物質による被ばく	9.6×10 ⁰			7.7×10 ⁰	4.8×10 ⁰	2.1×10 ⁰		2.4×10 ¹
		小計	1.2×10 ¹			9.3×10 ⁰	5.5×10 ⁰	2.7×10 ⁰		3.0×10 ¹
		合計	6.0×10 ⁻¹			4.1×10 ⁻³	1.1×10 ⁻³	2.7×10 ⁰		6.0×10 ⁻¹
C班	室内作業時	建屋内放射線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被ばく	6.0×10 ⁻¹							6.0×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	1.4×10 ¹							1.4×10 ¹
		室内へ外気から取り込まれた放射線物質による被ばく	6.8×10 ⁰				4.4×10 ⁻²	1.5×10 ⁻²		6.8×10 ⁰
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射線物質による被ばく	2.6×10 ⁰				1.2×10 ⁰	1.0×10 ⁰		4.8×10 ⁰
		小計	2.4×10 ¹				1.3×10 ⁰	1.0×10 ⁰		2.7×10 ¹
C班	入退域時	建屋内放射線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被ばく	5.4×10 ⁻¹							5.5×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	1.8×10 ⁻²							1.8×10 ⁻²
		室内へ外気から取り込まれた放射線物質による被ばく	1.5×10 ¹				6.3×10 ⁰	5.2×10 ⁰		2.6×10 ¹
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射線物質による被ばく	1.6×10 ¹				6.3×10 ⁰	5.2×10 ⁰		2.7×10 ¹
		小計	4.0×10 ¹				7.5×10 ⁰	6.2×10 ⁰		5.4×10 ¹
D班	室内作業時	建屋内放射線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被ばく	7.4×10 ⁻²			2.0×10 ⁻²		3.0×10 ⁻⁴		9.4×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	3.7×10 ⁻³			9.2×10 ⁻⁴		1.9×10 ⁻⁵		4.6×10 ⁻³
		室内へ外気から取り込まれた放射線物質による被ばく	1.0×10 ⁰			2.0×10 ⁻¹		5.2×10 ⁻³		1.3×10 ⁰
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射線物質による被ばく	1.7×10 ⁰			1.3×10 ⁰		8.3×10 ⁻¹		3.8×10 ⁰
		小計	2.8×10 ⁰			1.5×10 ⁰		8.3×10 ⁻¹		5.2×10 ⁰
D班	入退域時	建屋内放射線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被ばく	1.6×10 ⁻¹			3.4×10 ⁻²		4.3×10 ⁻⁴		1.9×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	6.5×10 ⁻³			1.5×10 ⁻³		2.8×10 ⁻⁵		8.1×10 ⁻³
		室内へ外気から取り込まれた放射線物質による被ばく	1.1×10 ¹			8.5×10 ⁰		4.4×10 ⁰		2.4×10 ¹
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射線物質による被ばく	1.1×10 ¹			8.5×10 ⁰		4.4×10 ⁰		2.4×10 ¹
		小計	1.4×10 ¹			1.0×10 ¹		5.2×10 ⁰		2.9×10 ¹
		合計	2.3×10 ⁻¹			5.9×10 ⁻³	1.8×10 ⁻³	2.3×10 ⁰		2.3×10 ⁻¹
E班	室内作業時	建屋内放射線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被ばく	1.0×10 ⁻²			2.7×10 ⁻⁴		1.1×10 ⁻²		1.1×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	8.0×10 ⁰			5.9×10 ⁻²		2.0×10 ⁻²		8.1×10 ⁰
		室内へ外気から取り込まれた放射線物質による被ばく	2.6×10 ⁰			1.1×10 ⁰		8.6×10 ⁻¹		4.5×10 ⁰
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射線物質による被ばく	1.1×10 ¹			1.1×10 ⁰		8.8×10 ⁻¹		1.3×10 ¹
		小計	4.1×10 ¹			9.4×10 ⁻³		2.9×10 ⁻³		4.3×10 ¹
E班	入退域時	建屋内放射線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被ばく	1.6×10 ⁻²			4.4×10 ⁻⁴		1.4×10 ⁻⁴		1.6×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	1.3×10 ¹			6.9×10 ⁰		5.7×10 ⁰		2.5×10 ¹
		室内へ外気から取り込まれた放射線物質による被ばく	1.3×10 ¹			6.9×10 ⁰		5.7×10 ⁰		2.5×10 ¹
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射線物質による被ばく	1.3×10 ¹			6.9×10 ⁰		5.7×10 ⁰		2.6×10 ¹
		小計	2.4×10 ¹			8.0×10 ⁰		6.6×10 ⁰		3.9×10 ¹

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	室内作業時	建屋内放射線物質からの直接ガンマ線及びビスカイシヤインガンマ線による被ばく	7.8×10 ⁻¹							7.8×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	9.6×10 ⁻¹							9.6×10 ⁻¹
		室内に外気から取り込まれた放射線物質による被ばく	1.0×10 ³							1.0×10 ³
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射線物質による被ばく	4.7×10 ⁰							4.7×10 ⁰
	小計	1.0×10 ³							1.0×10 ³	
A班	入退域時	建屋内放射線物質からの直接ガンマ線及びビスカイシヤインガンマ線による被ばく	2.6×10 ⁻¹							2.6×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	6.8×10 ⁻²							6.8×10 ⁻²
		室内に外気から取り込まれた放射線物質による被ばく	8.0×10 ⁰							8.0×10 ⁰
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射線物質による被ばく	8.3×10 ⁰							8.3×10 ⁰
	小計	1.0×10 ³							1.0×10 ³	
B班	室内作業時	建屋内放射線物質からの直接ガンマ線及びビスカイシヤインガンマ線による被ばく	4.9×10 ⁻²							4.9×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	2.3×10 ⁻³							2.3×10 ⁻³
		室内に外気から取り込まれた放射線物質による被ばく	6.6×10 ⁻¹							6.6×10 ⁻¹
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射線物質による被ばく	1.9×10 ⁰							1.9×10 ⁰
	小計	2.6×10 ⁰							2.6×10 ⁰	
B班	入退域時	建屋内放射線物質からの直接ガンマ線及びビスカイシヤインガンマ線による被ばく	7.3×10 ⁻²							7.3×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	7.0×10 ⁻²							7.0×10 ⁻²
		室内に外気から取り込まれた放射線物質による被ばく	9.6×10 ⁰							9.6×10 ⁰
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射線物質による被ばく	9.7×10 ⁰							9.7×10 ⁰
	小計	1.2×10 ¹							1.2×10 ¹	
C班	室内作業時	建屋内放射線物質からの直接ガンマ線及びビスカイシヤインガンマ線による被ばく	6.0×10 ⁻¹							6.0×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	1.4×10 ¹							1.4×10 ¹
		室内に外気から取り込まれた放射線物質による被ばく	6.8×10 ⁰							6.8×10 ⁰
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射線物質による被ばく	2.6×10 ⁰							2.6×10 ⁰
	小計	2.4×10 ¹							2.4×10 ¹	
C班	入退域時	建屋内放射線物質からの直接ガンマ線及びビスカイシヤインガンマ線による被ばく	5.4×10 ⁻¹							5.4×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	2.9×10 ⁻¹							2.9×10 ⁻¹
		室内に外気から取り込まれた放射線物質による被ばく	1.5×10 ¹							1.5×10 ¹
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射線物質による被ばく	1.6×10 ¹							1.6×10 ¹
	小計	4.0×10 ¹							4.0×10 ¹	
D班	室内作業時	建屋内放射線物質からの直接ガンマ線及びビスカイシヤインガンマ線による被ばく	7.4×10 ⁻²							7.4×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	3.7×10 ⁻³							3.7×10 ⁻³
		室内に外気から取り込まれた放射線物質による被ばく	1.0×10 ⁰							1.0×10 ⁰
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射線物質による被ばく	1.7×10 ⁰							1.7×10 ⁰
	小計	2.8×10 ⁰							2.8×10 ⁰	
D班	入退域時	建屋内放射線物質からの直接ガンマ線及びビスカイシヤインガンマ線による被ばく	1.6×10 ⁻¹							1.6×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	1.3×10 ⁻¹							1.3×10 ⁻¹
		室内に外気から取り込まれた放射線物質による被ばく	1.1×10 ¹							1.1×10 ¹
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射線物質による被ばく	1.1×10 ¹							1.1×10 ¹
	小計	1.4×10 ¹							1.4×10 ¹	
E班	室内作業時	建屋内放射線物質からの直接ガンマ線及びビスカイシヤインガンマ線による被ばく	2.3×10 ⁻¹							2.3×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	1.0×10 ⁻²							1.0×10 ⁻²
		室内に外気から取り込まれた放射線物質による被ばく	8.0×10 ⁰							8.0×10 ⁰
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射線物質による被ばく	2.6×10 ⁰							2.6×10 ⁰
	小計	1.1×10 ¹							1.1×10 ¹	
E班	入退域時	建屋内放射線物質からの直接ガンマ線及びビスカイシヤインガンマ線による被ばく	4.1×10 ⁻¹							4.1×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	3.2×10 ⁻¹							3.2×10 ⁻¹
		室内に外気から取り込まれた放射線物質による被ばく	1.3×10 ¹							1.3×10 ¹
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射線物質による被ばく	1.3×10 ¹							1.3×10 ¹
	小計	2.4×10 ¹							2.4×10 ¹	
合計										

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（マスク着用あり）

被ばく経路		実効線量 (mSv/7日間)				
		A班	B班	C班	D班	E班
室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスライシヤインガンマ線による被ばく	7.8×10 ⁻¹	6.3×10 ⁻²	6.0×10 ⁻¹	9.4×10 ⁻²	2.3×10 ⁻¹
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	9.6×10 ⁻¹	3.0×10 ⁻³	1.4×10 ¹	4.6×10 ⁻³	1.1×10 ⁻²
	(外部被ばく)	5.3×10 ⁰	2.3×10 ⁻³	6.1×10 ⁰	3.7×10 ⁻³	5.2×10 ⁰
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	4.0×10 ¹	8.0×10 ⁻¹	7.7×10 ⁻¹	1.2×10 ⁰	2.9×10 ⁰
	合計	4.6×10 ¹	8.0×10 ⁻¹	6.8×10 ⁰	1.3×10 ⁰	8.1×10 ⁰
入退域時	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	4.7×10 ⁰	4.7×10 ⁰	4.8×10 ⁰	3.8×10 ⁰	4.5×10 ⁰
	小計	5.2×10 ¹	5.5×10 ⁰	2.7×10 ¹	5.2×10 ⁰	1.3×10 ¹
	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスライシヤインガンマ線による被ばく	2.6×10 ⁻¹	9.2×10 ⁻²	5.5×10 ⁻¹	1.9×10 ⁻¹	4.3×10 ⁻¹
入退域時	(外部被ばく)	5.6×10 ⁻³	2.6×10 ⁻³	1.2×10 ⁻²	5.1×10 ⁻³	1.0×10 ⁻²
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	1.3×10 ⁻³	1.7×10 ⁻³	5.7×10 ⁻³	3.0×10 ⁻³	6.3×10 ⁻³
	(内部被ばく)	6.9×10 ⁻³	4.3×10 ⁻³	1.8×10 ⁻²	8.1×10 ⁻³	1.6×10 ⁻²
	合計	8.0×10 ⁰	2.4×10 ¹	2.6×10 ¹	2.4×10 ¹	2.5×10 ¹
入退域時	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	8.3×10 ⁰	2.4×10 ¹	2.7×10 ¹	2.4×10 ¹	2.6×10 ¹
	小計	8.3×10 ⁰	2.4×10 ¹	2.7×10 ¹	2.4×10 ¹	2.6×10 ¹
合計		6.0×10 ¹	3.0×10 ¹	5.4×10 ¹	2.9×10 ¹	3.9×10 ¹

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（マスク着用なし）

被ばく経路		実効線量 (mSv/7日間)					
		A班	B班	C班	D班	E班	
室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスライヤインガンマ線による被ばく	7.8×10 ⁻¹	6.3×10 ⁻²	6.0×10 ⁻¹	9.4×10 ⁻²	2.3×10 ⁻¹	
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	9.6×10 ⁻¹	3.0×10 ⁻³	1.4×10 ¹	4.6×10 ⁻³	1.1×10 ⁻²	
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	(外部被ばく)	5.3×10 ⁰	2.3×10 ⁻³	6.1×10 ⁰	3.7×10 ⁻³	5.2×10 ⁰
		(内部被ばく)	1.0×10 ³	8.0×10 ⁻¹	7.7×10 ⁻¹	1.2×10 ⁰	2.9×10 ⁰
	合計	1.0×10 ³	8.0×10 ⁻¹	6.8×10 ⁰	1.3×10 ⁰	8.1×10 ⁰	
入退域時	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	4.7×10 ⁰	4.7×10 ⁰	4.8×10 ⁰	3.8×10 ⁰	4.5×10 ⁰	
	小計	1.0×10 ³	5.5×10 ⁰	2.7×10 ¹	5.2×10 ⁰	1.3×10 ¹	
	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスライヤインガンマ線による被ばく	2.6×10 ⁻¹	9.2×10 ⁻²	5.5×10 ⁻¹	1.9×10 ⁻¹	4.3×10 ⁻¹	
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	(外部被ばく)	5.6×10 ⁻³	2.6×10 ⁻³	1.2×10 ⁻²	5.1×10 ⁻³	1.0×10 ⁻²
		(内部被ばく)	6.3×10 ⁻²	8.3×10 ⁻²	2.8×10 ⁻¹	1.5×10 ⁻¹	3.2×10 ⁻¹
合計	6.8×10 ⁻²	8.5×10 ⁻²	3.0×10 ⁻¹	1.6×10 ⁻¹	3.3×10 ⁻¹		
合計	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	8.0×10 ⁰	2.4×10 ¹	2.6×10 ¹	2.4×10 ¹	2.5×10 ¹	
	小計	8.3×10 ⁰	2.4×10 ¹	2.7×10 ¹	2.4×10 ¹	2.6×10 ¹	
	合計	1.0×10 ³	3.0×10 ¹	5.4×10 ¹	2.9×10 ¹	3.9×10 ¹	

第 4-36 表 酸素及び二酸化炭素濃度許容濃度

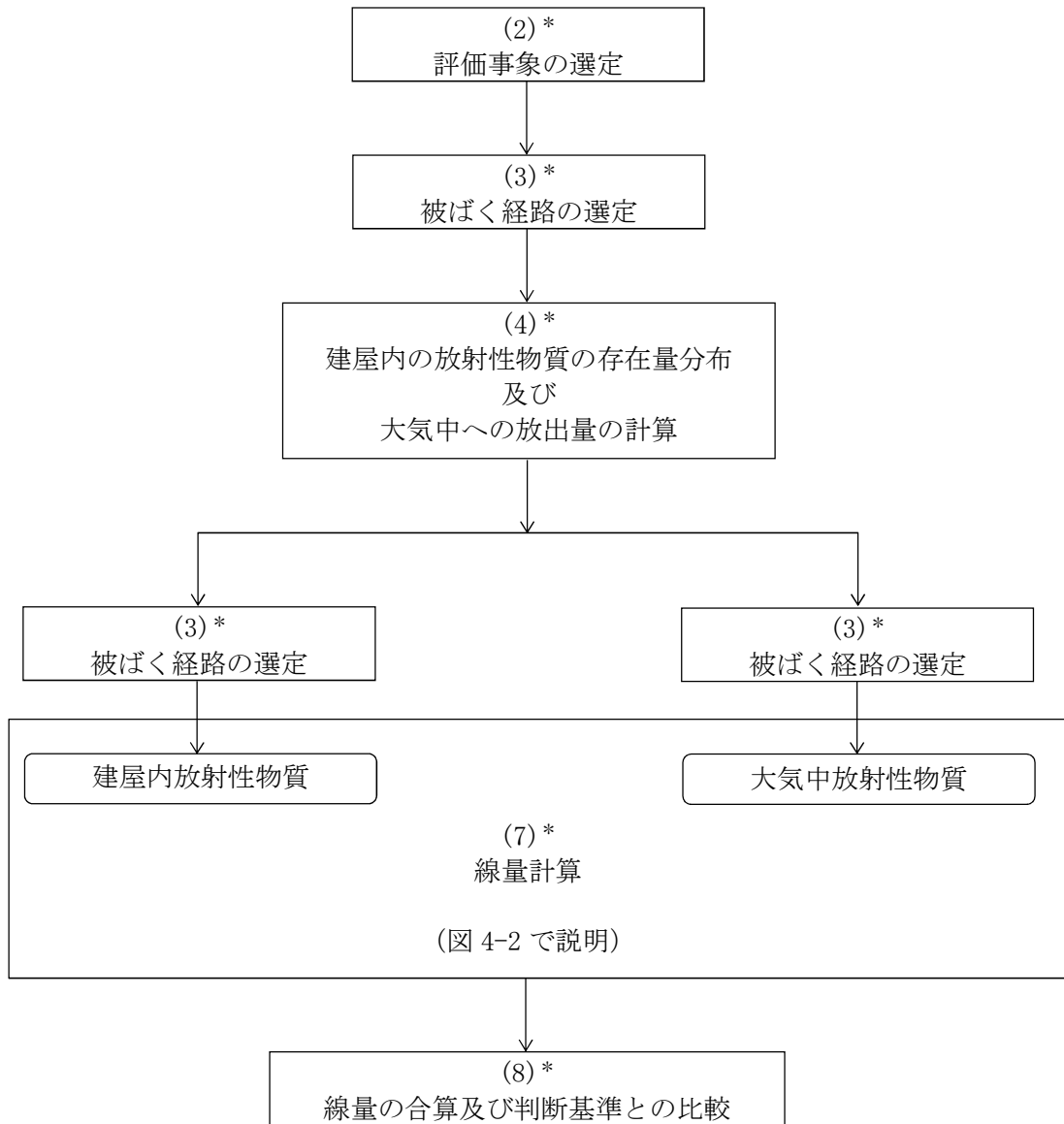
項目	許容濃度	備考
酸素濃度	19 % 以上	「鉱山保安法施行規則」を準拠 (鉱山労働者が作業し、又は通行する坑内は、当該濃度以上とする通気の確保を要求)
二酸化炭素濃度	0.5 % 以下	「事務所衛生規則」を準拠 (事務作業に従事する労働者が主として使用する室内は当該濃度以下とする換気設備の性能を要求)

第 4-37 表 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		設定理由	備考
人数	設計基準事故時	11 人		運転員の人数	—
	炉心の著しい損傷が発生した場合	11 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	0.4 回/h		空気流入率試験結果(約 0.435 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	~2 h	0 回 /h	全交流動力電源喪失によるファン停止を想定	—
		2 h~	0.4 回 /h	設計基準事故時に同じ	—
容積	2700 m ³		中央制御室換気系の処理対象となる区画の容積を保守的に小さめに設定	第 4-35 図参照	
初期酸素濃度	20.95 %		「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	0.0336 %		「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	65.52 l/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「歩行」より引用	1 人当たりの消費量	
二酸化炭素吐出し量	46 l/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	

第 4-38 表 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

項目	評価条件	設定理由	備考
人数	3 人	待避室内にとどまる要員数	—
容積	13 m ³	処理対象となる区画の容積を保守的に小さめ(小数点以下切り下げ)に設定	第 4-35 図参照
評価期間	5 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	20.95 %	「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	0.0336 %	「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)	21.84 ℓ/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)	22 ℓ/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



注記 * : 「4.1.1 評価方針」の項番号を示す。

図 4-1 居住性に係る被ばく評価の手順

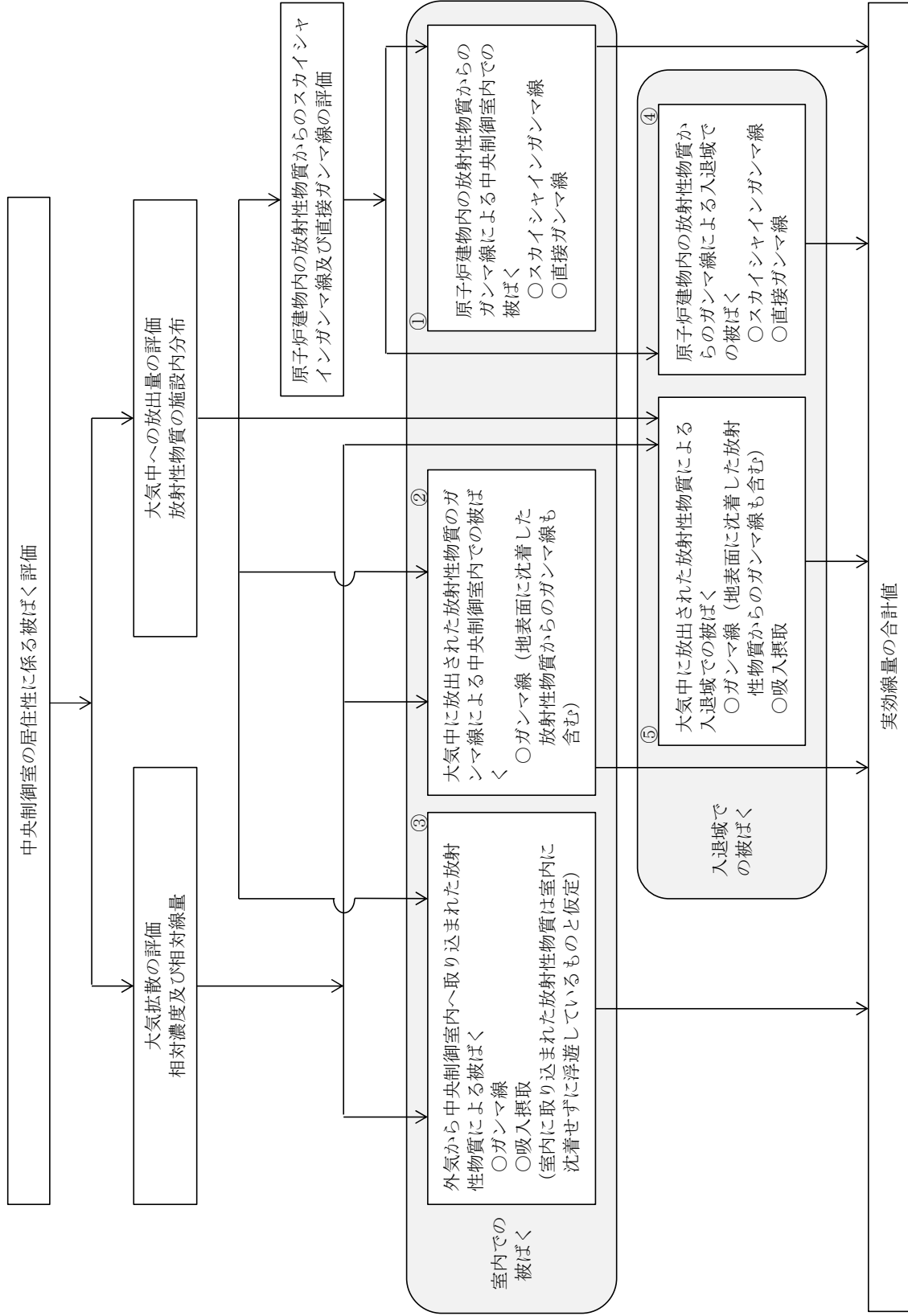


図 4-2 中央制御室の運転員の被ばく経路

中央制御室内での被ばく	① 建屋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及びグランドシャインガンマ線による外部被ばく)
	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 (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)
入退域時の被ばく	④ 建屋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グランドシャインガンマ線による外部被ばく並びに吸入摂取による内部被ばく)

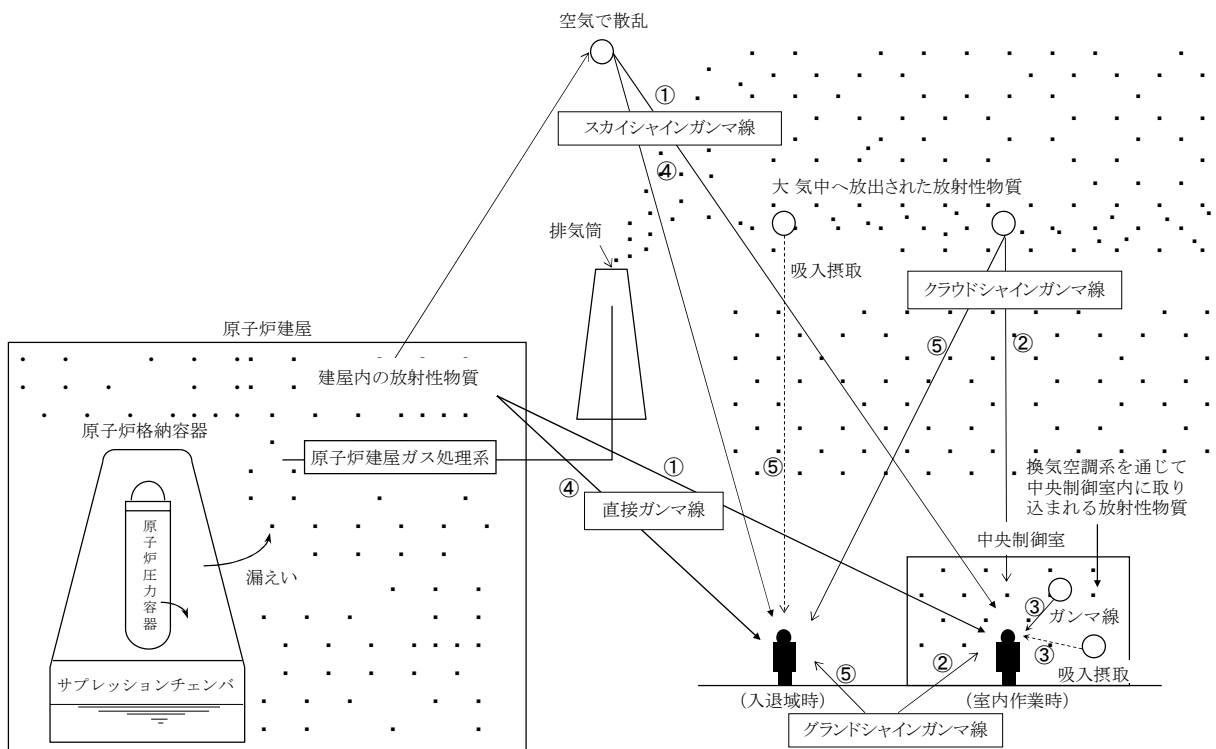
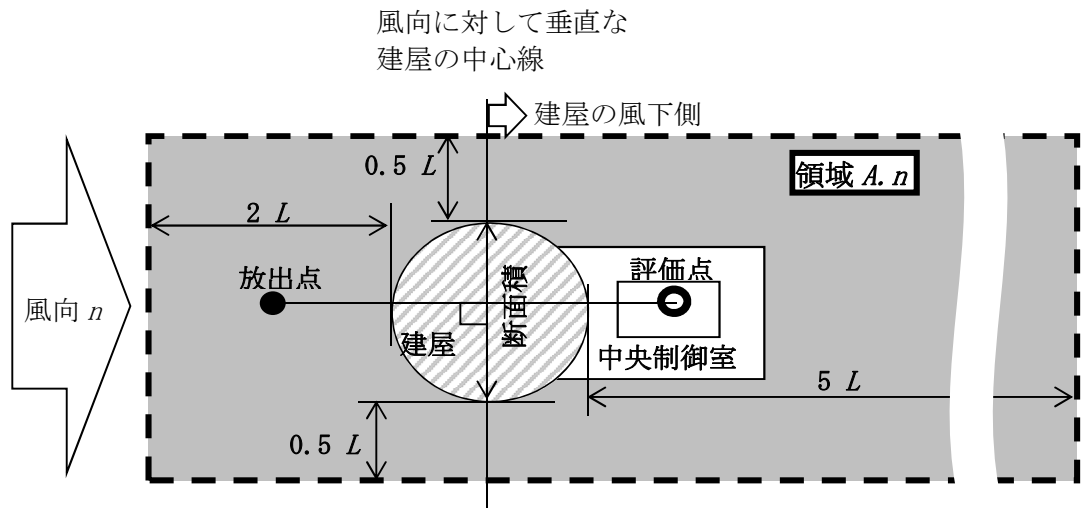
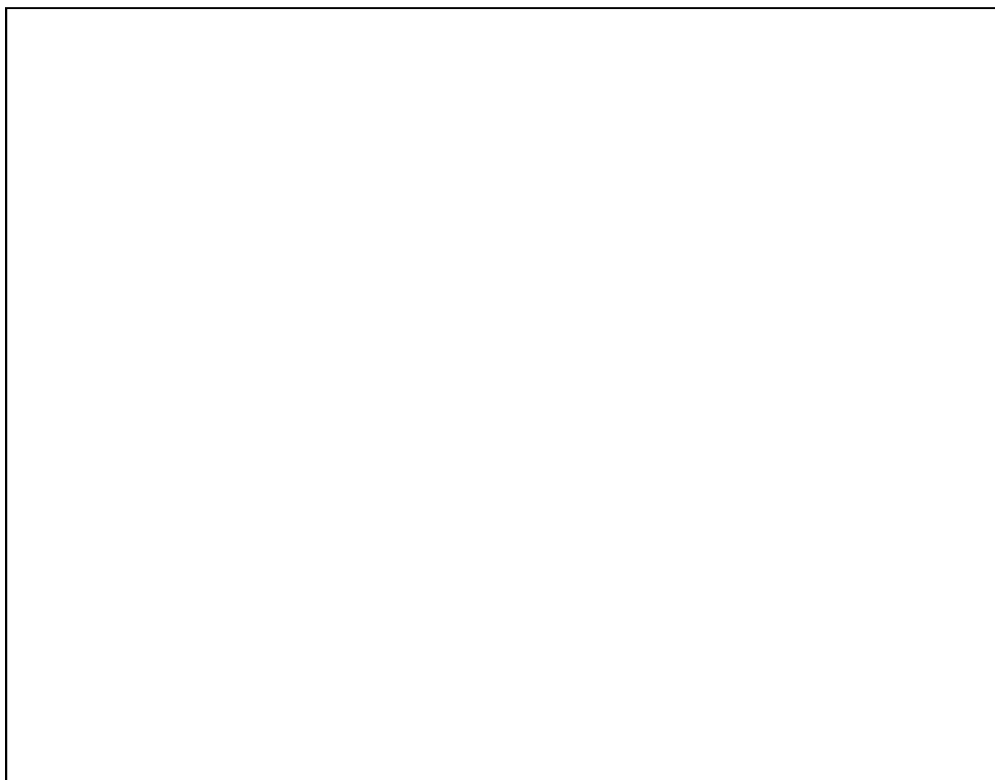


図 4-3 中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージ

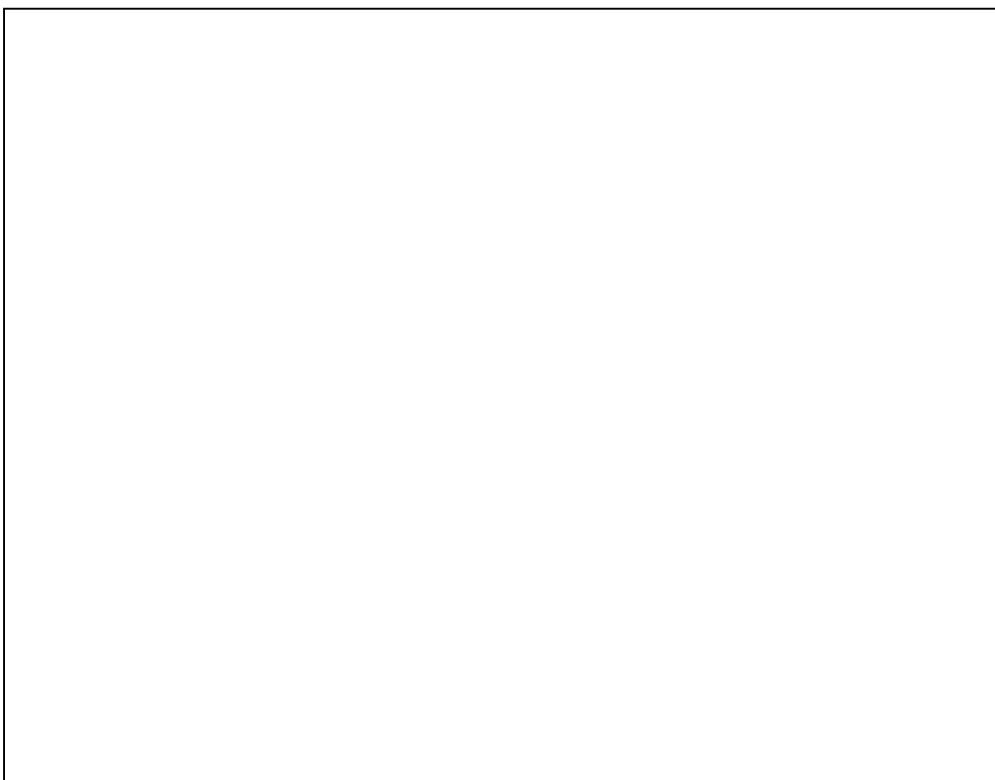


注： L は風向に垂直な建屋又は建屋群の、投影面高さ又は投影幅の小さい方

図 4-4 建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）

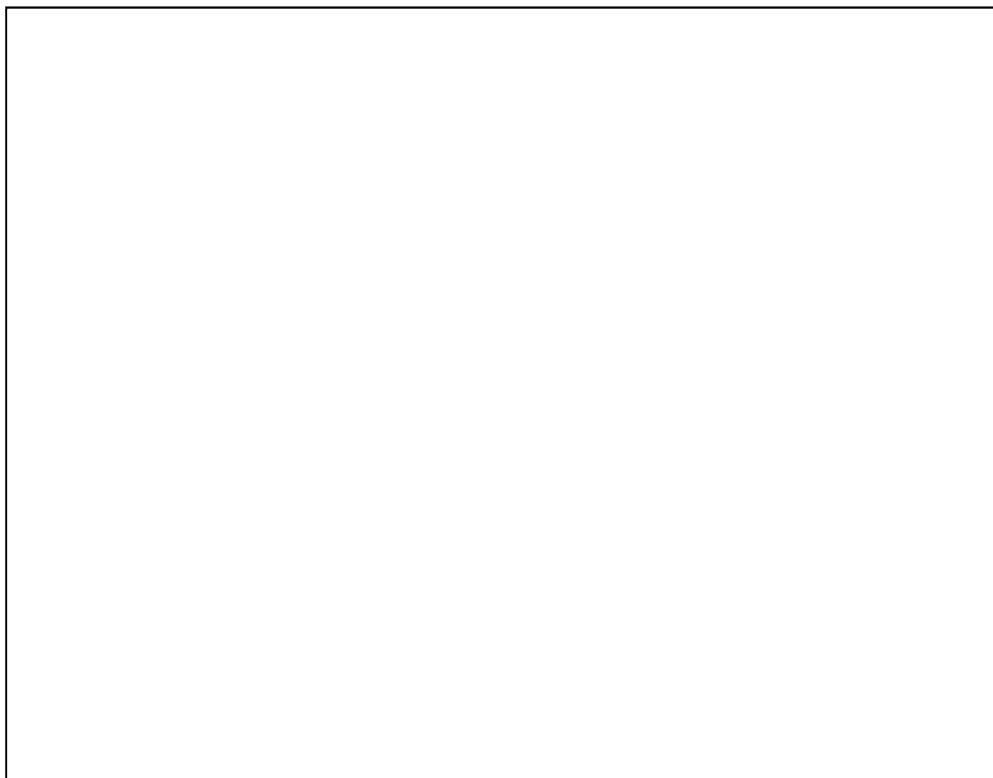


(原子炉冷却材喪失時の放出源と評価点)

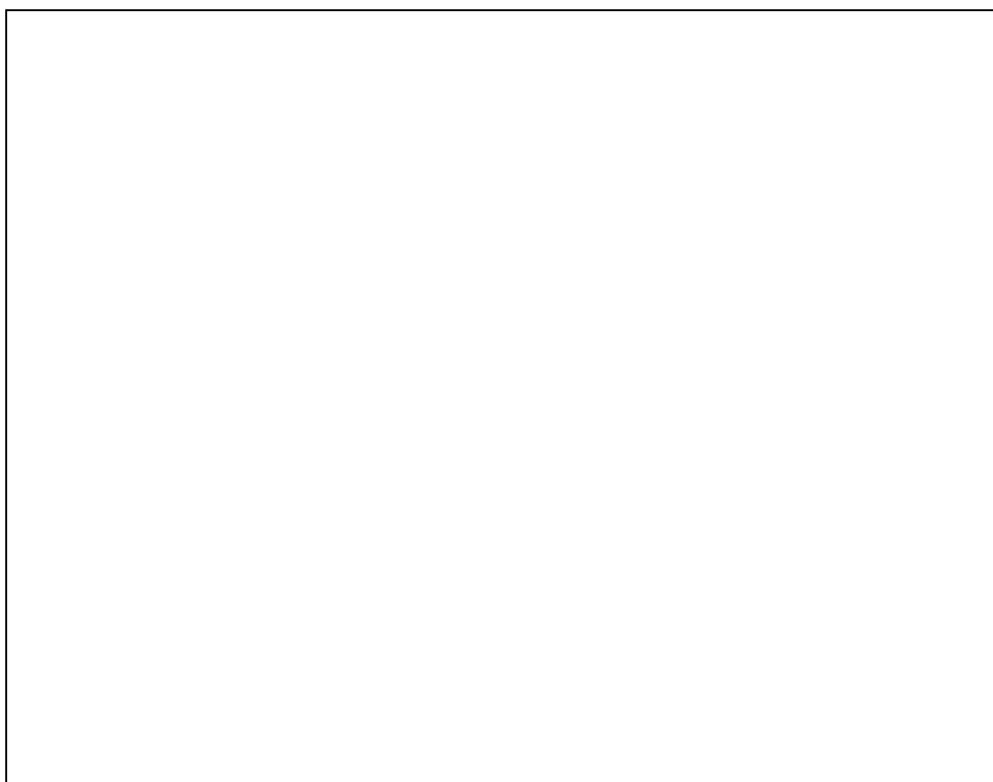


(主蒸気管破断時の放出源と評価点)

図 4-5 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)



(原子炉建屋からの放出における放出源と評価点)



(非常用ガス処理系排気筒からの放出における放出源と評価点)

図 4-6 放射性物質の放出源と評価点の位置関係 (炉心の著しい損傷が発生した場合) (1/2)



(格納容器圧力逃がし装置からの放出における放出源と評価点)

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

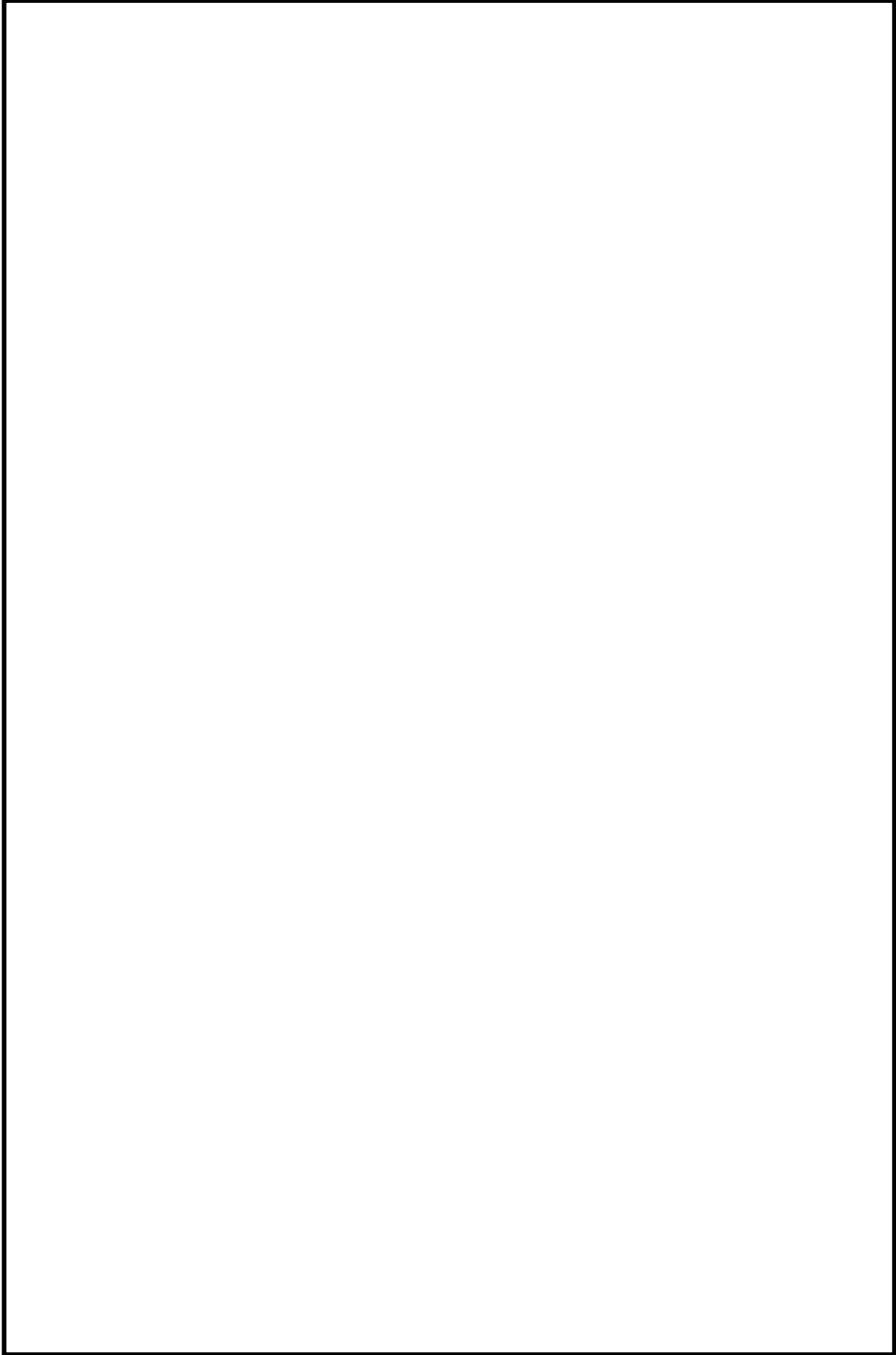


図 4-7 原子炉冷却材喪失時の室内作業時の評価方位 (中央制御室中心) (設計基準事故時)

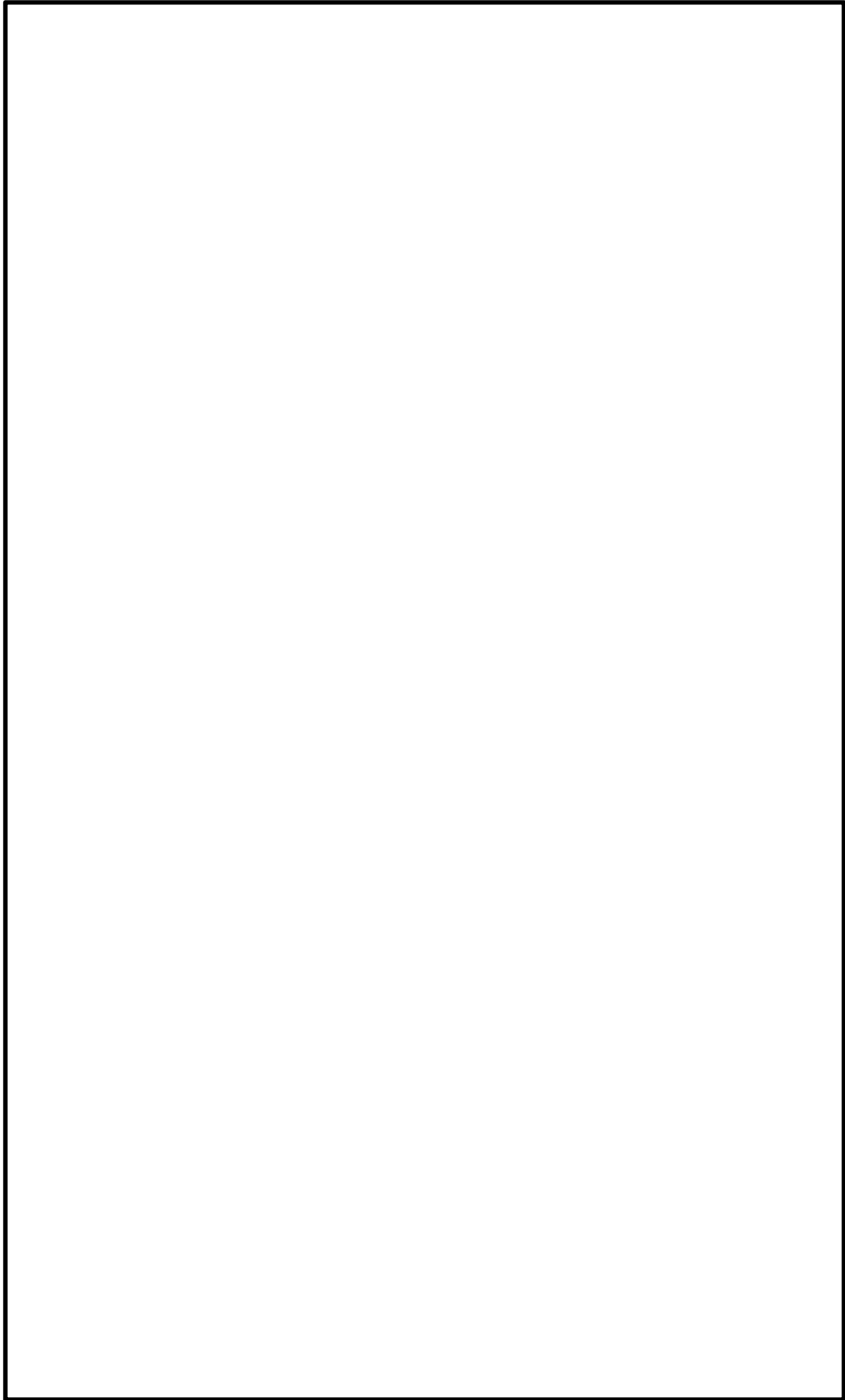


図 4-8 原子炉冷却材喪失時の入退域時の評価方位 (サービス建屋入口) (設計基準事故時)

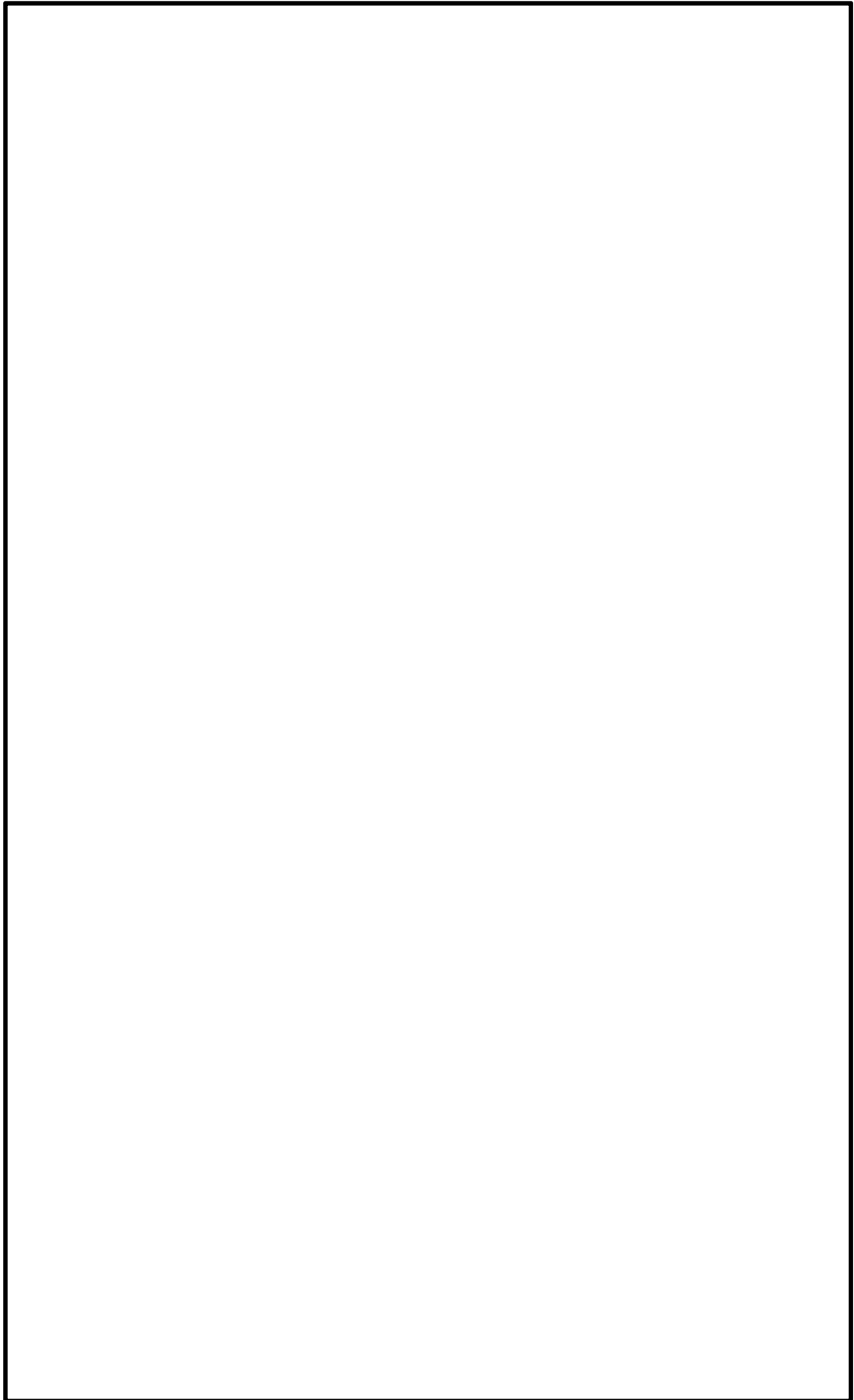


図 4-9 主蒸気管破断時の室内作業時の評価方位（中央制御室中心）（設計基準事故時）

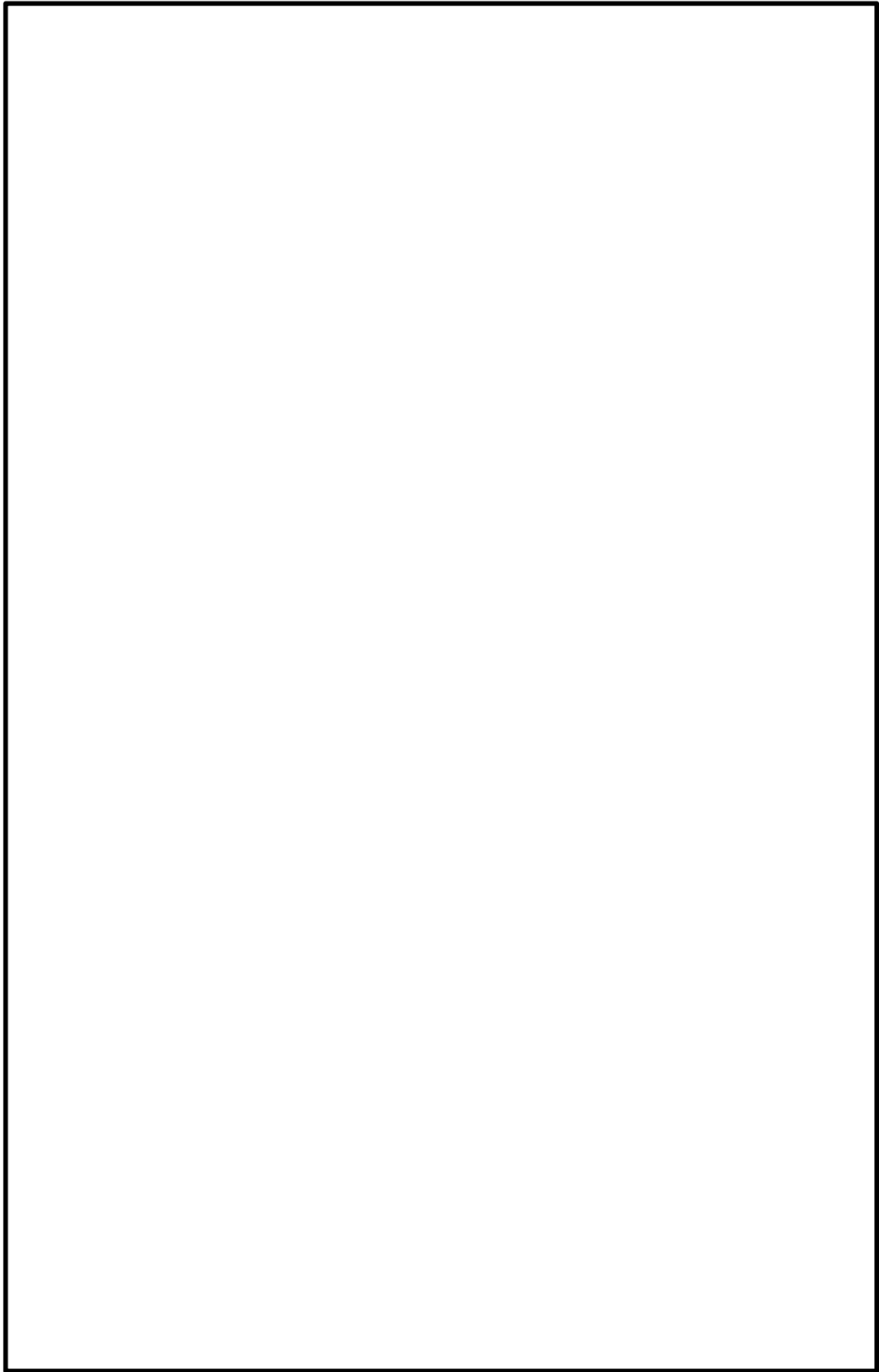


図 4-10 主蒸気破断時の入退域時の評価方位（サービス建屋入口）（設計基準事故時）

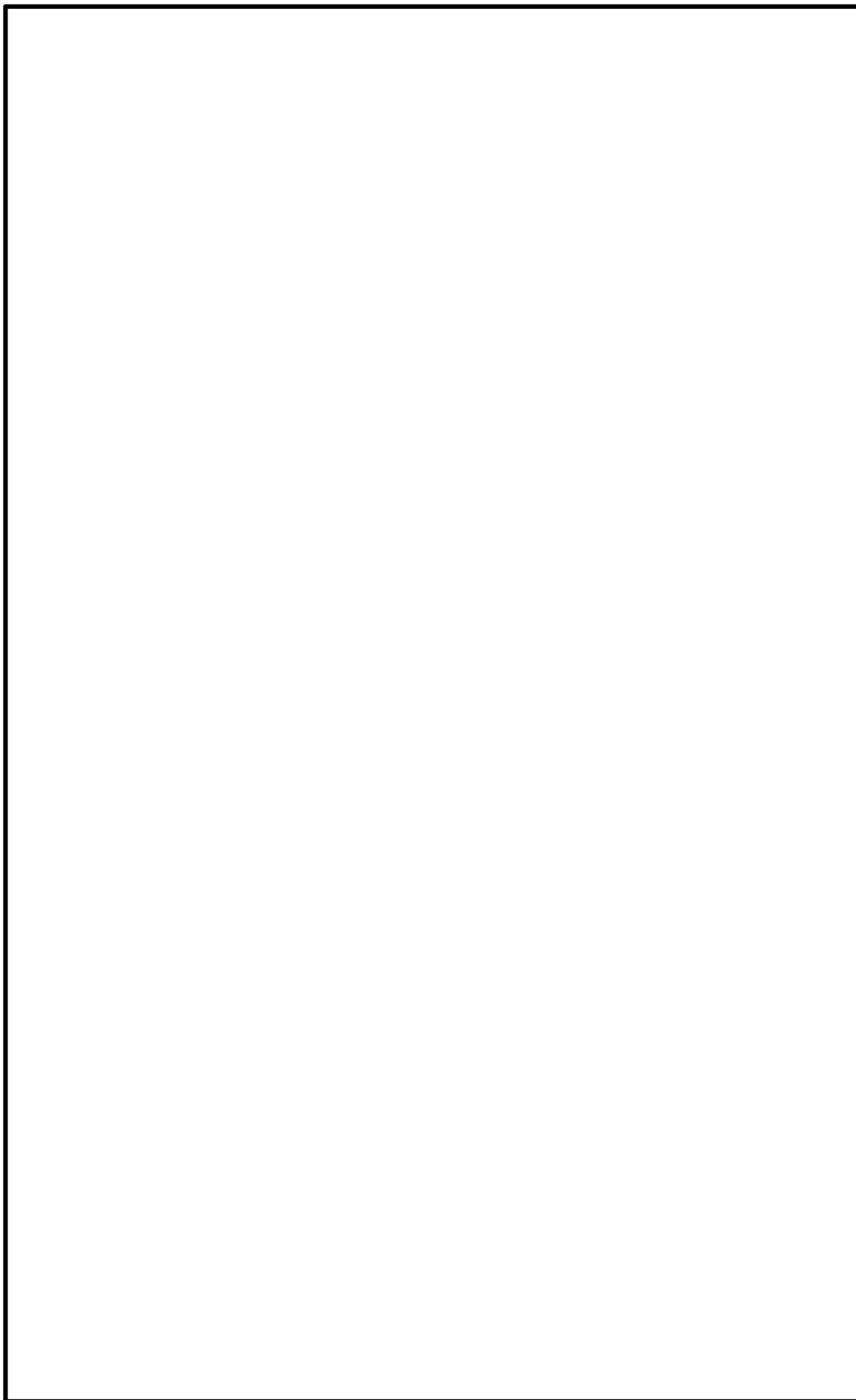


図 4-11 非常用ガス処理系排気筒放出時の評価方位 (評価点：中央制御室中心) (炉心の著しい損傷が発生した場合)

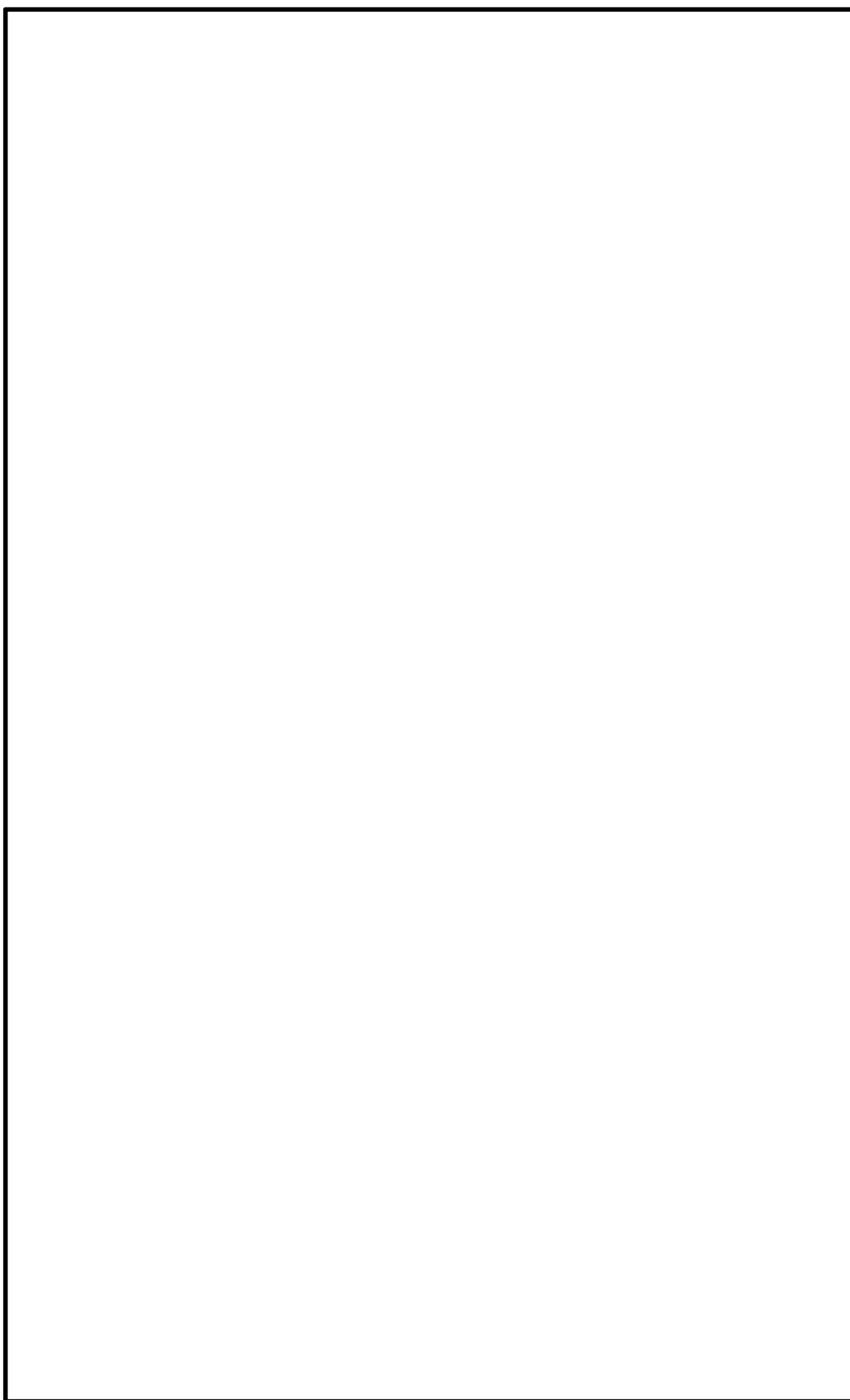


図 4-12 格納容器圧力逃がし装置からの放出時の評価方位 (評価点：中央制御室中心) (炉心の著しい損傷が発生した場合)

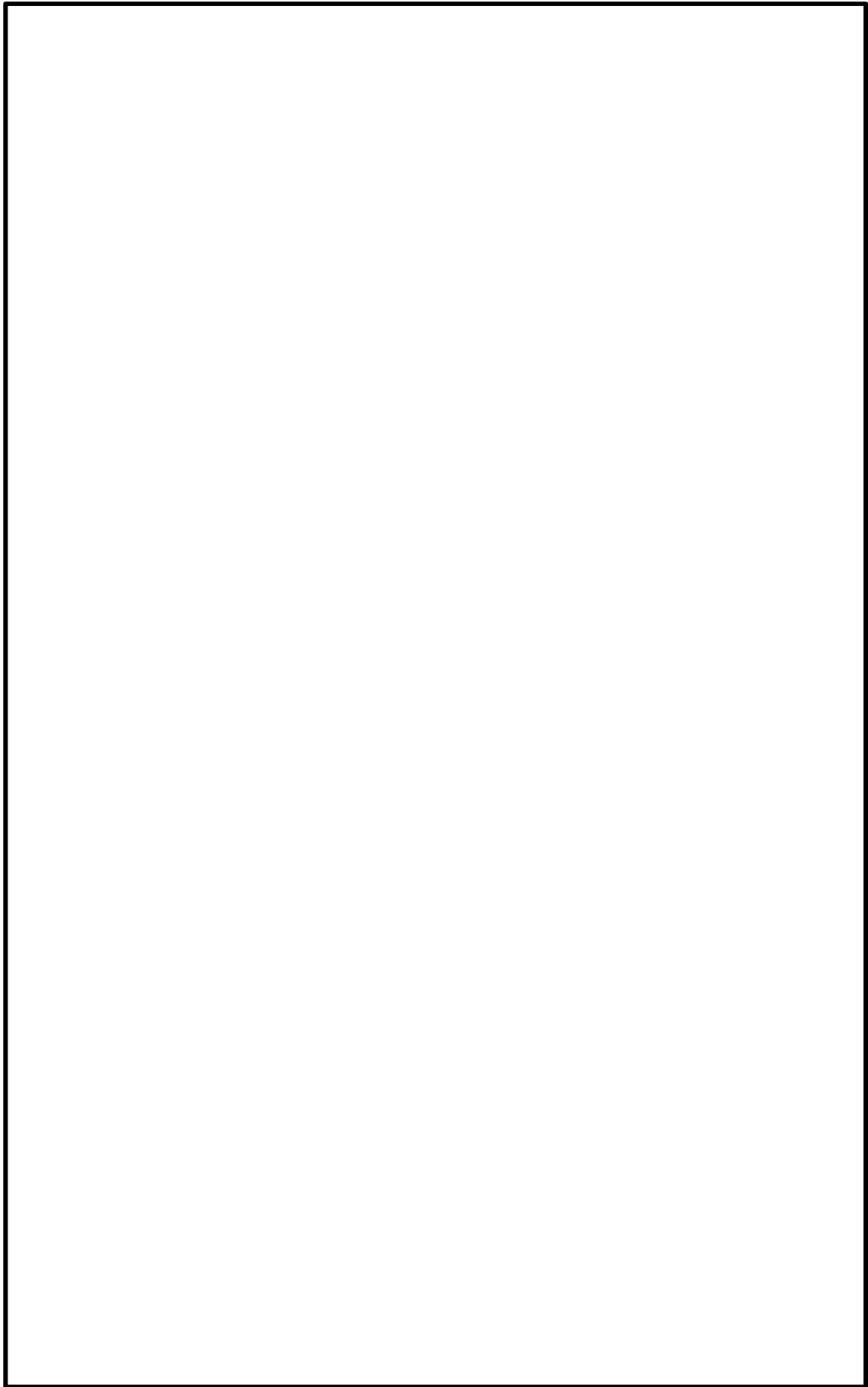


図 4-13 原子炉建屋漏えい時の評価方位（評価点：中央制御室中心）（炉心の著しい損傷が発生した場合）

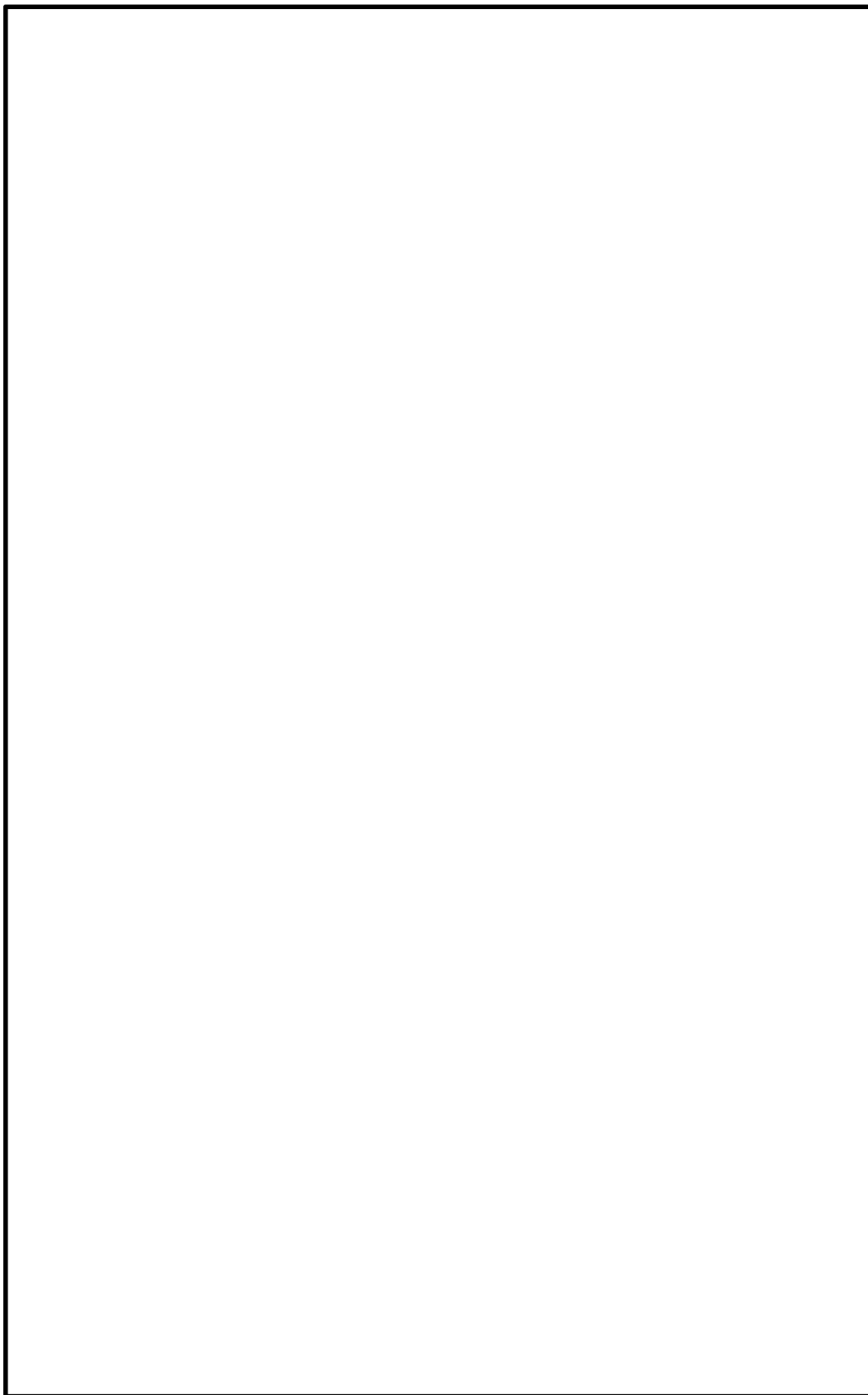


図 4-14 非常用ガス処理系排気筒からの放出時の評価方位（評価点：建屋入口）（炉心の著しい損傷が発生した場合）

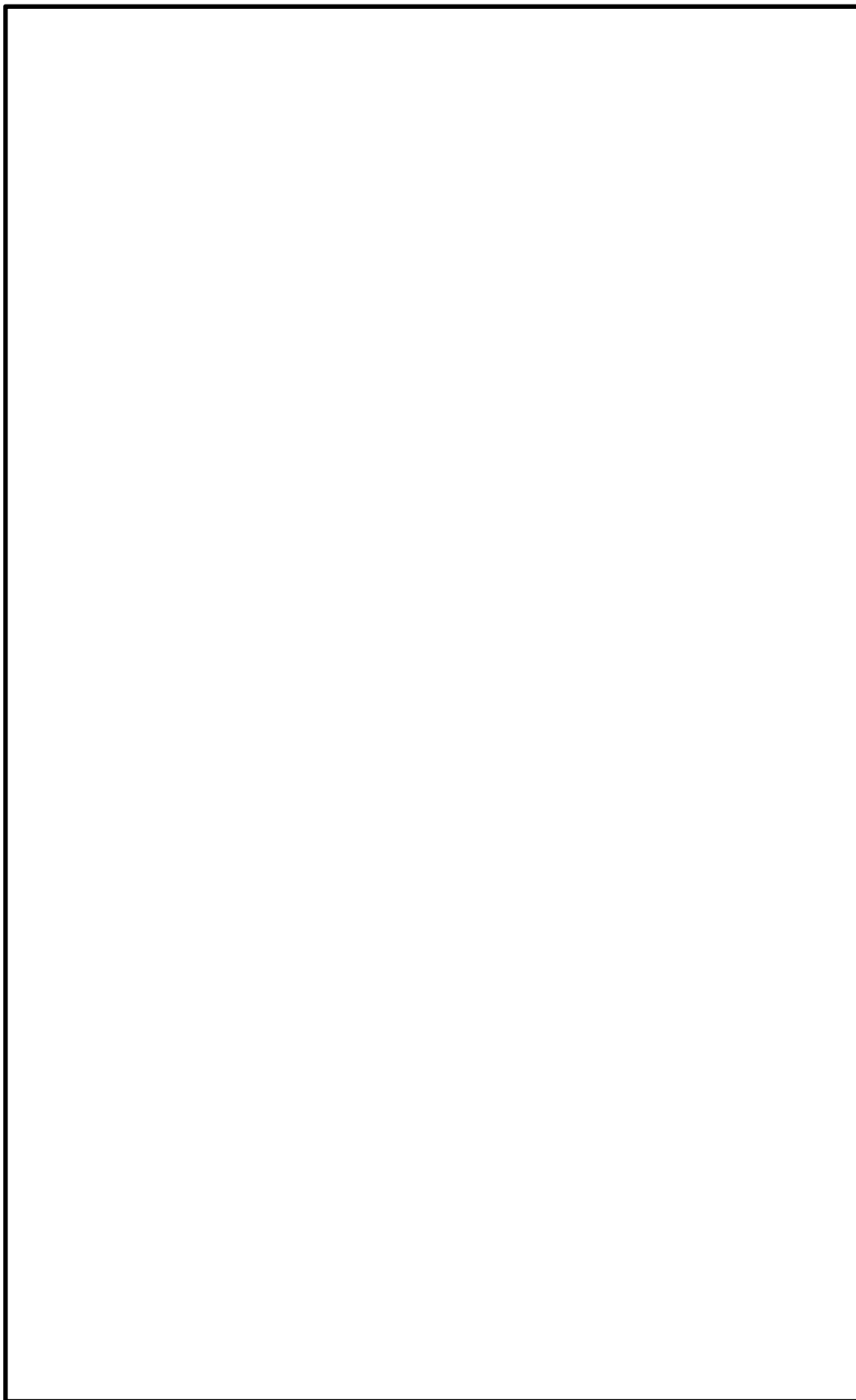


図 4-15 格納容器圧力逃がし装置からの放出時の評価方位（評価点：建屋入口）（炉心の著しい損傷が発生した場合）

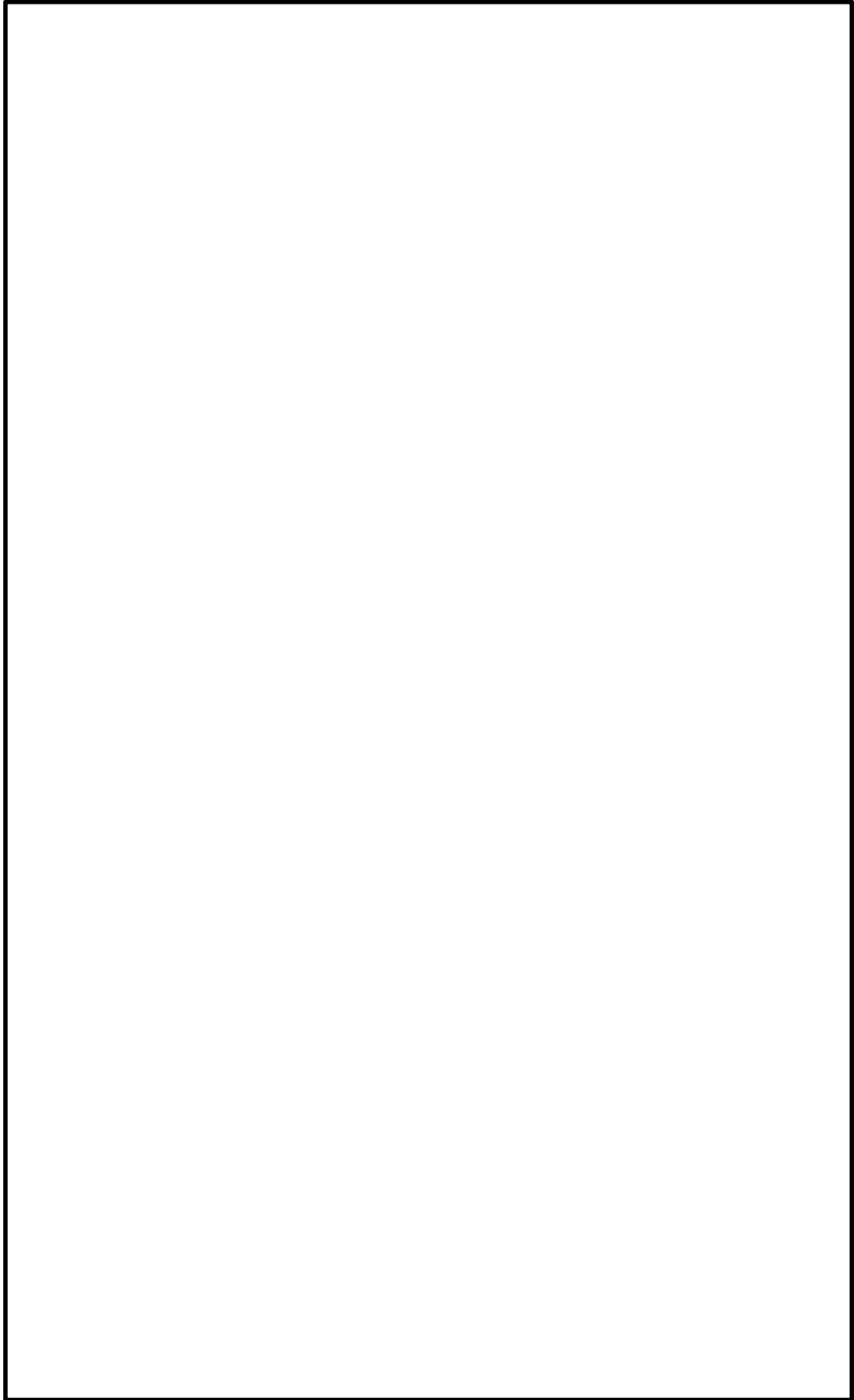


図 4-16 原子炉建屋漏えい時の評価方位 (評価点：建屋入口) (炉心の著しい損傷が発生した場合)

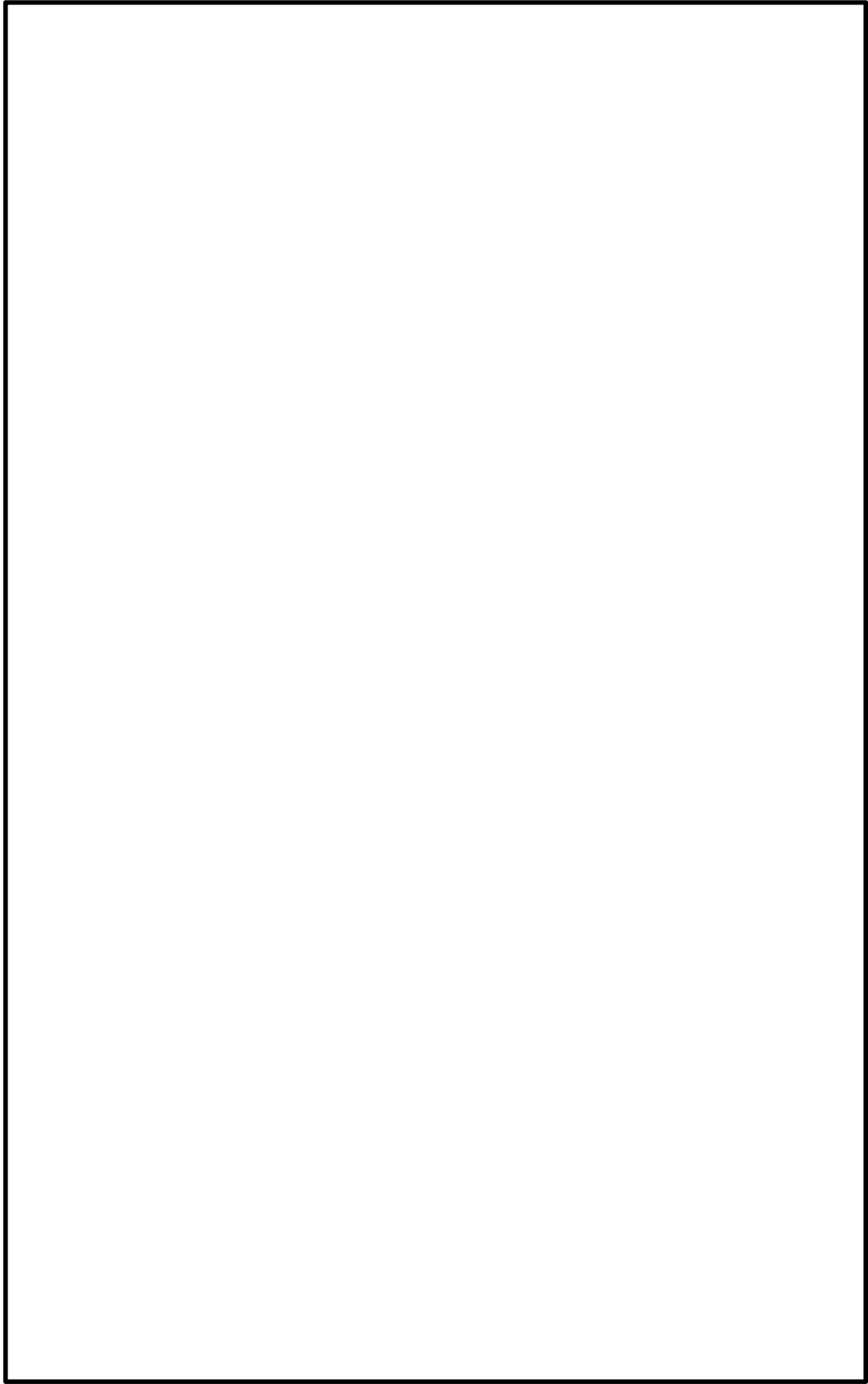


図 4-17 原子炉建屋断面積 (投影面積)

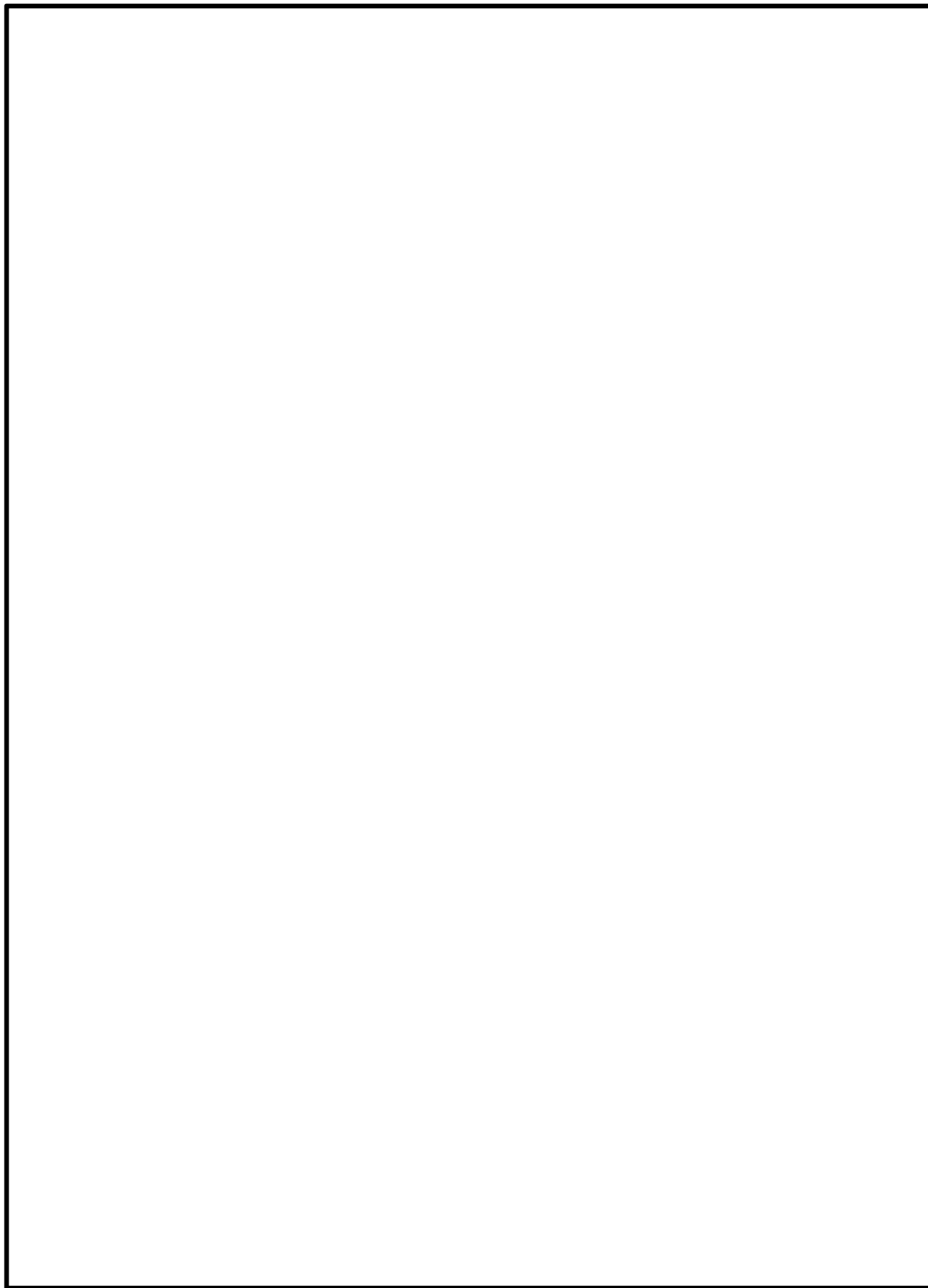


図 4-18 原子炉冷却材喪失時の直接ガンマ線評価モデル(1/2)

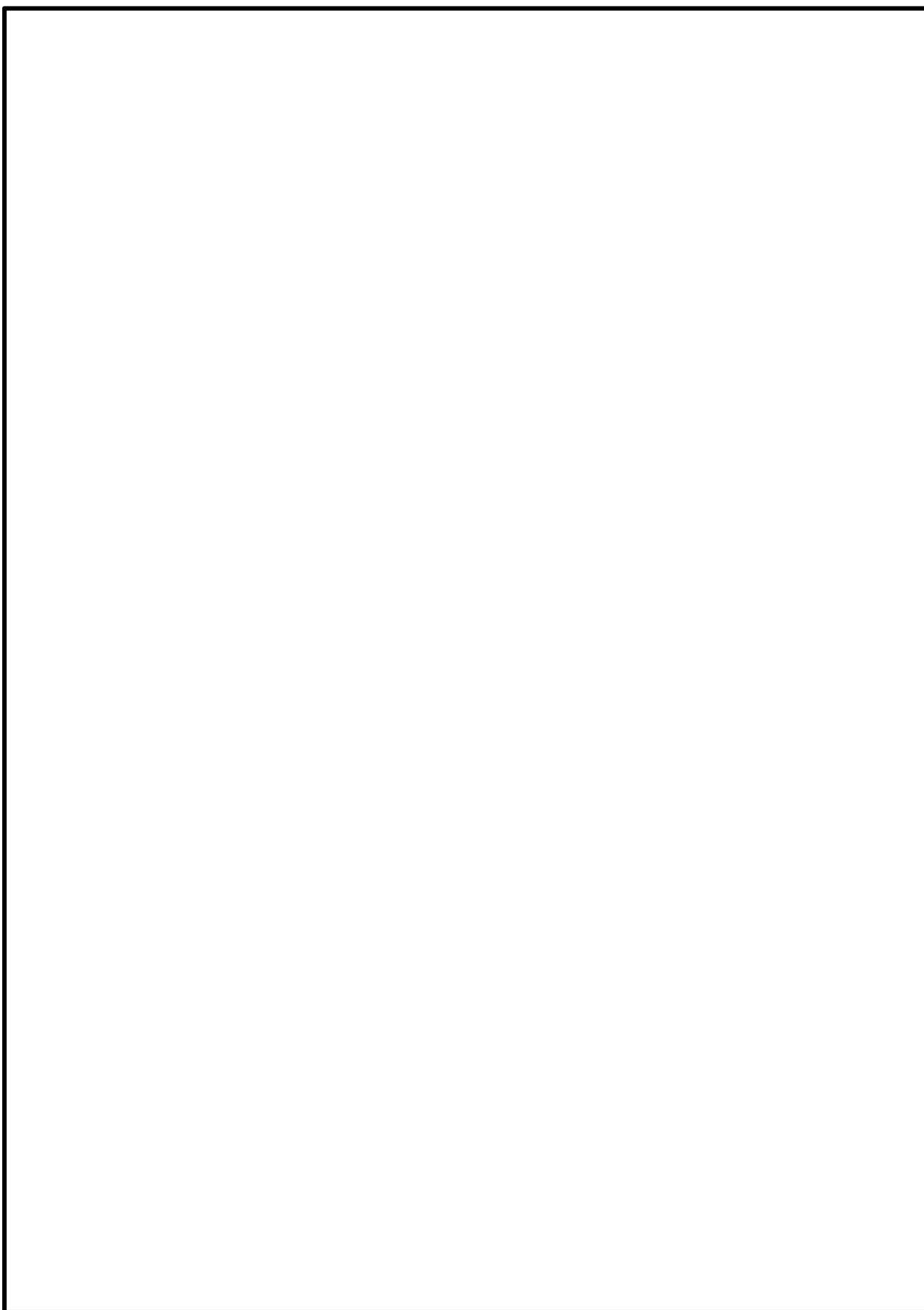


図 4-18 原子炉冷却材喪失時の直接ガンマ線評価モデル(2/2)

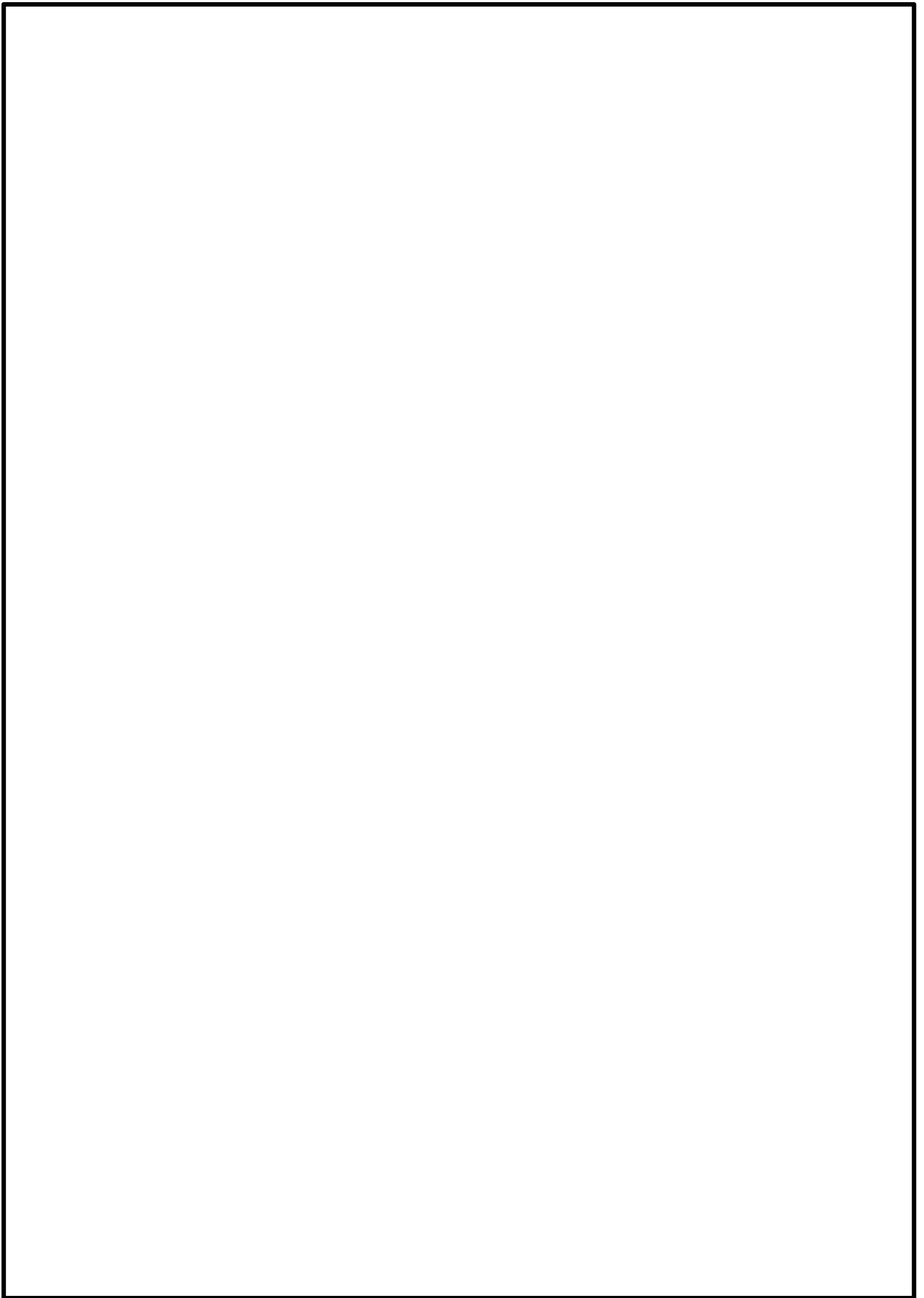


図 4-19 原子炉冷却材喪失時のスカイシャインガンマ線評価モデル

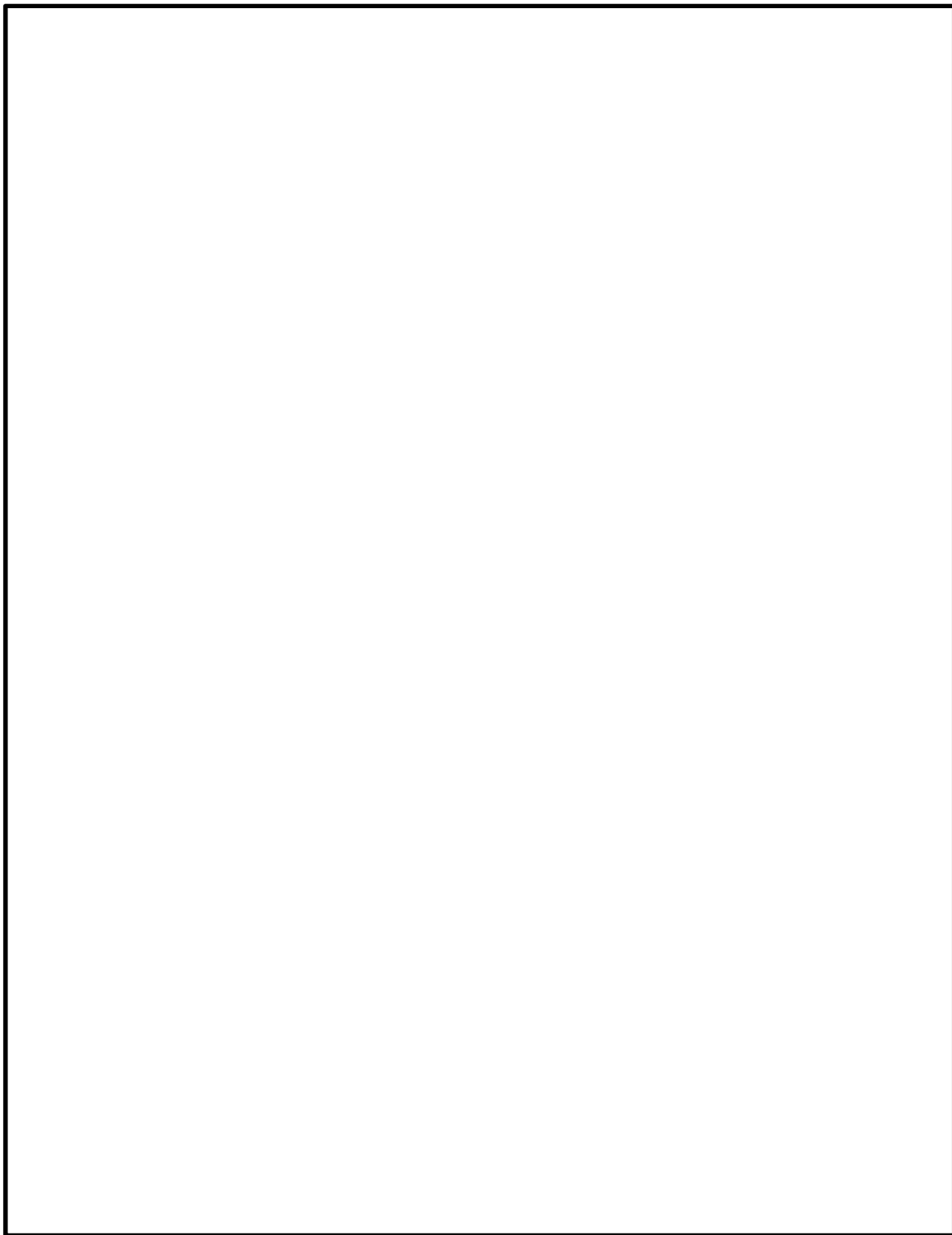


図 4-20 主蒸気管破断時の直接ガンマ線評価モデル(1/2)



図 4-20 主蒸気管破断時の直接ガンマ線評価モデル(2/2)

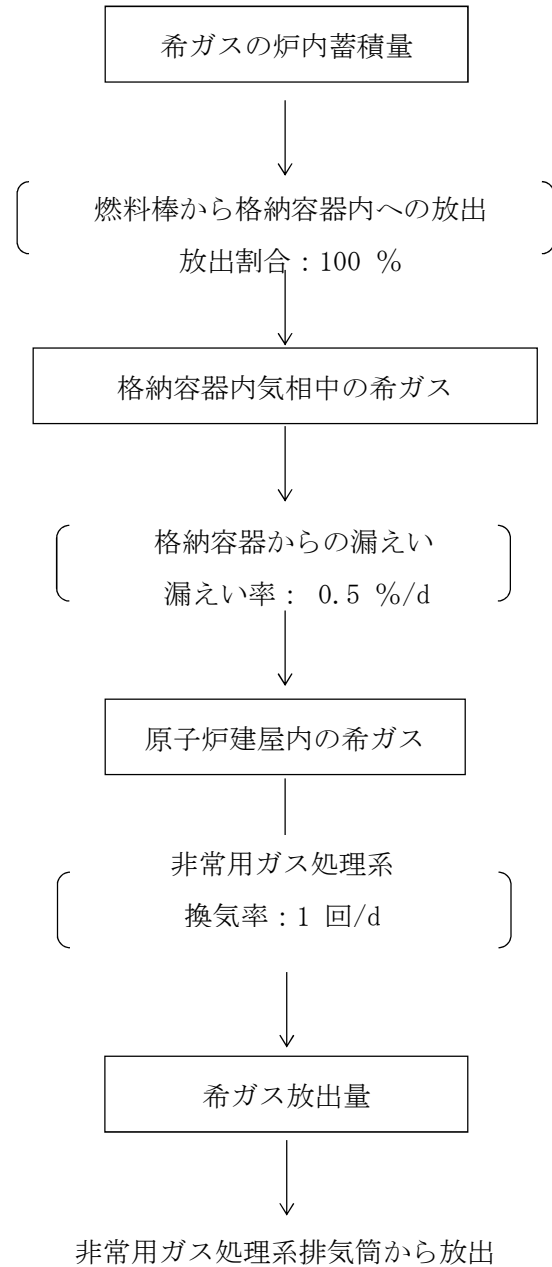


図 4-21 原子炉冷却材喪失時の希ガスの大気放出過程（設計基準事故時）

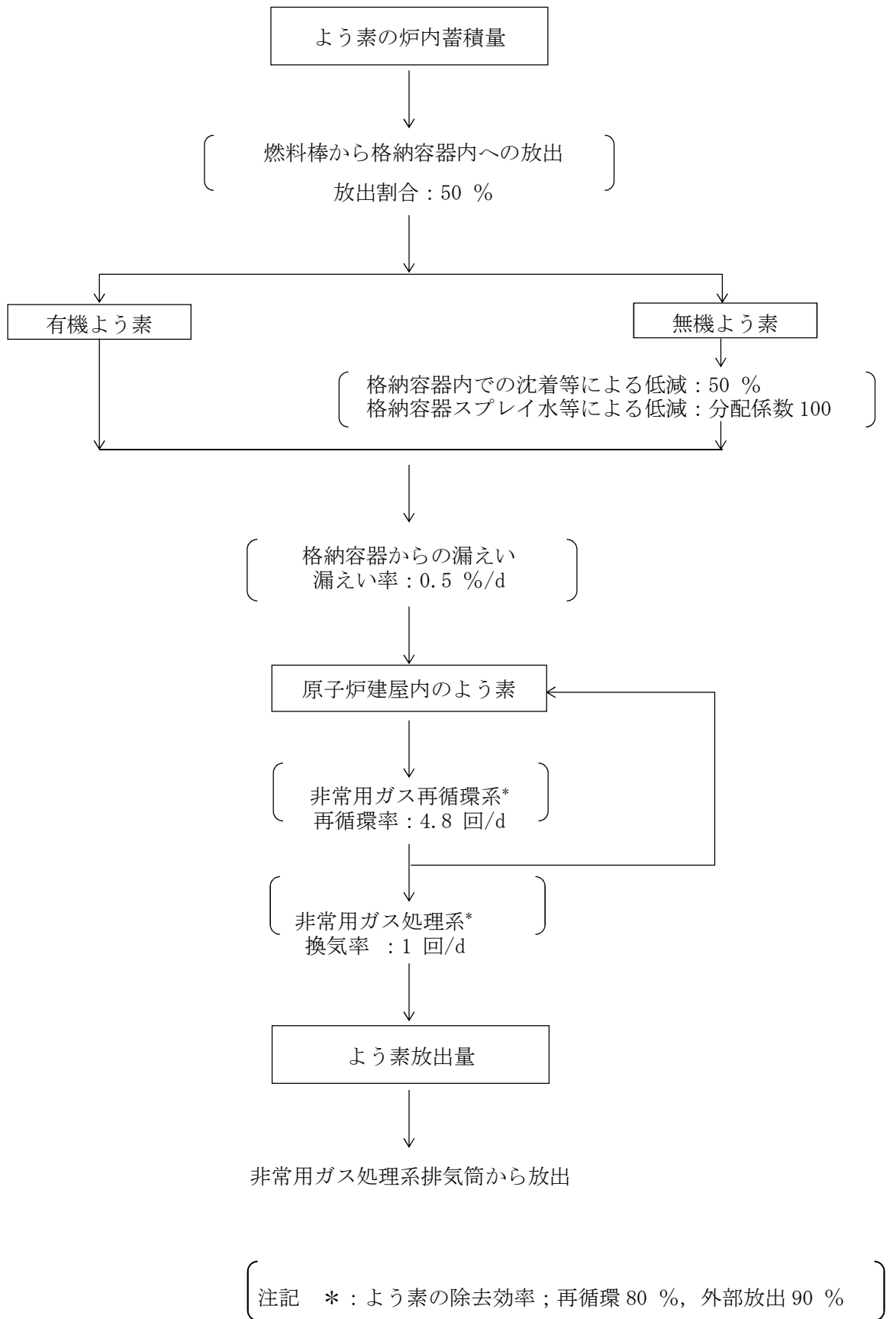


図 4-22 原子炉冷却材喪失時のよう素の大気放出過程（設計基準事故時）

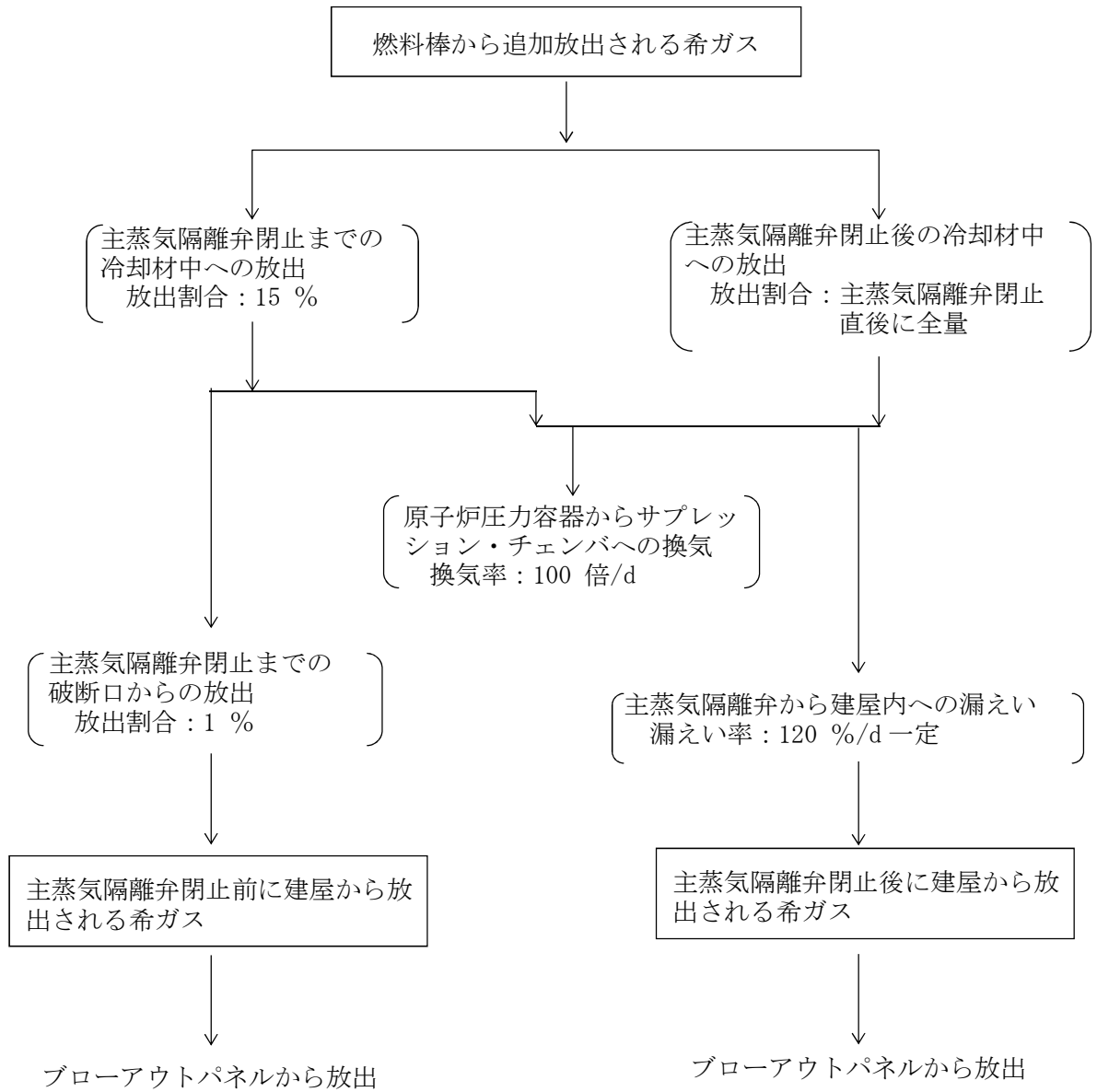


図 4-23 主蒸気管破断時の希ガスの大気放出過程（設計基準事故時）

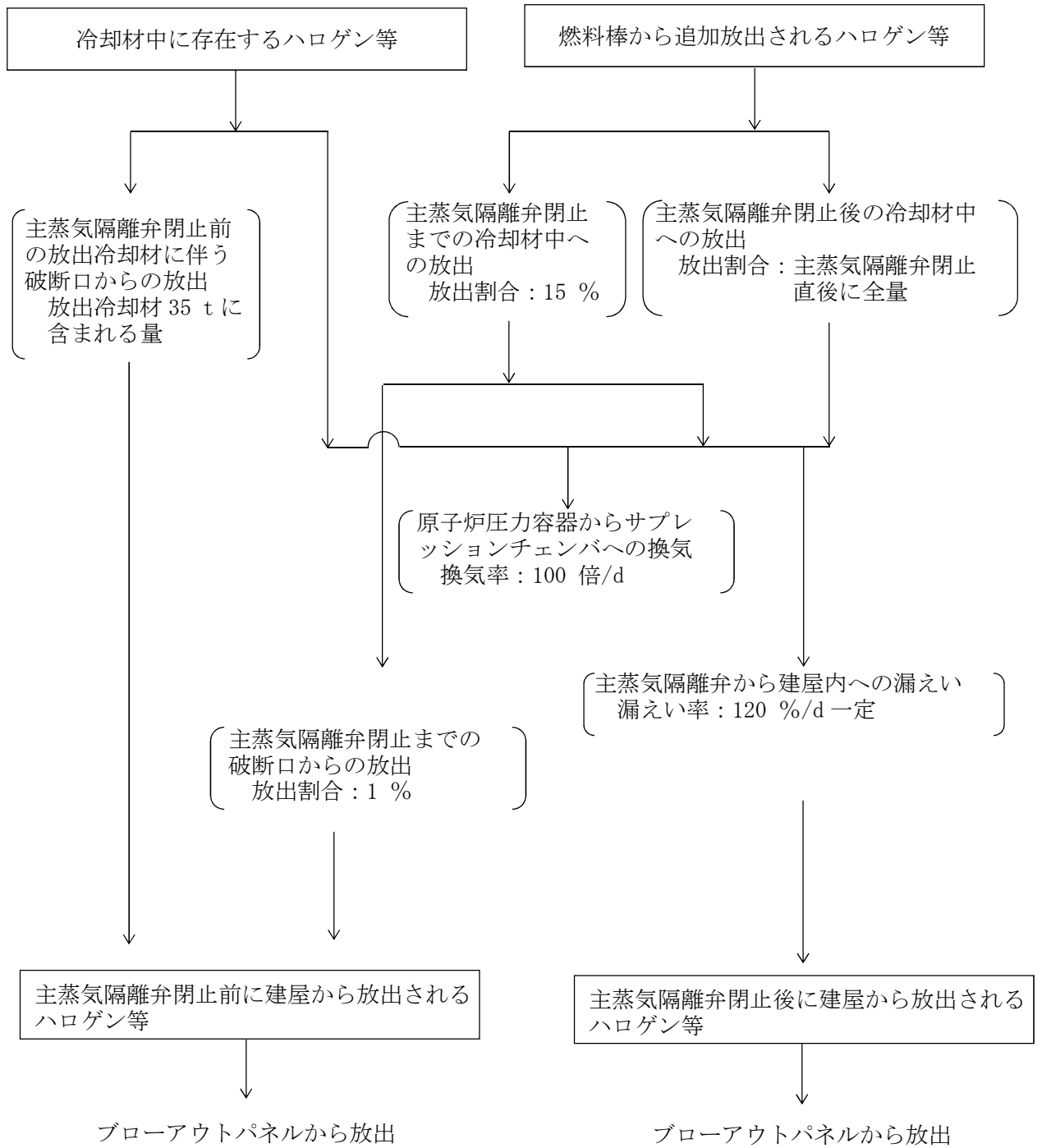


図 4-24 主蒸気管破断時のハロゲン等の大気放出過程（設計基準事故時）

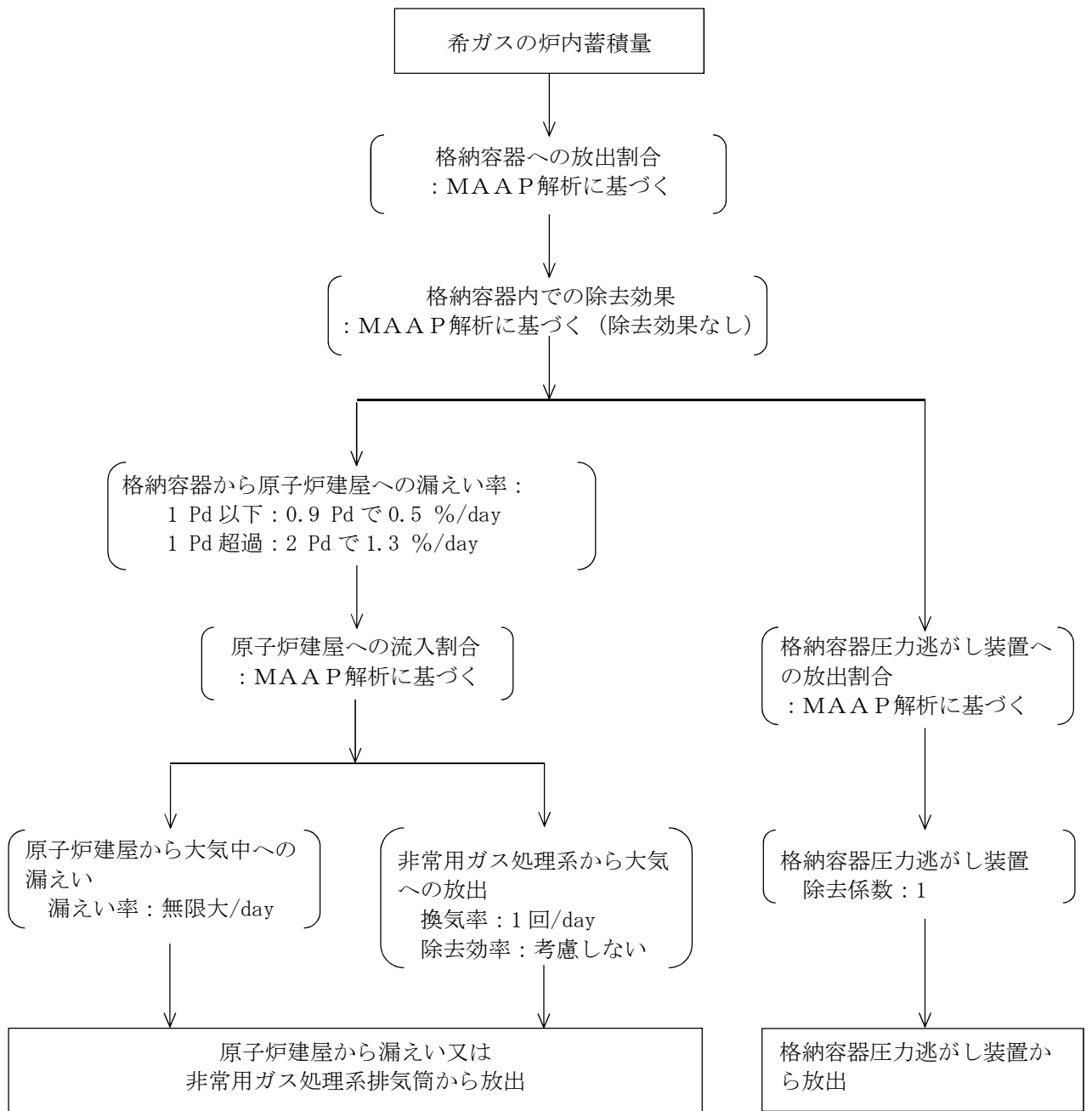


図 4-25 希ガスの大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

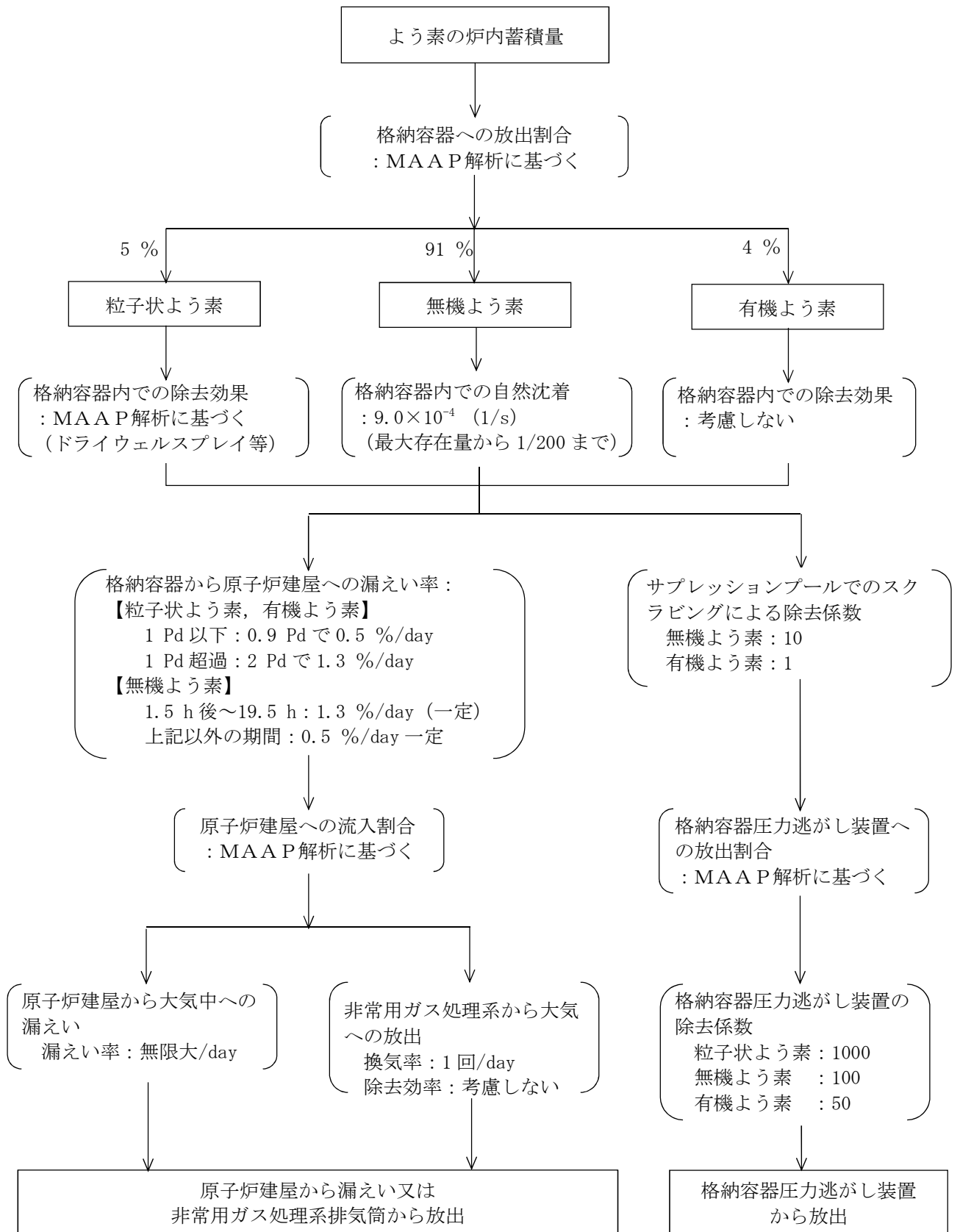


図 4-26 よう素の大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

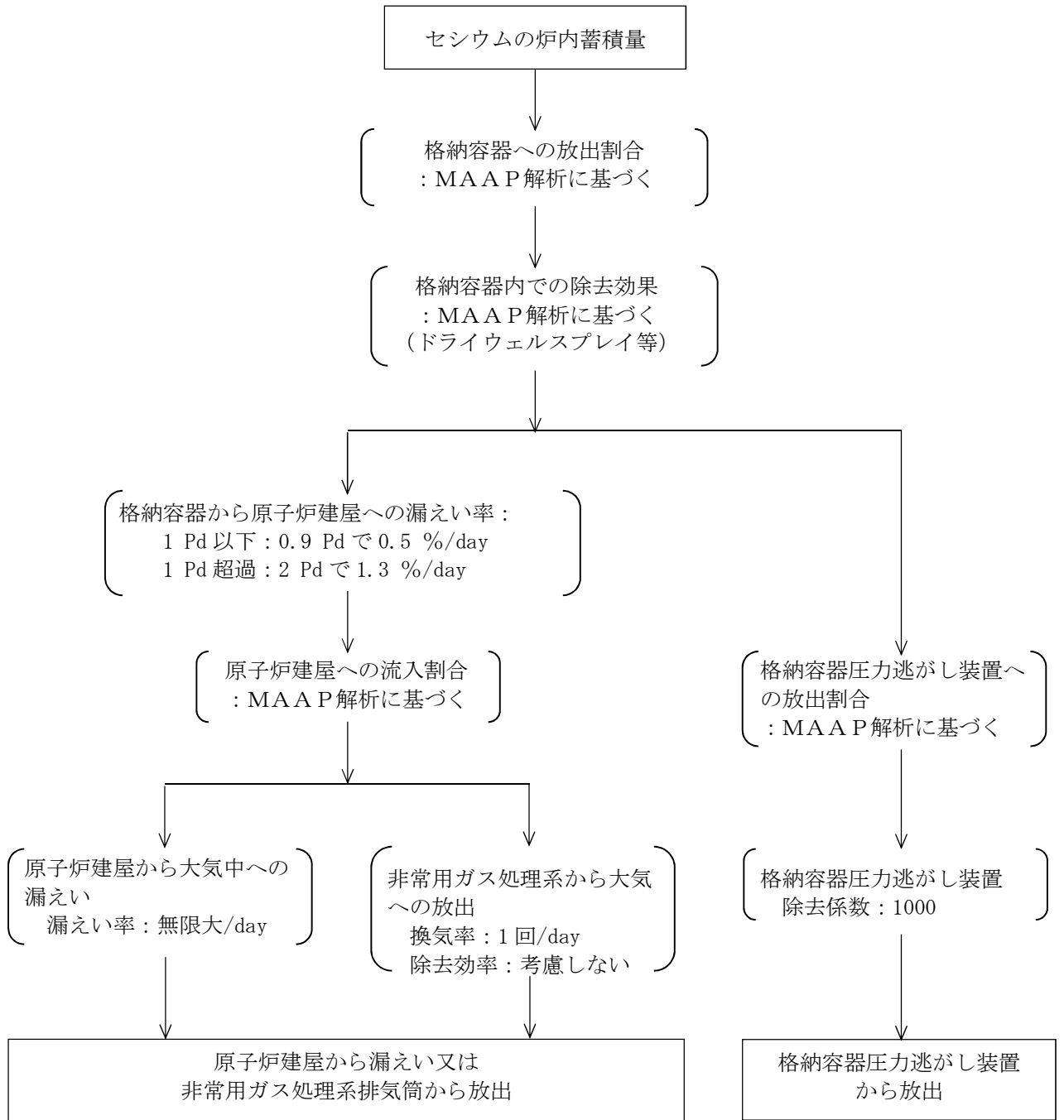


図 4-27 セシウムの大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

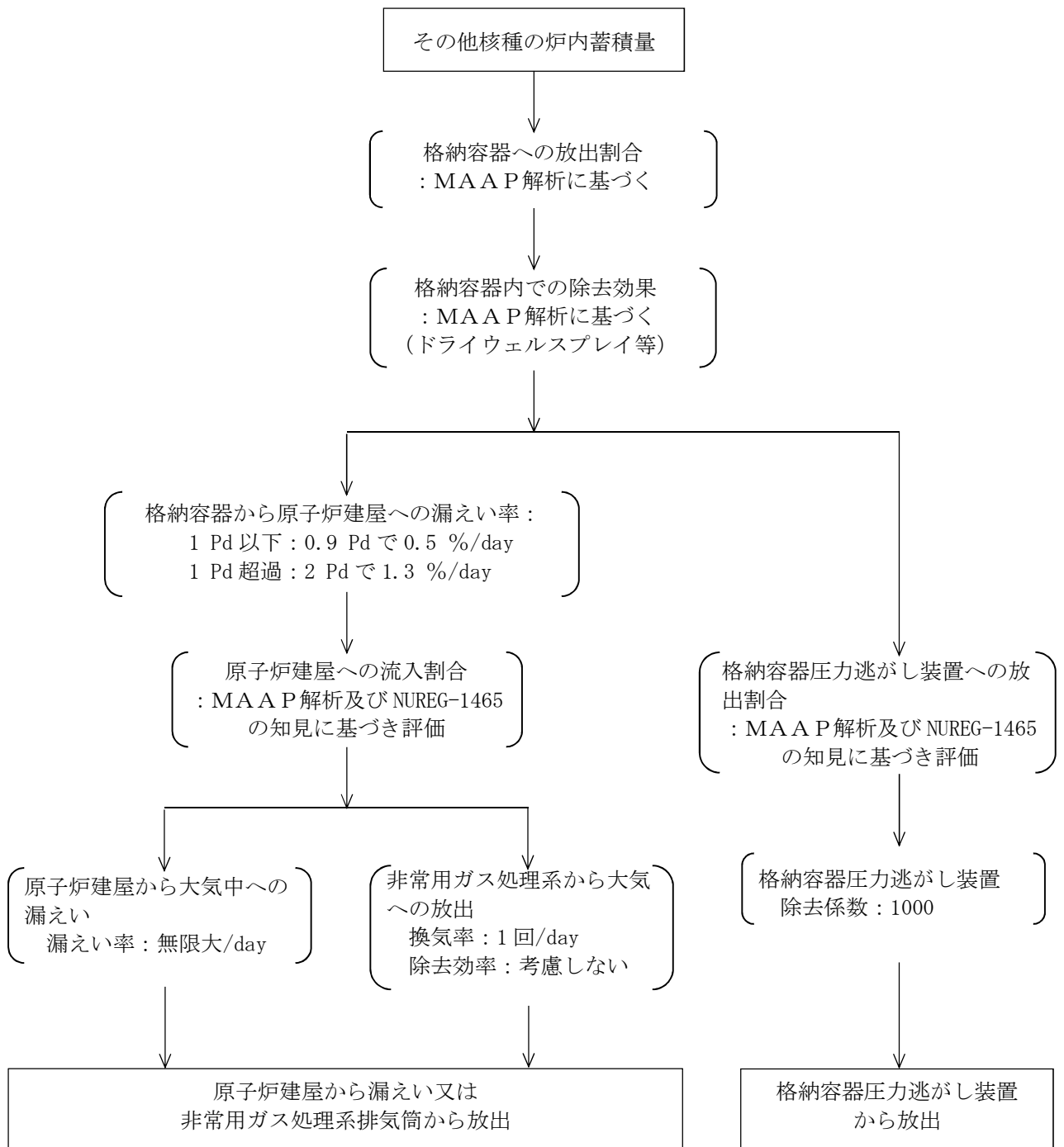


図 4-28 その他核種の大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

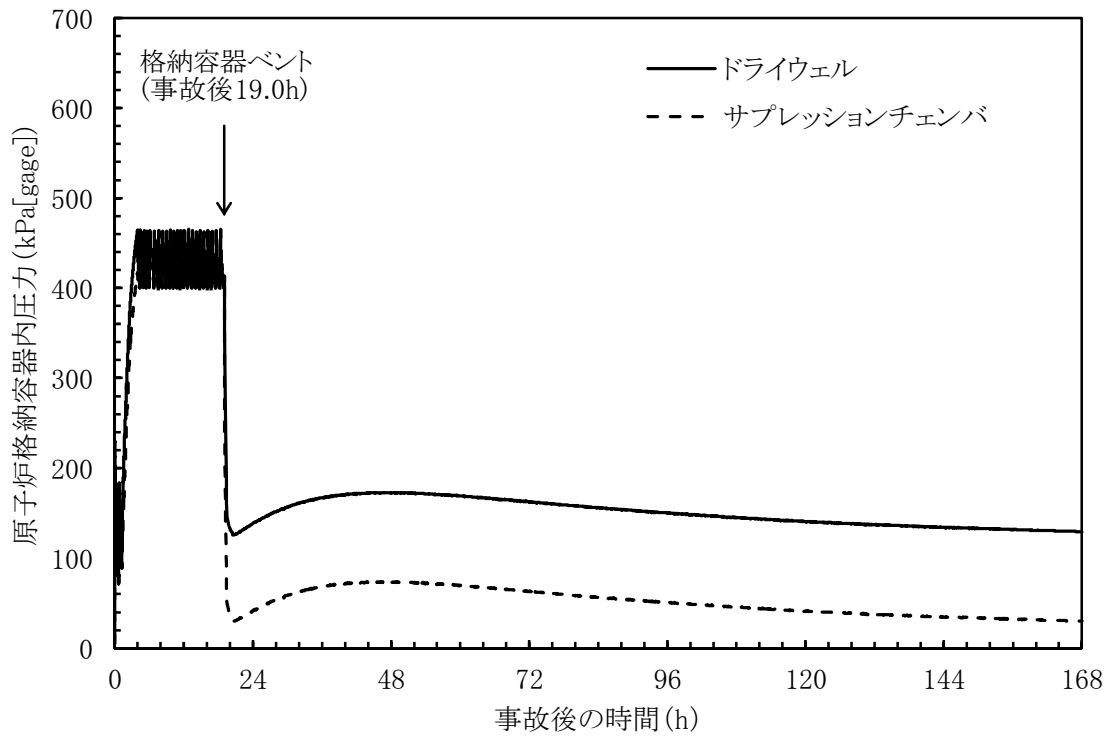


図 4-29 格納容器内圧力の変化 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

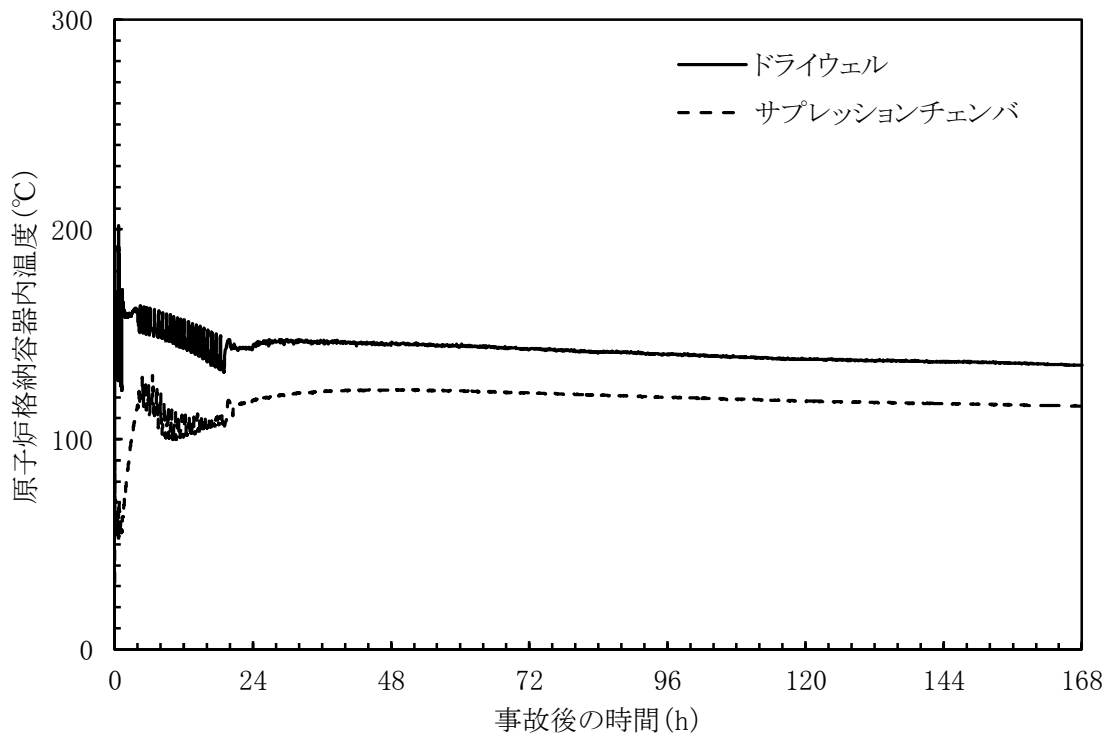


図 4-30 格納容器内温度の変化 (炉心の著しい損傷が発生した場合)



図 4-31 中央制御室内被ばく評価時のグラントシャイン評価モデル(1/2)

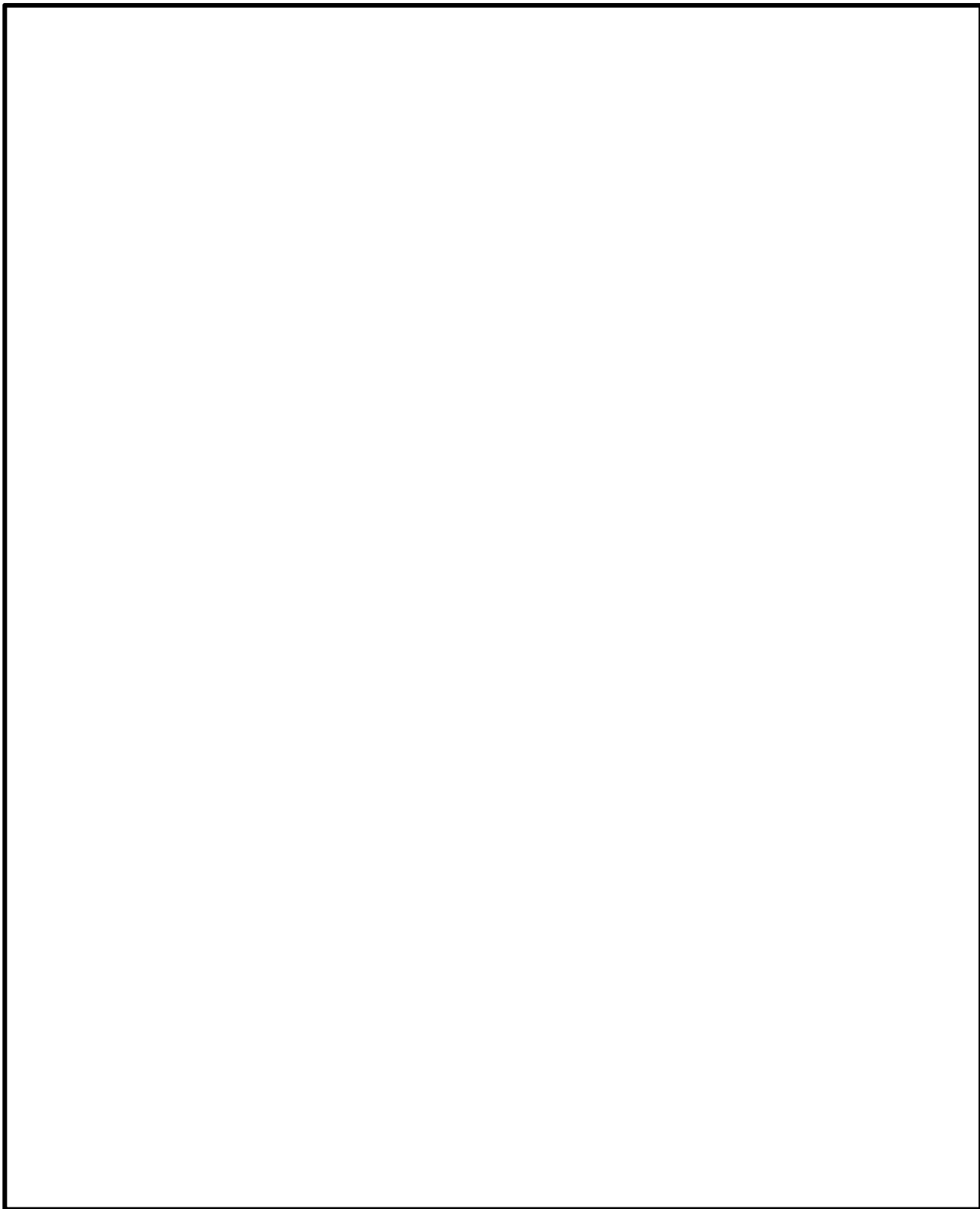


図 4-32 中央制御室内被ばく評価時のグラウンドシャイン評価モデル(2/2)

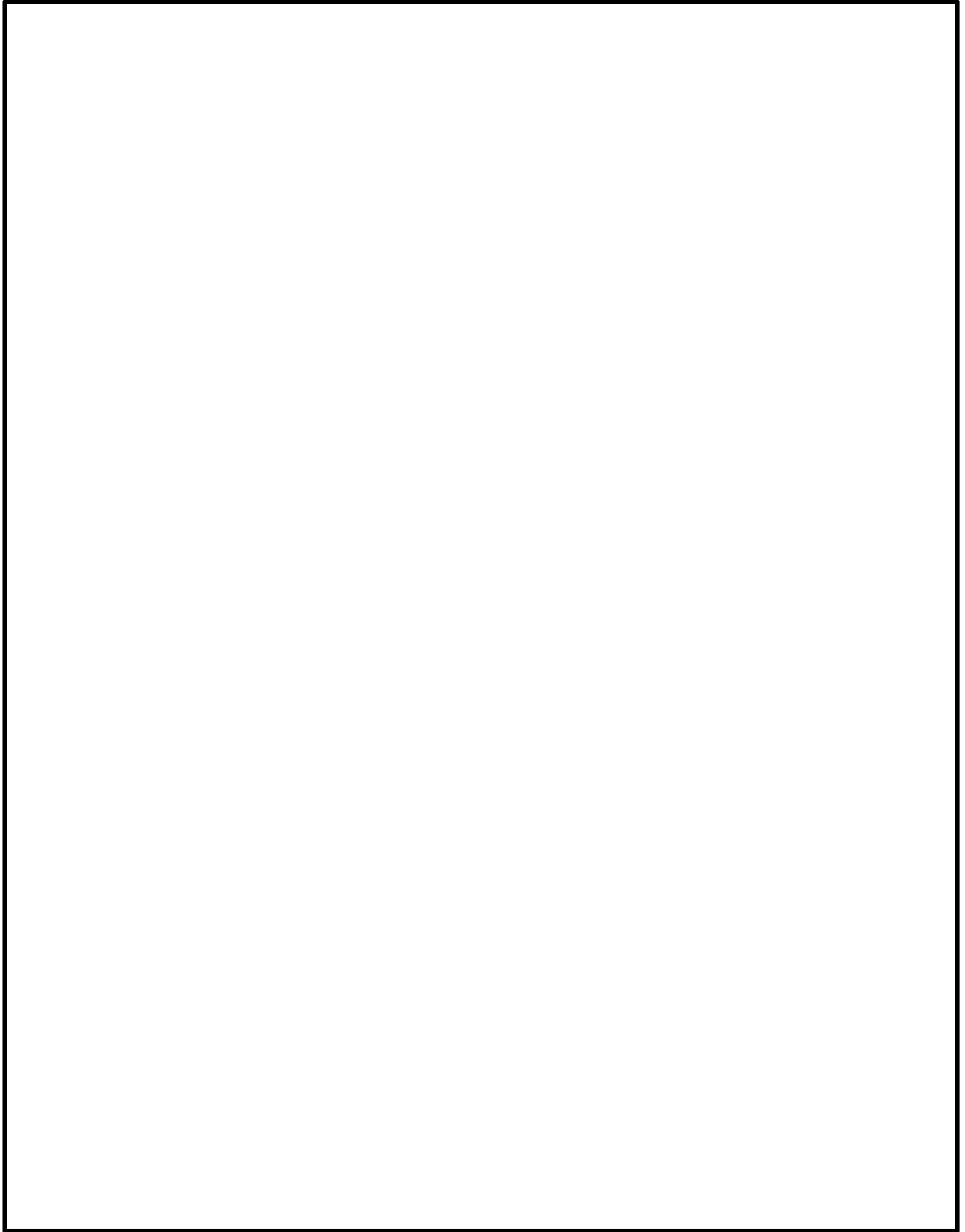


図 4-33 入退域被ばく評価時のグランドシャイン評価モデル

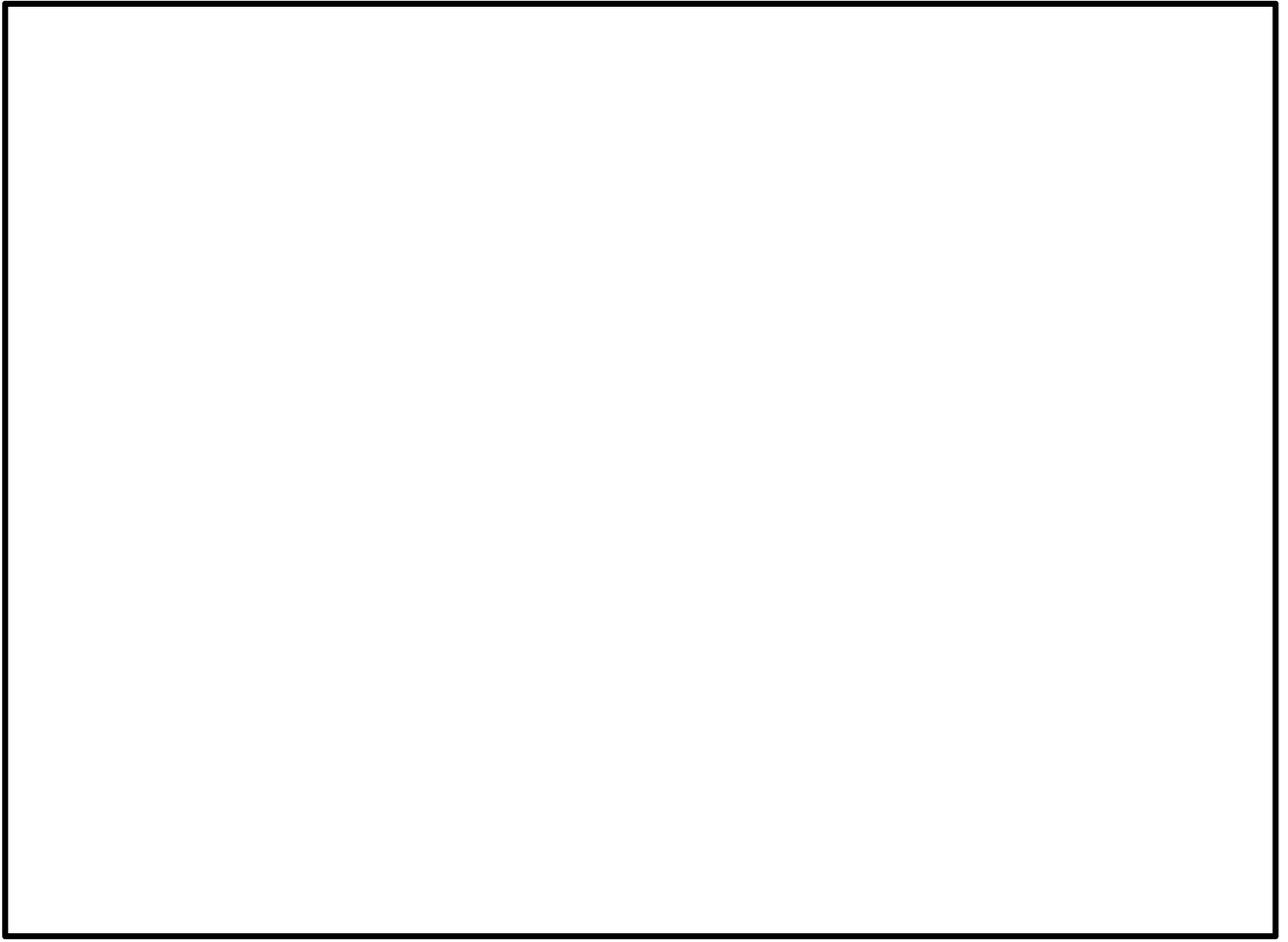


図 4-34 中央制御室換気系統図

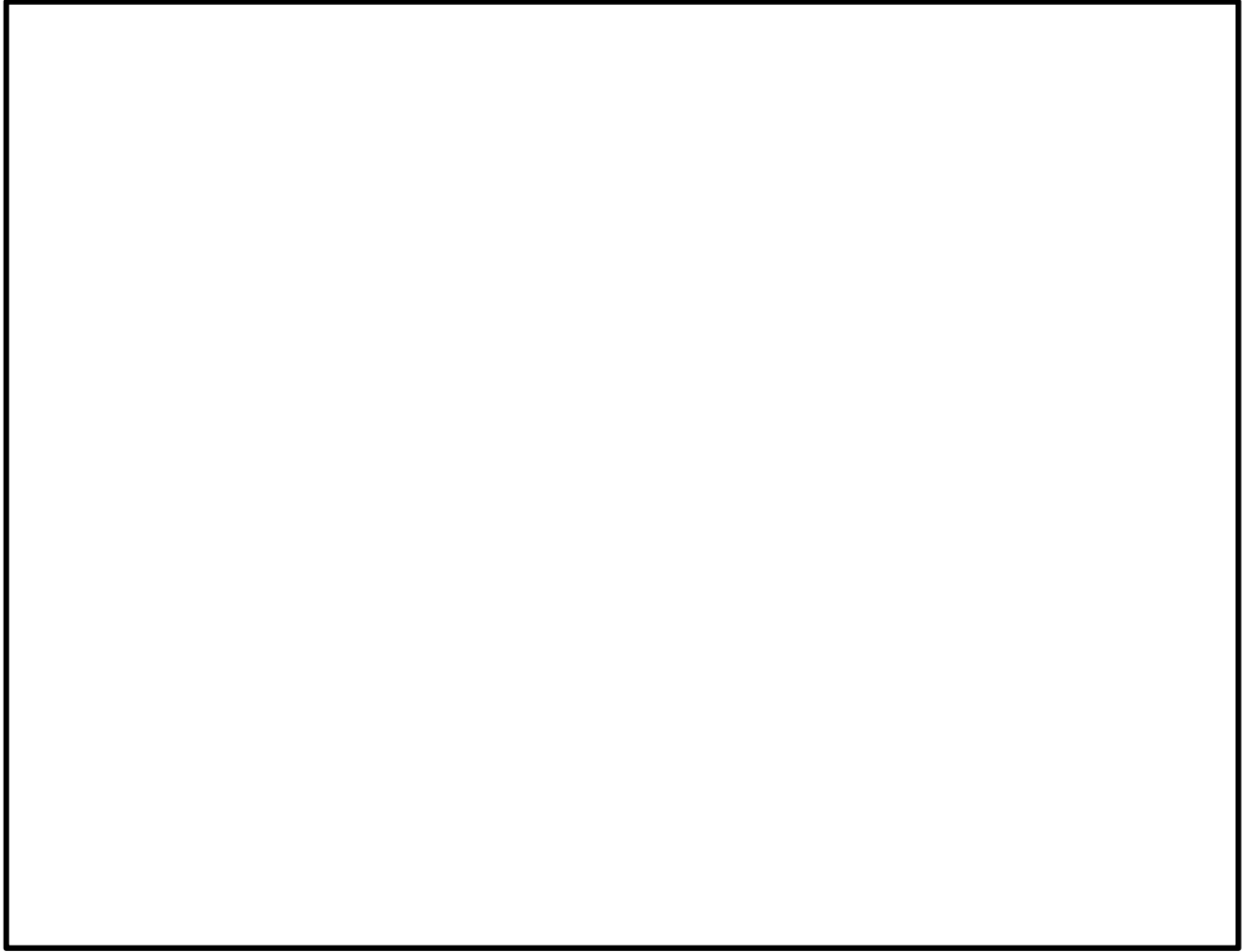


図 4-35 中央制御室待避室空気ポンベ系統図

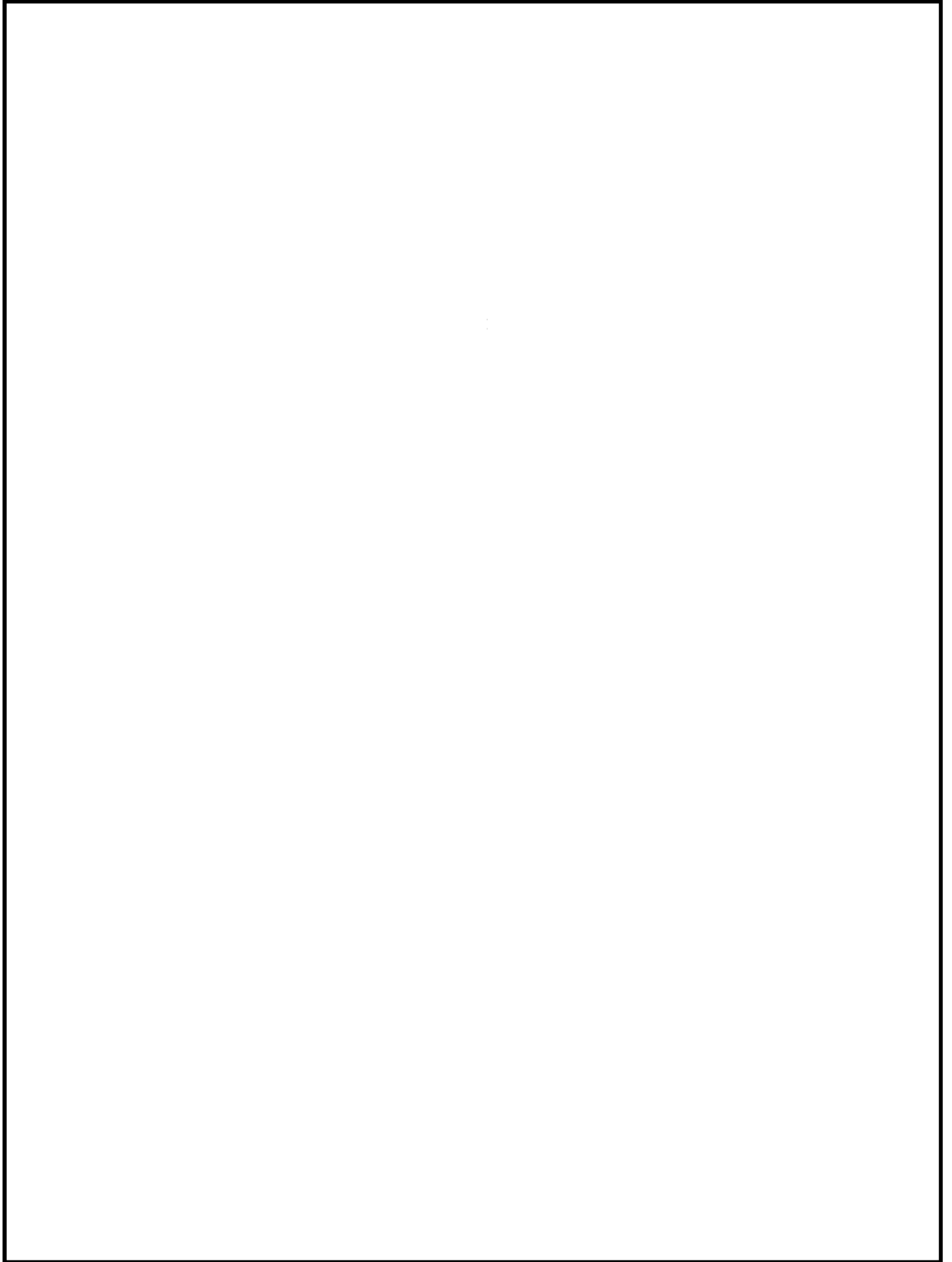


図 4-36 中央制御室及び中央制御室待避室容積

別添 1

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測定試験手法」に基づき、東海第二発電所中央制御室について平成27年2月に試験を実施した結果、空気流入率は最大で0.47回/h（±0.012（95 %信頼限界値））である。試験結果の詳細は第1.1表に示す。

第1.1表 東海第二発電所中央制御室空気流入率測定試験結果

項目	内容		
試験日程	平成27年2月24日～平成27年2月26日 (試験時のプラント状態：停止中)		
空気流入率測定試験における均一化の程度	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	－7.6～7.0 %	
	B系	－5.7～8.1 %	
試験手法	内規に定める空気流入率測定試験手法のうち 「基本的な試験手順」 / 「全サンプリング点による試験手順」にて実施		
適用条件	内 容	適用	備考
	トレーサガス濃度測定値のバラツキが平均値の±10 %以内か。	○	
	決定係数R ² が0.90以上であること。	－	均一化の目安を満足している
	①中央制御室の空気流入率が、別区画に比べて小さいこと。	－	均一化の目安を満足している
	②特異点の除外が、1時点の全測定データ個数の10 %以内であること。	－	特異点の除外はない
③中央制御室以外の空気流入率が大きい区画に、立入規制等の管理的措置を各種マニュアル等に明記し、運転員へ周知すること。	－	特定の区画を排除せず、全ての区画を包含するリーク率で評価している。	
試験結果	系 統	空気流入率 (±以下は95 %信頼限界値)	決定係数R ²
	A系	0.47 回/h (±0.012)	－
	B系	0.44 回/h (±0.012)	－
特記事項	－		

中央制御室換気空調設備のフィルタ除去性能の維持について

中央制御室換気系フィルタユニットの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. 中央制御室換気系高性能粒子フィルタの放射性微粒子保持容量

中央制御室換気系高性能粒子フィルタの放射性微粒子の保持容量は、375 g/枚であり、中央制御室換気系高性能粒子フィルタの枚数は、6 枚（1 系統）で、保持容量は 2250 g となる。

2. 中央制御室換気系チャコールフィルタのよう素吸着容量

中央制御室換気系チャコールフィルタの活性炭充てん量は、16.5 kg/トレイ×6 個（1 系統）で 99 kg であり、吸着容量は、99 g（1 g/kg×99 kg）となる。

中央制御室換気系フィルタユニットのフィルタ保持容量及び吸着容量を第 2.1 表に示す。

第 2.1 表 中央制御室換気系フィルタユニットのフィルタ保持容量及び吸着容量

	保持容量／吸着容量
中央制御室換気系高性能粒子 フィルタ	2250 g
中央制御室換気系チャコール フィルタ	99 g

運転員の交替要員体制について

1. 設計基準事故時

(1) 中央制御室滞在時の考慮

運転員の交替を考慮した中央制御室の居住性（設計基準）を評価するに当たり、平常時の直交替である 5 直 2 交替を考慮した。直交替サイクルを第 3.1.1 表に、評価期間 30 日間の直交替スケジュールを第 3.1.2 表に示す。

第 3.1.1 表 運転員の勤務形態

	中央制御室の滞在時間
1 直	8:00～21:45 (13 時間 45 分)
2 直	21:30～8:15 (10 時間 45 分)

第 3.1.2 表 直交替スケジュール

日	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	
1 直 8:00～21:45	D	A	A	B	B	C	C	D	D	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	B	B	D	
2 直 21:30～8:15	C	C	D	D	A	A	B	B	C	C	D	D	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	
指定休	A	B	B	C	C	D	D	A	A	B	B	C	C	D	E	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	B	B	C	D	E	
指定休	/	D	/	A	/	B	/	C	/	D	/	A	/	B	/	C	/	E	/	A	/	B	/	C	/	E	/	A	/	B	
研修直 8:30～17:00	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	C	C

30 日間の中央制御室滞在時間及び入退域時間の最大値を評価すると、A 班の

中央制御室滞在時間：196 時間（1 直 8 回+2 直 8 回）

が最大となる。中央制御室の滞在時間割合は以下のように求める。

$$\text{中央制御室の滞在時間割合} = 196\text{h} / (24\text{h} \times 30 \text{日}) \approx 0.27222$$

(2) 入退域時（交替時）の考慮

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

$$\text{入退域の時間割合} = 8\text{h} / (24\text{h} \times 30 \text{日}) \approx 0.001111$$

2. 炉心の著しい損傷が発生した場合

重大事故時の中央制御室居住性評価における直交替の考慮は、実態の勤務形態（5直2交替）に基づき設定した。被ばく評価においては、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。また、班当たりの線量が高くなる場合には、被ばくの平準化のため日勤業務の班が交替するものとし評価を行った。

(1) 中央制御室居住性評価で想定する勤務形態

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及び換気系が停止している事故発生直後が被ばくの影響が大きくなることから、勤務スケジュール上、最も滞在時間が長くなる場合を想定し設定した。

想定する勤務体系は第 3.2.1 表に示すとおりである。また、事故発生直後に滞在している班（A班）は、線量が高くなることから、被ばくの平準化のため、2日目以降は、A班の代わりに日勤業務の班（E班）が滞在するものとし評価を行った。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。

第 3.2.1 表 想定する勤務体系

	中央制御室の滞在時間
1直	8:00～21:45
2直	21:30～8:15
日勤業務	—

	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						
B班			1直	1直		2直	2直
C班	2直				1直	1直	
D班		2直	2直				1直
E班		1直		2直	2直		

① 格納容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合

格納容器ベント実施時はベント放出による被ばくの影響が大きくなることから、ベント実施直前に交替し、ベント実施時に中央制御室の滞在時間が最長となる場合（E班がベント実施時に滞在する場合）を想定し、以下の勤務スケジュールで評価を行った。

イベント	▽炉心損傷発生		▽格納容器ベント	
経過時間(h)	0	18	19	
時刻	14:00	21:30	8:00	21:30
1直	A班		E班	
2直			D班	
	C班			

② 事故発生直後に滞在時間が最長となる場合

事故発生直後（事象発生から2時間）は換気系が停止していることから被ばくの影響が大き

くなることから、事故発生時に交替し、事故発生直後に中央制御室の滞在時間が最長となる場合（A班が事故発生直後に滞在する場合）を想定し、以下の勤務スケジュールで評価を行った。

イベント	▽炉心損傷発生		▽格納容器ベント			
経過時間 (h)	0		19			
時刻	8:00	21:30	3:00	8:00		21:30
1直	A 班			E 班		
2直		C 班				D 班

(2) 中央制御室居住性評価に係る被ばく評価結果

(1) で想定した勤務スケジュールにおける被ばく評価結果について事故発生直後に滞在時間が最長となる場合を第 3.2.2 表及び第 3.2.3 表に、格納容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合を第 3.2.4 表及び第 3.2.5 表示す。この結果、最も被ばく線量が大きくなるのは、事故発生直後に滞在時間が最長となる場合の A 班であり、実効線量は 60mSv となった。

第 3.2.2 表 格納容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合の
被ばく評価結果 (マスクを考慮)

(mSv)

	1 日目	2 日目	3 日目	4 日目	5 日目	6 日目	7 日目	合計
A 班	5.9×10^1							5.9×10^1
B 班			1.3×10^1	9.9×10^0		5.7×10^0	4.8×10^0	3.4×10^1
C 班	2.2×10^1				7.9×10^0	6.5×10^0		3.7×10^1
D 班		1.5×10^1	1.1×10^1				7.8×10^0	3.4×10^1
E 班		4.4×10^1		8.5×10^0	6.9×10^0			6.0×10^1

第 3.2.3 表 格納容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合の最大の線量となる班 (E 班) の
被ばく評価結果の内訳 (マスクを考慮)

被ばく経路		実効線量 (mSv)
中央 制御 室内 作業 時	①建屋からのガンマ線による被ばく	4.5×10^{-1}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	1.4×10^1
	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	1.3×10^1
	(内訳) 内部被ばく	2.2×10^0
	外部被ばく	1.0×10^1
	②大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	4.9×10^0
小 計 (①+②+③)		3.2×10^1
入 退 域 時	④建屋からのガンマ線による被ばく	5.9×10^{-1}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	1.8×10^{-2}
	(内訳) 内部被ばく	4.6×10^{-3}
	外部被ばく	1.3×10^{-2}
	⑤大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	2.7×10^1
小 計 (④+⑤)		2.7×10^1
合 計 (①+②+③+④+⑤)		5.97×10^1

第 3.2.4 表 事故発生直後に滞在時間が最長となる場合の

被ばく評価結果 (マスクを考慮)

(mSv)

	1 日目	2 日目	3 日目	4 日目	5 日目	6 日目	7 日目	合計
A 班	6.0×10^1							6.0×10^1
B 班			1.2×10^1	9.3×10^0		5.5×10^0	2.7×10^0	3.0×10^1
C 班	4.0×10^1				7.5×10^0	6.2×10^0		5.4×10^1
D 班		1.4×10^1	1.0×10^1				5.2×10^0	2.9×10^1
E 班		2.4×10^1		8.0×10^0	6.6×10^0			3.9×10^1

第 3.2.5 表 事故発生直後に滞在時間が最長となる場合の最大の線量となる班

(A 班) の被ばく評価結果の内訳 (マスクを考慮)

被ばく経路		実効線量 (mSv)
中央 制御 室内 作業 時	①建屋からのガンマ線による被ばく	7.8×10^{-1}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	9.6×10^{-1}
	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	4.6×10^1
	(内訳) 内部被ばく	4.0×10^1
	外部被ばく	5.3×10^0
	②大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	4.7×10^0
小 計 (①+②+③)		5.2×10^1
入 退 域 時	④建屋からのガンマ線による被ばく	2.6×10^{-1}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	6.9×10^{-3}
	(内訳) 内部被ばく	1.3×10^{-3}
	外部被ばく	5.6×10^{-3}
	⑤大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	8.0×10^0
小 計 (④+⑤)		8.3×10^0
合 計 (①+②+③+④+⑤)		6.04×10^1

(3) 入退域時（交替時）の考慮

直交替を考慮した場合の入退域時の実効線量は，建屋出入口に連続滞在した場合の線量を求め，その値に入退域の時間割合を乗じて評価を行う。直交替を行う場合の入退域の時間割合は，入退域（片道）に必要な時間を15分^{※1}とし以下のように求める。

$$\text{入退域の時間割合} = (0.5\text{h} / \text{直} \times 2 \text{直} / \text{日} / 5 \text{直}) / 24\text{h} / \text{日} \approx 0.00833$$

※1 直と2直の平均勤務時間は12時間15分であり，そのうち片道15分，往復30分を入退域時間と見込んでいる。

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屋外側ブローアウトパネルの取扱いについて

原子炉建屋外側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屋原子炉棟内に漏えい、拡散することにより生じる建屋内の圧力上昇によって建屋内の天井・外壁等が破損することを防止するため、建屋内の圧力を開放する目的で設置している。

原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放により開口部が生じた場合、原子炉建屋ガス処理系起動時に原子炉建屋原子炉棟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、原子炉建屋外側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）

非常用ガス処理系排気筒出口

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。（第 4.1 表参照）

b. 原子炉建屋外側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屋原子炉棟内の圧力上昇は生じないことから、原子炉建屋外側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、原子炉建屋ガス処理系が自動起動することから、放出経路は非常用ガス処理系排気筒出口となる。

c. 結論

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非常用ガス処理系排気筒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。（第 4.1 表参照）

b. 原子炉建屋ブローアウトパネルの状態

建屋内の圧力上昇によりブローアウトパネルが開放する。開放するのは原子炉建屋外側ブローアウトパネルを想定する。そのため、原子炉建屋ガス処理系起動時に原子炉建屋原子炉

棟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、タービン建屋から地上放出するとしており、原子炉建屋外側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

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）

事象発生から2時間まで：地上放出（評価点に最も近接するブローアウトパネル）

事象発生から2時間以降：非常用ガス処理系排気筒出口

ベント実施時：格納容器圧力逃がし装置出口

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. 原子炉建屋外側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屋原子炉棟内の圧力上昇は生じないことから、原子炉建屋外側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2時間までは原子炉建屋ガス処理系に期待できないことから、地上放出相当とし、放出点としては放射性物質が漏えいする可能性がある評価点(中央制御室)に最も近接しているブローアウトパネル位置を設定している。

事象発生2時間以降、常設代替高圧電源装置によって電源が復旧し、原子炉建屋ガス処理系を起動することを想定し、放出経路は非常用ガス処理系排気筒出口としている。

なお、ベント実施時には格納容器圧力逃がし装置出口からの放出を想定する。

c. 結論

原子炉建屋外側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、非常用ガス処理系排気筒出口及び格納容器圧力逃がし装置出口を設定しており妥当である。

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

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

計算機プログラム（解析コード）の概要

目 次

1. はじめに	別紙 1-1
2. 解析コードの概要	別紙 1-1
2.1 QAD-CGGP2R	別紙 1-1
2.2 ANISN	別紙 1-1
2.3 G33-GP2R	別紙 1-1
2.4 ORIGEN2	別紙 1-1
2.5 MAAP	別紙 1-1

1. はじめに

本資料は、V-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」において使用した計算機プログラム（解析コード）について説明するものである。

2. 解析コードの概要

2.1 QAD-CGGP2R

本解析コードの概要については、「V-5-6 計算機プログラム（解析コード）の概要・QAD-CGGP2R」に示す。

2.2 ANISN

本解析コードの概要については、「V-5-11 計算機プログラム（解析コード）の概要・ANISN」に示す。

2.3 G33-GP2R

本解析コードの概要については、「V-5-12 計算機プログラム（解析コード）の概要・G33-GP2R」に示す。

2.4 ORIGEN2

本解析コードの概要については、「V-5-7 計算機プログラム（解析コード）の概要・ORIGEN2」に示す。

2.5 MAAP

本解析コードの概要については、「V-5-13 計算機プログラム（解析コード）の概要・MAAP」に示す。

V-5-6 計算機プログラム（解析コード）の概要
・QAD-CGGP2R

目次

1. はじめに	1
1.1 使用状況一覧	2
2. 解析コードの概要	3
3. 解析コードの特徴	5

1. はじめに

本資料は，添付資料において使用した計算機プログラム（解析コード）QAD-CGGP2Rについて説明するものである。

本解析コードを使用した添付資料を示す使用状況一覧，解析コードの概要を以降に記載する。

1.1 使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
V-1-3-5	使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書	1.04
V-1-7-3	中央制御室の居住性に関する説明書	1.04
V-1-8-1	原子炉格納施設的设计条件に関する説明書	1.04
V-1-9-3-2	緊急時対策所の居住性に関する説明書	1.04

2. 解析コードの概要

項目 \ コード名	QAD-CGGP2R
使用目的	燃料プール水深の遮蔽計算 中央制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価 ベント実施に伴う作業等の作業員の被ばく評価
開発機関	日本原子力研究開発機構（（財）高度情報科学研究機構）
開発時期	2001年（初版開発時期 1967年）
使用したバージョン	1.04
計算機コードの概要	<p>本計算機コードは、米国ロスアラモス国立研究所で開発されたガンマ線の物質透過を計算するための点減衰核積分コード「QAD」をベースとし、旧日本原子力研究所が I C R P 1990年勧告の国内関連法令・規則への取入れに合わせて、実効線量を計算できるように改良した最新バージョンである。</p> <p>本計算機コードは、線源を直方体、円筒、球の形状に構成でき、任意の遮蔽体で構成される体系のガンマ線実効線量率を計算する。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>【検証 (Verification)】</p> <p>本計算機コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・ 本計算機コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・ 本計算機コードは、線量率評価を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、遮蔽体条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり、使用目的に記載する評価に適用可能である。 <p>【妥当性確認 (Validation)】</p> <p>本計算機コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ JRR-4散乱実験室でのコンクリート透過実験の実験値（「原子力第1船遮蔽効果確認実験報告書」JNS-4（日本原子力船開発事業団、1967））と計算値を比較した。実験孔からのガンマ線を遮蔽体に入射させ、遮蔽体透過後のガンマ線の線量率の実験値と本計算機コードによる計算値を比較している。 ・ 実験値と計算値を比較した結果、概ね一致していることを確認している。

	<ul style="list-style-type: none">・上記妥当性確認では、実験孔からのガンマ線を遮蔽体に入射させ、遮蔽体透過後のガンマ線の線量率の実験値と本計算機コードによる計算値を比較している。・今回の燃料プール水深の遮蔽計算では、上記妥当性確認における実験体系と同様に、ガンマ線の遮蔽体透過後の線量率を計算する。・今回の燃料プール水深の遮蔽計算は上記妥当性確認内容と合致している。・また、原子力発電所放射線遮へい設計規程（J E A C 4 6 1 5 - 2008）（日本電気協会 原子力規格委員会 平成20年6月）では、事故時の中央制御室遮蔽のための点減衰核積分コードとして、QADコードが挙げられている。
--	----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

3. 解析コードの特徴

このコード*1は、点減衰核積分法に基づく高速中性子及びガンマ線に対する遮蔽計算用コードである。図1にQAD-CGGP2Rコードの計算体系を示す。

一般に点減衰核積分法では、線源領域を細かく分割し、細分化された各線源領域を点線源で近似する。そして各点線源から計算点までの媒質の通過距離を計算して非散乱ガンマ線束を求める。次に個々の点線源について求められた非散乱ガンマ線束にビルドアップ係数を掛け、これを線源領域全空間について積分した後、線量率換算係数を掛けて計算点での線量率を求める。エネルギーEのガンマ線を等方に放出する強度Sの線源による線量率は次式のとおりである。

$$D(r) = F \int_V \frac{S(r', E) \cdot B(\mu | r - r', E) \cdot e^{-\mu |r - r'|}}{4 \cdot \pi \cdot |r - r'|^2} dv \dots\dots\dots (1)$$

ここで、

- r : 線量率を計算する位置
- r' : 個々の点線源の位置
- D(r) : r点での線量率
- S(r', E) : r'点におけるエネルギーEのガンマ線源強度
- μ : エネルギーEのガンマ線の線吸収係数
- B(μ · |r - r'|, E) : エネルギーEの線量ビルドアップ係数
- V : 線源領域全空間
- F : エネルギーEの線量率換算係数

ガンマ線ビルドアップ係数は、無限均質媒質中での非散乱ガンマ線による線量に対する散乱ガンマ線を含む全線量比である。

ガンマ線ビルドアップ係数は、米国で整備されたモーメント法*2に基づく計算結果を基礎としており、GP (Geometrical Progression) 式を使用する。GP式では、エネルギーE、透過距離xでのγ線ビルドアップ係数B(x, E)を下式で近似する。

$$B(x, E) = 1 + (B - 1) \cdot \frac{K^x - 1}{K - 1} \quad : K \neq 1 \text{ のとき}$$

$$= 1 + (B - 1) \cdot x \quad : K = 1 \text{ のとき}$$

B及びKは透過距離x (mfp) で決まる値であり、このときKは、次式で与えられる。なお、パラメータBは、1 mfpでのビルドアップ係数に相当する。

$$K = c \cdot x^a + d \cdot \frac{\tanh(x / X_k - 2) - \tanh(-2)}{1 - \tanh(-2)} \quad : x \leq 40$$

$$= 1 + (K_{35} - 1) \left| \frac{K_{40} - 1}{K_{35} - 1} \right|^{\zeta(x)} \quad : x > 40 \text{ かつ } 0 < \left| \frac{K_{40} - 1}{K_{35} - 1} \right| < 1$$

$$= 1 + K_{35} \cdot \left| \frac{K_{40}}{K_{35}} \right|^{\zeta(x)^{0.8}} \quad : x > 40 \text{ かつ}$$

$$\left| \frac{K_{40} - 1}{K_{35} - 1} \right| \leq 0 \text{ 又は } \left| \frac{K_{40} - 1}{K_{35} - 1} \right| \geq 1$$

ここで、 K_{35} 及び K_{40} は透過距離 x が 35 mfp 又は 40 mfp のときのパラメータ K の値であり、 B, c, a, X_k 及び d は表 1 に示されるビルドアップ係数を近似するガンマ線エネルギー毎の GP 式パラメータである。使用するパラメータとして、水、コンクリート、鉄及び鉛に対するデータを準備しており、これらのもので近似的にいろいろな物質を代表させている。

また、 $\zeta(x)$ は次式で与えられる。

$$\zeta(x) = \frac{\left(\frac{x}{35}\right)^{0.1} - 1}{\left(\frac{x}{40}\right)^{0.1} - 1}$$

表 1 ビルドアップ係数を近似する GP 式パラメータ (普通コンクリート) *3

E (MeV)	B	c	a	実効線量ビルドアップ係数	
				X_k	d
0.015	1.059	0.144	0.485	14.36	-0.3593
0.02	1.084	0.288	0.298	12.58	-0.1728
0.03	1.180	0.451	0.188	13.93	-0.1047
0.04	1.373	0.526	0.156	14.51	-0.0859
0.05	1.597	0.659	0.103	15.58	-0.0538
0.06	1.942	0.681	0.111	11.82	-0.0576
0.08	2.404	0.893	0.043	14.24	-0.0428
0.1	2.710	1.065	0.002	12.83	-0.0255
0.15	2.948	1.311	-0.048	9.22	-0.0059
0.2	2.862	1.454	-0.075	16.43	0.0136
0.3	2.689	1.518	-0.087	15.67	0.0192
0.4	2.539	1.511	-0.088	15.93	0.0212
0.5	2.412	1.482	-0.085	15.99	0.0212
0.6	2.298	1.463	-0.084	15.91	0.0234
0.8	2.160	1.401	-0.076	15.42	0.0227
1	2.068	1.337	-0.066	15.34	0.0197
1.5	1.904	1.234	-0.049	15.25	0.0169
2	1.817	1.155	-0.033	15.95	0.0107
3	1.704	1.047	-0.008	12.49	-0.0021
4	1.614	0.991	0.007	11.96	-0.0107
5	1.545	0.945	0.022	10.18	-0.0198
6	1.500	0.925	0.026	13.20	-0.0204
8	1.411	0.900	0.034	13.47	-0.0267
10	1.374	0.974	-0.007	8.51	0.0484

QAD-CGGP2Rコードでは、エネルギー第 j 群の線量率を求めるのに(1)式を近似的に次式で計算する。

$$D_j = \sum_i F_j \cdot \frac{S_{ij}}{4 \cdot \pi \cdot R_i^2} \cdot e^{\left(- \sum_k \mu_{jk} \cdot t_k \right)} \cdot B_{ij}$$

ここで、

- j : エネルギー群番号
- i : 線源点番号
- k : 領域番号
- F_j : 線量率換算係数
- S_{ij} : i 番目の線源点で代表される領域の体積で重みづけされたエネルギー
 j 群の点線源強度
- R_i : i 番目の線源点と計算点の距離
- B_{ij} : ビルドアップ係数
- μ_{jk} : 領域 k における、エネルギー j 群のガンマ線に対する線吸収係数
- t_k : 領域 k をガンマ線が透過する距離

このようにして求められた線量率 D_j から、すべての線源エネルギー群について加えることにより全線量率が計算される。

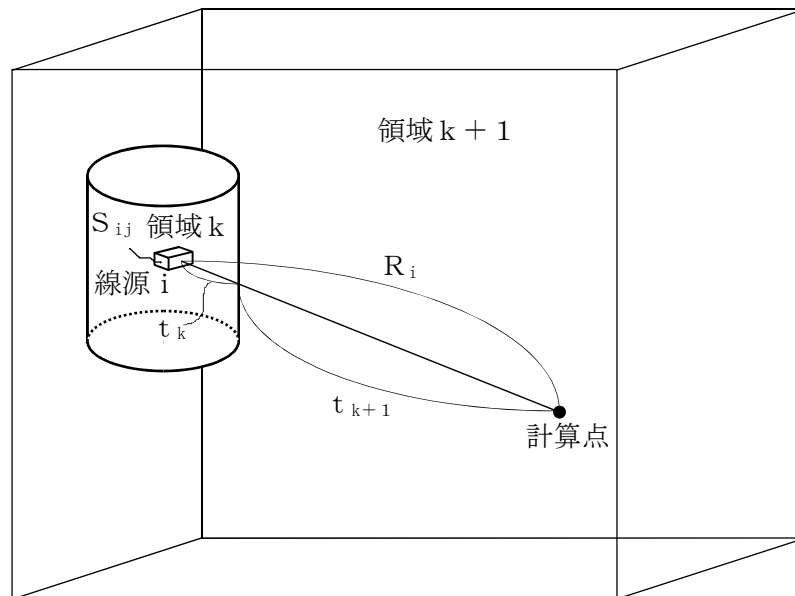


図1 QAD-CGGP 2Rコードの計算体系

注記*1 : R I S T NEWS No.33 「実効線量評価のための遮蔽計算の現状」
2002. 3. 31, (財) 高度情報科学技術研究機構

注記*2 : C.M.Eisenhauer and G.L.Simmons, “Point Isotropic Gamma-Ray Buildup Factors in Concrete, Nul. Sci. Eng., 56, 263(1975)”

注記*3：(財)原子力安全技術センター「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル
(2000)」

V-5-12 計算機プログラム（解析コード）の概要
・G33-GP2R

目次

1. はじめに	1
1.1 使用状況一覧	2
2. 解析コードの概要	3
3. 解析コードの特徴	5
3.1 計算方法	5
3.2 引用文献	6

1. はじめに

本資料は、添付資料において使用した計算機プログラム（解析コード）G33-GP2Rについて説明するものである。

本解析コードを使用した添付資料を示す使用状況一覧，解析コードの概要を以降に記載する。

1.1 使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
V-1-7-3	中央制御室の居住性に関する説明書	1.00
V-1-8-1	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書	1.00
V-1-9-3-2	緊急時対策所の居住性に関する説明書	1.00

2. 解析コードの概要

項目	コード名 G33-GP2R
使用目的	中央制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価 ベント実施に伴う作業等の作業員の被ばく評価
開発機関	日本原子力研究開発機構（（財）高度情報科学研究機構）
開発時期	2001年（初版開発時期 1964年）
使用したバージョン	1.00
計算機コードの概要	<p>本計算機コードは、Los Alamos Scientific Laboratoryで開発されたガンマ線多群散乱計算プログラム「G33」をベースとし、旧日本原子力研究所がICRP1990年勧告の国内関連法令・規則への取入れに合わせて、実効線量を計算できるように改良した最新バージョンである。</p> <p>本計算機コードは、点等方線源からの一回散乱を計算する。散乱は、クライナー仁科の式に基づき計算する。散乱が起こる領域は直角、球、円筒座標により指定し、遮蔽体は平板、球、円筒又は二次曲面により入力することができる。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>【検証 (Verification)】</p> <p>本計算機コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・計算機機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・本計算機コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・本計算機コードは、線量率評価を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、幾何形状条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり、使用目的に記載する評価に適用可能である。 <p>【妥当性確認 (Validation)】</p> <p>本計算機コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・スカイシャインガンマ線について、米国Radiation Research Associates (RRA) が1977年に米国カンザス州立大学において⁶⁰Co線源を用いたベンチマーク試験を実施している。 ・このRRAでの実験値と計算値を比較の詳細が、ガンマ線遮蔽設計ハンドブック（1988年1月、社団法人 日本原子力学会）に示されている。

	<ul style="list-style-type: none">・その結果は、天井遮蔽がないケースでは計算値は実験値とよい一致を示しているが、天井遮蔽があるケースでは、計算値は実験値を過小評価となっている。・この原因は、G33コードが天井透過中の散乱成分を考慮してないためであり、この成分を考慮するため、天井遮蔽までをANISNコードで計算することを推奨している。今回の重大事故等時における中央制御室のスカイシャインガンマ線線量評価では、この計算手法を採用している。・今回の重大事故等時における中央制御室のスカイシャインガンマ線線量評価は、上記妥当性確認内容と合致している。・また、原子力発電所放射線遮へい設計規程（J E A C 4 6 1 5 - 2008）（日本電気協会 原子力規格委員会 平成20年6月）では、事故時の中央制御室遮蔽のための点減衰核積分コード／散乱線計算コードとして、QADコード／G33コードが挙げられている。
--	-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

3. 解析コードの特徴

G 3 3 - G P 2 R コード⁽¹⁾は、Los Alamos Scientific Laboratory で開発されたガンマ線多群散乱計算プログラムである。本コードは、点等方線源からの一回散乱を計算する。散乱は、クライナー仁科の式に基づき計算する。散乱が起こる領域は直角、球、円筒座標により指定し、遮蔽体は平板、球、円筒又は二次曲面により入力することができる。このコードには質量減衰係数のライブラリが入っている。

出力として、評価点でのエネルギー別の直接線及び散乱線による線量率が得られる。

3.1 計算方法

図 1 に、線源、散乱点、評価点により形成される三角形を示す。

(1) 直接線

エネルギー E のガンマ線を等方に放出する強度 S の線源による直接線の線量率は次式で与えられる。

$$D_1(E) = \frac{S(E)}{4\pi\rho_d^2} \cdot K(E) \cdot B(x, E) \cdot e^{-x}$$

ここで、

$D_1(E)$: 評価点での直接線による線量率

$S(E)$: 線源強度

ρ_d : 線源から評価点までの距離

$K(E)$: 線量率換算係数

$B(x, E)$: ビルドアップファクタ

x : 実効透過距離 (平均自由行程)

$$x = \sum_m \mu_m \cdot \rho_m$$

μ_m : 物質 m の線減衰係数

ρ_m : 物質 m の透過距離

(2) 散乱線

散乱点でのガンマ線束は、次式で与えられる。

$$\phi(E) = \frac{S(E)}{4\pi\rho^2} \cdot e^{-x}$$

ここで、

$\phi(E)$: 散乱位置でのガンマ線束

ρ : 線源から散乱点までの距離

散乱後，評価点に到達するガンマ線の線量率は次式で与えられる。

$$D_2(E) = \frac{\phi(E)}{\rho_s} \cdot K(E') \cdot B(x, E') \cdot N \cdot \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \cdot e^{-x}$$

ここで，

$D_2(E)$: 評価点での散乱線による線量率

ρ_s : 散乱点から評価点までの距離

$K(E')$: 散乱後のエネルギー E' のガンマ線線量率換算係数

$B(x, E')$: ビルドアップファクタ

N : 散乱体の原子数密度

$\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)$: 微分散乱断面積 (クライン-仁科の式)

$$\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) = \frac{r_0^2}{2} \cdot \frac{(1 + \cos^2\theta)}{[1 + \alpha(1 - \cos\theta)]^2} \left\{ 1 + \frac{\alpha^2(1 - \cos\theta)^2}{(1 + \cos^2\theta)[1 + \alpha(1 - \cos\theta)]} \right\}$$

r_0 : 古典的電子半径

θ : 散乱角度

α : コンプトン波長の逆数

3.2 引用文献

- (1) R I S T NEWS No. 33 「実効線量評価のための遮蔽計算の現状」
2002. 3. 31, (財) 高度情報科学技術研究機構

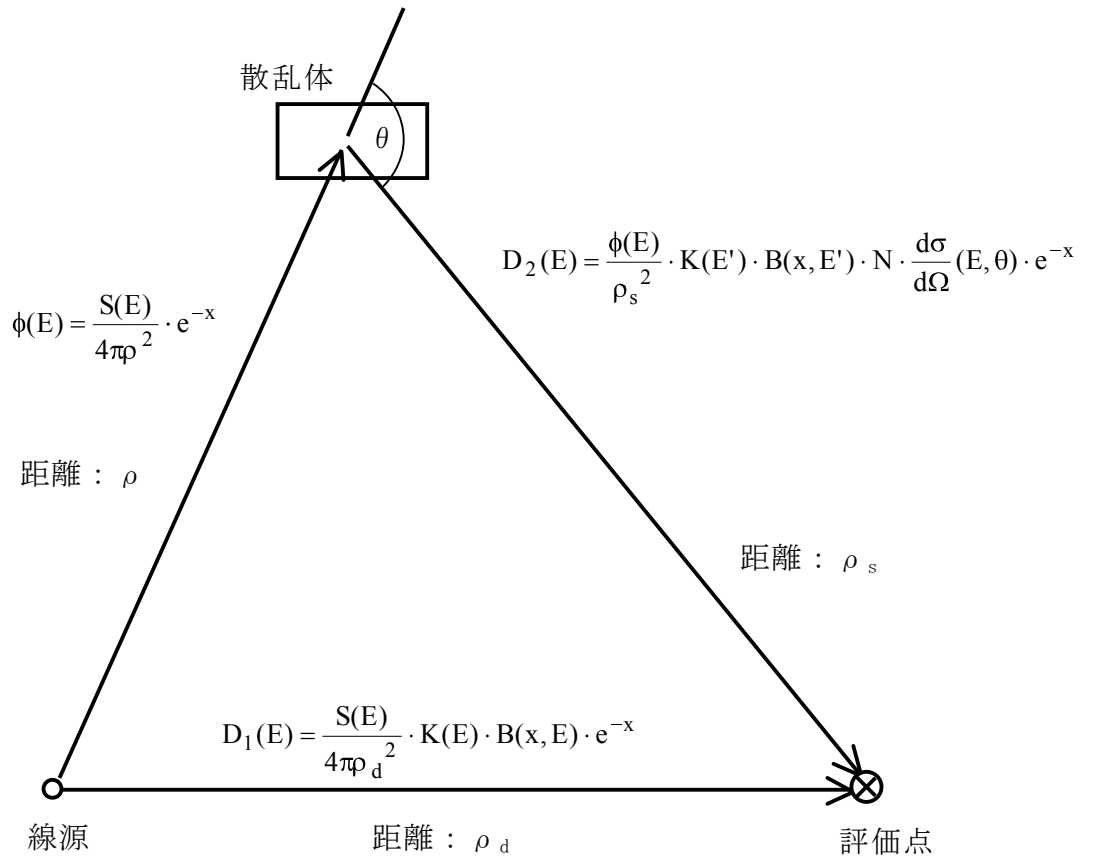


図1 G33-GP2Rの計算方法

V-5-11 計算機プログラム（解析コード）の概要・ANISN

目次

1. はじめに	1
1.1 使用状況一覧	2
2. 解析コードの概要	3
3. 解析コードの特徴	5
3.1 計算方法	5
3.2 主要な出力	6
3.3 引用文献	6

1. はじめに

本資料は、添付資料において使用した計算機プログラム（解析コード）ANISNについて説明するものである。

本解析コードを使用した添付資料を示す使用状況一覧、解析コードの概要を以降に記載する。

1.1 使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
V-1-7-3	中央制御室の居住性に関する説明書	ANISN-JR
V-1-8-1	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書	ANISN-JR
V-1-9-3-2	緊急時対策所の居住性に関する説明書	ANISN-JR

2. 解析コードの概要

項目	コード名 ANISN
使用目的	中央制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価 ベント実施に伴う作業等の作業員の被ばく評価
開発機関	米国オークリッジ国立研究所（（財）高度情報科学研究機構）
開発時期	1977年（初版開発時期1967年）
使用したバージョン	ANISN-JR
計算機コードの概要	本計算機コードは、米国オークリッジ国立研究所で開発された、一次元多群輸送方程式を離散座標Sn法で解く計算プログラムである。本計算機コードの計算形状は、一次元形状（球、無限平板、無限円筒）であり、中性子及びガンマ線の輸送問題等を解くことができる。本計算機コードでは、計算形状内での中性子及びガンマ線の線束が計算され、線量率換算係数又はカーマ係数を乗じることにより、線量率又は発熱量を算出することができる。
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>【検証 (Verification)】</p> <p>本計算機コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・ 本計算機コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・ 本計算機コードは、線量率評価を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、幾何形状条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり、使用目的に記載する評価に適用可能である。 <p>【妥当性確認 (Validation)】</p> <p>本計算機コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ スカイシャインガンマ線について、固体廃棄物貯蔵庫を線源とした線量評価が、ANISNコードとG33コードの結合計算法によって実施されている。 ・ この固体廃棄物貯蔵庫での測定値と計算値の比較の詳細が、原子力施設散乱放射線挙動専門委員会の成果報告会（昭和54年9月、財団法人 原子力安全研究協会）*に示されている。 ・ 測定値と計算値を比較した結果、概ね一致していることを確認している。

	<ul style="list-style-type: none"> ・今回の重大事故等時における中央制御室のスカイシャインガンマ線線量評価は, 上記妥当性確認内容と合致している。 ・また, 原子力発電所放射線遮へい設計規程 (J E A C 4 6 1 5 - 2008) (日本電気協会 原子力規格委員会 平成20年6月) では, 事故時の中央制御室遮蔽のための輸送計算コードとして, A N I S Nコードが挙げられている。
--	--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

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

3. 解析コードの特徴

ANISNコード⁽¹⁾は、米国オークリッジ国立研究所で開発された線型ボルツマン輸送方程式を、Sn法を用いて解く計算プログラムである。本コードの計算形状は、一次元形状（無限平板，球，無限円柱）であり，中性子，ガンマ線の輸送問題等を解くことができる。計算には次のデータの入力が必要である。

① 線源データ

体積分布線源，境界線源，初回衝突線源の3つの形式で入力が可能。体積分布線源では，各空間メッシュにおける中性子発生数を与える。方法としては，各メッシュ各エネルギー群ごとに発生個数を与える方法と，空間分布とエネルギースペクトルを分離して入力する方法がある。

② 体系データ

空間メッシュ分割のデータであり，座標とともに領域番号の指定を通じて，各メッシュ点での媒質が指定される。

③ 断面積データ（群定数）

断面積データは，評価済核データより作成した群定数を用いる。

④ 角度分点

⑤ 計算条件

繰り返し計算の収束条件，境界条件等を指定する。

3.1 計算方法

中性子，ガンマ線の放射線束分布は，基本式であるボルツマンの輸送方程式を解くことにより求められる。

$$\begin{aligned} & \Omega \cdot \nabla \phi(r, E, \Omega) + \Sigma_t(r, E) \cdot \phi(r, E, \Omega) \\ & = \iint \Sigma_s(r, E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega) \cdot \phi(r, E', \Omega') dE' d\Omega' + S(r, E, \Omega) \end{aligned}$$

$$\phi(r, E) = \int \phi(r, E, \Omega) d\Omega$$

ここで，

E	: エネルギー (MeV)
Ω	: 進行方向の単位ベクトル
$\phi(r, E, \Omega)$: 中性子及びガンマ線の角度分布束 (位置 r で単位ベクトル Ω 方向の単位立体角あたりに進む Ω に垂直な面を単位時間に通過する粒子の数) ($\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)

$\Sigma_t(r, E)$: マクロ全断面積 (cm^{-1})

$$\Sigma_t(r, E) = \sum_i N_i(r) \cdot \sigma_{ti}(E)$$

ここで,

$$\Sigma_s(r, E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega) : \Sigma_s(r, E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega)$$

$$= \sum_i N_i(r) \cdot \sigma_{si}(E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega)$$

ここで,

$$N_i(r) : \text{核種 } i \text{ の原子数密度 (} 10^{24} \text{ cm}^{-3}\text{)}$$

$$\sigma_{si}(E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega) : \text{核種 } i \text{ のエネルギーが } E' \text{ から } E, \text{ 進行方向ベクトルが } \Omega' \text{ から } \Omega \text{ に変化する散乱断面積, あるいは中性子による捕獲ガンマ線及び非弾性散乱ガンマ線の生成断面積 (} 10^{-24} \text{ cm}^2\text{)}$$

$$S(r, E, \Omega) : \text{中性子及びガンマ線の発生量 (} \text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}\text{)}$$

$$\phi(r, E) : \text{中性子及びガンマ線の線束 (} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}\text{)}$$

3.2 主要な出力

出力する主要なデータは、①線束及び角度依存線束、②領域ごとのバランス表である。
①で出力された各メッシュ点での線束に線量率換算係数を乗じることで、各メッシュ点での中性子、ガンマ線の線量率を算出することができる。

3.3 引用文献

- (1) W. W. Engle, Jr., A USERS MANUAL FOR ANISN: A One Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering, K-1693 (1967)

V-5-7 计算机プログラム（解析コード）の概要・ORIGEN2

目次

1. はじめに	1
1.1 使用状況一覧	2
2. 解析コードの概要	3
3. 解析コードの特徴	5
3.1 機能	5
3.2 計算フロー	5
3.3 引用文献	5

1. はじめに

本資料は、添付資料において使用した計算機プログラム（解析コード）ORIGEN2について説明するものである。

本解析コードを使用した添付資料を示す使用状況一覧，解析コードの概要を以降に記載する。

1.1 使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
V-1-3-4	使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書	2.2
V-1-3-5	使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書	2.2
V-1-7-3	中央制御室の居住性に関する説明書	2.2
V-1-8-1	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書	2.2
V-1-9-3-2	緊急時対策所の居住性に関する説明書	2.2

2. 解析コードの概要

項目	コード名 ORIGEN2
使用目的	使用済燃料貯蔵設備の崩壊熱評価 制御棒の線源強度計算 中央制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価 ベント実施に伴う作業等の作業員の被ばく評価
開発機関	米国オークリッジ国立研究所 (ORNL)
開発時期	1980年
使用したバージョン	2.2
計算機コードの概要	<p>本計算機コードは、使用済燃料等の核種生成量、崩壊熱量並びに中性子及びガンマ線の線源強度を評価するためにORNLで開発され公開された燃焼計算コードであり、原子力発電所施設、再処理施設、廃棄物処理施設等幅広く設計に利用されている。</p> <p>また、国内の最新の使用済燃料についての評価精度向上を目指し、日本原子力研究所シグマ委員会核種生成量評価ワーキンググループにおいてJENDL核データセットに基づくORIGEN2用ライブラリが作成され、公開されている。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>【検証 (Verification)】</p> <p>本計算機コードの検証の内容は次のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・計算機機能が適正であることは、コード配布時に同梱されたサンプル問題の再現により確認している。 ・本計算機コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・本計算機コードは、燃焼計算によって得られた核種生成量から炉心内蔵量等を評価するコードであり、計算に必要な主な条件は組成、照射条件、核データライブラリである。 <p>これら評価条件が与えられれば評価は可能であり、本計算機コードは使用目的に記載する評価に適用可能である。</p> <p>【妥当性確認 (Validation)】</p> <p>本計算機コードの妥当性確認の内容は次のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・米国原子力学会 (ANS) のNuclear Technology vol.62 (1983年9月) の「ORIGEN2 :A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristic of Nuclear Materials」において、ANS標準崩壊熱との比較及び使用済燃料中のウラン、プルトニウム、アメリシウムなどの組成の実測値との比較により妥当性の確認を行っている。

	<ul style="list-style-type: none">• 日本原子力研究所シグマ委員会にて開発されたORLIBJライブラリについては、「JENDL-3.3に基づくORIGEN2用ライブラリ:ORLIBJ33」JAERI-Data/Code 2004-015(2004年11月)等において、核種生成量について照射後試験結果と、本計算機コードによる計算値を比較することで妥当性の確認を行っている。• 今回の使用目的に記載する評価は上記妥当性確認内容と合致しており、本計算機コードの使用は妥当である。
--	---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

3. 解析コードの特徴

ORIGEN2 コードは、米国のオークリッジ国立研究所 (ORNL) で開発された汎用計算プログラムで、多数の同位元素の崩壊チェーンを考慮した生成及び壊変量を計算できる。ORIGEN2 コードでは、同位元素の核特性データライブラリを用いて、中性子スペクトル (1 群近似) と断面積データから、当該核種の放射化及び核壊変による生成量を計算する。このライブラリには、放射化生成物の崩壊データ、放出ベータ線、 γ 線エネルギーと放出割合等が格納されており、被照射材の放射線源強度、発熱量の計算に用いることができる。

3.1 機能

ORIGEN2 コードは、燃焼計算に際し以下の機能を有している。

- a. 燃料の炉内での燃焼計算、炉取り出し後の減衰計算により、冷却期間に対応した崩壊熱、放射線の強度、各核種の初期内蔵量等が求められる。
- b. 原子炉の炉型と燃料の組合せに対し、中性子エネルギースペクトルの違いにより重みをつけた断面積ライブラリデータが内蔵されており、任意に選択できる。
- c. 計算結果は、放射化生成物、アクチニド、核分裂生成物に分類して出力される。
- d. 燃焼計算に必要な放射性核種のデータ (崩壊熱、ガンマ線のエネルギー分布、自発核分裂と (α, n) 反応により発生する中性子線源強度等) は、ライブラリデータとしてコードに内蔵されている。

3.2 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図 1 に示す。

3.3 引用文献

A. G. Croff, "A User's Manual for the ORIGEN2 Computer Code", ORNL/TM-7175, Oak Ridge National Laboratory, (1980)

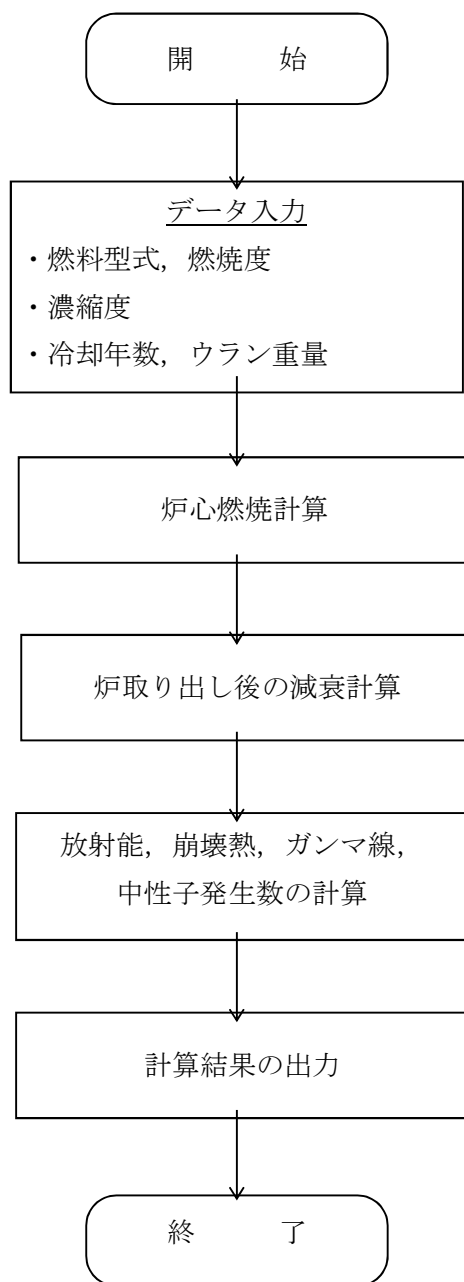


図1 ORIGEN2コードの計算フロー図
計算機プログラム(解析コード)の概要

V-5-13 計算機プログラム（解析コード）の概要・MAAP

目次

1. はじめに	1
1.1 使用状況一覧	2
2. 解析コードの概要	3

1. はじめに

本資料は、添付資料において使用した計算機プログラム（解析コード）MAAPについて説明するものである。

本解析コードを使用した添付資料を示す使用状況一覧、解析コードの概要を以降に記載する。

なお、MAAPコードの詳細は、東海第二発電所原子炉設置変更許可申請書添付書類十「追補2. III 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」に示している。

1.1 使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
V-1-7-3	中央制御室の居住性に関する説明書	Ver. 4
V-1-8-1	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書	Ver. 4
V-1-8-2	原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書	Ver. 4

2. 解析コードの概要

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

<p>検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)</p>	<p>MAAPコードはシビアアクシデントを評価するための総合システム解析コンピュータ・コードであり，原子炉圧力容器，再循環ポンプ等を含む原子炉冷却材圧力バウンダリ全体及び原子炉格納容器における水，水蒸気，水素，FP，熔融炉心等の挙動の評価並びに格納容器圧力逃がし装置による水素排出評価に使用している。</p> <p>【検証 (Verification)】</p> <p>本解析コードの検証の内容は，以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・米国プラントのSBO事象に関するユーザーズマニュアルの例題を実施して，解析解が開発元の結果を再現していることを確認している。 <p>【妥当性確認 (Validation)】</p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は，以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷事象に関する国際的な標準問題であるTMI事故を模擬した解析結果が事故データと比較し，概ね一致するため，シビアアクシデント時の炉内の挙動や運転員操作を含む現象モデル全般が妥当であることを確認している。 ・HDR炉における実機スケール水素混合実験に対する実機解析を実施し，実機データと概ね一致するため，原子炉格納容器内の伝熱，流動（水素ガス挙動を含む）に関する現象モデルが妥当であることを確認している。 ・熔融燃料あるいは融体金属とコンクリートの相互作用に関するACE実験及びSURC実験を模擬した実験解析を実施。熔融炉心の温度とコンクリート侵食深さの時間変化について，実験データと概ね一致している結果が得られることを確認している。 ・シビアアクシデント時の全体挙動，原子炉格納容器内の水素ガスの挙動，熔融炉心とコンクリートの相互作用による水素発生 of 妥当性を確認しているため，MAAPコードは水素濃度評価へ適用できる。 ・米国NRCで整備されたNUREG-1465における原子炉格納容器内ソースタームとMAAPにおける解析結果の比較を行い，NUREG-1465のソースタームとほぼ同等であることを確認しているため，MAAPコードはソースターム評価へ適用できる。
----------------------------------------------------------------	-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------