

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-工-B-07-0001_改0
提出年月日	2021年2月16日

VI-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	8
3.3	酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	8
3.4	資機材，要員の交替等	8
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	10
4.1	線量評価	10
4.1.1	評価方針	10
4.1.2	評価条件及び評価結果	32
4.2	酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価	45
4.2.1	設計基準事故時における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価方針	45
4.2.2	設計基準事故時における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価結果	46
4.2.3	炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価方針	47
4.2.4	炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価結果	48
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所内酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価方針	49
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所内酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価結果	51

4.3	中央制御室の居住性評価のまとめ	52
5.	熱除去の評価	53
5.1	中央制御室しゃへい壁の熱除去の評価	53
5.1.1	中央制御室しゃへい壁の入射線量の設定方法	53
5.1.2	中央制御室しゃへい壁の温度上昇の計算方法	53
5.2	2次しゃへい壁及び補助しゃへいの熱除去の評価	53
5.2.1	2次しゃへい壁及び補助しゃへいにおける入射線量の設定方法	53
5.2.2	2次しゃへい壁及び補助しゃへいの温度上昇の計算方法	53
5.3	温度上昇のまとめ	54

別添1 中央制御室換気空調系のフィルタ除去性能の維持について

別添2 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ブローアウトパネルの取扱いについて

別添3 運転員の交替要員体制について

別添4 中央制御室待避所遮蔽に係るストリーミングの考慮について

1. 概要

本説明書は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第38条及び第74条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づく中央制御室の居住性について、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) 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措置、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、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措置を講じる。

(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(中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧空気供給系)及び生体遮蔽装置(中央制御室しゃへい壁、中央制御室待避所遮蔽、補助しゃへい及び2次しゃへい壁)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(中央制御室用)及び二酸化炭素濃度計(中央制御室用)により、中央制御室内及び中央制御室待避所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握する。さらに、計測制御系統施設の可搬型照明(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、中央制御室換気空調系及び可搬型照明(SA)は、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機からの給電が可能な設計とする。

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

設計基準事故時における居住性評価のうち被ばく評価に当たっては、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」(平成21年7月27日原院第1号 平成21年8月12日 原子力安全・保安院制定)(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)(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)労働安全衛生規則」(昭和47年9月30日労働省令第32号)(以下「労働安全衛生規則」という。),「労働安全衛生法(昭和47年法律第57号)酸素欠乏症等防止規則」(昭和47年9月30日労働省令第42号)(以下「労働安全衛生法酸素欠乏症等防止規則」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15日 原院第5号）
- ・ 被ばく評価手法(内規)
- ・ 労働安全衛生法酸素欠乏症等防止規則
- ・ 労働安全衛生規則
- ・ 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)
- ・ 被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について(平成元年3月27日 原子力安全委員会了承)
- ・ 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）
- ・ 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)
- ・ 原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（J E A C 4 6 2 2-2009）
- ・ 技術基準規則
- ・ Compilation of Fission Product Yields (NEDO-12154-1, M. E. Meek and B. F. Rider, Vallecitos Nuclear Center, 1974)
- ・ 空気調和・衛生工学便覧(平成22年2月第14版 空気調和・衛生工学会)
- ・ 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 TLR-032 改訂5 株式会社東芝，平成18年2月
- ・ 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
- ・ 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
- ・ J.L. Sprung, et al., "Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters", NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990

- 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, 1971
- JAEA-Technology 2011-026 「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討」
- 土木学会 2007年 コンクリート標準示方書[構造性能照査編]
- K. Shibata, et al., “Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3”, J. Nucl. Sci. Technol., 39, 1125 (2002)
- K. Kosako, N. Yamano, T. Fukahori, K. Shibata and A. Hasegawa, “The Libraries FSXLIB and MATXSLIB based on JENDL-3.3”, JAERI-Data/Code 2003-011 (2003)

3. 中央制御室の居住性を確保するための防護措置

中央制御室は、**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、中央制御室しゃへい壁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空調系及び中央制御室しゃへい壁、2次しゃへい壁及び補助しゃへい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、中央制御室しゃへい壁を透過する放射線による線量、中央制御室内に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、全面マスク等の着用及び運転員の交替要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室の気密性並びに中央制御室換気空調系、**中央制御室待避所加圧空気供給系**及び中央制御室しゃへい壁、中央制御室待避所遮蔽、2次しゃへい壁及び補助しゃへい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の**維持及び抑制**ができる設計とする。

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

3.1 換気設備

中央制御室の換気設備は、通常時、中央制御室送風機及び中央制御室排風機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、中央制御室再循環フィルタ装置を通る事故時運転モードとし、**インリーク**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。

中央制御室送風機及び再循環送風機は、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。**インリークによる**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。耐震に関する気密性の維持の基本方針を添付書類「VI-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、添付書類「VI-2-8-4-3 中央制御室**しゃへい壁**の耐震性についての計算書」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所を設置する。ベント実施時には中央制御室待避所内に待機可能とし、中央制御室待避所内は中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ）により10時間加圧する設計とする。中央制御室待避所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0～200Paを有する差圧計（中央制御室待避所用）を1個設置する。

中央制御室待避所は、中央制御室待避所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+20Pa[gage]に設定する。

中央制御室換気空調系は、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ガスタービン発電機から給電できる設計とする。

中央制御室換気空調系は、中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガス、ばい煙、有毒ガス及び降下火砕物を想定しても中央制御室換気空調系の外気取入れを手動で遮断し、事故時運転モードに切り換えることにより、運転員その他従事者を外部からの自然現象等から防護できる設計とする。

また、中央制御室換気空調系は、事故時運転モード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、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中央制御室換気空調系による空気の取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維持及び抑制できる設計とする。

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、中央制御室換気空調系の事故時運転モードにより、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中央制御室換気空調系による空気の取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維持及び抑制できる設計とする。

(1) 中央制御室再循環フィルタ装置高性能エアフィルタ

中央制御室再循環フィルタ装置高性能エアフィルタのろ材は、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。

中央制御室再循環フィルタ装置高性能エアフィルタによる微粒子の除去効率は、99.9%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。

中央制御室再循環フィルタ装置高性能エア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、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

中央制御室再循環フィルタ装置高性能エアフィルタの保持容量は約2500g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LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」シナリオにおいて大気中へ放出され、中央制御室内に流入する微粒子は約 $3.7 \times 10^{-3} \text{g}$ である。

これは、安定核種も踏まえて、保守的に原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ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、微粒子は原子炉格納容器フィルタベント系排気管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再循環フィルタ装置高性能エアフィルタには、微粒子を十分に捕集できる容量があるので、粒子状放射性物質に対するフィルタ除去効率99.9%は確保できる。

(2) 中央制御室再循環フィルタ装置チャコールエアフィルタ

中央制御室再循環フィルタ装置チャコールエアフィルタによるよう素除去効率は90%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。

上記の中央制御室再循環フィルタ装置チャコールエア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

中央制御室再循環フィルタ装置チャコールエアフィルタの保持容量は約649g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LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」シナリオにおいて大気中へ放出され、中央制御室内に流入するよう素は約1.8gである。これは、「(1) 中央制御室再循環フィルタ装置高性能エアフィルタ」と同様の評価手法で評価したものである。ただし、よう素の化学形態はすべて無機よう素及び有機よう素とし、中央制御室内に取り込まれたよう素は、全量が中央制御室再循環フィルタ装置チャコールエア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、中央制御室再循環フィルタ装置チャコールエアフィルタには、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90%は確保できる。

3.2 生体遮蔽装置

中央制御室しゃへい壁，中央制御室待避所遮蔽，2次しゃへい壁及び補助しゃへいは，中央制御室にとどまる運転員を放射線から防護するために十分な遮蔽厚さを有する設計とし，居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足する設計とする。

中央制御室遮蔽（中央制御室待避所遮蔽を含む。），2次しゃへい壁及び補助しゃへいの放射線の遮蔽及び熱除去の評価については，「5. 熱除去の評価」に示す。

3.3 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

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

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

3.4 資機材，要員の交替等

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

炉心損傷が予測される事態となった場合又は炉心損傷の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「VI-1-7-2 管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書」に示す。

3.5 可搬型照明

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

可搬型照明(SA)及び乾電池内蔵型照明の詳細については，添付書類「VI-1-1-12 非常用照明に関する説明書」に示す。

3.6 代替電源

中央制御室換気空調系は、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ガスタービン発電機から給電できる設計とする。

可搬型照明（SA）は、炉心の著しい損傷が発生した場合にも、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から給電できる設計とする。

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

4. 中央制御室の居住性評価

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

4.1 線量評価

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

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

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

4.1.1 評価方針

(1) 評価の概要

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

具体的な居住性に係る被ばく評価の手順は以下のとおりであり、図4-4に示す。

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

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

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

- (a) 中央制御室内での被ばく

- イ. d.の結果を用いて、建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくを、中央制御室しゃへい壁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、中央制御室しゃへい壁による遮蔽効果を考慮して計算する。炉心の著しい損傷が発生した場合の評価においては、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばくについても計算する。
- ハ. c.及びe.の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質の濃度を、中央制御室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。炉心の著しい損傷が発生した場合の評価においては、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばくについても計算する。

- g. f.の被ばく経路ごとの線量を合算し、判断基準と比較する。

(2) 評価事象の選定

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉施設の構造及び特性並びに安全上及び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、代表的な事象を「設計基準事故」と選定し、想定された事象が生じた場合、炉心の熔融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じず、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認している。

この評価結果を参考に、それらの設計基準事故の中から放射性物質の放出の拡大の可能性のある事象として、原子炉格納容器内放出に係る事故は「冷却材喪失」を、原子炉格納容器外放出に係る事故は「主蒸気管破断」を選定し、被ばく評価手法(内規)に従い、中央制御室の重要性に鑑みて、設計基準事故より放射性物質の放出量が多くなる仮想事故相当のソースタームを想定する。なお、これらの事故は個別に評価する。

また、評価期間は、被ばく評価手法(内規)に従い事故後30日間とする。

b. 炉心の著しい損傷が発生した場合

「技術基準規則」第37条の「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推移する「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+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失したシーケンス」とする。本発電用原子炉施設では、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した場合のみならず、格納容器ベントを実施した場合も想定する。

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の共通の条件を表4-1に示す。

(3) 被ばく経路の選定

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員は、中央制御室にとどまり必要な操作、措置を行う。この時、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4-5及び図4-6に示す。

a. 中央制御室内での被ばく

(a) 被ばく経路① 建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、中央制御室しゃへい壁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、中央制御室しゃへい壁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しゃへい壁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

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

(a) 設計基準事故時

冷却材喪失時においては炉心内に蓄積する放射性物質の放出を考慮する。評価で使用する炉内内蔵量は、原子炉は事故発生直前まで定格出力の約 105% (熱出力 2540MW) で十分長時間(2000 日) 運転していたものとし、以下の式により算出する。事故発生直前の炉内内蔵量を表 4-3 に示す。

$$q_0^i = 3.2 \times 10^{14} \cdot P_o \cdot Y_i \cdot \left\{ 1 - e^{-\lambda_R^i \cdot T_{OP}} \right\} \dots \dots \dots (4.1)$$

ここで、

q_0^i : 核種iの炉内内蔵量 (Bq)

- P_o : 原子炉熱出力 (MWt)
 T_{OP} : 原子炉運転時間 (s)
 Y_i : 核種iの核分裂収率 (%)
 λ_R^i : 核種iの崩壊定数 (s^{-1})

また、主蒸気管破断時においては、原子炉を停止したときにピンホールを有する燃料棒から原子炉圧力の低下に伴い、原子炉冷却材中に放出される放射性物質の放出を考慮する。評価で使用する原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの追加放出量は、I-131については先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んで 7.4×10^{13} Bq が原子炉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。

$$q_f^i = Q_{I131} \cdot \frac{Y_i}{Y_{I131}} \cdot \frac{1 - e^{-\lambda_R^i \cdot T_{OP}}}{1 - e^{-\lambda_{I131} \cdot T_{OP}}} \dots \dots \dots (4.2)$$

ここで、

- q_f^i : 核種iの追加放出量 (Bq)
 Q_{I131} : I-131の追加放出量 (Bq)
 Y_i : 核種iの核分裂収率 (%)
 Y_{I131} : I-131の核分裂収率 (%)
 λ_R^i : 核種iの崩壊定数 (s^{-1})
 λ_{I131}^i : I-131の崩壊定数 (s^{-1})
 T_{OP} : 原子炉運転時間 (s)

上記のうち、 λ_R^i 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」(平成元年3月27日原子力安全委員会了承)記載値を用いる。

(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合

事故発生直前まで、原子炉は定格熱出力で長期間にわたって運転されていたものとする。事故直前の炉内内蔵量は、電力共同研究報告書「立地審査指針改定に伴うソースタームに関する研究(BWR)(平成24年度最終報告書)」に記載されている単位熱出力当たりの炉内内蔵量に対し、原子炉熱出力2436MWを掛け合わせて計算する。

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

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

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 : JENDL 3.2 (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

イ. 冷却材喪失

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

ロ. 主蒸気管破断

運転員の被ばくに有意に寄与すると考えられる希ガス及び放射性ハロゲン等(以下「ハロゲン等」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(中央制御室滞在時における建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく)及び被ばく経路④(入退域時における建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく)の計算については、設計基準事故時においては被ばく評価手法(内規)に従い、炉心の著しい損傷が発生した場合については審査ガイドを参照する。

(6) 大気拡散の計算

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

a. 大気拡散評価モデル

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

(a) 相対濃度

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

$$\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \cdot \delta_i^d \quad \dots \dots \dots (4.3)$$

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)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi \cdot \sum_{yi} \cdot \sum_{zi} \cdot U_i} \cdot e^{\left(-\frac{y_i^2}{2 \cdot \sum_{yi}^2}\right)} \left[1 + e^{\left\{-\frac{(2H)^2}{2 \cdot \sum_{zi}^2}\right\}} \right] \quad \dots \dots \dots (4.4)$$

$$\sum_{yi} = \sqrt{\sigma_{yi}^2 + \frac{C \cdot A}{\pi}} \quad , \quad \sum_{zi} = \sqrt{\sigma_{zi}^2 + \frac{C \cdot A}{\pi}}$$

(地上放出の場合)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \cdot \sum_{yi} \cdot \sum_{zi} \cdot U_i} \cdot e^{\left(-\frac{y_i^2}{2 \cdot \sum_{yi}^2}\right)} \quad \dots \dots \dots (4.5)$$

ここで、

U_i : 時刻*i*の放出源を代表する風速 (m/s)

H : 放出源高さ (m)

\sum_{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)

\sum_{zi} : 時刻*i*の建屋の影響を加算した濃度の鉛直方向(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 : 形状係数 (—)

A : 建屋の風向方向の投影面積 (m²) *1

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「e. 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の共通の条件である。実効放出継続時間及び放出源高さは事故シーケンスに応じて求める条件であることから、個別に設定する。

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

注記*1：全て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

(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。

$$D/Q = (K_1/Q) \cdot E \cdot \mu_0 \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \dots \dots \dots (4.6)$$

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 (-)
- $$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3 \dots \dots \dots (4.7)$$

ただし、 μ_0 、 μ 、 α 、 β 、 γ 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。

$$\begin{aligned} \mu_0 &= 3.84 \times 10^{-3} (\text{m}^{-1}), \mu = 1.05 \times 10^{-2} (\text{m}^{-1}), \\ \alpha &= 1.000, \beta = 0.4492, \gamma = 0.0038 \\ \chi(x', y', z') &: \text{放射性雲中の点}(x', y', z')\text{における濃度 (Bq/m}^3\text{)} \end{aligned}$$

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

b. 気象データ

2012年1月～2012年12月の1年間における気象データを使用する。なお、当該データの使用に当たっては、風向、風速データが不良標本の棄却検定により、過去の気象データ（設置変更許可申請時の10年間の最新気象データ（2002年1月～2011年12月）と最新10年間の気象データ（2008年1月～2018年12月））と比較して異常でないことを確認している。

c. 相対濃度及び相対線量の評価点

相対濃度及び相対線量の評価点は以下とする。

(a) 中央制御室内滞在時

事故時には外気取入ライン及び排気ラインを隔離すると同時に、室内空気の全量を再循環する。このとき再循環空気の一部は再循環フィルタ装置にて処理された後、空気調和装置に戻る。隔離後、運転員の判断によって少量の外気を連続的に取入れながら、その全量を再循環の還気とともに再循環フィルタ装置で処理できるようにする。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とする。また、相対濃度の評価点は再循環フィルタ装置を通過した空気が直接室内へ流入すると設定するため、中央制御室換気空調系給気口とする。

また、相対線量の評価点も同様に中央制御室中心及び中央制御室換気空調系給気口とする。

(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出入管理所までの移動については出入管理所を代表評価点とし7分間滞在するとし、出入管理所から中央制御室までは制御建屋出入口を代表評価点とし5分間滞在するものとする。

設計基準事故時の放射性物質の放出源と評価点の位置関係を図4-7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4-8に示す。

d. 評価対象方位

中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建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4-9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

設計基準事故時の被ばく評価における想定放出源である「原子炉建屋ブローアウトパネル」及び「タービン建屋ブローアウトパネル」、炉心の著しい損傷が発生した場合の想定放出源である「原子炉格納容器フィルタベント装置系排気管」及び「原子炉建屋」は、上記の条件に該当することから、建屋巻き込みの影響があるものとして評価を行う。

巻き込みを生じる代表建屋として、放出源から最も近く、影響が最も大きいと考えられる建屋（原子炉建屋又はタービン建屋）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建屋の巻き込み現象の影響を受けて拡散する方位及び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)～(c)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、建屋（原子炉建屋又はタービン建屋）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。
- (c) 建屋（原子炉建屋又はタービン建屋）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、建屋（原子炉建屋又はタービン建屋）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での高さ又は幅の小さい方とする) 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、放出点は建屋（原子炉建屋又はタービン建屋）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、評価点から建屋（原子炉建屋又はタービン建屋） $+0.5L$ 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、放出源が原子炉建屋ブローアウトパネルの場合においては、6方位（ESE, SE, SSE, S, SSW, SW）となり、評価点が制御建屋出入口の場合、6方位（SSE, S, SSW, SW, WSW, W）となる。

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、6方位（ESE, SE, SSE, S, SSW, SW）となり、原子炉格納容器フィルタベント系排気管の場合、8方位（ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW）となる。また、評価点が制御建屋出入口の場合で、放出源が原子炉建屋の場合においては、6方位

(SSE, S, SSW, SW, WSW, W) となり、原子炉格納容器フィルタベント系排気管の場合においては、6 方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW, W) となる。

なお、放出源が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、中央制御室換気空調系給気口及び制御建屋出入口ではともに ESE 方位、評価点が出入管理所では SE 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、中央制御室換気空調系給気口及び制御建屋出入口ではともに ESE 方位、評価点が出入管理所では SE 方位となる。

評価対象とする風向を図 4-10～図 4-13 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。

原子炉建屋及びタービン建屋の投影面積を図 4-14 及び図 4-15 に示す。

f. 形状係数

建屋の形状係数は $1/2^*$ とする。

g. 累積出現頻度

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

注記*：気象指針を基に設定

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

(7) 線量計算

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

一方、炉心の著しい損傷が発生した場合の線量計算に当たっては、**運転員の勤務体制（5直3交替）を想定し、班ごとに評価期間中（事故発生から7日間）の被ばく線量を評価する。班ごとの評価期間中の積算線量は、被ばく経路ごとに、評価期間中の中央制御室滞在及び入退域ごとの被ばく線量を評価し、合算することで算出する。**想定する勤務体系を表4-26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、出入管理所に7分、制御建屋出入口に5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

原子炉建屋原子炉棟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。

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

主蒸気管破断時においては、事故時主蒸気隔離弁閉止前に主蒸気管破断口から放出された放射性物質及び主蒸気隔離弁閉止後に主蒸気隔離弁からの漏えいにより放出された放射性物質は、全量がタービン建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。計算対象とする核種及びタービン建屋内への放出量の計算条件は、タービン建屋からの漏えいを無視すること以外は、大気中への放出量の計算条件と同じとする。ここで、タービン建屋内に移行した放射性物質は、崩壊による減衰を考慮する。

- ii. 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。

- i. 炉心の著しい損傷が発生した場合に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に放出され、原子炉建屋原子炉棟内の自由空間内に均一に分布するものとする。この原子炉建屋原子炉棟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。

原子炉建屋原子炉棟内に移行した放射性物質は、原子炉建屋原子炉棟内からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出によって除去される効果は考慮せず、全量が原子炉建屋原子炉棟内に留まるものとする。

計算対象とする核種及び原子炉建屋原子炉棟内への放出量の計算条件は、原子炉建屋原子炉棟からの漏えいを無視すること以外は、大気中への放出量の計算条件と同じとし、原子炉建屋原子炉棟内への放出量として評価事故シーケン

スのソースターム解析結果を用いる。ここで、原子炉建屋原子炉棟内に移行した放射性物質は、崩壊による減衰を考慮する。

評価に使用する積算線源強度は、事故発生時点から168時間（7日）経過時点まで24時間ごとに算出し、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）に区別して計算する。

ガンマ線エネルギー群構造は評価済核データライブラリ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の評価モデルを図4-16及び図4-17に、スカイシャインガンマ線の評価モデルを図4-17及び図4-18に示す。直接ガンマ線の線源範囲は、原子炉建屋原子炉棟の地上1階以上*¹とし、階層ごとの幅を保持して設定する。スカイシャインガンマ線の線源範囲は、原子炉建屋燃料取替床以上のみ*²とする。

原子炉建屋は保守的に2次しゃへい壁及び補助しゃへいを、中央制御室は中央制御室しゃへい壁を考慮する。2次しゃへい壁、補助しゃへい及び中央制御室しゃへい壁において、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（-5mm）を引いた値とする。

注記*1：地下階は外壁厚さが厚く、地面にも遮られるため十分無視できる。

*2：原子炉建屋燃料取替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。

設計基準事故時における主蒸気管破断時の中央制御室内での被ばく評価に係る直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価モデルをそれぞれ図4-19及び図4-20に示す。なお、中央制御室の評価モデルは冷却材喪失時と同一であり、図4-17に示す。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、階層ごとの幅を保持して設定する。スカイシャインガンマ線の線源範囲は、タービン建屋地上2階床から建屋天井まで*⁴とする。中央制御室は中央制御室しゃへい壁を考慮し、タービン建屋は建屋の躯体を遮蔽として考慮する。

なお、2次しゃへい壁、補助しゃへい、中央制御室しゃへい壁及びタービン建屋躯体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 2.15g/cm^3 とする。また、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（-5mm）を引いた値とする。

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及びスカイシャインガンマ線評価モデルは、原子炉建屋については設計基準事故時の冷却材喪失時と同一であり、制御建屋については設計基準事故時の冷却材喪失時のモデルに加え、図4-21に示す中央制御室待避所の壁及び天井を考慮する。

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。

*4：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、地上2階の床により、下層階に存在する放射性物質からの放射線の影響は十分小さいため、線源として無視できる。

(ハ) 評価点

設計基準事故時の冷却材喪失時及び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よう、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線量合計値が最大となる図4-17に示す位置とした。

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、設計基準事故時の冷却材喪失時と同様に、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線量合計値が最大となる位置であり、図4-21に示す位置とした。

(ニ) 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。なお、評価に用いる計算機コードの検証、妥当性評価については、添付書類「VI-5 計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

(b) 被ばく経路② 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

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

イ. 線量計算

(イ) 冷却材喪失時

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

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

ここで、

- H_{γ} : 時刻Tまでの放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく (Sv)
- K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (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 : 中央制御室しゃへい壁厚さにおける減衰率 (—)
- T : 評価対象期間 (s)

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

(ロ) 主蒸気管破断時

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

① 主蒸気隔離弁閉止前

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

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

ここで、

- $H_{\gamma 1}$: 放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく線量 (Sv)
- $Q_{\gamma 1}$: 主蒸気隔離弁閉止前の半球状雲中の放射性物質質量 (Bq)
(ガンマ線実効エネルギー0.5MeV換算値)
- V : 半球状雲の体積 (m³)
- E_{γ} : ガンマ線実効エネルギー (0.5MeV)
- α : 半球状雲の直径 (m)
- u : 半球状雲の移動の評価のための風速 (1m/s)
- μ : 空気に対するガンマ線のエネルギー吸収係数(3.9×10⁻³ m⁻¹)
- F : 中央制御室しゃへい壁厚さにおける減衰率 (—)

② 主蒸気隔離弁閉止後

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

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

ここで、

- $H_{\gamma 2}$: 時刻Tまでの放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく線量 (Sv)
- K : 空気カーマから実効線量への換算係数 ($K=1$ 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0.5MeV換算値)
- F : 中央制御室しゃへい壁厚さにおける減衰率 (-)
- T : 評価対象期間 (s)

(ハ) 炉心の著しい損傷が発生した場合

炉心の著しい損傷が発生した場合のクラウドシャインガンマ線による中央制御室内滞在時の実効線量は、以下の式を用いて評価する。

遮蔽体の減衰率 $B_{\gamma} \cdot \exp(-\mu_{\gamma} \cdot X)$ の評価にはQAD-CGGP2Rを用いた。

$$H = \sum_k \int_0^T h_k(t) dt$$

$$h_k(t) = K \cdot (D/Q) \cdot q_k(t) \cdot \sum_{\gamma} p_{k\gamma} \cdot B_{\gamma} \cdot \exp(-\mu_{\gamma} \cdot X) \quad \dots \dots (4.11)$$

ここで、

- H : クラウドシャインガンマ線による実効線量(Sv)
- $h_k(t)$: クラウドシャインガンマ線のうち、核種kからのガンマ線による単位時間当たりの実効線量 (Sv/s)
- 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)
- $q_k(t)$: 時刻tにおける核種kの大気中への放出率 (Bq/s)
(ガンマ線エネルギー0.5MeV換算値)
- $p_{k\gamma}$: 核種kが放出するphotonのうち、エネルギー γ のphotonの割合*1 (-)
- B_{γ} : エネルギー γ のphotonにおけるビルドアップ係数*2 (-)
- μ_{γ} : エネルギー γ のphotonにおける遮蔽体に対する線減衰係数 (1/m)
- X : 遮蔽体厚さ (m)
- T : 評価期間 (s)

注記*1 : 核種 k が放出する photon のうち、エネルギー γ の photon の割合は、ベータ線放出核種の水中における制動放射を考慮した ORIGEN2 ライブラリ (gxuo2brm.lib) 値から求める。また、ORIGEN2 のガンマ線ライブラリの群構造 (18 群) は MATXSLIB-J33 (42 群) に変換し、変換方法は「日本原子力学会標準 低レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準 : 2008」(2009 年 9 月 社団法人日本原子力学会) の『附属書 H (参考)

遮へい設計におけるエネルギー群構造の取扱い（図 H.2）の方法を用いる。

*2：ビルドアップ係数はGP法を用いて計算する。

(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

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摂取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。

i. 設計基準事故時

$$\frac{d(V \cdot C_i(t))}{dt} = (1 - \eta) \cdot C_i^0(t) \cdot f_1 + C_i^0(t) \cdot f_2 - C_i(t) \cdot (f_1 + f_2 + \eta \cdot F_F) - \lambda_i \cdot V \cdot C_i(t) \quad \dots \dots \dots (4.12)$$

ここで、

- V : 中央制御室内バウンダリ体積 (m³)
- $C_i(t)$: 時刻tにおける中央制御室内の核種iの濃度 (Bq/m³)
- η : チャコールエア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/m³)
 $C_i^0(t) = Q_i(t) \cdot \chi / Q$
- $Q_i(t)$: 時刻tにおける大気への核種iの放出率 (Bq/s)
- χ / Q : 相対濃度 (s/m³)
- f_1 : 中央制御室への外気取込量 (m³/s)
- f_2 : 中央制御室への外気リークイン量 (m³/s)
- F_F : 再循環フィルタを通る流量 (m³/s)
- λ_i : 核種iの崩壊定数 (s⁻¹)

ii. 炉心の著しい損傷が発生した場合

中央制御室の雰囲気中に浮遊する放射性物質量の時間変化は、中央制御室換気空調系の効果を考慮し、以下の①、②に示す式を用いて評価する。なお、保守的な想定として、中央制御室待避所内の放射性物質の濃度は、中央制御室待避所加圧設備による正圧化が終了した直後に中央制御室内の放射性物質の濃度と同一になるものとし、かつ加圧設備からの空気供給に伴う放射性物質濃度の低減効果は見込まないものとする。

①中央制御室に滞在している期間

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

$$\frac{dM_{1k}(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot M_{1k}(t) - \left(G_1 + \alpha + \frac{G_2 \cdot E_k}{100} \right) \cdot \frac{M_{1k}(t)}{V_1} + \left(1 - \frac{E_k}{100} \right) \cdot G_1 \cdot S_k(t) + \alpha \cdot S_k(t)$$

$$S_k(t) = (\chi/Q) \cdot Q_k(t) \quad \dots \dots \dots (4.13)$$

ここで,

- $m_{1k}(t)$: 時刻tにおける核種kの中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m³)
- $M_{1k}(t)$: 時刻tにおける核種kの中央制御室内の放射能量 (Bq)
- V_1 : 中央制御室バウンダリ内容積 (m³)
- λ_k : 核種kの崩壊定数 (1/s)
- G_1 : 中央制御室換気空調系の外気取入量 (m³/s)
- G_2 : 中央制御室換気空調系の再循環風量のうちフィルタ通過量(m³/s)
- E_k : 中央制御室換気空調系の非常用再循環フィルタ装置の除去効率 (%)
- $S_k(t)$: 時刻tにおける核種kの放射能濃度 (Bq/m³)
- α : 中央制御室バウンダリへの空気流入量 (m³/s)
(=空気流入率×中央制御室バウンダリ内容積)
- χ/Q : 相対濃度 (s/m³)
- $Q_k(t)$: 時刻tにおける核種kの放出率 (Bq/s)

②中央制御室待避所に滞在する期間

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

$$\frac{dM_{0k}(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot M_{0k}(t) \quad \dots \dots \dots (4.14)$$

ここで,

- $m_{0k}(t)$: 時刻tにおける核種kの中央制御室待避所内の放射能濃度 (Bq/m³)
- $M_{0k}(t)$: 時刻tにおける核種kの中央制御室待避所内の放射能量 (Bq)
- V_0 : 中央制御室待避所バウンダリ内容積 (m³)
- λ_k : 核種kの崩壊定数 (1/s)

(ロ) 事故時運転

冷却材喪失時においては、原子炉棟換気空調系排気放射線モニタ高の信号で、外気取入ライン及び排気ラインを隔離すると同時に、室内空気の全量を再循環する。このとき再循環空気の一部は再循環フィルタ装置にて処理された後、空気調和装置に戻るようにする。

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、通常運転モードから事故時運転モードに切換わるものと仮定する。事故時運転モードへの切換時間は、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20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。

炉心の著しい損傷が発生した場合、事故時運転モードの作動開始時間は、電源喪失を考慮した起動遅れ時間を見込んで事故発生後30分とする。

(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、計算機室の中央制御室換気空調系設備の処理対象となる区画の体積を合計して、中央制御室内の放射性物質による外部被ばくの影響をうける区画の合計を保守的に切り上げて8900m³とする*。また、中央制御室内待避所体積は148m³とする。バウンダリ体積を図4-22に示す。

注記*：バウンダリ体積が増加すると、中央制御室へのインリーク量（流量換算）が増加するのに対し、再循環流量は一定のため、室内の放射性物質がフィルタで除去されにくくなり、評価上保守的となる。

(ニ) フィルタ除去効率

i. 設計基準事故時

中央制御室換気空調系設備のチャコールエアフィルタの効率は、設計上期待できる90%とする。

ii. 炉心の著しい損傷が発生した場合

(i) 中央制御室換気空調系設備のチャコールエアフィルタの効率は、設計上期待できる90%とする。

(ii) 中央制御室換気空調系設備の高性能エアフィルタの効率は、設計上期待できる99.9%とする。

(ホ) 中央制御室再循環フィルタ装置のフィルタ流量

中央制御室再循環送風機の起動により、流量は設計上期待できる値として8000m³/hとする。

(ヘ) 空気流入量

中央制御室へのインリーク量は、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。ただし、中央制御室待避所を正圧化している期間は、中央制御室待避所への流入はないものとする。

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の共通の中央制御室内放射性物質濃度評価条件を表4-7に示す。

ロ. 線量計算

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

(イ) 中央制御室内の放射性物質による外部被ばく

中央制御室は、体積が等価な半球状とし、半球の中心に運転員がいるものとする。中央制御室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による実効線量は、次式で計算する。評価に当たり想定した評価モデルを図4-23に示す。

$$H_{\gamma} = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} \cdot E_{\gamma} \cdot C_{\gamma}(t) \cdot (1 - e^{-\mu r}) dt \quad \dots \dots \dots (4.15)$$

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} : ガンマ線実効エネルギー (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 (3.9×10⁻³m⁻¹)

r : 中央制御室内バウンダリ体積と等価な半球の半径 (m)

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

V : ガンマ線による全身に対する外部被ばく線量評価時の自由体積 (m³)

T : 評価対象期間 (s)

なお、設計基準事故時の主蒸気管破断時の主蒸気隔離弁閉止前に破断口から放出された放射性物質による被ばく評価モデルは、蒸気雲が中央制御室換気系給気口付近を風速1m/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摂取による内部被ばく

中央制御室内の放射性物質の吸入摂取による内部被ばくは、次式で計算する。

$$H_I = \int_0^T R \cdot H_{\infty} \cdot C_I(t) dt \quad \dots \dots \dots (4.16)$$

ここで、

- H_I : 吸入摂取による内部被ばく線量 (Sv)
- R : 呼吸率 (m³/s) (成人活動時の呼吸率 1.2m³/h)
- H_{∞} : よう素 (I-131) を1Bq 吸入摂取した場合の成人の実効線量
(2.0×10⁻⁸ 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/m³)
(I-131等価量-成人実効線量係数換算)
- T : 評価対象期間 (s)

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

$$H = \frac{1}{PF} \sum_k \int_0^T R \cdot H_{k\infty} \cdot C_k(t) dt \quad \dots \dots (4.17)$$

ここで、

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

b. 入退域時の被ばく

(a) 被ばく経路④ 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

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、中央制御室しゃへい壁のガンマ線の遮蔽効果を考慮しない。また、炉心の著しい損傷が発生し、格納容器ベントを実施した場合における原子炉格納容器フィルタベント系の屋外配管に付着した放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばくの評価方法も、上記と同様である。評価点位置は制御建屋出入口及び出入管理所とし、評価点高さは地面から 1.2m である図 4-24 に示す位置とする。

(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

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摂取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。

$$H_{\gamma} = \int_0^T K \cdot D/Q \cdot Q_{\gamma}(t) dt \quad \dots \dots \dots (4.18)$$

ここで,

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

K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (1Sv/Gy)

D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)

$Q_{\gamma}(t)$: 時刻tにおける大気への放射能放出率 (Bq/s)
(ガンマ線実効エネルギー0.5MeV換算値)

T : 評価対象期間 (s)

(ロ) 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく

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

$$H_I = \int_0^T R \cdot H_{\infty} \cdot \chi/Q \cdot Q_I(t) dt \quad \dots \dots \dots (4.19)$$

ここで,

H_I : 時刻Tまでの放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量 (Sv)

R : 呼吸率 (m^3/s)
(成人活動時の呼吸率 1.2 m^3/h)

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

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)

T : 評価対象期間 (s)

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

$$H = \frac{1}{PF} \sum_k \int_0^T R \cdot H_{k\infty} \cdot \chi/Q \cdot Q_k(t) dt \quad \dots \dots \dots (4.20)$$

ここで,

H : 放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの実効線量(Sv)

R : 呼吸率 (m^3/s)
(成人活動時の呼吸率 1.2 m^3/h)

$H_{k\infty}$: 核種kの吸入摂取時の実効線量への換算係数 (Sv/Bq)

χ/Q : 相対濃度 (s/m^3)

$Q_k(t)$: 時刻tにおける核種kの環境放出率 (Bq/s)
T	: 評価対象期間 (s)
PF	: マスクの防護係数 (-)

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合における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. 冷却材喪失

希ガス及びヨウ素の大気放出過程を図4-25及び図4-26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。

- 原子炉は事故発生直前まで定格出力の約105%（熱出力2540MW）で十分長時間（2000日）運転していたものとする。
- 事故発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉内内蔵量に対して希ガス100%、ヨウ素50%の割合とする。
- 原子炉格納容器内に放出されたヨウ素のうち、有機ヨウ素は10%とし、残りの90%は無機ヨウ素とする。
- 原子炉格納容器内に放出されたヨウ素のうち、無機ヨウ素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器から漏れいしないものとする。有機ヨウ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。
- 格納容器スプレイによりサプレッションチェンバ内のプール水に無機ヨウ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。有機ヨウ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) 原子炉格納容器内での放射性物質の崩壊を考慮する。
- (g) 通常運転時に作動している原子炉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非常用ガス処理系に切り替えられる。原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質については、床、壁等に沈着することによる除去効果は無視し、崩壊のみを考える。
- (h) 格納容器スプレイ冷却系の作動により、原子炉格納容器内圧力が低下するため原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟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%/日）で一定とする。なお、非常用炉心冷却系により原子炉格納容器外へ導かれたサプレッションチェンバ内のプール水の漏えいによる放射性物質の放出量は、原子炉格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分小さく、有意な寄与はないためその評価を省略する。
- (i) 非常用ガス処理系チャコールエアフィルタの設計よう素除去効率は、99%以上であるが、ここでは余裕をとり、よう素の除去効率が95%とする。
- (j) 非常用ガス処理系の容量は、設計で定められた値（0.5回/日）とする。
- (k) 原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質は、非常用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4-27及び図4-28に示す。放出経路における放射性物質の移行に関する条件を以下に示す。
- (a) 主蒸気隔離弁が全閉するまでに破断口を通して流出する蒸気及び水の量は、事故解析により得られた次の値を使用する。
- | | |
|----|----------------------|
| 蒸気 | 1.1×10^4 kg |
| 水 | 2.0×10^4 kg |
- (b) 液相として放出される原子炉冷却材中に含まれるハロゲン等の濃度は、運転上許容されるI-131の最大濃度である 1.8×10^3 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原子炉冷却材中に含まれるハロゲンの濃度は、液相中の濃度の1/50とする。
- (c) 原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの追加放出量は、I-131については先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んで 7.4×10^{13} Bqが原子炉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) 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%/日の漏えい率で事故評価期間中一定と仮定する。
- (g) 主蒸気隔離弁閉止後、逃がし安全弁等を通じて崩壊熱相当の蒸気がサブプレッションチェンバ内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/日とする。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。
 なお、タービン建屋内で、床、壁等に沈着することによる除去効果は考慮しない。
- 大気中への放出量評価条件の詳細について、表4-9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. 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、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1時間とする。
- (b) すべての放射性物質は、原子炉建屋又はタービン建屋の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3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により計算する。ただし、被ばく評価手法（内規）に基づき、主蒸気管破断時の主蒸気隔離弁閉止前に放出される半球状雲による線量（クラウドシャインガンマ線及び室内に取り込まれた放射性物質による被ばく）は、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質に起因するため、滞在時間割合を掛け合わせない。

30日間の積算線量×直交替による滞在時間割合*1

注記*1：実際の交替勤務（5直3交替）の30日間勤務での最大勤務直の滞在時間割合（約0.27870）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、中央制御室内への制御建屋出入口及び出入管理所に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。

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

30日間の積算線量×入退域所要時間割合*2

注記*2：実際の交替勤務（5直3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

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しゃへい壁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、QAD-CGGP2Rコードに基づき計算する。

中央制御室しゃへい壁での減衰効果は、以下の条件により求める。

項 目	数 値
コンクリート厚さ	□ cm*3
コンクリート密度	2.15 g/cm ³
ガンマ線エネルギー	1.5 MeV

注記*3：評価で考慮する壁は，公称値からマイナス側許容差（-5mm）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しゃへい壁厚さにおける減衰率は， $F = 3.45 \times 10^{-1}$ 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空調系設備等の効果を考慮して評価を実施する。中央制御室換気空調系設備等条件を表4-18に示す。また，中央制御室換気空調系の運転モードを図4-29に示す。運転モードは，事故時運転モード（少量外気取入時）を想定する。

イ. 事故時運転への切り替えは，保守的に運転員による手動隔離操作を仮定し，隔離操作に要する時間を十分に見込んだ後に，中央制御室換気空調系（事故時運転モード）が作動するものと仮定する。中央制御室換気空調系（非常用再循環運転）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20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等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，中央制御室しゃへい壁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しゃへい壁外を移動するため，中央制御室しゃ

へい壁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、放射性物質の吸入摂取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、実効線量で冷却材喪失時において約1.2mSv、主蒸気管破断時において約1.2mSv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)	
冷却材喪失 (仮想事故)	主蒸気管破断 (仮想事故)
約 1.2	約 1.2

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4-30～図4-33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。また、各放出源からの放出時間帯を示すタイムチャートを図4-34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+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」を想定し、代替循環冷却系による事故の収束を想定した場合と格納容器圧力ベントを想定した場合のMAAP解析結果を使用する。

有効性評価のMAAP解析結果の原子炉格納容器内圧力及び温度の変化を図4-35～図4-38に示す。

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

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

*2：それぞれの割合は、停止時炉内内蔵量に対する割合。

b. よう素の化学形態

よう素の化学形態は、下記を使用する。

	よう素の化学形態*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 Light Water Nuclear Power Reactors”

c. 原子炉格納容器内での自然沈着

CSE実験*2に基づき、無機よう素の原子炉格納容器内での自然沈着率を 9×10^{-4} (1/s)と設定し、カットオフDF200後は自然沈着の効果を見込まない評価とする。

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内のプール水による除去

サプレッションチェンバ内のプール水による無機よう素の除染係数は、S. R. P. 6. 5. 5*3を参考としてDF=5を仮定する。

注記*3 : Standard Review Plan 6. 5. 5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”

e. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置による除去性能

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ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
エアロゾル粒子	1000
無機よう素	500
有機よう素	50

上記により評価した、原子炉建屋原子炉棟から大気中への放出量及び原子炉格納容器フィルタベント系を経由した放出量を表4-22及び表4-23に示す。

(2) 大気拡散の評価

放射性物質の大気拡散評価に関する条件を以下に示す。

- a. 実効放出継続時間は、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、排気筒放出時は排気筒高さ、原子炉格納容器フィルタベント系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4-24に示す。また、これら条件による相対濃度及び相対線量の評価結果を表4-25に示す。

(3) 線量評価

運転員勤務体系としては、5直3交替とし、被ばく線量が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4-26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4-27及び表4-28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）

中央制御室しゃへい壁厚さ（コンクリート 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。

遮蔽モデルは図4-39のとおりであり、被ばく評価に使用する減衰率（F）を下表に示す。

代替循環冷却系による事故の収束を想定した場合

	原子炉建屋からの放出	排気筒からの放出	格納容器フィルタベント系からの放出
コンクリートの減衰率	3×10^{-1}	8×10^{-2}	-

格納容器ベントを想定した場合

	原子炉建屋からの放出	排気筒からの放出	格納容器フィルタベント系からの放出
コンクリートの減衰率	3×10^{-1}	1×10^{-1}	5×10^{-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（グラウンドシャインガンマ線）

大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（グラウンドシャイン）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しゃへい壁による減衰効果を考慮して評価する。

イ. 地表面沈着濃度の計算

(イ) 計算式

$$\frac{d}{dt}S_i(t) = Q_i(t) \cdot V_G \cdot \chi/Q \cdot f - \lambda \cdot S_i(t) \quad \dots \dots \dots (4.21)$$

ここで、

$S_i(t)$: 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 における大気への核種 i 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 4-29 に示す。

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

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

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

ロ. 線量計算

(イ) 線源強度

炉心の著しい損傷が発生した場合に、大気中へ放出され制御建屋屋上及び制御建屋周囲の地表面に沈着した放射性物質を線源とし、線源は制御建屋屋上及び制御建屋周囲の地表面に均一分布しているものとする。

評価に使用する積算線源強度を算出し、大気中へ放出され制御建屋屋上及び制御建屋周囲の地表面に沈着した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）に区別して計算する。事故後 7 日間のグランドシャインガンマ線の積算線源強度を表 4-30 及び表 4-31 に示す。

(ロ) 幾何条件

グランドシャインガンマ線評価モデルを図 4-40 に示す。グランドシャインガンマ線の線源は、制御建屋屋上と制御建屋周囲の地表面に沈着した放射性物

質である。なお、地表面の線源の大きさは $2000\text{m} \times 2000\text{m}^*$ とし、高さは保守的に評価点の高さと同じ高さとする。中央制御室しゃへい壁で考慮する天井及び壁は、公称値からマイナス側許容差 (-5mm) を引いた値とする。

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 400m 離れた位置の線源が及ぼす影響度は 1% 以下である。これより、保守的に評価点から片側 1000m まで線源領域とし、グランドシャインガンマ線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 $2000\text{m} \times 2000\text{m}$ を設定する。

(ハ) 評価点

評価点は、地表面の線源からのグランドシャインガンマ線と制御建屋屋上の線源からのグランドシャインガンマ線のそれぞれに対し評価結果が最も大きくなる箇所を選定し、図 4-41 に示す位置とする。

(ニ) 計算コード

グランドシャインガンマ線は、QAD-CGGP2R コードを用い評価する。

(d) 被ばく経路③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

評価期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれたガンマ線による外部被ばく及び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 4-32 に示す。

イ. 中央制御室換気空調系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隔離弁開操作を想定した起動遅れ（事故発生後 30 分）を考慮し、流量 $8000\text{m}^3/\text{h}$ の中央制御室再循環送風機の起動を想定する。

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、全面マスク等を着用するため、一部の期間についてマスク着用しているものとして評価する。このとき、事故後 1 日目のみマスクの除染係数は 1000 とし、それ以外は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所を設置する。ベント実施時には中央制御室待避所内に待避する。また、中央制御室待避所内は空気ボンベにより 10 時間加圧する。

被ばく評価に使用する中央制御室待避所による減衰率は、事故時の中央制御室パウダリ内の放射能濃度を用いて、QAD-CGGP2R コードにより計算する。

	中央制御室待避所 (コンクリート cm)
減衰率	2×10^{-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は被ばく経路①の評価と同一であり、同様な手法で評価する。また、格納容器ベントを実施した場合は、原子炉格納容器フィルタベント系の屋外配管に付着した放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばくも上記と同様な手法で実効線量を評価する。

- (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

入退域時におけるクラウドシャインガンマ線による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しゃへい壁外を移動するため、中央制御室しゃへい壁を含めた建屋壁のガンマ線の遮蔽効果を考慮しない。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。また、グランド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②と同様であるが、入退域時は中央制御室しゃへい壁外を移動するため、中央制御室しゃへい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、入退域時の評価点である制御建屋出入口及び出入管理所それぞれについて算出する。グランドシャインガンマ線の評価に使用する線源強度を表4-33～表4-36に示す。

- ② 各建屋によるグランドシャインガンマ線の遮蔽効果を期待しない。入退域時の被ばく評価時におけるグランドシャインガンマ線評価モデルを図4-42に示す。
- ③ 評価点は図4-42に示す線源領域の中心上とする。

(4) 被ばく評価結果

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る各班直毎の被ばく評価結果を下表に示す。各班直毎の被ばく経路の明細を、代替循環冷却系による事象の収束を想定した場合を表4-37（マスク着用あり）、表4-38（マスク着用なし）に、格納容器ベントの実施を想定する場合を表4-39（マスク着用あり）、表4-40（マスク着用なし）に示す。ま

た、各班7日間の被ばく評価結果を、代替循環冷却系による事象の収束を想定した場合を表4-41（マスク着用あり）、表4-42（マスク着用なし）に、格納容器ベントの実施を想定する場合を表4-43（マスク着用あり）、表4-44（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51mSvである。

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

(代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合 マスク着用あり)

(単位：mSv)

	実効線量							
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約6.2	約2.7	約1.4		約1.3	約1.2		約13
B班	約5.3		約1.9	約1.5			約0.87	約9.5
C班								0
D班	約46	約2.9			約1.1	約1.2	約0.47	約51
E班			約1.6	約1.6	約0.92		約1.3	約5.3

(代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合 マスク着用なし)

(単位：mSv)

	実効線量							
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約7.1	約4.8	約2.3		約3.2	約2.9		約21
B班	約6.0		約3.8	約3.5			約2.0	約16
C班								0
D班	約520	約4.6			約2.4	約3.1	約1.2	約530
E班			約3.0	約3.8	約1.8		約2.9	約12

(格納容器ベント系を用いて事象を収束する場合 マスク着用あり)

(単位：mSv)

	実効線量							
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約6.2	約21	約1.4		約1.1	約0.84		約31
B班	約5.3		約1.8	約1.4			約0.65	約9.0
C班								0
D班	約46	約2.9			約0.88	約0.84	約0.34	約51
E班			約1.6	約1.3	約0.79		約0.98	約4.6

(格納容器ベント系を用いて事象を収束する場合 マスク着用なし)

(単位：mSv)

	実効線量							
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約7.1	約25	約2.0		約1.6	約1.2		約37
B班	約6.0		約3.0	約2.4			約0.75	約13
C班								0
D班	約520	約4.7			約1.2	約1.1	約0.39	約520
E班			約2.7	約2.2	約0.97		約1.2	約7.0

4.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価

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

(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措置」として、中央制御室換気空調系は、外気から遮断する事故時運転モードとすることができる。

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

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

(2) 酸素許容濃度及び二酸化炭素許容濃度の設定

酸素許容濃度及び二酸化炭素許容濃度は、表4-45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。

中央制御室の許容酸素濃度は、労働安全衛生法酸素欠乏症等防止規則に定める18 vol%以上、許容二酸化炭素濃度は、労働安全衛生規則に記載の「坑内の作業場における炭酸ガス濃度を、一・五パーセント以下としなければならない。」に余裕をみて1.0 vol%以下とする。

(3) 酸素濃度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、中央制御室換気空調系隔離時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を以下の計算式を基に計算する。

中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の計算条件を表4-46に示す。

中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価モデルを図4-43に示す。

各室の酸素濃度/二酸化炭素濃度を算出する式を以下に示す。

室XにおけるY秒後の酸素濃度/二酸化炭素濃度 C_{XY} を、酸素/二酸化炭素収支バランス式を用いて単位時間毎に計算することにより、経時変化を求める。通常時、空調停止時及び事故時運転モード時（外気遮断又は少量外気取入）における中央制御室の酸素濃度/二酸化炭素濃度は、評価開始1秒後を例として、以下で求められる。

$$C_{11} = \{C_{10} \times (V_1 + V_3) \div 100 + (Q_{SA1} \times C_{SA1} - Q_{RA1} \times C_{10} - Q_{EX1} \times C_{10}) \div 3600 \div 100 + Ge \times P \div 3600\} \div (V_1 + V_3) \times 100 \quad \dots \dots (4.22)$$

また中央制御室計算機室の酸素濃度/二酸化炭素濃度は、評価開始1秒後を例として、以下で求められる。

$$C_{21} = \{C_{20} \times V_2 \div 100 + (Q_{SA2} \times C_{SA1} - Q_{RA2} \times C_{20} - Q_{EX2} \times C_{20}) \div 3600 \div 100\} \div V_2 \times 100 \quad \dots \dots (4.23)$$

ここで、

C_{XY} : 室 X における Y 秒後の酸素濃度/二酸化炭素濃度 (vol%)
 但し、
 室 1 : 中央制御室
 室 2 : 中央制御室計算機室
 室 3 : 中央制御室待避所

$$C_{SA1} = \{C_{10} \times Q_{RA1} \div 100 + C_{20} \times Q_{RA2} \div 100 + C_{\text{外気}} \times Q_{OA} \div 100\} \div (Q_{RA1} + Q_{RA2} + Q_{OA}) \times 100 \quad \dots \dots (4.24)$$

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

(1) 酸素濃度

事故時に中央制御室換気空調系を外気から遮断した場合、酸素濃度が18%を下回るおそれがある場合には、中央制御室換気空調系を事故時運転モード（少量外気取入）とし、外気をフィルタにて浄化しながら取り入れ、中央制御室内の酸素濃度を改善する。

この場合において、事故時運転モード（少量外気取入）による酸素の供給量及び中央制御室内の運転員による酸素の消費量の比較により、室内の酸素濃度を確実に改善できる結果となった。

a. 評価条件

- ・換気風量 500 m³/h
- ・外気の酸素濃度 20.95%
- ・酸素消費量 0.066 m³/h/人
 (「空調調和・衛生工学便覧」における歩行時の呼吸量24L/min に基づき算出)
- ・在室人員 7 名
- ・空気流入はないものとする

b. 評価

事故時運転モード（少量外気取入）による酸素供給量

$$500 \text{ [m}^3\text{/h]} \times 0.2095 = 104.75 \text{ [m}^3\text{/h]}$$

中央制御室内の運転員による酸素の消費量

$$0.066 \text{ [m}^3\text{/h]} \times 7 \text{ [名]} = 0.462 \text{ [m}^3\text{/h]}$$

酸素供給量 > 酸素消費量であることから事故時運転モード（少量外気取入）により、室内の酸素濃度を改善することが可能。

(2) 二酸化炭素濃度

事故時に中央制御室換気空調系を外気から遮断した場合、二酸化炭素濃度が1.0%を上回るおそれがある場合には、中央制御室換気空調系を事故時運転モード（少量外気取入）とし、外気をフィルタにて浄化しながら取り入れ、中央制御室内の二酸化炭素濃度を改善する。

この場合において、事故時運転モード（少量外気取入）による二酸化炭素の排気量及び中央制御室内の運転員による二酸化炭素の吐出量の比較により、室内の二酸化炭素濃度を確実に改善できる結果となった。

a. 評価条件

- ・換気風量 500 m³/h
- ・室内の二酸化炭素濃度 1.0%（二酸化炭素濃度の管理値）
- ・二酸化炭素吐出量 0.030 m³/h/人
（「空調調和・衛生工学便覧」における軽作業時の二酸化炭素吐出量）
- ・在室人員 7 名
- ・空気流入はないものとする

b. 評価

事故時運転モード（少量外気取入）による二酸化炭素排気量

$$500 \text{ [m}^3\text{/h]} \times 0.01 = 5 \text{ [m}^3\text{/h]}$$

中央制御室内の運転員による二酸化炭素吐出量

$$0.030 \text{ [m}^3\text{/h]} \times 7 \text{ [名]} = 0.210 \text{ [m}^3\text{/h]}$$

二酸化炭素排気量 > 二酸化炭素吐出量であることから事故時運転モード（少量外気取入）により、室内の二酸化炭素濃度を改善することが可能。

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

(1) 評価の概要

技術基準規則第74条の解釈に規定する「運転員が原子炉制御室にとどまるために必要な設備」として、中央制御室換気空調系は、外気から遮断する事故時運転モードとすることができる。

事故時運転モードにより、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) 酸素許容濃度及び二酸化炭素許容濃度の設定

酸素許容濃度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4-45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) 酸素濃度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，中央制御室換気空調系隔離時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を設計基準事故時の評価と同様に計算する。

ただし，本評価においては，事故後 0.5 時間のファンの停止を想定し，事故後 0.5 時間以降はファンの運転を想定する。中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の計算条件を表4-46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濃度及び二酸化炭素濃度評価結果

(1) 酸素濃度

a. 事故後0.5 時間

計算の結果，0.5 時間後の酸素濃度は，20.9 vol%となる。

b. 0.5 時間～7 日間

計算の結果，中央制御室換気空調系隔離時の被ばく評価上の使用期間における酸素濃度は約 19.5 vol%となり，労働安全衛生法酸素欠乏症等防止規則に定める許容基準濃度である 18 vol%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0.5 時間

計算の結果，0.5 時間後の二酸化炭素濃度は，0.04 vol%となる。

b. 0.5 時間～7 日間

計算の結果，中央制御室換気空調系隔離時の被ばく評価上の使用期間における二酸化炭素濃度は 0.67 vol%となり，「労働安全衛生規則」に余裕を考慮（坑内の炭酸ガス濃度の基準 1.5%に余裕を考慮）した 1.0 vol%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所内酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価方針

(1) 評価の概要

中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）による加圧を実施した場合において、中央制御室待避所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない濃度であることを評価する。

本評価における滞在人数、体積、評価期間等は、被ばく評価条件を基に、保守的な結果となるよう設定する。また、酸素消費量及び二酸化炭素吐出し量等は、中央制御室の評価と同様に加圧設備の使用時における中央制御室待避所内にとどまる要員の活動状況等を想定し、設定する。

(2) 酸素許容濃度及び二酸化炭素許容濃度の設定

酸素許容濃度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4-45に示すとおり、中央制御室待避所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。

中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）による加圧は、希ガス等の放射性物質を含む外気が中央制御室待避所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、中央制御室待避所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、許容酸素濃度は、労働安全衛生法酸素欠乏症等防止規則に定める18 vol%以上、許容二酸化炭素濃度は、労働安全衛生規則に記載の「坑内の作業場における炭酸ガス濃度を、一・五パーセント以下としなければならない。」に余裕をみて1.0 vol%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

中央制御室待避所内を加圧し、中央制御室待避所内の酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量を計算し、その結果から酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価を行う。中央制御室待避所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件を表4-47に示す。

なお、被ばく評価にて、原子炉格納容器フィルタベント系使用開始から10時間までボンベにて加圧した中央制御室待避所内に滞在することとしているため、加圧時間は10時間とする。

10時間連続で空気ボンベにて加圧する場合において、中央制御室待避所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. 中央制御室待避所内の正圧維持

(a) 目標圧力の設定

中央制御室待避所は、配置上、風の影響を直接受けない屋内に設置されているため、中央制御室待避所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、中央制御室のある制御建屋の設計

最高温度 40.0℃，隣接区画を屋外の設計最低温度-4.9℃と仮定すると，中央制御室待避所の階層高さは最大 3.3m 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。

$$\begin{aligned}
 \Delta P &= \{(-4.9^\circ\text{Cの乾き空気の密度}) - (+40.0^\circ\text{Cの乾き空気の密度})\} \times (\text{階層高さ}) \\
 &= (1.316 - 1.127) \times 3.3 \\
 &= 0.189 \times 3.3 \\
 &= 0.6237 \text{ (kg/m}^2\text{)} \\
 &\approx 7.0 \text{ (Pa)}
 \end{aligned}$$

計算の結果，温度の影響を無視できる圧力差は約 7.0Pa であるが，余裕を見込み，目標圧力は 20 Pa[gage]に設定する。

(b) 必要最低換気量

中央制御室待避所内に供給する換気量は，次項に示す酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な最低換気流量として 30.0m³/h に設定するとともに，30.0m³/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. 中央制御室待避所内酸素濃度維持

酸素濃度を維持するために必要な最低換気流量を下式により計算する。

$$Q = \frac{k}{P_1 - P_0} \dots\dots\dots (4.25)$$

- Q : 必要換気流量 (m³/h)
- k : 酸素消費量 (m³/h)
- P₁ : 初期酸素濃度 (vol%)
- P₀ : 許容酸素濃度 (vol%)

計算の結果，必要な最低換気流量は 9.0m³/h となる。

c. 中央制御室待避所内二酸化炭素濃度抑制

二酸化炭素濃度の抑制に必要な最低換気流量を下式により計算する。

$$L = \frac{M}{C - C_0} \dots\dots\dots (4.26)$$

- 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 (vol%)
- C₀ : 初期二酸化炭素濃度 (vol%)

計算の結果、必要な最低換気流量は27.2m³/hとなる。

④ 酸素濃度及び二酸化炭素濃度の計算

中央制御室待避所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、以下の計算式を基に計算する。

中央制御室待避所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価条件を表4-47に示す。

$$C_{31} = \left\{ C_{30} \times V_3 \div 100 + (Q_{加圧} \times C_{外気} - Q_{加圧} \times C_{30}) \div 3600 \div 100 + G_e \times P \div 3600 \right\} \div V_3 \times 100 \quad \dots \dots \dots (4.27)$$

ここで、

C_{XY} : 室 X における Y 秒後の酸素/二酸化炭素濃度 (vo1%)

但し、

室 1 : 中央制御室

室 2 : 中央制御室計算機室

室 3 : 中央制御室待避所

$$C_{SA1} = \left\{ C_{10} \times Q_{RA1} \div 100 + C_{20} \times Q_{RA2} \div 100 + C_{外気} \times Q_{OA} \div 100 \right\} \div (Q_{RA1} + Q_{RA2} + Q_{OA}) \times 100 \quad \dots \dots \dots (4.28)$$

① ② 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 ㉛ ㉜ ㉝ ㉞ ㉟ ㊱ ㊲ ㊳ ㊴ ㊵ ㊶ ㊷ ㊸ ㊹ ㊺ ㊻ ㊼ ㊽ ㊾ ㊿

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所内酸素濃度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

空気ポンプからの流量を30.0m³/hとすれば、空気ポンプによる加圧10時間後の酸素濃度は20.16vo1%、二酸化炭素濃度は0.793vo1%となり、中央制御室待避所内の正圧維持並びに「労働安全衛生法酸素欠乏症等防止規則」に定める酸素濃度及び「労働安全衛生規則」に定める二酸化炭素濃度の許容濃度である18vo1%以上及び1.0vo1%以下をそれぞれ満足することができる。

(2) 必要空気ポンプ本数

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所内酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価方針より、必要な空気ポンプ本数は、1個当たりの空気容量が46.7Lのもので、使用量を7.5m³/本とした場合、40個程度となる。なお、中央制御室待避所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る。

4.3 中央制御室の居住性評価のまとめ

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

5. 熱除去の評価

遮蔽体の熱除去の評価は、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。想定シナリオは「4.1 線量評価」と同じとする。

5.1 中央制御室しゃへい壁の熱除去の評価

5.1.1 中央制御室しゃへい壁の入射線量の設定方法

中央制御室しゃへい壁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、クラウドシャインガンマ線、グランドシャインガンマ線及び外気から室内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線がある。遮蔽体表面に入射するガンマ線はグランドシャインガンマ線とクラウドシャインガンマ線が支配的であるため、グランドシャインガンマ線とクラウドシャインガンマ線の入射線量を設定する。

評価点は各被ばく経路において入射線量が最大となる位置とし、中央制御室及び中央制御室待避所遮蔽を代表させる。

5.1.2 中央制御室しゃへい壁の温度上昇の計算方法

遮蔽体は主にコンクリートで構成されており、評価上、コンクリートのみとして評価する。炉心の著しい損傷が発生した場合における7日間積算の各被ばく経路に基づく、中央制御室しゃへい壁への入射線量は約5.7 Gyであり、当該入射線量から中央制御室しゃへい壁表面の7日間積算のガンマ発熱量を求めると、約 1.2×10^5 kJ/cm³*1となる。これによる温度上昇は、次式で算出する。

$$\Delta T = Q \times 1000 / (c \cdot \rho) \quad \dots \dots \dots (4.29)$$

ΔT	: 温度上昇 (°C)
Q	: 7 日間積算のガンマ発熱量 (約 1.2×10^5 (kJ/cm ³))
c	: コンクリートの比熱 (1.05 (kJ/(kg・°C))) *2)
ρ	: コンクリートの密度 (2.15 (g/cm ³))

注記*1: 入射線量及びコンクリートの密度より算出 (5.7 (J/kg) × 2.15 (g/cm³))

*2: 土木学会 2007年 コンクリート標準示方書[構造性能照査編]

5.2 2次しゃへい壁及び補助しゃへい*の熱除去の評価

5.2.1 2次しゃへい壁及び補助しゃへいにおける入射線量の設定方法

2次しゃへい壁及び補助しゃへいに入射するガンマ線の線源として、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟(二次格納施設)内に移行した放射性物質を想定し入射線量を評価する。評価結果を基に、2次しゃへい壁及び補助しゃへいへの入射線量を460Gy/7日間と設定する。

5.2.2 2次しゃへい壁及び補助しゃへいの温度上昇の計算方法

遮蔽体は主にコンクリートで構成されており、評価上、コンクリートのみとして評価する。入射線量(460Gy/7日間)から、2次しゃへい壁及び補助しゃへい表面の7日間積算のガンマ線

発熱量を求めると、約 $9.9 \times 10^{-4} \text{kJ/cm}^3$ となり、これによる温度上昇を「5.1.2 中央制御室しゃへい壁の温度上昇の計算方法」と同様の式により算出する。

注記*：2号機の原子炉建屋の2次しゃへい壁及び補助しゃへいを指す。

5.3 温度上昇のまとめ

コンクリート遮蔽体表面でのガンマ線による温度上昇は、中央制御室しゃへい壁で 0.01°C 以下、2次しゃへい壁及び補助しゃへいで約 0.4°C となり、「日本原子力学会 1977年 遮蔽設計基準等に関する現状調査報告」において示されているガンマ線に対するコンクリート温度制限値（内部最高温度 177°C / 周辺最高温度 149°C ）以下であることを確認した。なお、本温度評価は、保守的にコンクリートの断熱状態を仮定した評価である。

表4-1 評価事象に係る条件

項目	評価条件	選定理由	備考
事故の 評価期間	[設計基準事故時] 事故後 30 日間	被ばく評価手法(内規)に 基づき設定	被ばく評価手法(内規) 解説 3.2 評価期間は、事 故発生後 30 日間とする。
	[炉心の著しい損傷が発生 した場合] 事故後 7 日間	解釈に基づき評価期間を 設定	審査ガイド 3. (解釈より抜粋) 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。
評価事象	[設計基準事故時] 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 の可能性がある事故とし て、原子炉格納容器内放 出に係る事故は「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 り難しい	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し る。原子炉冷却材喪失及 び主蒸気管破断は、一方 の事故で包絡できる場合 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に 失敗する事故 全交流動力電源喪失を考 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選 定、代替循環冷却系を使 用した場合と、格納容器 ベントを実施した場合を 想定する	審査ガイド 3. (解釈より抜粋) 第 74 条 (原子炉制御室) 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 炉内内蔵量計算条件

項目	評価条件	選定理由	備考
炉心熱出力	<p>[設計基準事故時] 2540MW (定格 2436MW の約 105%)</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 2436MW</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 で選定した事故シナリオ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 炉内内蔵量(冷却材喪失) (設計基準事故時)

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

表 4-4 追加放出量(主蒸気管破断) (設計基準事故時)

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

表 4-5 炉内内蔵量 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

核種グループ	炉内内蔵量(Bq) (gross 値)
希ガス類	約 1.6×10^{19}
よう素類	約 2.1×10^{19}
Cs 類	約 8.4×10^{17}
Te 類	約 6.0×10^{18}
Ba 類	約 1.8×10^{19}
Ru 類	約 1.8×10^{19}
Ce 類	約 5.5×10^{19}
La 類	約 4.1×10^{19}

表 4-6 大気拡散条件(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	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	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。 審査ガイド 4.2(2)a. 放射性物質の空气中濃度は、 放出源高さ及び気象条件に応 じて、空間濃度分布が水平方 向及び鉛直方向ともに正規分 布になると仮定したガウスプ ルームモデルを適用して計算 する。
気象データ	女川原子力発電所にお ける 1 年間の気象デー タ (2012.1~2012.12) (地上風を代表する地 上高 10m(標高 70m)及び 排気筒付近を代表する 地上高 71m(標高 175m) の気象データ)	建屋影響を受ける大気拡 散評価を行う場合は保守 的に地上高 10 m(標高 70m)の気象データを使用 排気筒からの放出の場合 は、建屋影響を受けない ため地上高 71m(標高 175m)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 2012 年 1 月~ 2012 年 12 月の 1 年間の 気象データを使用	被ばく評価手法(内規) 5.1.1(1)c) 風向、風速、大気安定度等の 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。 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。

表 4-6 大気拡散条件(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) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97% に当たる相対濃度とする。 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	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器フィルタベント系排気管：考慮する ・原子炉建屋ブローアウトパネル：考慮する ・タービン建屋ブローアウトパネル：考慮する ・排気筒：考慮しない 	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 排気筒については高さが周囲の建屋の 2.5 倍以上あるため巻き込みの影響を受けない	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風の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の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。

表 4-6 大気拡散条件(3/6)

項目	評価条件	選定理由	備考												
<p>巻き込みを生じる代表建屋</p>	<p>【設計基準事故時】 (主蒸気管破断) 原子炉建屋ブローアウトパネルからの放出： 原子炉建屋 タービン建屋ブローアウトパネルからの放出： タービン建屋</p> <p>【炉心の著しい損傷が発生した場合】 ・原子炉格納容器フィルタベント系排気管， 原子炉建屋ブローアウトパネルからの放出： 原子炉建屋</p>	<p>放出源から最も近く，巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋として選定 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="1118 584 1449 1133"> <thead> <tr> <th>原子炉施設</th> <th>想定事故</th> <th>建屋の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">BWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉建屋(建屋影響がある場合)</td> </tr> <tr> <td>主蒸気管破断</td> <td>原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">PWR 型原子炉施設</td> <td rowspan="2">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>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り扱建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが，巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは，保守的な結果を与える。</p>	原子炉施設	想定事故	建屋の種類	BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋(建屋影響がある場合)	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)	PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設)， 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び原子炉建屋	原子炉格納容器(原子炉格納施設)， 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び原子炉建屋
原子炉施設	想定事故	建屋の種類													
BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋(建屋影響がある場合)													
	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)													
PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設)， 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び原子炉建屋													
		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】 中央制御室換気空調系給気口 中央制御室中心</p> <p>【入退域時】 出入管理所 制御建屋入口</p>	<p>【中央制御室内】 中央制御室換気空調系により事故時運転モード（少量外気取入）を前提とし、フィルタを通過した空気が直接室内へ流入すると設定するため、中央制御室換気空調系給気口を設定 また、インリークによって、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場合についても、中央制御室換気空調系給気口を代表点として設定</p> <p>地表に沈着した線源評価のための濃度評価点については、建屋の巻き込みの影響を受けるなど、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同様であるので、中央制御室内の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同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点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>7.3.2(5)相対濃度χ/Qの評価点は、外気取入れを行う場合は中央制御室の外気取入口とする。また、外気を遮断する場合は中央制御室の中心点とする。</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。 審査ガイド</p> <p>【中央制御室内】4.2(2)b.放射性物質濃度の評価点 3)i)建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同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 大気拡散条件(5/6)

項目	評価条件	選定理由	備考
<p>着目方位</p>	<p>中央制御室滞在時： 【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 中央制御室換気空調系給気口：5方位 (SE, SSE, S, SSW, SW) 中央制御室中心：8方位 (ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW)</p> <p>【原子炉建屋ブローアウトパネル】 中央制御室換気空調系給気口：5方位 (SE, SSE, S, SSW, SW) 中央制御室中心：6方位 (ESE, SE, SSE, S, SSW, SW)</p> <p>【タービン建屋ブローアウトパネル】 中央制御室換気空調系給気口：7方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW, W, WNW) 中央制御室中心：7方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW, W, WNW)</p> <p>【排気筒】 中央制御室換気空調系給気口：1方位 (ESE) 中央制御室中心：1方位 (ESE)</p> <p>入退域時： 【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 出入管理所：4方位 (SSW, SW, WSW, W) 制御建屋出入口：6方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW, W)</p> <p>【原子炉建屋ブローアウトパネル】 出入管理所：4方位 (SSW, SW, WSW, W) 制御建屋出入口：6方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW, W)</p> <p>【タービン建屋ブローアウトパネル】 出入管理所：2方位 (WSW, W) 制御建屋出入口：4方位 (SW, WSW, W, WNW)</p> <p>【排気筒】 出入管理所：1方位 (SE) 制御建屋出入口：1方位 (ESE)</p>	<p>原子炉建屋又はタービン建屋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</p> <p>(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</p> <p>(c) 評価点が巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合建屋風下側の巻き込みによる拡がりを考慮し、以下の i)～iii)の条件に該当する方位を選定し、建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</p> <p>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</p> <p>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 大気拡散条件 (6/6)

項目	評価条件	選定理由	備考
<p>建屋投影面積</p>	<p>[原子炉建屋ブローアウトパネルからの放出] 2050m² (原子炉建屋, 短手方向)</p> <p>[タービン建屋ブローアウトパネルからの放出] 1630m² (タービン建屋, 短手方向)</p> <p>[原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出] 2050m² (原子炉建屋, 短手方向)</p>	<p>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として, 原子炉建屋の短手方向となる南(北)方向の断面積及びタービン建屋の短手方向となる東(西)方向の断面積をすべての方位の計算の入力として共通に適用する。</p>	<p>被ばく評価手法(内規) 5.1.2(3)d)1) 図 5.9 に示すとおり, 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め, 放射性物質の濃度を求めるために大気拡散の入力とする。 5.1.2(3)d)2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため, 風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし, 対象となる複数の方位の投影面積の中で, 最小面積を, すべての方位の計算の入力として共通に適用することは, 合理的であり保守的である。</p> <p>審査ガイド 4.2(2)b. 建屋投影面積 1) 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式の入力とする。 2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため, 風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし, 対象となる複数の方位の投影面積の中で, 最小面積を, すべての方位の計算の入力として共通に適用することは, 合理的であり保守的である。</p>
<p>形状係数</p>	<p>1/2</p>	<p>気象指針を参考として設定</p>	<p>被ばく評価手法(内規) 5.1.1(2)b) 形状係数 c の値は, 特に根拠が示されるもののほかは原則として 1/2 を用いる。</p> <p>審査ガイド 4.2(2)a. 放射性物質の大気拡散の詳細は, 「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)」による。</p>

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
事故時におけるフィルタを通した外気取り込み	<p>[事故時運転モード] 少量外気取入</p> <p>[外気取り込み量] (少量取込時) 500m³/h</p> <p>[事故時運転モードへの切替時間]</p> <p>【設計基準事故時】 事故後 20分 【炉心の著しい損傷が発生した場合】 事故後 30分</p>	<p>事故後，中央制御室換気空調系による少量外気取入を前提とし，更に，中央制御室換気空調系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定する。 一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること(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>
中央制御室バウンダリ体積	<p>中央制御室バウンダリ： 8900m³</p> <p>中央制御室内待避所： 148m³</p>	<p>設計値を基に設定</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	中央制御室バウンダリ： 8900m ³ 中央制御室内待避所： 148m ³	設計値を基に設定	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。
中央制御室チャコールエアフィルタによる除去効率	[設計基準事故時] 90%	設計値(90%以上)	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.
	[炉心の著しい損傷が発生した場合] 90%	設計値(90%以上)	
中央制御室換気系高性能エアフィルタによる除去効率	[炉心の著しい損傷が発生した場合] 99.9%	設計値(99.9%以上)	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。
中央制御室再循環フィルタ装置のフィルタ流量	8000m 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／緊急対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。

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
中央制御室待避所加圧設備の空気供給量	事故発生から 0 ~ 45 時間後：0m ³ /h 事故発生から 45 ~ 55 時間後：30m ³ /h 事故発生から 55 ~ 168 時間後：0m ³ /h	運用を基に設定 なお、代替循環冷却系を用いて事象を収束する号炉からの影響に対しては、加圧設備の効果を考慮しないものとした	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/緊急対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。 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。
空気流入率	1.0 回/h	設計上期待できる値を設定	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。 審査ガイド 4.2(1)b. 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。

表 4-8 線量計算条件 (1/2)

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

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

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

表 4-8 線量計算条件 (2/2)

項目	評価条件	選 定 理 由	備 考
呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定 ICRP Publication 71 ^{*1} 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(s)
マスクの防護係数	[設計基準事故時] 考慮しない [炉心の著しい損傷が発生した場合] 入退域時 : 50 (1日目のみ 1,000) 中央制御室滞在時 : 50 (1日目のみ 1,000)	設計基準事故時においては、保守的にマスクの着用を考慮しない。 炉心の著しい損傷が発生した場合においては、性能上期待できる値を考慮する。	被ばく評価手法(内規) 7.3.3(3) 被ばく低減方策として、防護マスク着用による放射性よう素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。 審査ガイド 第 74 条 (原子炉制御室) ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
ヨウ素剤の服用	未考慮	保守的に考慮しないものとした	—

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

表 4-9 大気中への放出量評価条件(冷却材喪失) (設計基準事故時) (1/2)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
原子炉格納容器内に放出される放射性物質	炉内内蔵量に対して 希ガス：100% よう素：50%	被ばく評価手法(内規)に基づき設定。	4.1.1(2)b) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス100%、よう素50%の割合とする。
よう素の形態	無機よう素：90% 有機よう素：10%	同上	4.1.1(2)c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。
原子炉格納容器内での無機よう素の沈着する割合	50% (有機よう素及び希ガスは、沈着効果を見ない)	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%/日一定	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並びに原子炉格納容器内の圧力及び温度に対応した漏えい率に余裕を見込んで設定する。	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対応した漏えい率に余裕を見込んだ値とする。
非常用ガス処理系の起動時間	事故直後瞬時に起動	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等により非常用ガス処理系に切り替えられる。	4.1.1(2)g) 原子炉建屋の非常用換気系等(フィルタを含む。)は、起動するまでの十分な時間的余裕を見込む。

表 4-9 大気中への放出量評価条件(冷却材喪失) (設計基準事故時) (2/2)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
非常用ガス処理系の容量	換気率：0.5回/日	設計上期待できる値を設定	4.1.1(2)g) 非常用換気系等の容量は、設計で定められた値とする。
非常用ガス処理系フィルタの除去効率	よう素用 チャコールフィルタ効率 95%	非常用ガス処理系の設計値(99%以上)に余裕を見込んだ値として設定	4.1.1(2)g) フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする。
原子炉建屋原子炉棟内での放射性物質の自然減衰	考慮する	被ばく評価手法(内規)に基づき設定	4.1.1(2)g) 原子炉建屋における沈着による放射性物質の除去効果は無視し、自然崩壊のみを考える。
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%、原子炉建屋内でのよう素の沈着率は50%と仮定する。
放出位置	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、排気筒を経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
原子炉冷却材中のよう素濃度	I-131を $1.8 \times 10^3 \text{Bq/g}$ 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	I-131を $7.4 \times 10^{13} \text{Bq}$ とし、それに応じ他のよう素及び希ガスの組成を平衡組成として考慮。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放射性物質	追加放出された放射性物質の1%	被ばく評価手法(内規)に基づき設定	4.1.2(7)d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の1%が破断口から放出する。
主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの追加放出	主蒸気隔離弁閉止直後にすべて原子炉冷却材中に放出	被ばく評価手法(内規)に基づき設定	4.1.2(7)e) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出は、主蒸気隔離弁閉止直後に、これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出する。
よう素の形態	有機よう素：10% 無機よう素：90%	被ばく評価手法(内規)に基づき設定	4.1.2(7)f) 燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。
有機よう素が気相部に移行する割合	10% なお、希ガスはすべて瞬時に気相部へ移行	被ばく評価手法(内規)に基づき設定	4.1.2(7)f) 有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行する。 希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行する。

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
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。
放射性物質の大気拡散	(主蒸気隔離弁閉止前) 蒸気雲の大きさ 半球状雲の体積 : $2.64 \times 10^6 \text{ m}^3$ 半球状雲の直径 : 216 m 移動速度 : 1 m/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。
主蒸気隔離弁漏えい率	120%/日 (一定)	弁1個当たりの漏えい率(設計漏えい率の上限値10%/日(1個当たり))を基に, 弁1個が閉止しないと仮定し, 4倍の余裕をみて設定した値	4.1.2(7)h 主蒸気隔離弁は, 1個が閉止しないとする。閉止した隔離弁からは, 蒸気が漏えいする。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし, この漏えい率は一定とする。
原子炉圧力容器からサプレッションチェンバへの換気率	原子炉圧力容器気相体積の100倍/日	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	4.1.2(7)i 主蒸気隔離弁閉止後は, 残留熱除去系又は逃がし安全弁等を通して, 崩壊熱相当の蒸気が, サプレッションプールに移行する。

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)
冷却材喪失	希ガス (ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)		約 1.7×10^{16}
	よう素 (I-131 等価量-成人実効線量係数換算)		約 3.1×10^{14}
主蒸気管破断	希ガス+ハロゲン等 (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	約 1.5×10^{13}
		主蒸気隔離弁 閉止後	約 2.0×10^{13}
	よう素 (I-131 等価量-成人実効線 量係数換算)	主蒸気隔離弁 閉止前	約 3.0×10^{11}
		主蒸気隔離弁 閉止後	約 4.6×10^{11}

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	<p>【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</p>	<p>事故期間中の放射 性物質の全放 出量を1時間当 たりの最大放 出量で除した値と して設定</p>	<p>解説 5.13(3)実効放出継続時間(T)は、 想定事故の種類によって放出率に変化 があるので、放出モードを考慮して適 切に定めなければならないが、事故期 間中の放射性物質の全放出量を1時間 当たりの最大放出量で除した値を用い ることも一つの方法である。</p>
放出源及び放出 源高さ	<p>【冷却材喪失】 排気筒 80m 【主蒸気管破断】 原子炉建屋またはター ビン建屋ブローアウト パネル 0m</p>	<p>冷却材喪失は、 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</p>	<p>4.1.1(2)i)原子炉格納容器から原子炉 建屋内に漏えいした放射性物質は、原 子炉建屋内非常用ガス処理系で処理さ れた後、排気筒を経由して環境に放出 されるとする。 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。</p>
大気拡散評価地 点及び評価距離	<p>【冷却材喪失】 中央制御室換気空調系 の給気口 評価距離：256m 中央制御室中心評価距 離：244m 出入管理所 評価距離：120m 制御建屋出入口 評価距離：198m 【主蒸気管破断】 中央制御室換気空調系 の給気口 評価距離：92m(R/B) 評価距離：89m(T/B) 中央制御室中心 評価距離：64m(R/B) 評価距離：64m(T/B) 出入管理所 評価距離：181m(R/B) 評価距離：200m(T/B) 制御建屋出入口 評価距離：87m(R/B) 評価距離：101m(T/B)</p>	<p>放出源から評価 点までの距離 は、保守的な評 価となるように 水平距離として 設定</p>	<p>【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 中央制御室の中心点を評価点とするの は妥当である。7.2(3)相対線量D/Qの評 価点は、中央制御室内の中心、操作盤 位置等の代表点とする。室内の複数点 の計算結果から線量が最大となる点 を評価点としてもよい。 7.3.2(5)相対濃度 χ/Q の評価点は、外 気取入れを行う場合は中央制御室の外 気取入口とする。また、外気を遮断す る場合は中央制御室の中心点とする。 【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>

表 4-13 相対濃度及び相対線量の評価結果(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	中央制御室換気空調系給気口	約 256	約 1.4×10^{-6}	—
室内作業時	中央制御室中心	約 244	—	約 5.7×10^{-20}
入退域時	出入管理所	約 120	約 1.4×10^{-6}	約 7.5×10^{-20}
入退域時	制御建屋出入口	約 198	約 1.4×10^{-6}	約 5.7×10^{-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	中央制御室換気空調系給気口	約 89	約 2.0×10^{-3}	—
室内作業時	中央制御室中心	約 64	—	約 7.0×10^{-18}
入退域時	出入管理所	約 181	約 9.9×10^{-4}	約 4.4×10^{-18}
入退域時	制御建屋出入口	約 87	—	約 6.0×10^{-18}
		約 101	約 1.5×10^{-3}	—

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	0.27870	運転員の勤務形態として5直3交替とし、事故時には放射線管理上の措置として被ばく線量の平均化が図られることを仮定した滞在時間割合として設定	7.1.1(1)e)中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。
入退域 所要時間割合	0.01111	<p>運転員の勤務形態として5直3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</p> <p>入退域1回あたり、入退域の経路に沿って、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・出入管理所に7分 ・制御建屋入口に5分 <p>とどまるものとして評価</p>	<p>7.4.1(1)d)入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。</p> <p>7.4.1(1)e)2)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>

表 4-16 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	約 9.67×10^{16}	22	1.5	約 6.43×10^{19}
2	0.02	約 1.72×10^{15}	23	1.66	約 4.60×10^{18}
3	0.03	約 5.72×10^{17}	24	2.0	約 1.25×10^{19}
4	0.045	約 7.78×10^{14}	25	2.5	約 2.77×10^{19}
5	0.06	0.0	26	3.0	約 8.24×10^{17}
6	0.07	0.0	27	3.5	約 2.23×10^{16}
7	0.075	0.0	28	4.0	0.0
8	0.10	約 8.21×10^{21}	29	4.5	0.0
9	0.15	約 1.48×10^{18}	30	5.0	0.0
10	0.20	約 4.92×10^{19}	31	5.5	0.0
11	0.30	約 5.02×10^{20}	32	6.0	0.0
12	0.40	約 7.93×10^{20}	33	6.5	0.0
13	0.45	約 1.50×10^{19}	34	7.0	0.0
14	0.51	約 3.54×10^{19}	35	7.5	0.0
15	0.512	約 2.03×10^{18}	36	8.0	0.0
16	0.60	約 2.05×10^{20}	37	10.0	0.0
17	0.70	約 7.86×10^{20}	38	12.0	0.0
18	0.80	約 4.91×10^{20}	39	14.0	0.0
19	1.0	約 1.74×10^{20}	40	20.0	0.0
20	1.33	約 7.22×10^{19}	41	30.0	0.0
21	1.34	約 4.02×10^{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	約 1.50×10^{14}	22	1.5	約 3.99×10^{15}
2	0.02	約 1.33×10^{13}	23	1.66	約 5.20×10^{15}
3	0.03	約 5.99×10^{14}	24	2.0	約 6.33×10^{15}
4	0.045	約 1.42×10^{16}	25	2.5	約 2.10×10^{16}
5	0.06	0.0	26	3.0	約 1.49×10^{15}
6	0.07	0.0	27	3.5	約 7.08×10^{13}
7	0.075	0.0	28	4.0	約 2.31×10^{13}
8	0.10	約 9.27×10^{17}	29	4.5	約 8.63×10^{11}
9	0.15	約 2.36×10^{17}	30	5.0	0.0
10	0.20	約 2.46×10^{17}	31	5.5	0.0
11	0.30	約 1.94×10^{17}	32	6.0	0.0
12	0.40	約 3.76×10^{17}	33	6.5	0.0
13	0.45	約 8.34×10^{15}	34	7.0	0.0
14	0.51	約 2.40×10^{15}	35	7.5	0.0
15	0.512	約 1.15×10^{15}	36	8.0	0.0
16	0.60	約 6.65×10^{16}	37	10.0	0.0
17	0.70	約 4.70×10^{16}	38	12.0	0.0
18	0.80	約 4.73×10^{16}	39	14.0	0.0
19	1.0	約 2.08×10^{16}	40	20.0	0.0
20	1.33	約 2.11×10^{16}	41	30.0	0.0
21	1.34	約 8.54×10^{13}	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	20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、事故時運転モードに切り替わるものとして設定	7.3.2(6) 中央制御室の自動隔離を期待する場合には、その起動信号を明確にするとともに隔離に要する時間を見込む。また、隔離のために手動操作が必要な場合には、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで10分以上の時間的余裕を見込んで計算する。

表4-19 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	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	合計	
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	約 6.6×10^{-2}	—	事故後30日まで5直3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	約 9.2×10^{-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	約 1.3×10^{-2}	約 4.5×10^{-1}	
	小計	約 1.7×10^{-1}	約 6.2×10^{-1}	
入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 4.8×10^{-1}	—	事故後30日まで5直3交替で入退域するものとする。入退域所要時間は、片道12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	約 1.3×10^{-2}	約 3.3×10^{-2}	
	小計	約 5.0×10^{-1}	約 5.3×10^{-1}	
合計	約 6.7×10^{-1}	約 4.8×10^{-1}	約1.2	

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	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	合計	
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	約 6.7×10^{-3}	—	事故後30日まで5直3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	約 1.8×10^{-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	約 1.9×10^{-2}	約1.1	
	小計	約 4.4×10^{-2}	約1.2	
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	約 5.8×10^{-4}	—	事故後30日まで5直3交替で入退域するものとする。入退域所要時間は、片道12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	約 1.2×10^{-3}	約 4.1×10^{-2}	
	小計	約 1.7×10^{-3}	約 4.3×10^{-2}	
	合計	約 4.5×10^{-2}	約1.2	

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+HPCS 失敗+ 低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失	審査ガイドに示されたとおり、運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故シーケンスとして選定。	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、大気中への放射性物質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	2436MW	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 : 1.6×10^{19} Bq ヨウ素類 : 2.1×10^{19} Bq Cs 類 : 8.4×10^{17} Bq Te 類 : 6.0×10^{18} Bq Ba 類 : 1.8×10^{19} Bq Ru 類 : 1.8×10^{19} Bq Ce 類 : 5.5×10^{19} Bq La 類 : 4.1×10^{19} Bq (核種毎の炉心内蔵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蔵量(Bq/MW)」× 「2436MW(定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉心内蔵量(Bq/MW)は、BWR 共通条件として、女川 2 号機と同じ装荷燃料(9×9 燃料)、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。

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
放出開始時間	<p>原子炉格納容器漏えい：事故発生直後(なお、放射性物質は、MAAP 解析に基づき事故発生約 5 分後から漏えい)</p> <p>格納容器ベント：事故発生から約 45 時間後</p> <p>原子炉建屋原子炉棟漏えい：事故発生直後</p> <p>非常用ガス処理系による放出：事故発生から 70 分後</p>	<p>原子炉格納容器漏えい：MAAP 解析に基づく</p> <p>格納容器ベント：MAAP 解析に基づく</p> <p>原子炉建屋原子炉棟漏えい：原子炉建屋原子炉棟の負圧達成までの期間</p> <p>非常用ガス処理系による放出：原子炉建屋原子炉棟の負圧達成時刻</p>	<p>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。</p>
格納容器内 pH 制御の効果	考慮しない	原子炉格納容器内の 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考慮しない。	4.3(1)a. 原子炉格納容器内への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
原子炉圧力容器から原子炉格納容器に放出されるよう素の形態	<p>粒子状よう素：5%</p> <p>無機よう素：91%</p> <p>有機よう素：4%</p>	原子炉格納容器内の pH 制御の効果に期待しないため、R.G.1.195*1 に基づき設定。	4.3(1)a. 原子炉格納容器内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、エアロゾル粒子及び有機よう素)	<p>開口面積を原子炉格納容器の圧力に応じ設定。MAAP 解析上で、原子炉格納容器の圧力に応じ漏えい率が変化するものとした。</p> <p>【開口面積】</p> <p>1Pd 以下:1.0Pd で 0.9%/日</p> <p>1~1.5Pd:1.5Pd で 1.1%/日</p> <p>1.5~2Pd:2.0Pd で 1.3%/日に相当する開口面積</p>	MAAP 解析にて原子炉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、原子炉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(3)e. 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。
格納容器から原子炉建屋への漏えい率(無機よう素)	<p>1Pd 以下 :0.9%/日</p> <p>1~1.5Pd :1.1%/日</p> <p>1.5~2Pd :1.3%/日</p>	MAAP 解析, 原子炉格納容器の設計漏えい率, AEC の式等に基づき設定	
原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果 (DF)	<p>希ガス:1</p> <p>エアロゾル粒子:10</p> <p>無機よう素:1</p> <p>有機よう素:1</p>	粒子状物質に対しては、原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果を考慮	—

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
原子炉格納容器内での粒子状放射性物質の除去効果	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器スプレイによる除去効果 ・自然沈着による除去効果 ・サプレッションチェンバ内のプール水でのスクラビングによる除去効果 上記を MAAP 解析で評価	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	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。
格納容器内での有機よう素の除去効果	考慮しない	保守的に考慮しない	—
格納容器内での無機よう素の除去効果	自然沈着率： 9×10^{-4} (1/s) (格納容器内への積算放出量の 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：5	Standard Review Plan 6.5.5 ^{*3} に基づき設定	—
格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	格納容器ベントの実施を想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 2.2×10^{-2} よう素類：約 8.3×10^{-4} Cs 類：約 3.1×10^{-6} Te 類：約 6.3×10^{-7} Ba 類：約 2.5×10^{-7} Ru 類：約 3.1×10^{-8} La 類：約 2.5×10^{-9} Ce 類：約 6.3×10^{-9} 代替循環冷却系を用いて事象を収束することを想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 6.0×10^{-2} よう素類：約 2.2×10^{-3} Cs 類：約 3.1×10^{-6} Te 類：約 6.2×10^{-7} Ba 類：約 2.5×10^{-7} Ru 類：約 3.1×10^{-8} La 類：約 2.5×10^{-9} Ce 類：約 6.2×10^{-9}	MAAP 解析結果及び NUREG-1465 ^{*4} の知見に基づき設定。 よう素類についてはよう素の化学形態に応じた原子炉格納容器内での除去のされかたの違いを考慮。	—

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
原子炉建屋原子炉棟の換気率	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋原子炉棟負圧維持期間以外：無限大[回/日] 原子炉建屋原子炉棟負圧維持期間：非常用ガス処理系を用いた場合の設計換気率 0.5[回/日]により屋外に放出 	非常用ガス処理系により負圧維持していない期間は原子炉建屋原子炉棟内に放射性物質が保持されないものとした。非常用ガス処理系により負圧維持している期間は非常用ガス処理系を用いている場合の設計換気率を基に設定。	—
非常用ガス処理系の起動時間	事故発生から 60 分後	運用を基に設定	—
非常用ガス処理系のフィルタ除去係数	希ガス：1 有機よう素：1 無機よう素：1 エアロゾル粒子：1	保守的に考慮しない	—
原子炉格納容器からベントラインへの流入割合	停止時炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 9.5×10^{-1} よう素類：約 3.0×10^{-2} Cs 類：約 1.2×10^{-6} Te 類：約 2.4×10^{-7} Ba 類：約 9.4×10^{-8} Ru 類：約 1.2×10^{-8} La 類：約 9.4×10^{-10} Ce 類：約 2.4×10^{-9}	MAAP 解析結果及び NUREG-1465*4 の知見に基づき設定よう素類については、よう素の化学形態に応じた原子炉格納容器内での除去のされかたの違いを考慮。	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置による除去係数	希ガス：1 有機よう素：50 無機よう素：500 エアロゾル粒子：1000	設計値に基づき設定	—
事故の評価期間	7 日間	審査ガイドに基づき設定	3. (解釈より抜粋) 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”

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

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

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)
(代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合)

核種グループ	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
		原子炉建屋原子炉棟からの放出 及び排気筒からの放出	
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 1.6×10^{17}	
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.5×10^{15}	
Cs 類	約 8.4×10^{17}	約 2.5×10^{12}	
Te 類	約 6.0×10^{18}	約 2.7×10^{12}	
Ba 類	約 1.8×10^{19}	約 2.9×10^{12}	
Ru 類	約 1.8×10^{19}	約 4.2×10^{11}	
Ce 類	約 5.5×10^{19}	約 2.8×10^{11}	
La 類	約 4.1×10^{19}	約 7.5×10^{10}	

表 4-23 大気中への放出量評価結果(事故後 7 日間積算) (炉心の著しい損傷が発生した場合)
(格納容器ベントの実施を想定する場合)

核種グループ	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
		原子炉格納容器フィ ルタベント系を經由 した放出	原子炉建屋原子炉棟か らの放出及び排気筒か らの放出
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 4.6×10^{18}	約 8.9×10^{16}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 3.3×10^{15}	約 3.0×10^{15}
Cs 類	約 8.4×10^{17}	約 9.6×10^8	約 2.5×10^{12}
Te 類	約 6.0×10^{18}	約 6.7×10^8	約 2.7×10^{12}
Ba 類	約 1.8×10^{19}	約 6.3×10^8	約 2.9×10^{12}
Ru 類	約 1.8×10^{19}	約 1.3×10^8	約 4.2×10^{11}
Ce 類	約 5.5×10^{19}	約 7.9×10^7	約 2.8×10^{11}
La 類	約 4.1×10^{19}	約 2.0×10^7	約 7.5×10^{10}

表4-24 大気拡散評価条件(炉心の著しい損傷が発生した場合)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
実効放出 継続時間	全放出源：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	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋漏えい： 地上 0m ・排気筒からの放出： 地上 80m ・原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出： 地上 36m 	排気筒放出は有効高さ及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管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. 放出源高さは、4.1(2)aで選定した事故シーケンスに応じた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	<p>原子炉建屋漏えい 中央制御室給気口：92m 中央制御室中心：64m 制御建屋入口：87m 出入管理所：181m</p> <p>排気筒からの放出 中央制御室給気口：256m 中央制御室中心：244m 制御建屋入口：198m 出入管理所：120m</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出 中央制御室空調系給気口：129m 中央制御室中心：100m 制御建屋入口：105m 出入管理所：178m</p>	放出源から評価点までの距離は、保守的な評価となるように水平距離として設定	4.2(2)b. 放射性物質濃度の評価点 2)i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面とする。 3)i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。 屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。

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

放出源	評価点	相対濃度 (s/m ³)	相対線量 (Gy/Bq)
原子炉格納容器フィルタベント系排気管	中央制御室 換気空調系給気口	5.8×10^{-4}	4.6×10^{-18}
	中央制御室中心	8.6×10^{-4}	6.6×10^{-18}
	出入管理所	5.0×10^{-4}	4.3×10^{-18}
	制御建屋出入口	7.1×10^{-4}	5.6×10^{-18}
原子炉建屋 ブローアウトパネル	中央制御室 換気空調系給気口	1.3×10^{-3}	5.0×10^{-18}
	中央制御室中心	1.6×10^{-3}	6.3×10^{-18}
	出入管理所	9.9×10^{-4}	4.4×10^{-18}
	制御建屋出入口	1.5×10^{-3}	6.0×10^{-18}
排気筒	中央制御室 換気空調系給気口	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}
	中央制御室中心	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}
	出入管理所	4.0×10^{-6}	1.4×10^{-19}
	制御建屋出入口	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}

表 4-26 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	21:30~9:00
2 直	8:40~16:50
3 直	16:30~21:50
2・3 直	8:40~21:50

	1 日目	2 目	3 日目	4 日目	5 日目	6 日目	7 日目
A 班*	2	23	3	/	1	1	休
B 班	3	/	1	1	休	休	2
C 班	日勤						
D 班	1	1	休	休	2	23	3
E 班*	休	休	2	23	3	/	1

注記* : 1 : 1 直, 2 : 2 直, 3 : 3 直, 23 : 2・3 直,
休 : 休日, 日勤 : 事務所勤務日

表 4-27 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価に用いる原子炉建屋原子炉棟内の
エネルギー群別ガンマ線積算線源強度(代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度(-)						
		24 時間後 時点	48 時間後 時点	72 時間後 時点	96 時間後 時点	120 時間後 時点	144 時間後 時点	168 時間後 時点
1	0.01	約 1.2×10 ²⁰	約 3.2×10 ²⁰	約 5.2×10 ²⁰	約 7.0×10 ²⁰	約 8.8×10 ²⁰	約 1.0×10 ²¹	約 1.2×10 ²¹
2	0.02	約 1.3×10 ²⁰	約 3.5×10 ²⁰	約 5.7×10 ²⁰	約 7.8×10 ²⁰	約 9.8×10 ²⁰	約 1.2×10 ²¹	約 1.3×10 ²¹
3	0.03	約 7.1×10 ¹⁹	約 2.0×10 ²⁰	約 3.3×10 ²⁰	約 4.4×10 ²⁰	約 5.5×10 ²⁰	約 6.4×10 ²⁰	約 7.2×10 ²⁰
4	0.045	約 6.7×10 ²⁰	約 2.3×10 ²¹	約 4.1×10 ²¹	約 5.9×10 ²¹	約 7.6×10 ²¹	約 9.1×10 ²¹	約 1.1×10 ²²
5	0.06	約 1.8×10 ¹⁹	約 4.3×10 ¹⁹	約 6.5×10 ¹⁹	約 8.4×10 ¹⁹	約 1.0×10 ²⁰	約 1.2×10 ²⁰	約 1.3×10 ²⁰
6	0.07	約 1.2×10 ¹⁹	約 2.9×10 ¹⁹	約 4.3×10 ¹⁹	約 5.6×10 ¹⁹	約 6.8×10 ¹⁹	約 7.9×10 ¹⁹	約 8.9×10 ¹⁹
7	0.075	約 9.6×10 ¹⁹	約 3.3×10 ²⁰	約 6.0×10 ²⁰	約 8.7×10 ²⁰	約 1.1×10 ²¹	約 1.3×10 ²¹	約 1.6×10 ²¹
8	0.10	約 4.8×10 ²⁰	約 1.6×10 ²¹	約 3.0×10 ²¹	約 4.3×10 ²¹	約 5.6×10 ²¹	約 6.7×10 ²¹	約 7.8×10 ²¹
9	0.15	約 8.6×10 ¹⁸	約 1.8×10 ¹⁹	約 2.5×10 ¹⁹	約 3.1×10 ¹⁹	約 3.7×10 ¹⁹	約 4.2×10 ¹⁹	約 4.6×10 ¹⁹
10	0.20	約 1.5×10 ²⁰	約 2.9×10 ²⁰	約 3.3×10 ²⁰	約 3.5×10 ²⁰	約 3.6×10 ²⁰	約 3.6×10 ²⁰	約 3.7×10 ²⁰
11	0.30	約 3.0×10 ²⁰	約 5.8×10 ²⁰	約 6.7×10 ²⁰	約 7.0×10 ²⁰	約 7.1×10 ²⁰	約 7.2×10 ²⁰	約 7.3×10 ²⁰
12	0.40	約 2.8×10 ¹⁹	約 6.9×10 ¹⁹	約 1.1×10 ²⁰	約 1.6×10 ²⁰	約 2.0×10 ²⁰	約 2.4×10 ²⁰	約 2.7×10 ²⁰
13	0.45	約 1.4×10 ¹⁹	約 3.5×10 ¹⁹	約 5.6×10 ¹⁹	約 7.8×10 ¹⁹	約 9.9×10 ¹⁹	約 1.2×10 ²⁰	約 1.4×10 ²⁰
14	0.51	約 2.1×10 ¹⁹	約 3.9×10 ¹⁹	約 5.0×10 ¹⁹	約 5.6×10 ¹⁹	約 6.1×10 ¹⁹	約 6.4×10 ¹⁹	約 6.7×10 ¹⁹
15	0.512	約 6.8×10 ¹⁷	約 1.3×10 ¹⁸	約 1.7×10 ¹⁸	約 1.9×10 ¹⁸	約 2.0×10 ¹⁸	約 2.1×10 ¹⁸	約 2.2×10 ¹⁸
16	0.60	約 3.0×10 ¹⁹	約 5.7×10 ¹⁹	約 7.3×10 ¹⁹	約 8.3×10 ¹⁹	約 8.9×10 ¹⁹	約 9.4×10 ¹⁹	約 9.8×10 ¹⁹
17	0.70	約 3.4×10 ¹⁹	約 6.5×10 ¹⁹	約 8.3×10 ¹⁹	約 9.4×10 ¹⁹	約 1.0×10 ²⁰	約 1.1×10 ²⁰	約 1.1×10 ²⁰
18	0.80	約 9.4×10 ¹⁸	約 1.5×10 ¹⁹	約 1.8×10 ¹⁹	約 2.1×10 ¹⁹	約 2.3×10 ¹⁹	約 2.4×10 ¹⁹	約 2.6×10 ¹⁹
19	1.0	約 1.9×10 ¹⁹	約 2.9×10 ¹⁹	約 3.6×10 ¹⁹	約 4.1×10 ¹⁹	約 4.5×10 ¹⁹	約 4.9×10 ¹⁹	約 5.1×10 ¹⁹
20	1.33	約 1.5×10 ¹⁹	約 2.0×10 ¹⁹	約 2.2×10 ¹⁹	約 2.3×10 ¹⁹	約 2.4×10 ¹⁹	約 2.5×10 ¹⁹	約 2.5×10 ¹⁹
21	1.34	約 4.5×10 ¹⁷	約 6.0×10 ¹⁷	約 6.6×10 ¹⁷	約 7.0×10 ¹⁷	約 7.3×10 ¹⁷	約 7.4×10 ¹⁷	約 7.6×10 ¹⁷
22	1.5	約 7.2×10 ¹⁸	約 9.6×10 ¹⁸	約 1.1×10 ¹⁹	約 1.1×10 ¹⁹	約 1.2×10 ¹⁹	約 1.2×10 ¹⁹	約 1.2×10 ¹⁹
23	1.66	約 3.0×10 ¹⁸	約 3.4×10 ¹⁸	約 3.5×10 ¹⁸	約 3.5×10 ¹⁸	約 3.6×10 ¹⁸	約 3.6×10 ¹⁸	約 3.6×10 ¹⁸
24	2.0	約 6.3×10 ¹⁸	約 7.2×10 ¹⁸	約 7.4×10 ¹⁸	約 7.5×10 ¹⁸	約 7.5×10 ¹⁸	約 7.6×10 ¹⁸	約 7.6×10 ¹⁸
25	2.5	約 1.9×10 ¹⁹	約 2.0×10 ¹⁹	約 2.0×10 ¹⁹	約 2.0×10 ¹⁹	約 2.0×10 ¹⁹	約 2.0×10 ¹⁹	約 2.1×10 ¹⁹
26	3.0	約 7.3×10 ¹⁷	約 7.4×10 ¹⁷	約 7.5×10 ¹⁷	約 7.5×10 ¹⁷	約 7.5×10 ¹⁷	約 7.5×10 ¹⁷	約 7.5×10 ¹⁷
27	3.5	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵
28	4.0	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵
29	4.5	約 9.6×10 ⁴	約 1.6×10 ⁵	約 2.0×10 ⁵	約 2.2×10 ⁵	約 2.3×10 ⁵	約 2.4×10 ⁵	約 2.5×10 ⁵
30	5.0	約 9.6×10 ⁴	約 1.6×10 ⁵	約 2.0×10 ⁵	約 2.2×10 ⁵	約 2.3×10 ⁵	約 2.4×10 ⁵	約 2.5×10 ⁵
31	5.5	約 9.6×10 ⁴	約 1.6×10 ⁵	約 2.0×10 ⁵	約 2.2×10 ⁵	約 2.3×10 ⁵	約 2.4×10 ⁵	約 2.5×10 ⁵
32	6.0	約 9.6×10 ⁴	約 1.6×10 ⁵	約 2.0×10 ⁵	約 2.2×10 ⁵	約 2.3×10 ⁵	約 2.4×10 ⁵	約 2.5×10 ⁵
33	6.5	約 1.1×10 ⁴	約 1.8×10 ⁴	約 2.3×10 ⁴	約 2.5×10 ⁴	約 2.7×10 ⁴	約 2.8×10 ⁴	約 2.8×10 ⁴
34	7.0	約 1.1×10 ⁴	約 1.8×10 ⁴	約 2.3×10 ⁴	約 2.5×10 ⁴	約 2.7×10 ⁴	約 2.8×10 ⁴	約 2.8×10 ⁴
35	7.5	約 1.1×10 ⁴	約 1.8×10 ⁴	約 2.3×10 ⁴	約 2.5×10 ⁴	約 2.7×10 ⁴	約 2.8×10 ⁴	約 2.8×10 ⁴
36	8.0	約 1.1×10 ⁴	約 1.8×10 ⁴	約 2.3×10 ⁴	約 2.5×10 ⁴	約 2.7×10 ⁴	約 2.8×10 ⁴	約 2.8×10 ⁴
37	10.0	約 3.4×10 ³	約 5.6×10 ³	約 6.9×10 ³	約 7.8×10 ³	約 8.2×10 ³	約 8.5×10 ³	約 8.7×10 ³
38	12.0	約 1.7×10 ³	約 2.8×10 ³	約 3.5×10 ³	約 3.9×10 ³	約 4.1×10 ³	約 4.3×10 ³	約 4.4×10 ³
39	14.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
40	20.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
41	30.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
42	50.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

表 4-28 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価に用いる原子炉建屋原子炉棟内の
エネルギー群別ガンマ線積算線源強度(原子炉格納容器ベントの実施を想定する場合)

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度(-)						
		24 時間後 時点	48 時間後 時点	72 時間後 時点	96 時間後 時点	120 時間後 時点	144 時間後 時点	168 時間後 時点
1	0.01	約 1.2×10 ²⁰	約 3.5×10 ²⁰	約 5.2×10 ²⁰	約 6.1×10 ²⁰	約 6.5×10 ²⁰	約 6.8×10 ²⁰	約 6.9×10 ²⁰
2	0.02	約 1.3×10 ²⁰	約 3.9×10 ²⁰	約 5.8×10 ²⁰	約 6.7×10 ²⁰	約 7.2×10 ²⁰	約 7.5×10 ²⁰	約 7.6×10 ²⁰
3	0.03	約 7.1×10 ¹⁹	約 2.2×10 ²⁰	約 3.3×10 ²⁰	約 3.8×10 ²⁰	約 4.1×10 ²⁰	約 4.2×10 ²⁰	約 4.3×10 ²⁰
4	0.045	約 6.7×10 ²⁰	約 2.5×10 ²¹	約 4.1×10 ²¹	約 4.9×10 ²¹	約 5.3×10 ²¹	約 5.6×10 ²¹	約 5.7×10 ²¹
5	0.06	約 1.8×10 ¹⁹	約 4.7×10 ¹⁹	約 6.6×10 ¹⁹	約 7.5×10 ¹⁹	約 7.9×10 ¹⁹	約 8.2×10 ¹⁹	約 8.3×10 ¹⁹
6	0.07	約 1.2×10 ¹⁹	約 3.1×10 ¹⁹	約 4.4×10 ¹⁹	約 5.0×10 ¹⁹	約 5.3×10 ¹⁹	約 5.4×10 ¹⁹	約 5.5×10 ¹⁹
7	0.075	約 9.6×10 ¹⁹	約 3.7×10 ²⁰	約 6.0×10 ²⁰	約 7.2×10 ²⁰	約 7.9×10 ²⁰	約 8.2×10 ²⁰	約 8.4×10 ²⁰
8	0.10	約 4.8×10 ²⁰	約 1.8×10 ²¹	約 3.0×10 ²¹	約 3.6×10 ²¹	約 3.9×10 ²¹	約 4.1×10 ²¹	約 4.2×10 ²¹
9	0.15	約 8.6×10 ¹⁸	約 2.0×10 ¹⁹	約 2.6×10 ¹⁹	約 2.9×10 ¹⁹	約 3.0×10 ¹⁹	約 3.1×10 ¹⁹	約 3.1×10 ¹⁹
10	0.20	約 1.5×10 ²⁰	約 3.1×10 ²⁰	約 3.5×10 ²⁰	約 3.6×10 ²⁰	約 3.6×10 ²⁰	約 3.6×10 ²⁰	約 3.6×10 ²⁰
11	0.30	約 3.0×10 ²⁰	約 6.2×10 ²⁰	約 7.0×10 ²⁰	約 7.2×10 ²⁰	約 7.2×10 ²⁰	約 7.2×10 ²⁰	約 7.2×10 ²⁰
12	0.40	約 2.8×10 ¹⁹	約 7.5×10 ¹⁹	約 1.1×10 ²⁰	約 1.3×10 ²⁰	約 1.4×10 ²⁰	約 1.5×10 ²⁰	約 1.5×10 ²⁰
13	0.45	約 1.4×10 ¹⁹	約 3.7×10 ¹⁹	約 5.6×10 ¹⁹	約 6.6×10 ¹⁹	約 7.2×10 ¹⁹	約 7.5×10 ¹⁹	約 7.7×10 ¹⁹
14	0.51	約 2.1×10 ¹⁹	約 4.2×10 ¹⁹	約 5.0×10 ¹⁹	約 5.2×10 ¹⁹	約 5.3×10 ¹⁹	約 5.3×10 ¹⁹	約 5.3×10 ¹⁹
15	0.512	約 6.8×10 ¹⁷	約 1.4×10 ¹⁸	約 1.7×10 ¹⁸	約 1.7×10 ¹⁸	約 1.8×10 ¹⁸	約 1.8×10 ¹⁸	約 1.8×10 ¹⁸
16	0.60	約 3.0×10 ¹⁹	約 6.2×10 ¹⁹	約 7.3×10 ¹⁹	約 7.6×10 ¹⁹	約 7.7×10 ¹⁹	約 7.8×10 ¹⁹	約 7.8×10 ¹⁹
17	0.70	約 3.4×10 ¹⁹	約 7.0×10 ¹⁹	約 8.3×10 ¹⁹	約 8.7×10 ¹⁹	約 8.8×10 ¹⁹	約 8.9×10 ¹⁹	約 8.9×10 ¹⁹
18	0.80	約 9.4×10 ¹⁸	約 1.6×10 ¹⁹	約 1.7×10 ¹⁹	約 1.8×10 ¹⁹	約 1.8×10 ¹⁹	約 1.8×10 ¹⁹	約 1.8×10 ¹⁹
19	1.0	約 1.9×10 ¹⁹	約 3.2×10 ¹⁹	約 3.5×10 ¹⁹	約 3.6×10 ¹⁹	約 3.6×10 ¹⁹	約 3.6×10 ¹⁹	約 3.6×10 ¹⁹
20	1.33	約 1.5×10 ¹⁹	約 2.1×10 ¹⁹	約 2.2×10 ¹⁹	約 2.2×10 ¹⁹	約 2.2×10 ¹⁹	約 2.2×10 ¹⁹	約 2.2×10 ¹⁹
21	1.34	約 4.5×10 ¹⁷	約 6.3×10 ¹⁷	約 6.6×10 ¹⁷	約 6.7×10 ¹⁷	約 6.7×10 ¹⁷	約 6.7×10 ¹⁷	約 6.7×10 ¹⁷
22	1.5	約 7.2×10 ¹⁸	約 1.0×10 ¹⁹	約 1.1×10 ¹⁹	約 1.1×10 ¹⁹	約 1.1×10 ¹⁹	約 1.1×10 ¹⁹	約 1.1×10 ¹⁹
23	1.66	約 3.0×10 ¹⁸	約 3.4×10 ¹⁸	約 3.5×10 ¹⁸	約 3.5×10 ¹⁸	約 3.5×10 ¹⁸	約 3.5×10 ¹⁸	約 3.5×10 ¹⁸
24	2.0	約 6.3×10 ¹⁸	約 7.3×10 ¹⁸	約 7.4×10 ¹⁸	約 7.4×10 ¹⁸	約 7.4×10 ¹⁸	約 7.4×10 ¹⁸	約 7.4×10 ¹⁸
25	2.5	約 1.9×10 ¹⁹	約 2.0×10 ¹⁹	約 2.0×10 ¹⁹	約 2.0×10 ¹⁹	約 2.0×10 ¹⁹	約 2.0×10 ¹⁹	約 2.0×10 ¹⁹
26	3.0	約 7.3×10 ¹⁷	約 7.4×10 ¹⁷	約 7.5×10 ¹⁷	約 7.5×10 ¹⁷	約 7.5×10 ¹⁷	約 7.5×10 ¹⁷	約 7.5×10 ¹⁷
27	3.5	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵
28	4.0	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵
29	4.5	約 9.6×10 ⁴	約 1.6×10 ⁵	約 2.0×10 ⁵	約 2.2×10 ⁵	約 2.3×10 ⁵	約 2.4×10 ⁵	約 2.5×10 ⁵
30	5.0	約 9.6×10 ⁴	約 1.6×10 ⁵	約 2.0×10 ⁵	約 2.2×10 ⁵	約 2.3×10 ⁵	約 2.4×10 ⁵	約 2.5×10 ⁵
31	5.5	約 9.6×10 ⁴	約 1.6×10 ⁵	約 2.0×10 ⁵	約 2.2×10 ⁵	約 2.3×10 ⁵	約 2.4×10 ⁵	約 2.5×10 ⁵
32	6.0	約 9.6×10 ⁴	約 1.6×10 ⁵	約 2.0×10 ⁵	約 2.2×10 ⁵	約 2.3×10 ⁵	約 2.4×10 ⁵	約 2.5×10 ⁵
33	6.5	約 1.1×10 ⁴	約 1.8×10 ⁴	約 2.3×10 ⁴	約 2.5×10 ⁴	約 2.7×10 ⁴	約 2.8×10 ⁴	約 2.9×10 ⁴
34	7.0	約 1.1×10 ⁴	約 1.8×10 ⁴	約 2.3×10 ⁴	約 2.5×10 ⁴	約 2.7×10 ⁴	約 2.8×10 ⁴	約 2.9×10 ⁴
35	7.5	約 1.1×10 ⁴	約 1.8×10 ⁴	約 2.3×10 ⁴	約 2.5×10 ⁴	約 2.7×10 ⁴	約 2.8×10 ⁴	約 2.9×10 ⁴
36	8.0	約 1.1×10 ⁴	約 1.8×10 ⁴	約 2.3×10 ⁴	約 2.5×10 ⁴	約 2.7×10 ⁴	約 2.8×10 ⁴	約 2.9×10 ⁴
37	10.0	約 3.4×10 ³	約 5.6×10 ³	約 7.0×10 ³	約 7.8×10 ³	約 8.3×10 ³	約 8.6×10 ³	約 8.8×10 ³
38	12.0	約 1.7×10 ³	約 2.8×10 ³	約 3.5×10 ³	約 3.9×10 ³	約 4.1×10 ³	約 4.3×10 ³	約 4.4×10 ³
39	14.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
40	20.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
41	30.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
42	50.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

表 4-29 地表面への沈着速度の条件(炉心の著しい損傷が発生した場合)

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

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

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

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

表 4-30 グランドシャインガンマ線評価に用いる制御建屋屋上及び制御建屋周囲の地表面に沈着した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(7日間積算値)

(中央制御室中心, 代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m^{-2})	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m^{-2})
1	0.01	約 6.1×10^{13}	22	1.5	約 2.1×10^{13}
2	0.02	約 6.8×10^{13}	23	1.66	約 6.6×10^{12}
3	0.03	約 5.1×10^{13}	24	2.0	約 1.4×10^{13}
4	0.045	約 2.1×10^{13}	25	2.5	約 2.1×10^{12}
5	0.06	約 1.4×10^{13}	26	3.0	約 2.0×10^{11}
6	0.07	約 9.1×10^{12}	27	3.5	約 7.4×10^8
7	0.075	約 3.9×10^{12}	28	4.0	約 7.4×10^8
8	0.10	約 1.9×10^{13}	29	4.5	約 8.4×10^0
9	0.15	約 8.7×10^{12}	30	5.0	約 8.4×10^0
10	0.20	約 1.9×10^{13}	31	5.5	約 8.4×10^0
11	0.30	約 3.7×10^{13}	32	6.0	約 8.4×10^0
12	0.40	約 2.4×10^{14}	33	6.5	約 9.7×10^{-1}
13	0.45	約 1.2×10^{14}	34	7.0	約 9.7×10^{-1}
14	0.51	約 6.7×10^{13}	35	7.5	約 9.7×10^{-1}
15	0.512	約 2.2×10^{12}	36	8.0	約 9.7×10^{-1}
16	0.60	約 9.9×10^{13}	37	10.0	約 3.0×10^{-1}
17	0.70	約 1.1×10^{14}	38	12.0	約 1.5×10^{-1}
18	0.80	約 2.6×10^{13}	39	14.0	0.0
19	1.0	約 5.2×10^{13}	40	20.0	0.0
20	1.33	約 4.2×10^{13}	41	30.0	0.0
21	1.34	約 1.3×10^{12}	42	50.0	0.0

表 4-31 グランドシャインガンマ線評価に用いる制御建屋屋上及び制御建屋周囲の地表面に沈着した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(7日間積算値)

(中央制御室中心, 原子炉格納容器ベントの実施を想定する場合)

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m^{-2})	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m^{-2})
1	0.01	約 6.3×10^{13}	22	1.5	約 2.1×10^{13}
2	0.02	約 7.0×10^{13}	23	1.66	約 6.6×10^{12}
3	0.03	約 5.3×10^{13}	24	2.0	約 1.4×10^{13}
4	0.045	約 2.2×10^{13}	25	2.5	約 2.1×10^{12}
5	0.06	約 1.4×10^{13}	26	3.0	約 2.0×10^{11}
6	0.07	約 9.3×10^{12}	27	3.5	約 7.4×10^8
7	0.075	約 4.0×10^{12}	28	4.0	約 7.4×10^8
8	0.10	約 2.0×10^{13}	29	4.5	約 8.4×10^0
9	0.15	約 8.9×10^{12}	30	5.0	約 8.4×10^0
10	0.20	約 1.9×10^{13}	31	5.5	約 8.4×10^0
11	0.30	約 3.9×10^{13}	32	6.0	約 8.4×10^0
12	0.40	約 2.6×10^{14}	33	6.5	約 9.7×10^{-1}
13	0.45	約 1.3×10^{14}	34	7.0	約 9.7×10^{-1}
14	0.51	約 6.9×10^{13}	35	7.5	約 9.7×10^{-1}
15	0.512	約 2.3×10^{12}	36	8.0	約 9.7×10^{-1}
16	0.60	約 1.0×10^{14}	37	10.0	約 3.0×10^{-1}
17	0.70	約 1.1×10^{14}	38	12.0	約 1.5×10^{-1}
18	0.80	約 2.7×10^{13}	39	14.0	0.0
19	1.0	約 5.3×10^{13}	40	20.0	0.0
20	1.33	約 4.3×10^{13}	41	30.0	0.0
21	1.34	約 1.3×10^{12}	42	50.0	0.0

表 4-32 中央制御室換気空調系設備等条件(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
中央制御室換気空調系再循環運転の起動遅れ時間	事象発生から 30分	選定した事故シーケンスに基づき、非常用電源の復旧を見込んだ作動時間	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 4-33 グランドシャインガンマ線評価に用いる制御建屋周囲の地表面に沈着した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(7日間積算値)

(入退域時(出入管理所), 代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m^{-2})	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m^{-2})
1	0.01	約 3.8×10^{13}	22	1.5	約 1.3×10^{13}
2	0.02	約 4.2×10^{13}	23	1.66	約 4.1×10^{12}
3	0.03	約 3.2×10^{13}	24	2.0	約 8.7×10^{12}
4	0.045	約 1.3×10^{13}	25	2.5	約 1.3×10^{12}
5	0.06	約 8.5×10^{12}	26	3.0	約 1.2×10^{11}
6	0.07	約 5.6×10^{12}	27	3.5	約 4.6×10^8
7	0.075	約 2.4×10^{12}	28	4.0	約 4.6×10^8
8	0.10	約 1.2×10^{13}	29	4.5	約 5.2×10^0
9	0.15	約 5.4×10^{12}	30	5.0	約 5.2×10^0
10	0.20	約 1.2×10^{13}	31	5.5	約 5.2×10^0
11	0.30	約 2.3×10^{13}	32	6.0	約 5.2×10^0
12	0.40	約 1.5×10^{14}	33	6.5	約 6.0×10^{-1}
13	0.45	約 7.6×10^{13}	34	7.0	約 6.0×10^{-1}
14	0.51	約 4.2×10^{13}	35	7.5	約 6.0×10^{-1}
15	0.512	約 1.4×10^{12}	36	8.0	約 6.0×10^{-1}
16	0.60	約 6.1×10^{13}	37	10.0	約 1.8×10^{-1}
17	0.70	約 7.0×10^{13}	38	12.0	約 9.2×10^{-2}
18	0.80	約 1.6×10^{13}	39	14.0	0.0
19	1.0	約 3.3×10^{13}	40	20.0	0.0
20	1.33	約 2.6×10^{13}	41	30.0	0.0
21	1.34	約 8.0×10^{11}	42	50.0	0.0

表 4-34 グランドシャインガンマ線評価に用いる制御建屋周囲の地表面に沈着した放射性物質からの
エネルギー群別ガンマ線積算線源強度(7日間積算値)

(入退域時(制御建屋出入口), 代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m^{-2})	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m^{-2})
1	0.01	約 5.7×10^{13}	22	1.5	約 1.9×10^{13}
2	0.02	約 6.4×10^{13}	23	1.66	約 6.2×10^{12}
3	0.03	約 4.8×10^{13}	24	2.0	約 1.3×10^{13}
4	0.045	約 2.0×10^{13}	25	2.5	約 2.0×10^{12}
5	0.06	約 1.3×10^{13}	26	3.0	約 1.9×10^{11}
6	0.07	約 8.5×10^{12}	27	3.5	約 6.9×10^8
7	0.075	約 3.6×10^{12}	28	4.0	約 6.9×10^8
8	0.10	約 1.8×10^{13}	29	4.5	約 7.9×10^0
9	0.15	約 8.1×10^{12}	30	5.0	約 7.9×10^0
10	0.20	約 1.8×10^{13}	31	5.5	約 7.9×10^0
11	0.30	約 3.5×10^{13}	32	6.0	約 7.9×10^0
12	0.40	約 2.3×10^{14}	33	6.5	約 9.1×10^{-1}
13	0.45	約 1.1×10^{14}	34	7.0	約 9.1×10^{-1}
14	0.51	約 6.3×10^{13}	35	7.5	約 9.1×10^{-1}
15	0.512	約 2.1×10^{12}	36	8.0	約 9.1×10^{-1}
16	0.60	約 9.2×10^{13}	37	10.0	約 2.8×10^{-1}
17	0.70	約 1.1×10^{14}	38	12.0	約 1.4×10^{-1}
18	0.80	約 2.5×10^{13}	39	14.0	0.0
19	1.0	約 4.9×10^{13}	40	20.0	0.0
20	1.33	約 4.0×10^{13}	41	30.0	0.0
21	1.34	約 1.2×10^{12}	42	50.0	0.0

表 4-35 グランドシャインガンマ線評価に用いる制御建屋周囲の地表面に沈着した放射性物質からの
エネルギー群別ガンマ線積算線源強度(7日間積算値)

(入退域時(出入管理所), 原子炉格納容器ベントの実施を想定する場合)

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m^{-2})	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m^{-2})
1	0.01	約 3.9×10^{13}	22	1.5	約 1.3×10^{13}
2	0.02	約 4.3×10^{13}	23	1.66	約 4.1×10^{12}
3	0.03	約 3.3×10^{13}	24	2.0	約 8.7×10^{12}
4	0.045	約 1.4×10^{13}	25	2.5	約 1.3×10^{12}
5	0.06	約 8.7×10^{12}	26	3.0	約 1.2×10^{11}
6	0.07	約 5.8×10^{12}	27	3.5	約 4.6×10^8
7	0.075	約 2.5×10^{12}	28	4.0	約 4.6×10^8
8	0.10	約 1.2×10^{13}	29	4.5	約 5.2×10^0
9	0.15	約 5.5×10^{12}	30	5.0	約 5.2×10^0
10	0.20	約 1.2×10^{13}	31	5.5	約 5.2×10^0
11	0.30	約 2.4×10^{13}	32	6.0	約 5.2×10^0
12	0.40	約 1.6×10^{14}	33	6.5	約 6.0×10^{-1}
13	0.45	約 7.9×10^{13}	34	7.0	約 6.0×10^{-1}
14	0.51	約 4.3×10^{13}	35	7.5	約 6.0×10^{-1}
15	0.512	約 1.4×10^{12}	36	8.0	約 6.0×10^{-1}
16	0.60	約 6.3×10^{13}	37	10.0	約 1.8×10^{-1}
17	0.70	約 7.1×10^{13}	38	12.0	約 9.2×10^{-2}
18	0.80	約 1.7×10^{13}	39	14.0	0.0
19	1.0	約 3.3×10^{13}	40	20.0	0.0
20	1.33	約 2.6×10^{13}	41	30.0	0.0
21	1.34	約 8.0×10^{11}	42	50.0	0.0

表 4-36 グランドシャインガンマ線評価に用いる制御建屋周囲の地表面に沈着した放射性物質からの
エネルギー群別ガンマ線積算線源強度(7日間積算値)

(入退域時(制御建屋出入口), 原子炉格納容器ベントの実施を想定する場合)

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m^{-2})	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m^{-2})
1	0.01	約 5.9×10^{13}	22	1.5	約 1.9×10^{13}
2	0.02	約 6.5×10^{13}	23	1.66	約 6.2×10^{12}
3	0.03	約 5.0×10^{13}	24	2.0	約 1.3×10^{13}
4	0.045	約 2.0×10^{13}	25	2.5	約 2.0×10^{12}
5	0.06	約 1.3×10^{13}	26	3.0	約 1.9×10^{11}
6	0.07	約 8.7×10^{12}	27	3.5	約 6.9×10^8
7	0.075	約 3.7×10^{12}	28	4.0	約 6.9×10^8
8	0.10	約 1.9×10^{13}	29	4.5	約 7.9×10^0
9	0.15	約 8.3×10^{12}	30	5.0	約 7.9×10^0
10	0.20	約 1.8×10^{13}	31	5.5	約 7.9×10^0
11	0.30	約 3.6×10^{13}	32	6.0	約 7.9×10^0
12	0.40	約 2.4×10^{14}	33	6.5	約 9.1×10^{-1}
13	0.45	約 1.2×10^{14}	34	7.0	約 9.1×10^{-1}
14	0.51	約 6.4×10^{13}	35	7.5	約 9.1×10^{-1}
15	0.512	約 2.1×10^{12}	36	8.0	約 9.1×10^{-1}
16	0.60	約 9.4×10^{13}	37	10.0	約 2.8×10^{-1}
17	0.70	約 1.1×10^{14}	38	12.0	約 1.4×10^{-1}
18	0.80	約 2.5×10^{13}	39	14.0	0.0
19	1.0	約 5.0×10^{13}	40	20.0	0.0
20	1.33	約 4.0×10^{13}	41	30.0	0.0
21	1.34	約 1.2×10^{12}	42	50.0	0.0

表 4-37 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)
(代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合)

		実効線量 (mSv)							合計	
		1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日		
A 班	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ヤインガンマ線による被ばく	約1.1×10 ⁻²	約1.4×10 ⁻³	約2.4×10 ⁻⁴		約3.3×10 ⁻⁴	約2.5×10 ⁻⁴		約1.3×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約2.2×10 ⁻²	約1.8×10 ⁻²	約4.0×10 ⁻³		約6.1×10 ⁻³	約5.1×10 ⁻³		約5.5×10 ⁻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	約5.7×10 ⁻²	約4.9×10 ⁻¹	約2.1×10 ⁻¹		約4.3×10 ⁻¹	約4.0×10 ⁻¹		約1.6×10 ⁰
	入退域時	大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約1.5×10 ⁰	約6.2×10 ⁻¹	約1.4×10 ⁻¹		約2.2×10 ⁻¹	約1.8×10 ⁻¹		約2.7×10 ⁰
		小計	約1.6×10 ⁰	約1.2×10 ⁰	約3.5×10 ⁻¹		約6.5×10 ⁻¹	約5.9×10 ⁻¹		約4.3×10 ⁰
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ヤインガンマ線による被ばく	約1.1×10 ⁻³	約5.1×10 ⁻²	約2.8×10 ⁻²		約1.6×10 ⁻²	約1.3×10 ⁻²		約2.2×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約7.9×10 ⁻³	約1.1×10 ⁻²	約1.1×10 ⁻²		約9.1×10 ⁻³	約8.3×10 ⁻³		約4.8×10 ⁻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	約4.5×10 ⁰	約1.5×10 ⁰	約9.5×10 ⁻¹		約6.2×10 ⁻¹	約5.4×10 ⁻¹		約8.1×10 ⁰
	入退域時	大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約4.6×10 ⁰	約1.6×10 ⁰	約9.9×10 ⁻¹		約6.4×10 ⁻¹	約5.6×10 ⁻¹		約8.3×10 ⁰
		小計	約6.2×10 ⁰	約2.7×10 ⁰	約1.4×10 ⁰		約1.3×10 ⁰	約1.2×10 ⁰		約1.3×10 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ヤインガンマ線による被ばく	約3.0×10 ⁻³	約7.5×10 ⁻⁴	約4.6×10 ⁻⁴		約4.6×10 ⁻⁴			約1.3×10 ⁻⁴
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約1.3×10 ⁻²	約1.2×10 ⁻²	約7.8×10 ⁻³		約7.8×10 ⁻³			約2.9×10 ⁻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	約4.6×10 ⁻²	約4.5×10 ⁻¹	約4.5×10 ⁻¹		約4.5×10 ⁻¹			約2.5×10 ⁻¹
	入退域時	大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約6.8×10 ⁻¹	約2.7×10 ⁻¹	約7.3×10 ⁻¹		約4.0×10 ⁻¹			約1.1×10 ⁻¹
		小計	約1.1×10 ⁻¹	約2.8×10 ⁻²	約2.0×10 ⁻²		約1.1×10 ⁻¹			約3.6×10 ⁻²
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ヤインガンマ線による被ばく	約7.9×10 ⁻³	約4.9×10 ⁻²	約2.8×10 ⁻²		約2.8×10 ⁻²			約1.7×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約4.5×10 ⁰	約1.5×10 ⁰	約9.5×10 ⁻¹		約6.2×10 ⁻¹			約7.5×10 ⁰
		室内に外気から取り込まれた放射線物質による被ばく	約7.9×10 ³	約7.3×10 ³	約7.3×10 ³		約7.3×10 ³			約3.6×10 ²
	入退域時	大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約4.6×10 ⁰	約1.6×10 ⁰	約9.9×10 ⁻¹		約6.4×10 ⁻¹			約8.3×10 ⁰
		小計	約5.3×10 ⁰	約1.9×10 ⁰	約1.5×10 ⁰		約1.5×10 ⁰			約9.5×10 ⁰
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ヤインガンマ線による被ばく	約3.8×10 ⁻²	約2.8×10 ⁻³	約7.4×10 ⁻⁴		約2.1×10 ⁻⁴	約2.6×10 ⁻⁴		約4.1×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約7.0×10 ⁰	約2.2×10 ⁻²	約5.4×10 ⁻³		約4.0×10 ⁻³	約5.4×10 ⁻³		約7.0×10 ⁰
		室内に外気から取り込まれた放射線物質による被ばく	約3.1×10 ¹	約4.0×10 ⁻¹	約1.1×10 ⁻¹		約3.0×10 ⁻¹	約4.4×10 ⁻¹		約1.5×10 ¹
	入退域時	大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約5.5×10 ⁰	約8.7×10 ⁻¹	約2.0×10 ⁻¹		約1.4×10 ⁻¹			約6.7×10 ⁰
		小計	約4.3×10 ¹	約1.3×10 ⁰	約2.2×10 ⁻¹		約4.4×10 ⁻¹	約6.4×10 ⁻¹		約4.6×10 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ヤインガンマ線による被ばく	約5.3×10 ⁻²	約5.1×10 ⁻²	約1.8×10 ⁻²		約1.6×10 ⁻²	約1.3×10 ⁻²		約1.4×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約4.0×10 ⁻³	約1.2×10 ⁻²	約3.8×10 ⁻³		約9.1×10 ⁻³	約8.3×10 ⁻³		約3.7×10 ⁻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	約2.3×10 ⁰	約1.5×10 ⁰	約9.5×10 ⁻¹		約6.2×10 ⁻¹	約5.4×10 ⁻¹		約5.1×10 ⁰
	入退域時	大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約2.3×10 ⁰	約1.6×10 ⁰	約9.5×10 ⁻¹		約6.4×10 ⁻¹	約5.6×10 ⁻¹		約8.3×10 ⁰
		小計	約4.6×10 ¹	約2.9×10 ⁰	約4.2×10 ⁻⁴		約4.4×10 ⁻⁴	約1.2×10 ⁰		約5.1×10 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ヤインガンマ線による被ばく	約6.8×10 ⁻³	約6.8×10 ⁻³	約6.8×10 ⁻³		約6.8×10 ⁻³	約6.8×10 ⁻³		約2.2×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約3.9×10 ⁻¹	約3.9×10 ⁻¹	約3.9×10 ⁻¹		約3.9×10 ⁻¹	約3.9×10 ⁻¹		約1.4×10 ⁰
		室内に外気から取り込まれた放射線物質による被ばく	約2.4×10 ⁻¹	約2.7×10 ⁻¹	約2.7×10 ⁻¹		約2.4×10 ⁻¹	約2.7×10 ⁻¹		約7.5×10 ⁻¹
	入退域時	大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約5.6×10 ⁻¹	約7.8×10 ⁻¹	約7.8×10 ⁻¹		約5.6×10 ⁻¹	約7.8×10 ⁻¹		約2.2×10 ⁰
		小計	約1.1×10 ⁻²	約1.1×10 ⁻³	約1.1×10 ⁻³		約1.1×10 ⁻²	約1.1×10 ⁻²		約4.1×10 ⁻²
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ヤインガンマ線による被ばく	約9.5×10 ⁻¹	約9.5×10 ⁻¹	約9.5×10 ⁻¹		約9.5×10 ⁻¹	約9.5×10 ⁻¹		約3.1×10 ⁰
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約9.9×10 ⁻¹	約9.9×10 ⁻¹	約9.9×10 ⁻¹		約9.9×10 ⁻¹	約9.9×10 ⁻¹		約7.3×10 ⁻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	約7.6×10 ⁻¹	約7.6×10 ⁻¹	約7.6×10 ⁻¹		約7.6×10 ⁻¹	約7.6×10 ⁻¹		約7.6×10 ⁻¹
	入退域時	大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約1.6×10 ⁰	約1.6×10 ⁰	約1.6×10 ⁰		約1.6×10 ⁰	約1.6×10 ⁰		約5.3×10 ⁰
		小計	約1.6×10 ⁰	約1.6×10 ⁰	約1.6×10 ⁰		約1.6×10 ⁰	約1.6×10 ⁰		約5.3×10 ⁰

表 4-38 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)
(代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合)

		実効線量 (mSv)								
		1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計	
A 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ビスカイシヤインガンマ線による被ばく	約1.1×10 ⁻²	約1.4×10 ⁻³	約2.4×10 ⁻⁴	約4.6×10 ⁻⁴	約3.3×10 ⁻⁴	約2.5×10 ⁻⁴	約1.3×10 ⁻²	約1.3×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約2.2×10 ⁻²	約1.8×10 ⁻²	約4.0×10 ⁻³	約7.8×10 ⁻³	約6.1×10 ⁻³	約5.1×10 ⁻³	約5.1×10 ⁻³	約5.5×10 ⁻²
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約1.0×10 ⁰	約2.7×10 ⁰	約1.2×10 ⁰	約1.4×10 ⁻¹	約2.3×10 ⁰	約2.2×10 ⁻¹	約1.8×10 ⁻¹	約2.7×10 ⁰
A 班	入退城時	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	約2.5×10 ⁰	約3.3×10 ⁰	約1.3×10 ⁰	約2.4×10 ⁰	約2.6×10 ⁰	約2.4×10 ⁰	約1.2×10 ¹	約1.2×10 ¹
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約1.1×10 ⁻¹	約5.1×10 ⁻²	約2.8×10 ⁻²	約9.9×10 ⁻²	約1.6×10 ⁻¹	約1.3×10 ⁻²	約1.3×10 ⁻²	約2.2×10 ⁻¹
		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	約4.5×10 ⁰	約1.5×10 ⁰	約9.5×10 ⁻¹	約5.4×10 ⁻¹	約6.2×10 ⁻¹	約5.6×10 ⁻¹	約5.6×10 ⁻¹	約8.1×10 ⁰
B 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ビスカイシヤインガンマ線による被ばく	約3.9×10 ⁻³	約3.9×10 ⁻³	約7.5×10 ⁻⁴	約4.6×10 ⁻⁴	約3.3×10 ⁻⁴	約2.9×10 ⁻⁴	約1.3×10 ⁻⁴	約3.5×10 ⁻³
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約1.3×10 ⁻²	約1.2×10 ⁻²	約2.4×10 ⁻³	約7.8×10 ⁻³	約6.1×10 ⁻³	約5.1×10 ⁻³	約5.1×10 ⁻³	約5.5×10 ⁻²
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約9.3×10 ⁻¹	約2.4×10 ⁰	約2.4×10 ⁰	約2.4×10 ⁰	約2.4×10 ⁰	約2.4×10 ⁰	約2.4×10 ⁰	約7.0×10 ⁰
B 班	入退城時	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	約6.2×10 ⁰	約1.5×10 ⁰	約2.8×10 ⁰	約2.7×10 ⁰	約2.8×10 ⁰	約2.7×10 ⁰	約1.5×10 ⁰	約8.4×10 ⁰
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約1.1×10 ⁻¹	約1.1×10 ⁻¹	約1.1×10 ⁻²	約2.0×10 ⁻²	約1.1×10 ⁻²	約1.1×10 ⁻²	約1.1×10 ⁻²	約1.7×10 ⁻¹
		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	約9.5×10 ⁰	約7.3×10 ⁰	約9.9×10 ⁰	約9.9×10 ⁰	約9.5×10 ⁰	約9.5×10 ⁰	約9.5×10 ⁰	約16.6×10 ⁰
C 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ビスカイシヤインガンマ線による被ばく	約6.0×10 ⁰	約6.0×10 ⁰	約3.8×10 ⁰	約3.5×10 ⁰	約3.8×10 ⁰	約3.5×10 ⁰	約2.0×10 ⁰	約1.6×10 ¹
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく								
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく								
C 班	入退城時	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								
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく								
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく								
D 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ビスカイシヤインガンマ線による被ばく	約3.8×10 ⁻²	約2.8×10 ⁻³	約3.8×10 ⁻³	約2.8×10 ⁻⁴	約2.1×10 ⁻⁴	約2.6×10 ⁻⁴	約7.4×10 ⁻⁵	約4.1×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約7.0×10 ⁰	約2.2×10 ⁰	約2.2×10 ⁰	約2.2×10 ⁰	約4.0×10 ⁻³	約5.4×10 ⁻³	約1.8×10 ⁻³	約7.0×10 ⁰
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約5.0×10 ²	約2.2×10 ⁰	約2.2×10 ⁰	約2.2×10 ⁰	約1.6×10 ⁻³	約2.4×10 ⁻³	約8.1×10 ⁻¹	約5.1×10 ²
D 班	入退城時	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	約5.1×10 ⁻²	約3.0×10 ⁰	約5.1×10 ⁰	約5.1×10 ⁰	約1.8×10 ⁰	約1.3×10 ⁻²	約8.8×10 ⁻¹	約5.2×10 ²
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約4.0×10 ⁻³	約1.2×10 ⁻²	約1.2×10 ⁻²	約1.2×10 ⁻²	約9.1×10 ⁻³	約8.3×10 ⁻³	約3.8×10 ⁻³	約3.7×10 ⁻²
		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	約2.3×10 ⁰	約1.5×10 ⁰	約2.3×10 ⁰	約2.3×10 ⁰	約16.2×10 ⁻¹	約15.4×10 ⁻¹	約24.5×10 ⁻¹	約15.1×10 ⁰
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ビスカイシヤインガンマ線による被ばく	約5.2×10 ²	約4.6×10 ⁰	約4.2×10 ⁻⁴	約4.4×10 ⁻⁴	約4.2×10 ⁻⁴	約3.1×10 ⁰	約1.2×10 ⁰	約5.3×10 ⁰
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約6.8×10 ⁻³	約7.7×10 ⁻³	約6.8×10 ⁻³	約7.7×10 ⁻³	約2.5×10 ⁻³	約2.5×10 ⁻³	約4.4×10 ⁻³	約2.2×10 ⁻²
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約1.7×10 ⁰	約1.1×10 ⁰	約1.7×10 ⁰	約2.7×10 ⁰	約1.1×10 ⁰	約1.1×10 ⁰	約2.0×10 ⁰	約7.4×10 ⁰
E 班	入退城時	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	約2.0×10 ⁰	約3.0×10 ⁰	約2.0×10 ⁰	約3.0×10 ⁰	約2.0×10 ⁰	約1.1×10 ⁰	約2.2×10 ⁰	約8.2×10 ⁰
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約2.8×10 ⁻²	約2.0×10 ⁻²	約2.8×10 ⁻²	約2.0×10 ⁻²	約9.9×10 ⁻³	約9.9×10 ⁻³	約1.7×10 ⁻²	約8.0×10 ⁻²
		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	約9.5×10 ⁻¹	約7.3×10 ⁻¹	約9.9×10 ⁻¹	約9.9×10 ⁻¹	約9.5×10 ⁻¹	約9.5×10 ⁻¹	約9.5×10 ⁻¹	約16.2×10 ⁻¹
		小計			約7.6×10 ⁻¹	約7.6×10 ⁻¹	約7.6×10 ⁻¹	約7.6×10 ⁻¹	約3.2×10 ⁰	
		合計			約3.0×10 ⁰	約3.8×10 ⁰	約3.8×10 ⁰	約2.9×10 ⁰	約1.2×10 ¹	

表 4-39 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)
(格納容器ベントの実施を想定する場合)

		実効線量 (mSv)							合計	
		1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日		
A班	室内作業時	建屋内放射線物質からの直接ガンマ線及びブスカイシヤインガンマ線による被ばく	約1.1×10 ⁻²	約1.8×10 ⁻³	約6.7×10 ⁻³		約3.6×10 ⁻⁵	約1.6×10 ⁻⁵		約1.3×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約2.2×10 ⁻²	約7.0×10 ⁻³	約2.1×10 ⁻³		約1.5×10 ⁻³	約7.2×10 ⁻⁴		約7.0×10 ⁰
		室内に外気から取り込まれた放射線物質による被ばく	約5.7×10 ⁻²	約1.2×10 ⁻¹	約1.4×10 ⁻¹		約1.4×10 ⁻¹	約7.3×10 ⁻²		約1.2×10 ¹
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約1.5×10 ⁰	約8.1×10 ⁻¹	約1.5×10 ⁻¹		約2.3×10 ⁻¹	約1.9×10 ⁻¹		約2.9×10 ⁰
A班	入退域時	大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約1.6×10 ⁰	約2.0×10 ⁻¹	約2.9×10 ⁻¹		約3.6×10 ⁻¹	約2.7×10 ⁻¹		約2.2×10 ¹
		建屋内放射線物質からの直接ガンマ線及びブスカイシヤインガンマ線による被ばく	約1.1×10 ⁻¹	約6.0×10 ⁻²	約2.1×10 ⁻²		約3.3×10 ⁻³	約1.9×10 ⁻³		約1.9×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約4.5×10 ⁰	約1.5×10 ⁰	約1.5×10 ⁰		約2.4×10 ⁻¹	約1.3×10 ⁻¹		約4.0×10 ⁰
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約4.6×10 ⁰	約1.6×10 ⁰	約1.1×10 ⁰		約6.6×10 ⁻¹	約5.7×10 ⁻¹		約8.2×10 ⁰
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ブスカイシヤインガンマ線による被ばく	約6.2×10 ⁰	約2.1×10 ¹	約1.4×10 ⁰		約1.1×10 ⁰	約8.4×10 ⁻¹		約3.1×10 ¹
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約3.0×10 ⁻³	約1.1×10 ⁻⁴	約1.5×10 ⁻⁴		約9.8×10 ⁻⁵	約4.2×10 ⁻⁶		約3.2×10 ⁻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	約4.3×10 ⁻²	約1.6×10 ⁻¹	約5.8×10 ⁻¹		約2.5×10 ⁻¹	約2.3×10 ⁻¹		約3.9×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約6.2×10 ⁻¹	約2.9×10 ⁻¹	約1.4×10 ⁻¹		約2.9×10 ⁻¹	約1.2×10 ⁻¹		約1.2×10 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ブスカイシヤインガンマ線による被ばく	約6.8×10 ⁻¹	約5.3×10 ⁻¹	約7.3×10 ⁻¹		約5.3×10 ⁻¹	約1.4×10 ⁻¹		約2.1×10 ⁰
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約1.1×10 ⁻¹	約2.1×10 ⁻²	約2.1×10 ⁻²		約7.1×10 ⁻³	約9.7×10 ⁻⁴		約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	約3.1×10 ⁰	約1.5×10 ⁰	約1.5×10 ⁰		約4.5×10 ⁻¹	約2.8×10 ⁻¹		約2.8×10 ⁰
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約7.9×10 ⁰	約7.8×10 ⁰	約7.8×10 ⁰		約7.8×10 ⁰	約5.1×10 ⁰		約16.8×10 ⁰
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ブスカイシヤインガンマ線による被ばく	約5.3×10 ⁰	約4.6×10 ⁰	約1.1×10 ⁰		約7.9×10 ⁻¹	約1.1×10 ⁰		約7.0×10 ⁰
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約5.3×10 ⁰	約4.6×10 ⁰	約1.8×10 ⁰		約1.4×10 ⁰	約6.5×10 ⁻¹		約9.9×10 ⁰
		室内に外気から取り込まれた放射線物質による被ばく								
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく								
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ブスカイシヤインガンマ線による被ばく								
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく								
		室内に外気から取り込まれた放射線物質による被ばく								
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく								
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ブスカイシヤインガンマ線による被ばく	約3.8×10 ⁻²	約3.0×10 ⁻³	約3.0×10 ⁻³		約1.8×10 ⁻⁵	約1.3×10 ⁻⁵		約4.1×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約7.0×10 ⁰	約2.5×10 ⁻²	約3.1×10 ⁻¹		約7.6×10 ⁻⁴	約5.9×10 ⁻⁴		約7.0×10 ⁰
		室内に外気から取り込まれた放射線物質による被ばく	約5.5×10 ⁰	約4.3×10 ⁻¹	約4.3×10 ⁻¹		約1.2×10 ⁻²	約1.2×10 ⁻²		約3.2×10 ¹
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約5.5×10 ⁰	約8.7×10 ⁻¹	約8.7×10 ⁻¹		約1.5×10 ⁻¹	約1.6×10 ⁻¹		約16.7×10 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ブスカイシヤインガンマ線による被ばく	約4.3×10 ⁻¹	約1.4×10 ⁰	約1.4×10 ⁰		約3.3×10 ⁻³	約2.7×10 ⁻³		約4.5×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約5.3×10 ⁻²	約6.0×10 ⁻²	約4.0×10 ⁻²		約2.4×10 ⁻³	約1.8×10 ⁻³		約2.2×10 ⁻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	約4.0×10 ⁻³	約1.4×10 ⁻²	約1.4×10 ⁻²		約4.4×10 ⁻⁴	約3.4×10 ⁻⁴		約2.6×10 ⁻³
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約2.3×10 ⁰	約1.6×10 ⁰	約1.6×10 ⁰		約6.5×10 ⁻¹	約5.7×10 ⁻¹		約15.2×10 ⁰
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ブスカイシヤインガンマ線による被ばく	約4.6×10 ⁻¹	約2.9×10 ⁰	約1.5×10 ⁻⁴		約8.8×10 ⁻¹	約8.4×10 ⁻¹		約5.1×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約4.2×10 ⁻³	約4.2×10 ⁻⁴	約4.2×10 ⁻⁴		約9.4×10 ⁻⁶	約7.7×10 ⁻⁶		約2.4×10 ⁻⁴
		室内に外気から取り込まれた放射線物質による被ばく	約2.6×10 ⁻¹	約4.1×10 ⁻¹	約2.6×10 ⁻¹		約4.2×10 ⁻²	約3.8×10 ⁻²		約7.3×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約2.5×10 ⁻¹	約9.2×10 ⁻²	約2.5×10 ⁻¹		約4.1×10 ⁻²	約4.1×10 ⁻²		約5.5×10 ⁻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ブスカイシヤインガンマ線による被ばく	約5.1×10 ⁻¹	約1.4×10 ⁻¹	約5.1×10 ⁻¹		約9.2×10 ⁻²	約1.7×10 ⁻¹		約7.9×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約2.1×10 ⁻³	約7.1×10 ⁻³	約2.1×10 ⁻³		約2.1×10 ⁻³	約1.5×10 ⁻³		約3.3×10 ⁻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	約1.5×10 ⁻²	約4.5×10 ⁻³	約1.5×10 ⁻²		約3.3×10 ⁻³	約2.4×10 ⁻³		約2.3×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射線物質による被ばく	約1.1×10 ⁰	約7.8×10 ⁻¹	約1.1×10 ⁰		約6.5×10 ⁻¹	約7.7×10 ⁻¹		約3.3×10 ⁰
合計		約1.6×10 ⁰	約1.3×10 ⁰	約1.6×10 ⁰		約7.9×10 ⁻¹	約9.8×10 ⁻¹		約4.6×10 ⁰	

表 4-40 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)
(格納容器ベントの実施を想定する場合)

		実効線量 (mSv)							合計	
		1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日		
A 班	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	約1.1×10 ⁻²	約1.8×10 ⁻³	約6.7×10 ⁻⁵		約3.6×10 ⁻⁵	約1.6×10 ⁻⁵		約1.3×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約2.2×10 ⁻²	約7.0×10 ⁻³	約2.1×10 ⁻³		約1.5×10 ⁻³	約7.2×10 ⁻⁴		約7.0×10 ⁻³
	入退域時	室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約1.0×10 ⁰	約1.6×10 ⁻¹	約7.4×10 ⁻¹		約7.2×10 ⁻¹	約4.0×10 ⁻¹		約1.9×10 ¹
		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	約1.5×10 ⁰	約8.1×10 ⁻¹	約1.5×10 ⁻¹		約9.4×10 ⁻¹	約1.9×10 ⁻¹		約2.9×10 ⁰
B 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ビスカイシヤインガンマ線による被ばく	約7.9×10 ⁻³	約1.4×10 ⁻²	約2.1×10 ⁻²		約3.3×10 ⁻³	約1.3×10 ⁻³		約4.0×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約1.1×10 ⁻¹	約6.0×10 ⁻²	約2.1×10 ⁻²		約2.4×10 ⁻²	約1.8×10 ⁻²		約4.0×10 ⁻¹
	入退域時	室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約4.5×10 ⁰	約1.5×10 ⁰	約1.1×10 ⁰		約6.5×10 ⁻¹	約5.7×10 ⁻¹		約8.2×10 ⁰
		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	約4.6×10 ⁰	約1.6×10 ⁰	約1.1×10 ⁰		約6.6×10 ⁻¹	約5.7×10 ⁻¹		約8.4×10 ⁰
C 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ビスカイシヤインガンマ線による被ばく	約3.0×10 ⁻³	約2.5×10 ⁻³	約1.1×10 ⁻⁴		約9.8×10 ⁻⁵		約4.9×10 ⁻⁶	約3.2×10 ⁻³
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約1.3×10 ⁻²	約3.2×10 ⁻³	約1.8×10 ⁻³		約1.3×10 ⁻³	約2.1×10 ⁻⁴		約2.1×10 ⁻⁴
	入退域時	室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約8.2×10 ⁻¹	約6.2×10 ⁻¹	約1.5×10 ⁰		約7.8×10 ⁻¹	約6.8×10 ⁻¹		約4.1×10 ⁰
		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	約1.5×10 ⁰	約8.7×10 ⁻¹	約1.4×10 ⁻¹		約1.4×10 ⁻¹	約1.2×10 ⁻¹		約1.2×10 ⁰
D 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ビスカイシヤインガンマ線による被ばく	約3.8×10 ⁻²	約3.0×10 ⁻³	約2.0×10 ⁰		約1.6×10 ⁰		約2.4×10 ⁻¹	約5.2×10 ⁰
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約7.0×10 ⁰	約2.5×10 ⁻²	約2.1×10 ⁻²		約7.1×10 ⁻³	約6.0×10 ⁻³		約1.4×10 ⁻¹
	入退域時	室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約5.0×10 ²	約2.3×10 ⁰	約1.5×10 ⁰		約4.5×10 ⁰	約4.0×10 ⁰		約2.8×10 ²
		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	約5.5×10 ⁰	約8.7×10 ⁻¹	約1.1×10 ⁰		約7.8×10 ⁻¹	約6.8×10 ⁻¹		約4.6×10 ⁰
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ビスカイシヤインガンマ線による被ばく	約5.1×10 ⁻²	約3.2×10 ⁰	約2.1×10 ⁻²		約5.5×10 ⁻²	約4.4×10 ⁻²		約5.2×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約5.3×10 ⁻²	約6.0×10 ⁻²	約5.3×10 ⁻³		約3.3×10 ⁻³	約1.8×10 ⁻³		約1.2×10 ⁻²
	入退域時	室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約2.0×10 ⁰	約1.4×10 ⁰	約1.4×10 ⁰		約6.5×10 ⁻¹	約5.7×10 ⁻¹		約3.3×10 ⁰
		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	約2.3×10 ⁰	約1.6×10 ⁰	約1.1×10 ⁰		約6.6×10 ⁻¹	約5.7×10 ⁻¹		約3.3×10 ⁰
合計	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	約5.2×10 ⁻²	約4.7×10 ⁰	約1.5×10 ⁻⁴		約6.6×10 ⁻⁵	約1.1×10 ⁰		約5.2×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約4.2×10 ⁻³	約4.2×10 ⁻⁴	約4.2×10 ⁻³		約9.4×10 ⁻⁶	約7.7×10 ⁻⁶		約2.4×10 ⁻⁴
	入退域時	室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約2.5×10 ¹	約2.2×10 ¹	約2.5×10 ¹		約2.2×10 ¹	約2.2×10 ¹		約2.9×10 ¹
		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	約1.6×10 ⁰	約1.4×10 ⁰	約1.6×10 ⁰		約1.4×10 ⁰	約1.3×10 ⁰		約3.7×10 ⁰
合計	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	約2.1×10 ⁻²	約2.4×10 ⁻²	約1.5×10 ⁻²		約2.4×10 ⁻²	約1.5×10 ⁻²		約3.3×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約1.1×10 ⁻²	約4.5×10 ⁻³	約4.5×10 ⁻³		約4.5×10 ⁻³	約4.5×10 ⁻³		約3.3×10 ⁻²
	入退域時	室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約1.1×10 ⁰	約7.8×10 ⁻¹	約1.1×10 ⁰		約7.9×10 ⁻¹	約6.5×10 ⁻¹		約3.3×10 ⁰
		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	約1.1×10 ⁰	約7.9×10 ⁻¹	約1.1×10 ⁰		約7.9×10 ⁻¹	約6.6×10 ⁻¹		約3.3×10 ⁰
合計	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	約2.7×10 ⁻²	約2.2×10 ⁻²	約3.0×10 ⁻²		約2.2×10 ⁻²	約1.2×10 ⁻²		約7.0×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約1.1×10 ⁻²	約4.1×10 ⁻³	約4.1×10 ⁻³		約4.1×10 ⁻³	約4.1×10 ⁻³		約7.0×10 ⁻²
	入退域時	室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約5.0×10 ²	約2.3×10 ⁰	約1.5×10 ⁰		約4.5×10 ⁰	約4.0×10 ⁰		約2.8×10 ²
		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	約5.5×10 ⁰	約8.7×10 ⁻¹	約1.1×10 ⁰		約7.8×10 ⁻¹	約6.8×10 ⁻¹		約4.6×10 ⁰

表 4-41 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)
(代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合)

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カイシャインガンマ線による被ばく	約 1.3×10^{-2}	約 4.3×10^{-3}	-	約 4.1×10^{-2}	約 1.2×10^{-3}
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 5.5×10^{-2}	約 3.5×10^{-2}	-	約 7.0×10^0	約 2.2×10^{-2}
	(内部被ばく)	約 1.6×10^0	約 1.2×10^0	-	約 2.7×10^1	約 1.4×10^0
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 3.2×10^{-2}	約 2.3×10^{-2}	-	約 5.6×10^0	約 2.1×10^{-2}
	合計	約 1.6×10^0	約 1.2×10^0	-	約 3.2×10^1	約 1.4×10^0
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	約 2.7×10^0	約 1.4×10^0	-	約 6.7×10^0	約 7.5×10^{-1}
	小計	約 4.3×10^0	約 2.6×10^0	0.0	約 4.6×10^1	約 2.2×10^0
	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	約 2.2×10^{-1}	約 1.7×10^{-1}	-	約 1.4×10^{-1}	約 8.0×10^{-2}
	(内部被ばく)	約 1.5×10^{-2}	約 1.1×10^{-2}	-	約 1.2×10^{-2}	約 1.6×10^{-2}
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 3.4×10^{-2}	約 2.6×10^{-2}	-	約 2.5×10^{-2}	約 2.6×10^{-2}
入退域時	(外部被ばく)	約 4.8×10^{-2}	約 3.6×10^{-2}	-	約 3.7×10^{-2}	約 4.1×10^{-2}
	合計	約 8.1×10^0	約 6.6×10^0	-	約 5.1×10^0	約 3.1×10^0
	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	約 8.3×10^0	約 6.8×10^0	0.0	約 5.3×10^0	約 3.2×10^0
	小計	約 1.3×10^1	約 9.5×10^0	0.0	約 5.1×10^1	約 5.3×10^0
	合計	約 1.3×10^1	約 9.5×10^0	0.0	約 5.1×10^1	約 5.3×10^0

表 4-42 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)
(代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合)

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カイシャインガンマ線による被ばく	約 4.3×10^{-3}	-	約 4.1×10^{-2}	約 1.2×10^{-3}	
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 5.5×10^{-2}	-	約 7.0×10^0	約 2.2×10^{-2}	
	(内部被ばく)	約 9.2×10^0	-	約 5.0×10^2	約 7.4×10^0	
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 3.2×10^{-2}	約 2.3×10^{-2}	-	約 5.6×10^0	約 2.1×10^{-2}
	合計	約 9.2×10^0	約 7.0×10^0	-	約 5.1×10^2	約 7.4×10^0
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	約 2.7×10^0	約 1.4×10^0	-	約 6.7×10^0	約 7.5×10^{-1}
	小計	約 1.2×10^1	約 8.4×10^0	0.0	約 5.2×10^2	約 8.2×10^0
	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	約 2.2×10^{-1}	約 1.7×10^{-1}	-	約 1.4×10^{-1}	約 8.0×10^{-2}
	(内部被ばく)	約 1.5×10^{-2}	約 1.1×10^{-2}	-	約 1.2×10^{-2}	約 1.6×10^{-2}
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 3.4×10^{-2}	約 2.6×10^{-2}	-	約 2.5×10^{-2}	約 2.6×10^{-2}
合計	(外部被ばく)	約 4.8×10^{-2}	約 3.6×10^{-2}	-	約 3.7×10^{-2}	約 4.1×10^{-2}
	合計	約 8.1×10^0	約 6.6×10^0	-	約 5.1×10^0	約 3.1×10^0
	小計	約 8.3×10^0	約 6.8×10^0	0.0	約 5.3×10^0	約 3.2×10^0
合計	約 2.1×10^1	約 1.6×10^1	0.0	約 5.3×10^2	約 1.2×10^1	

表 4-43 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)
(格納容器ベントの実施を想定する場合)

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カイシャインガンマ線による被ばく	約 3.2×10^{-3}	-	約 4.1×10^{-2}	約 2.4×10^{-4}
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 7.0×10^0	-	約 7.0×10^0	約 7.3×10^{-3}
	(内部被ばく)	約 1.4×10^0	-	約 2.6×10^1	約 5.3×10^{-1}
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 1.1×10^1	-	約 5.6×10^0	約 1.7×10^{-2}
	合計	約 1.2×10^1	約 8.9×10^{-1}	約 3.2×10^1	約 5.5×10^{-1}
小計	約 2.9×10^0	約 1.2×10^0	-	約 6.7×10^0	約 7.9×10^{-1}
入退域時	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 2.2×10^1	約 2.1×10^0	0.0	約 4.5×10^1
	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	約 1.9×10^{-1}	約 1.4×10^{-1}	-	約 1.2×10^{-1}
	(内部被ばく)	約 8.8×10^{-3}	約 5.4×10^{-3}	-	約 5.7×10^{-3}
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 3.1×10^{-2}	約 2.3×10^{-2}	-	約 1.6×10^{-2}
	合計	約 4.0×10^{-2}	約 2.8×10^{-2}	-	約 2.2×10^{-2}
小計	約 8.2×10^0	約 6.8×10^0	-	約 5.2×10^0	約 3.3×10^0
合計	約 8.4×10^0	約 7.0×10^0	0.0	約 5.4×10^0	約 3.3×10^0
合計	約 3.1×10^1	約 9.0×10^0	0.0	約 5.1×10^1	約 4.6×10^0

表 4-44 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)
(格納容器ベントの実施を想定する場合)

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カイシャインガンマ線による被ばく	約 3.2×10^{-3}	-	約 4.1×10^{-2}	約 2.4×10^{-4}
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 7.0×10^0	-	約 7.0×10^0	約 7.3×10^{-3}
	(内部被ばく)	約 8.0×10^0	-	約 5.0×10^2	約 2.9×10^0
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 1.1×10^1	-	約 5.6×10^0	約 1.7×10^{-2}
	合計	約 1.9×10^1	-	約 5.0×10^2	約 2.9×10^0
小計	約 2.9×10^1	約 5.2×10^0	0.0	約 5.2×10^2	約 3.7×10^0
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	約 1.9×10^{-1}	-	約 1.2×10^0	約 7.9×10^{-1}
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 8.8×10^{-3}	-	約 1.4×10^{-1}	約 3.3×10^{-2}
	(内部被ばく)	約 8.8×10^{-3}	-	約 5.4×10^{-3}	約 6.4×10^{-3}
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 3.1×10^{-2}	-	約 1.6×10^{-2}	約 1.6×10^{-2}
	合計	約 4.0×10^{-2}	約 2.8×10^{-2}	-	約 2.2×10^{-2}
小計	約 8.2×10^0	約 6.8×10^0	-	約 5.2×10^0	約 3.3×10^0
合計	約 8.4×10^0	約 7.0×10^0	0.0	約 5.4×10^0	約 3.3×10^0
合計	約 3.7×10^1	約 1.3×10^1	0.0	約 5.2×10^2	約 7.0×10^0

表 4-45 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	18 vol% 以上	「労働安全衛生法酸素欠乏症等防止規則」を準拠（労働者を従事させる場合の空気中の最低酸素濃度）
二酸化炭素濃度	1.0 vol% 以下	「労働安全衛生規則」に余裕を考慮（坑内の炭酸ガス濃度の基準 1.5%に余裕を考慮）

表 4-46 中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件

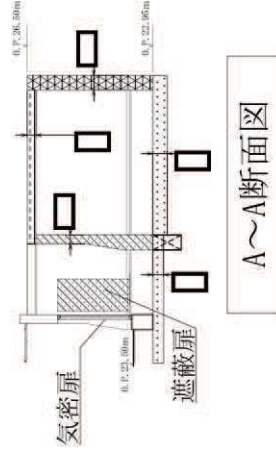
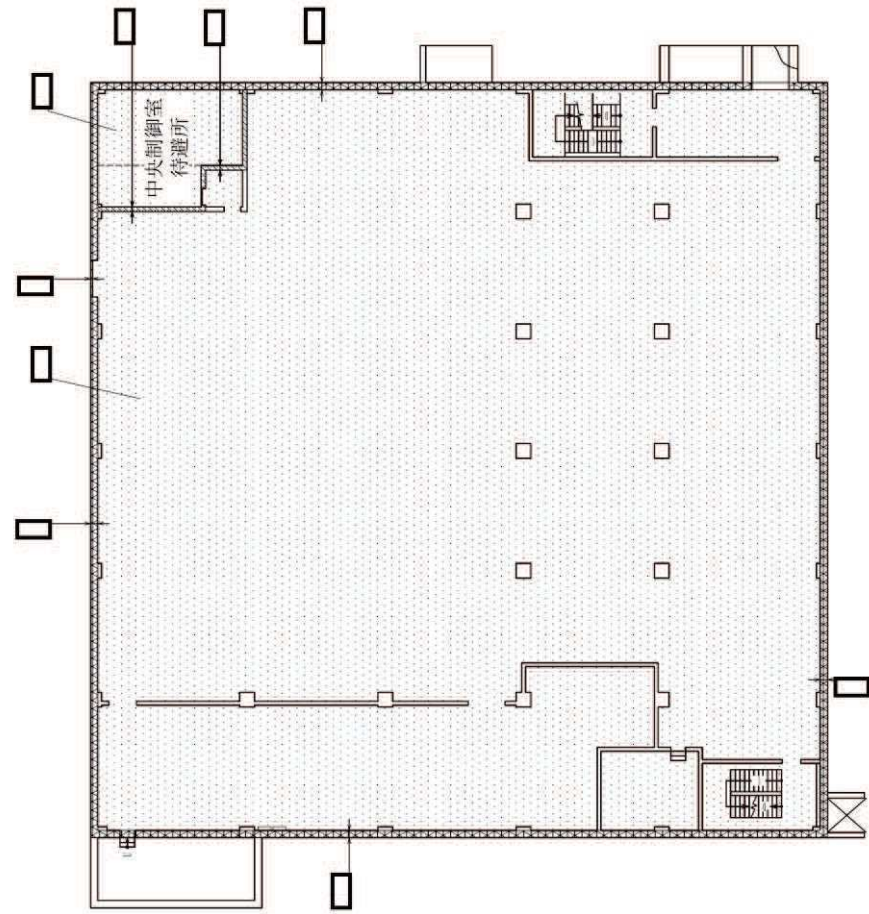
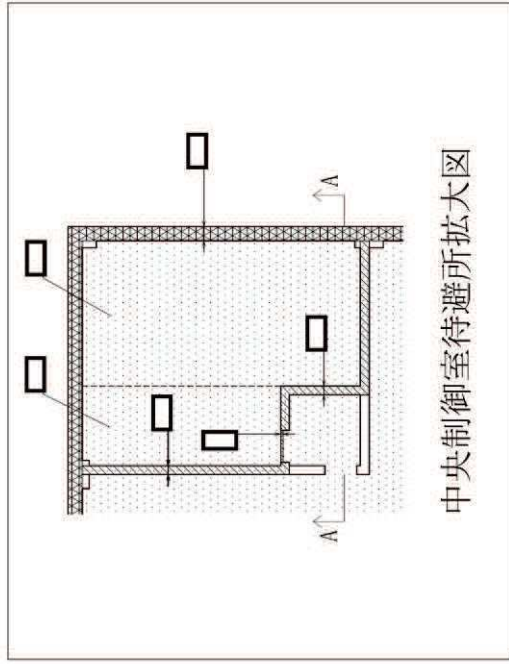
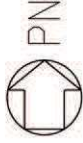
項目		評価条件		設定理由	備考
人数	設計基準事故時	7人		運転員の人数	—
	炉心の著しい損傷が発生した場合	12人		運転員の人数	—
評価期間	設計基準事故時	事故後 30日間		設計基準事故時の被ばく評価期間	—
	炉心の著しい損傷が発生した場合	事故後7日間		炉心の著しい損傷が発生した場合の被ばく評価期間	—
空気流入	設計基準事故時	0.0回/h		外気の遮断を想定 (但し、必要に応じて500 m ³ /hの外気取入れを行う)	—
	炉心の著しい損傷が発生した場合	~0.5h	0.0回/h	全交流動力電源喪失によるファン停止を想定	—
		0.5h~	0.0回/h	設計基準事故時に同じ外気の遮断を想定 (但し、必要に応じて500 m ³ /hの外気取入れを行う)	—
中央制御室バウンダリ体積		8153m ³		中央制御室換気系の処理対象となる区画の体積である8153 m ³ を採用	図4-22 参照
初期酸素濃度		20.95vol%		「空気調和・衛生工学便覧」の成人の呼吸気・肺胞気の組成の値を使用	—
初期二酸化炭素濃度		0.03vol%		「空気調和・衛生工学便覧」の外気の汚染物質濃度より引用	—
酸素消費量		プルーム通過前後 66 L/h	プルーム通過中 22 L/h	プルーム通過前後 「空気調和・衛生工学便覧」より「歩行」より引用 プルーム通過中 「空気調和・衛生工学便覧」より「静座」より引用	1人当たりの消費量
二酸化炭素吐出し量		プルーム通過前後 30 L/h	プルーム通過中 22 L/h	プルーム通過前後 「空気調和・衛生工学便覧」より「軽作業」より引用 プルーム通過中 「空気調和・衛生工学便覧」より「極軽作業」より引用	1人当たりの吐出し量

表 4-47 中央制御室待避所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	12 人	中央制御室待避所内にとどまる要員数	—
中央制御室待避所バウンダリ体積	162m ³	処理対象となる区画の体積	図4-22 参照
評価期間	10 時間	被ばく評価上、中央制御室待避所内にとどまる期間	—
初期酸素濃度	20.95vol%	「空気調和・衛生工学便覧」の成人の呼吸気・肺胞気の組成の値を使用	—
初期二酸化炭素濃度	0.03vol%	「空気調和・衛生工学便覧」の外気の汚染物質濃度より引用	—
酸素消費量 (空気ボンベ使用時)	22L/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 (空気ボンベ使用時)	22L/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

【凡例】

-  中央制御室しやへい壁(壁)を示す。今回申請範囲。
-  中央制御室しやへい壁(床)を示す。今回申請範囲。
-  中央制御室待避所遮蔽(壁)を示す。今回申請範囲。
-  中央制御室待避所遮蔽(床)を示す。今回申請範囲。



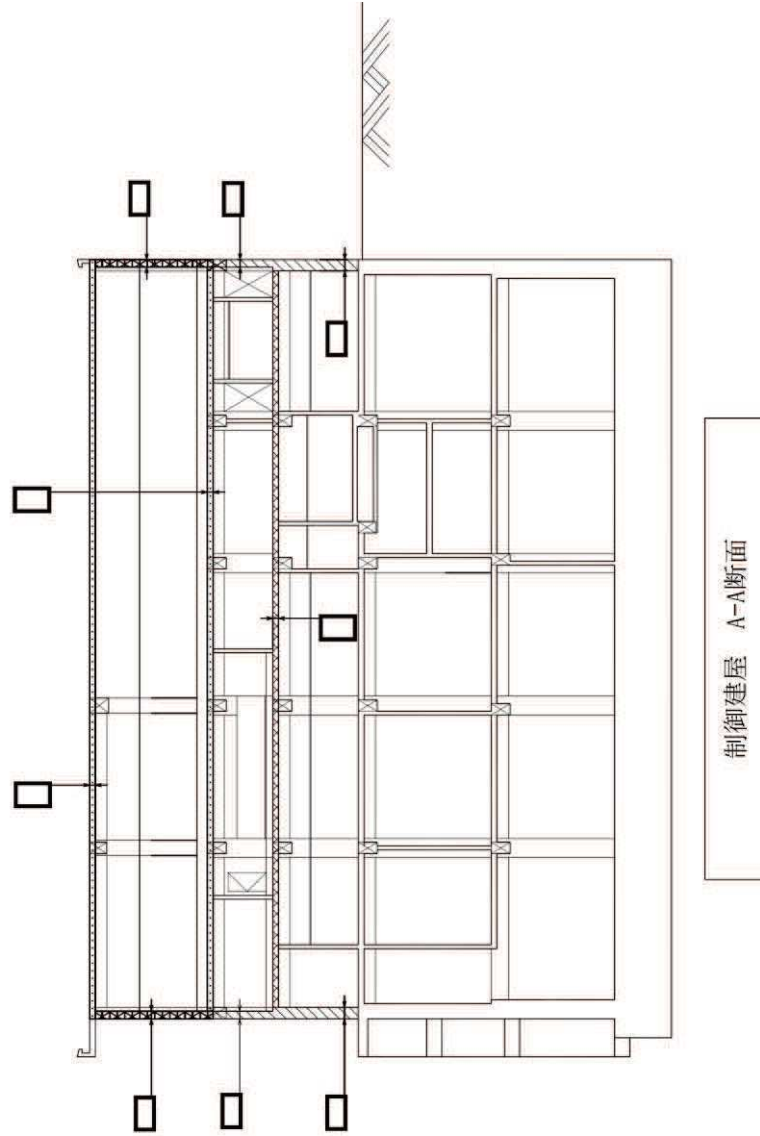
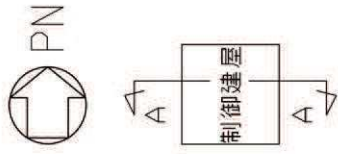
注1:特記なき寸法はmmを示す。
 注2:特記なき寸法は公称値を示す。
 注3:仕上等によるフカンは記載しない。

図4-1 遮蔽構造図 (1/2)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

【凡例】

-  中央制御室しゃへい壁(壁)を示す。今回申請範囲。
-  中央制御室しゃへい壁(床)を示す。今回申請範囲。
-  補助しゃへい(壁)を示す。今回申請範囲。
-  補助しゃへい(床)を示す。今回申請範囲。



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

図4-1 遮蔽構造図 (2/2)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

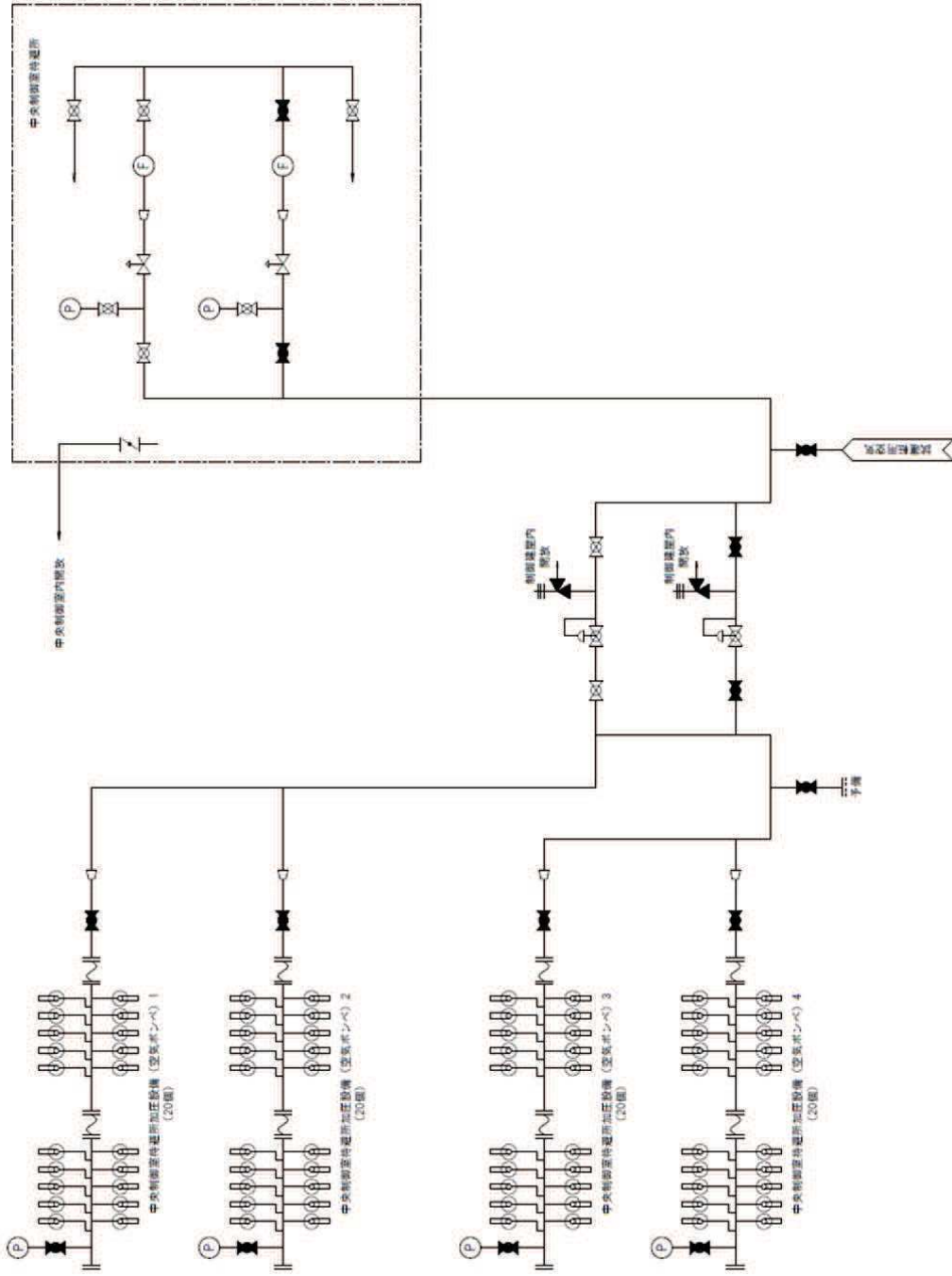
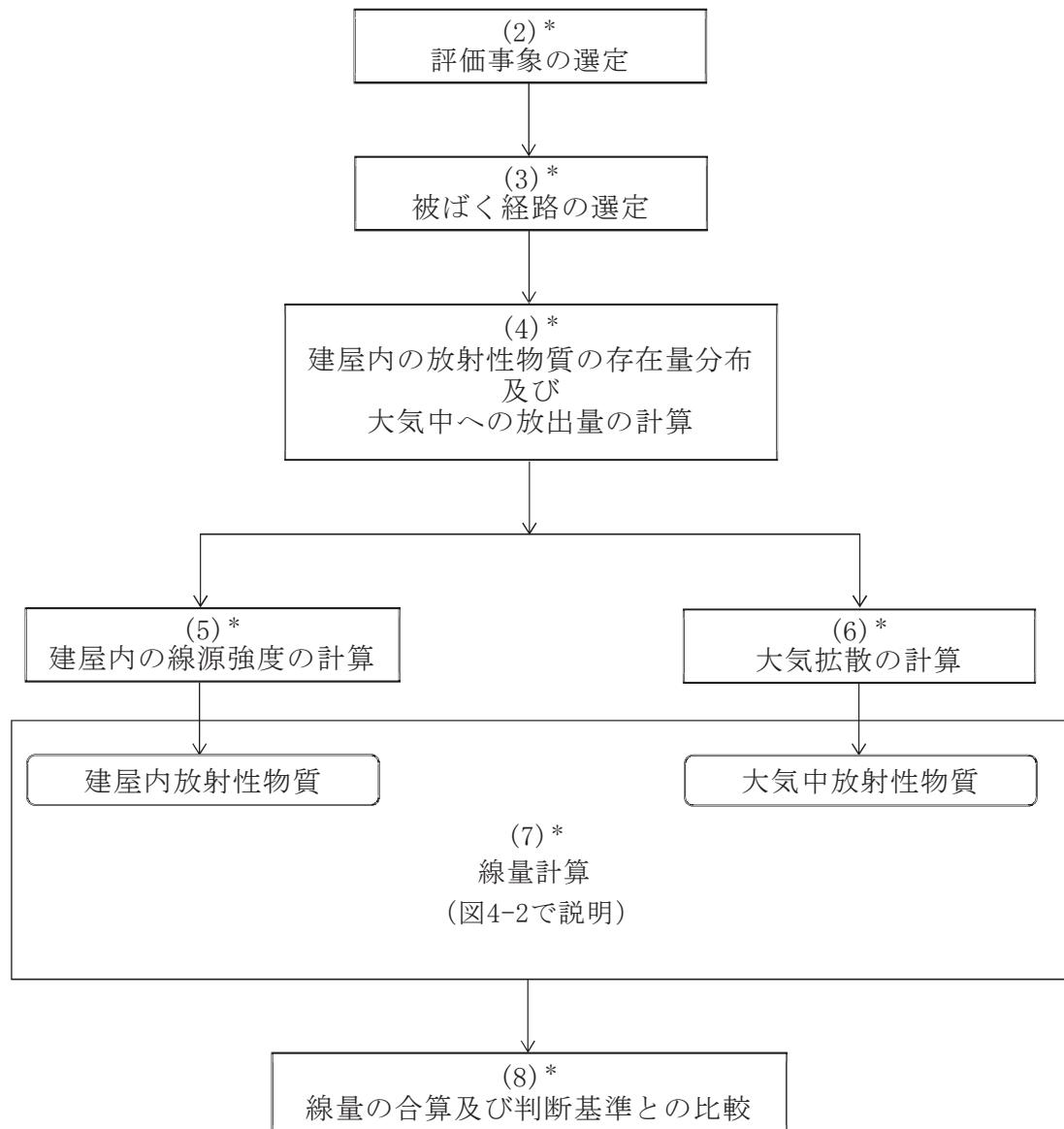


図4-3 中央制御室待避所加圧空気供給系統図



注記 * : 「4.1.1 評価方針」の項番号を示す。

図4-4 居住性に係る被ばく評価の手順

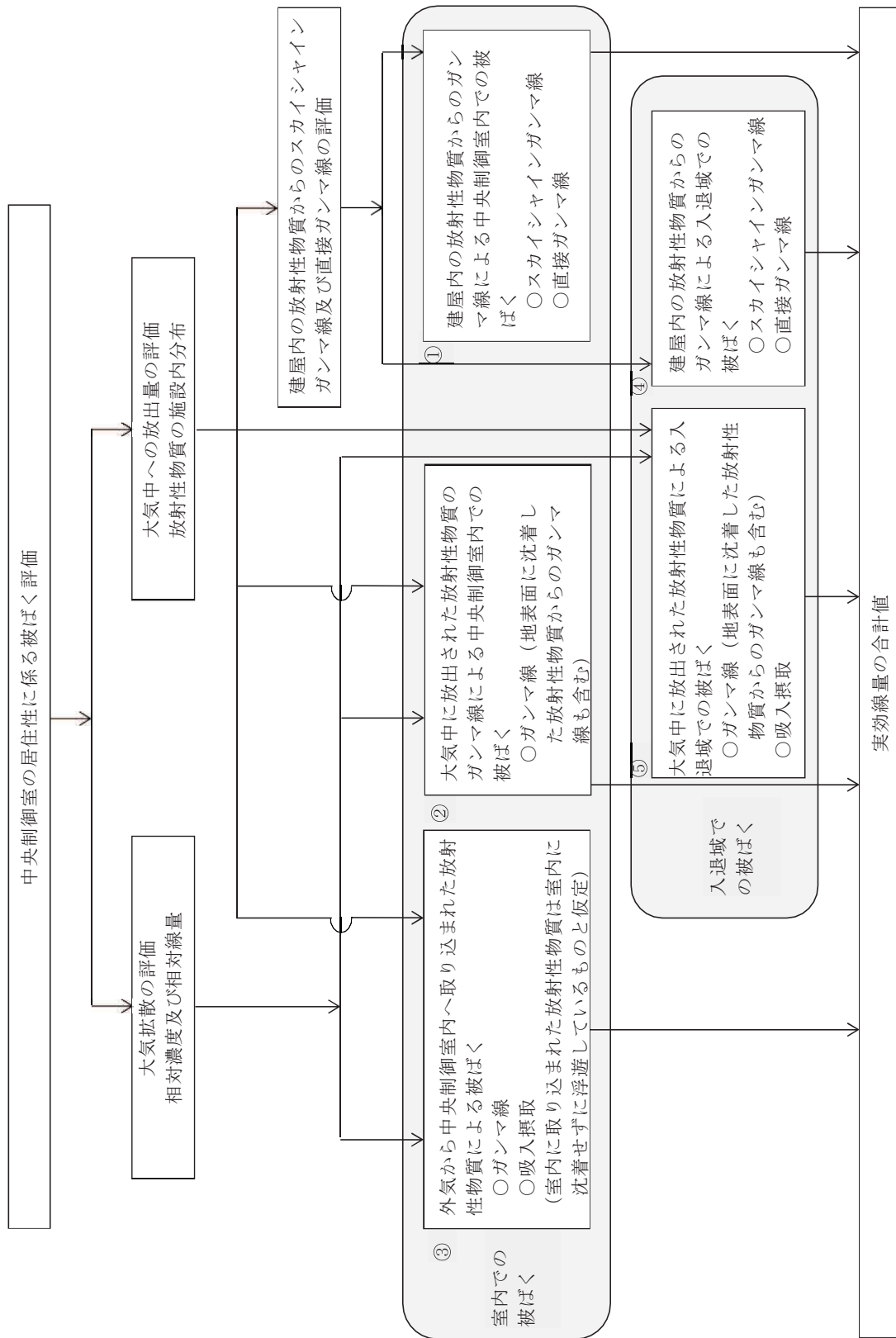


図4-5 中央制御室の運転員の被ばく経路

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)

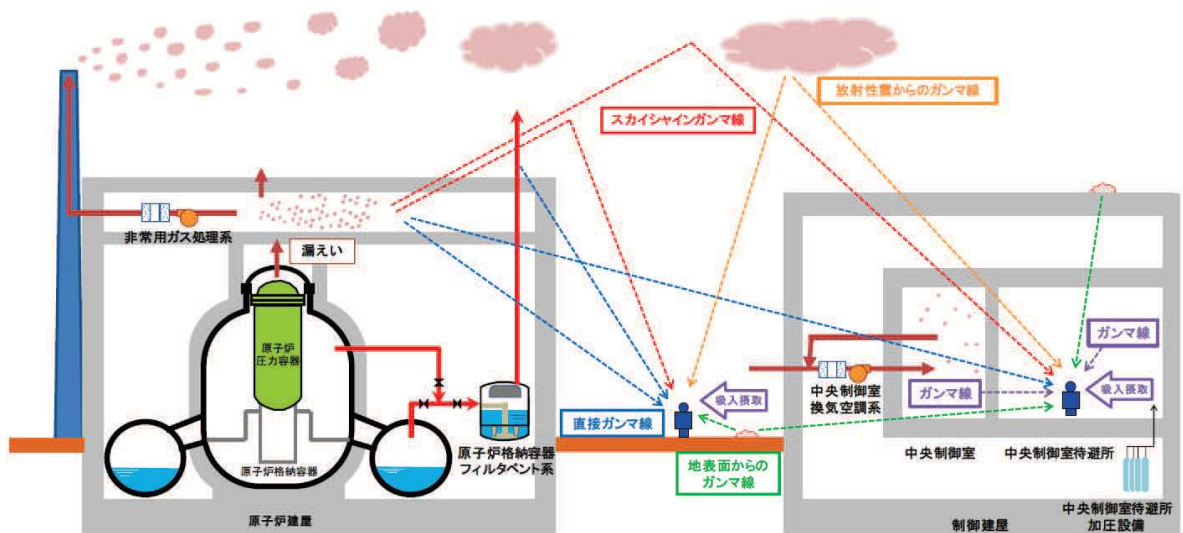


図4-6 中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージ

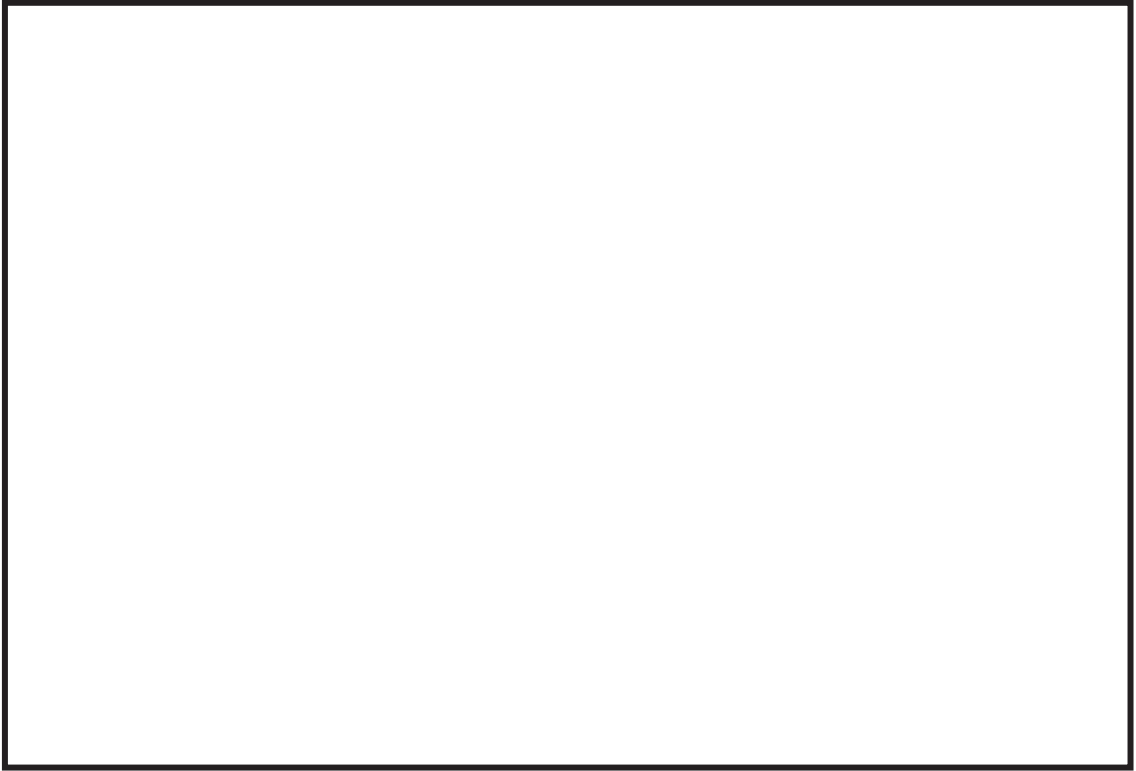


図4-7 放射性物質の放出源と評価点の位置関係（設計基準事故時）

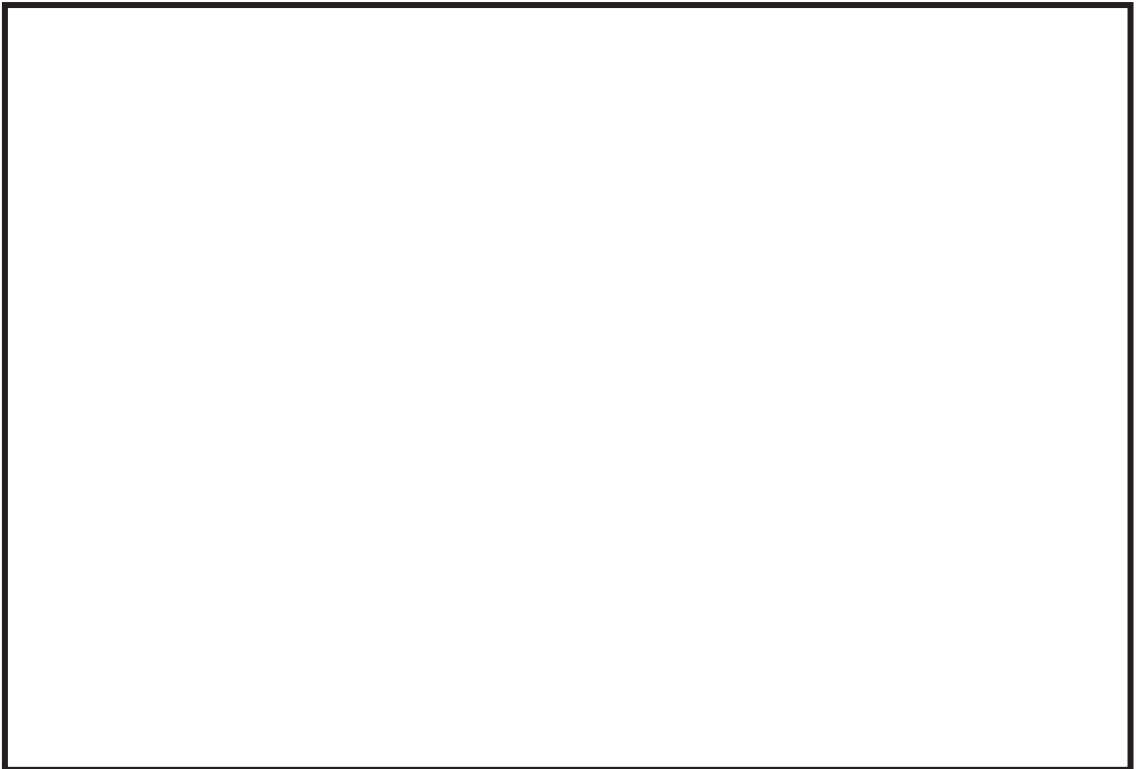
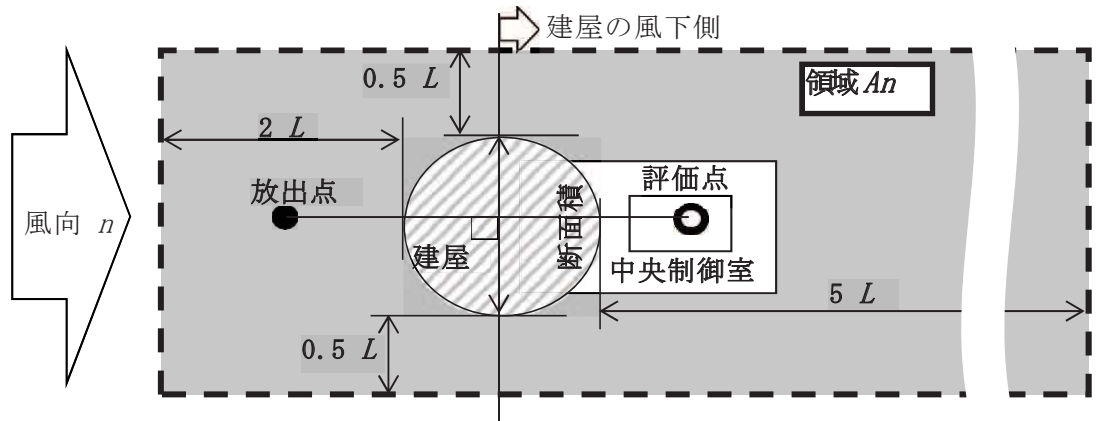


図4-8 放射性物質の放出源と評価点の位置関係（炉心の著しい損傷が発生した場合）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

風向に対して垂直な
建屋の中心線



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4-9 建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）



図4-10 評価対象方位の選定(1/4) (排気筒→中央制御室中心)

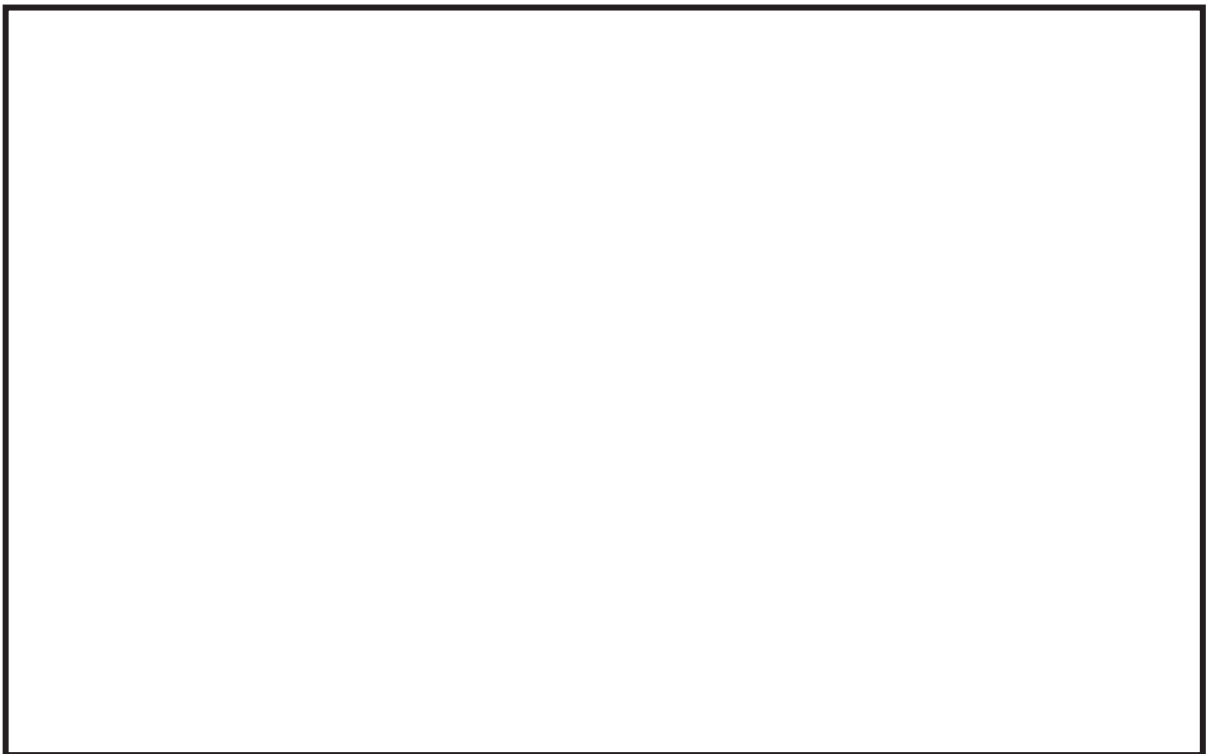


図4-10 評価対象方位の選定(2/4) (排気筒→中央制御室換気空調系給気口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

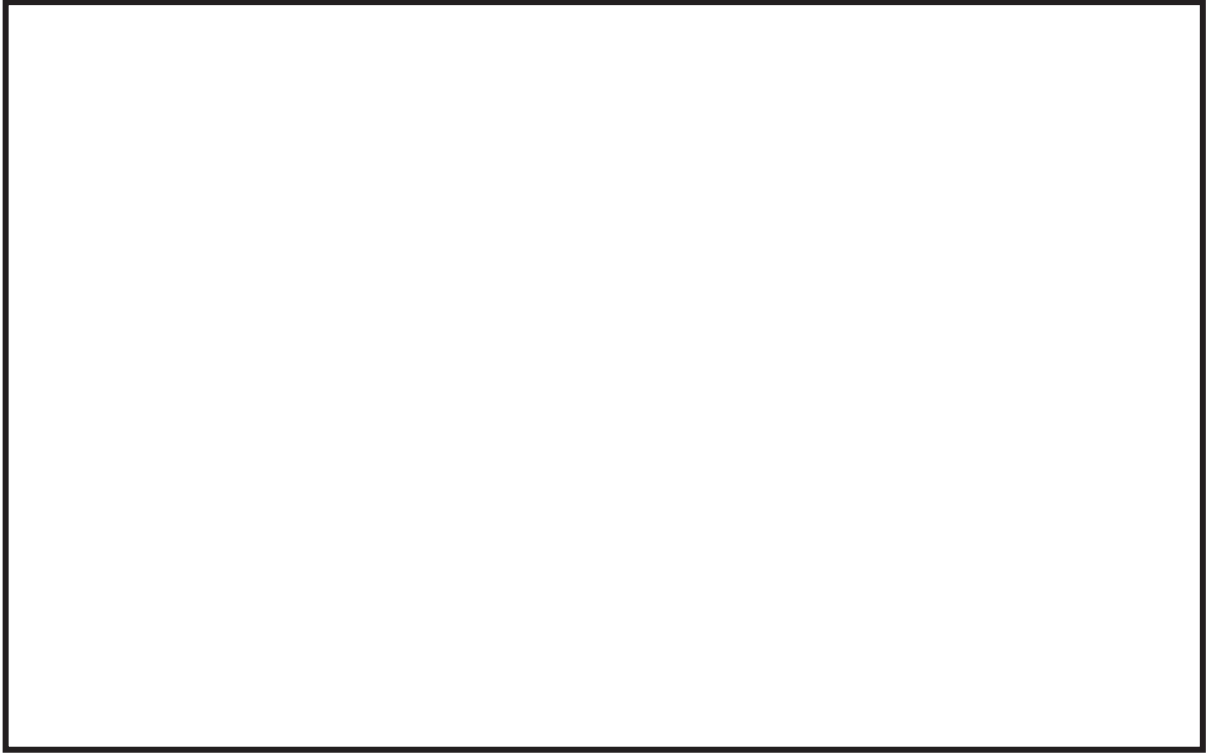


図4-10 評価対象方位の選定(3/4) (排気筒→出入管理所)

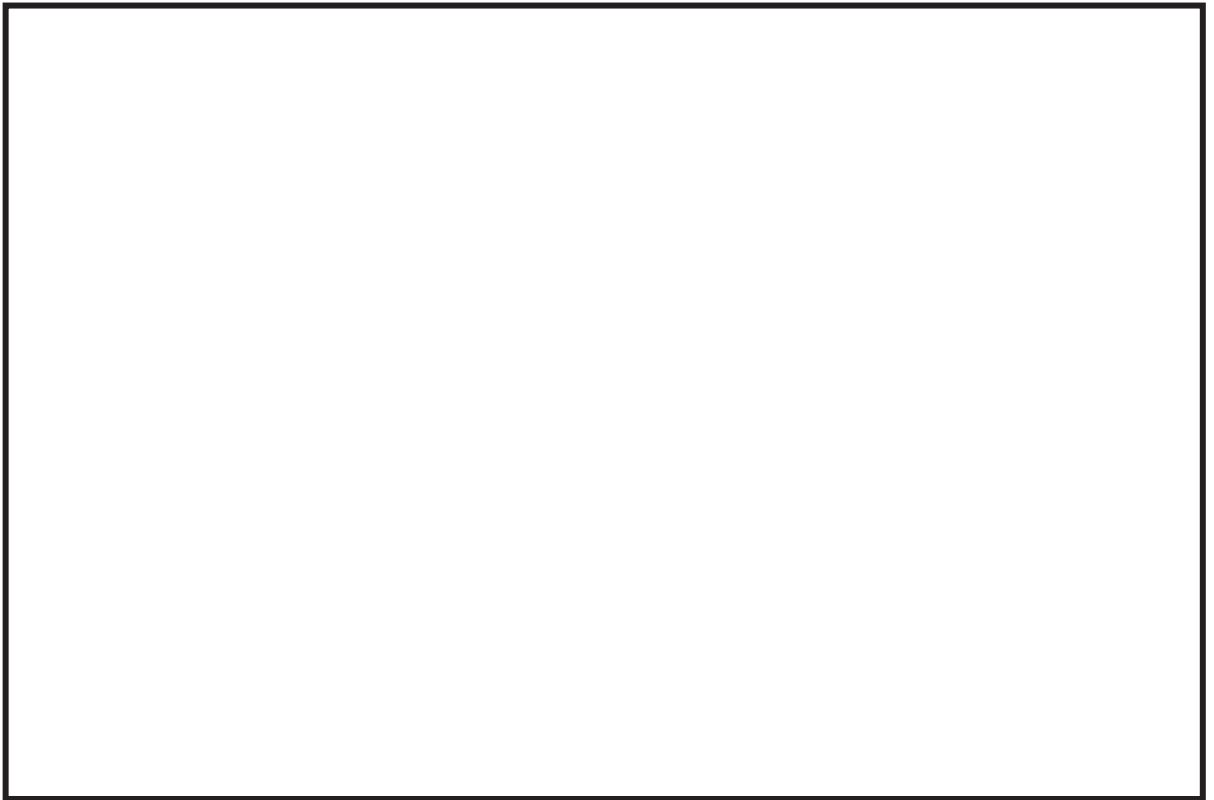


図4-10 評価対象方位の選定(4/4) (排気筒→制御建屋出入口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

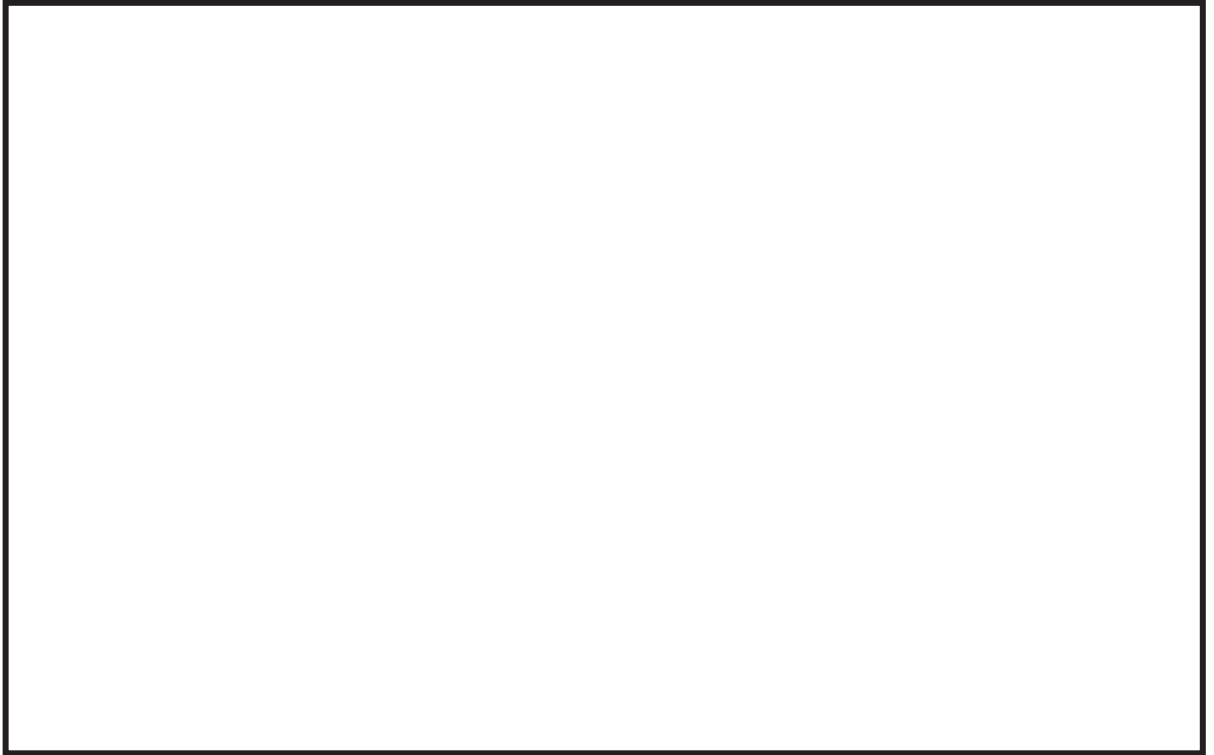


図4-11 評価対象方位の選定(1/4) (原子炉建屋ブローアウトパネル→中央制御室中心)

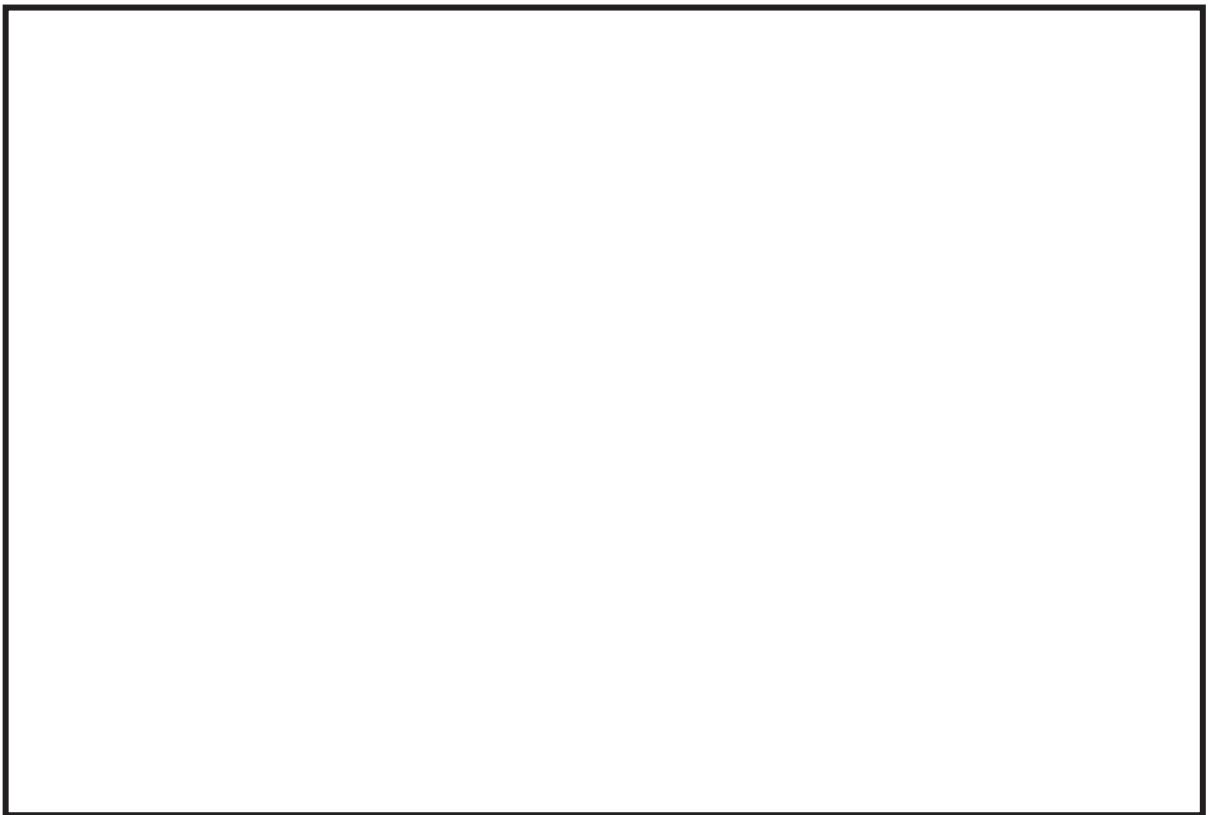


図4-11 評価対象方位の選定(2/4)
(原子炉建屋ブローアウトパネル→中央制御室換気空調系給気口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

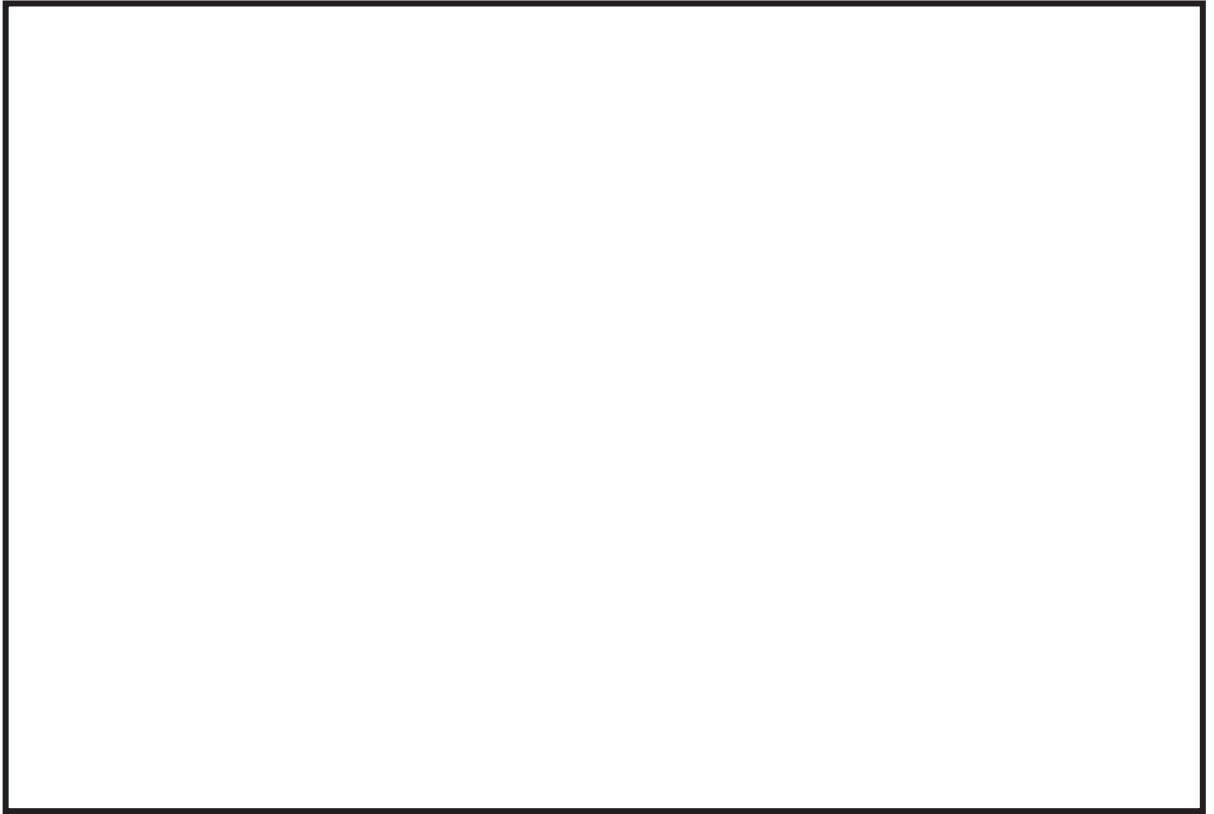


図4-11 評価対象方位の選定(3/4) (原子炉建屋ブローアウトパネル→出入管理所)

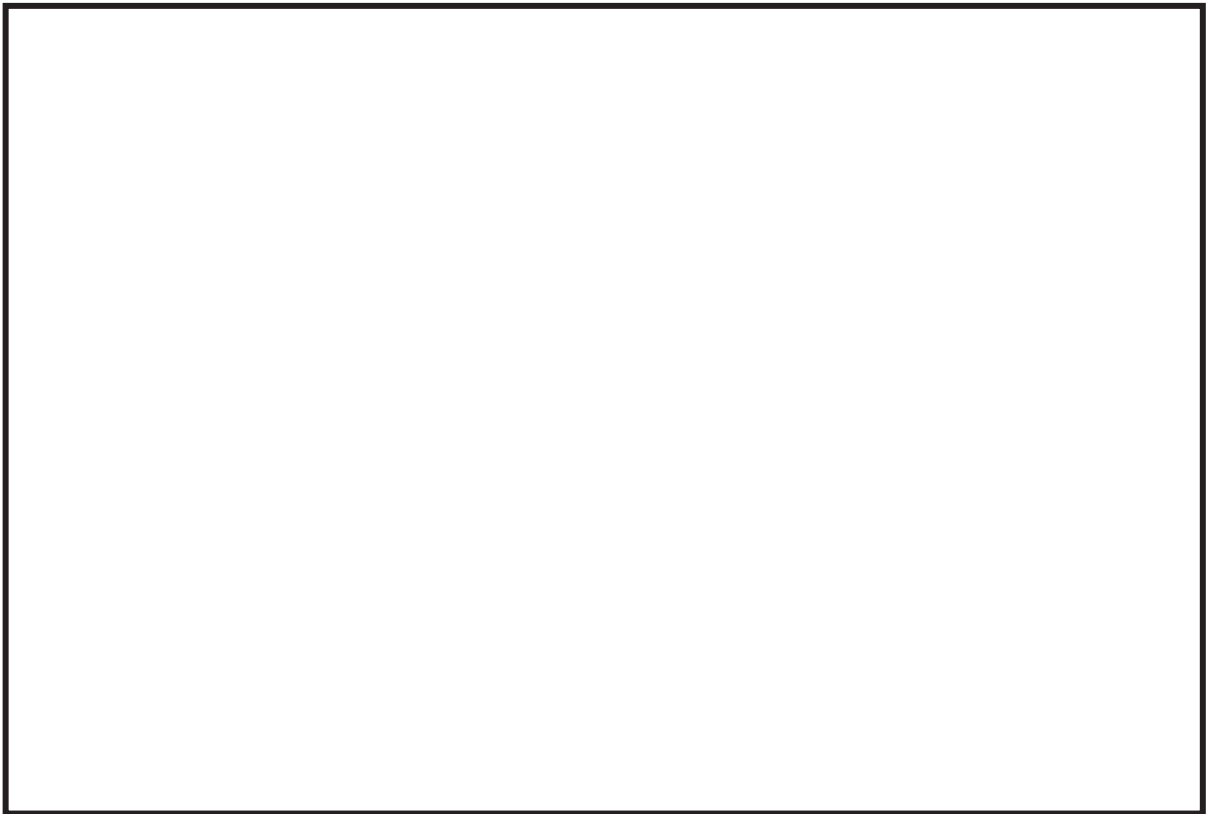


図4-11 評価対象方位の選定(4/4) (原子炉建屋ブローアウトパネル→制御建屋出入口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

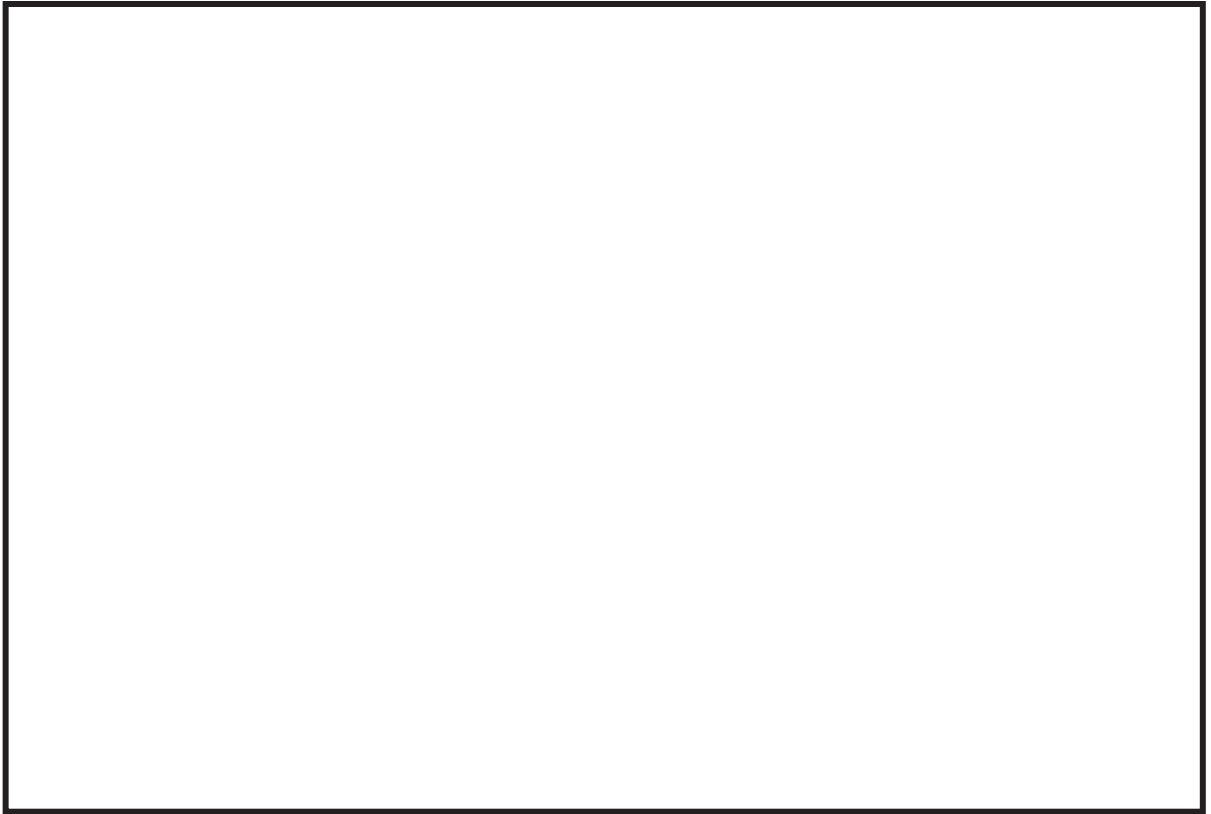


図4-12 評価対象方位の選定(1/4) (タービン建屋ブローアウトパネル→中央制御室中心)

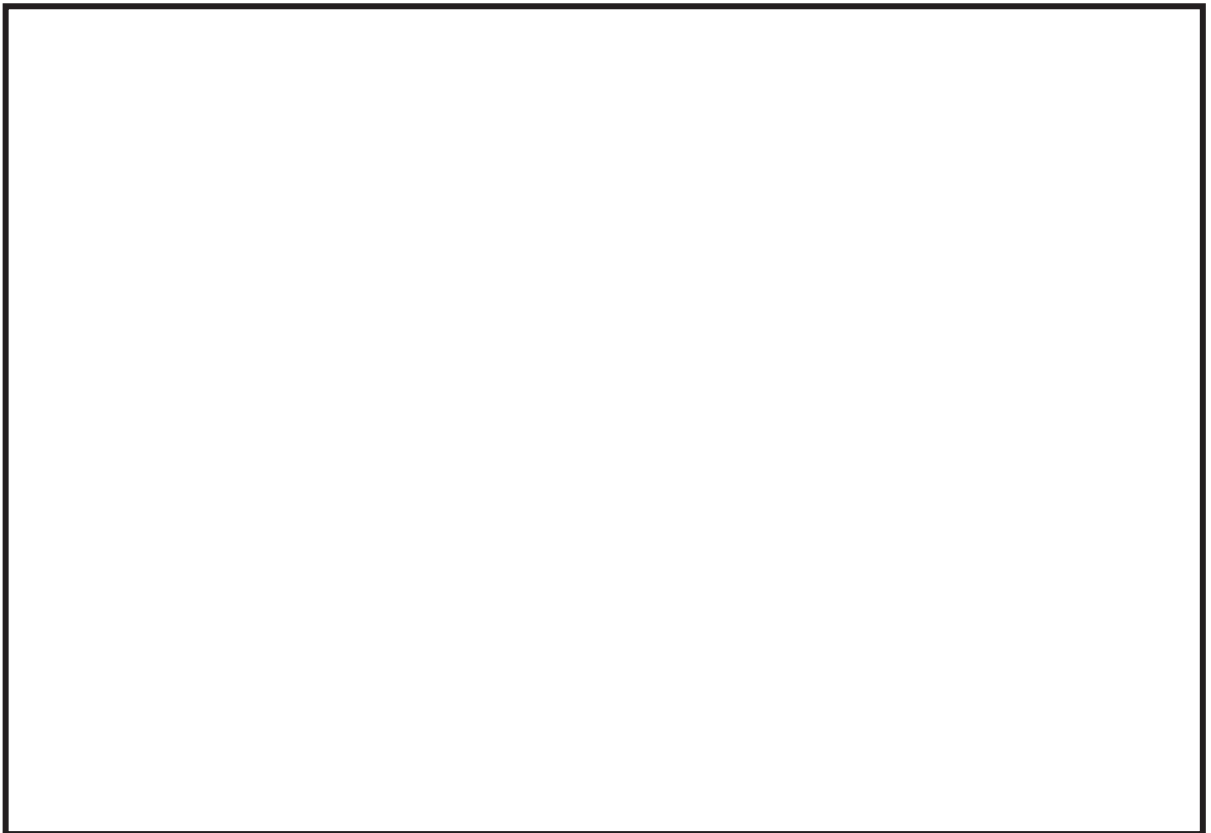


図4-12 評価対象方位の選定(2/4)
(タービン建屋ブローアウトパネル→中央制御室換気空調系給気口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

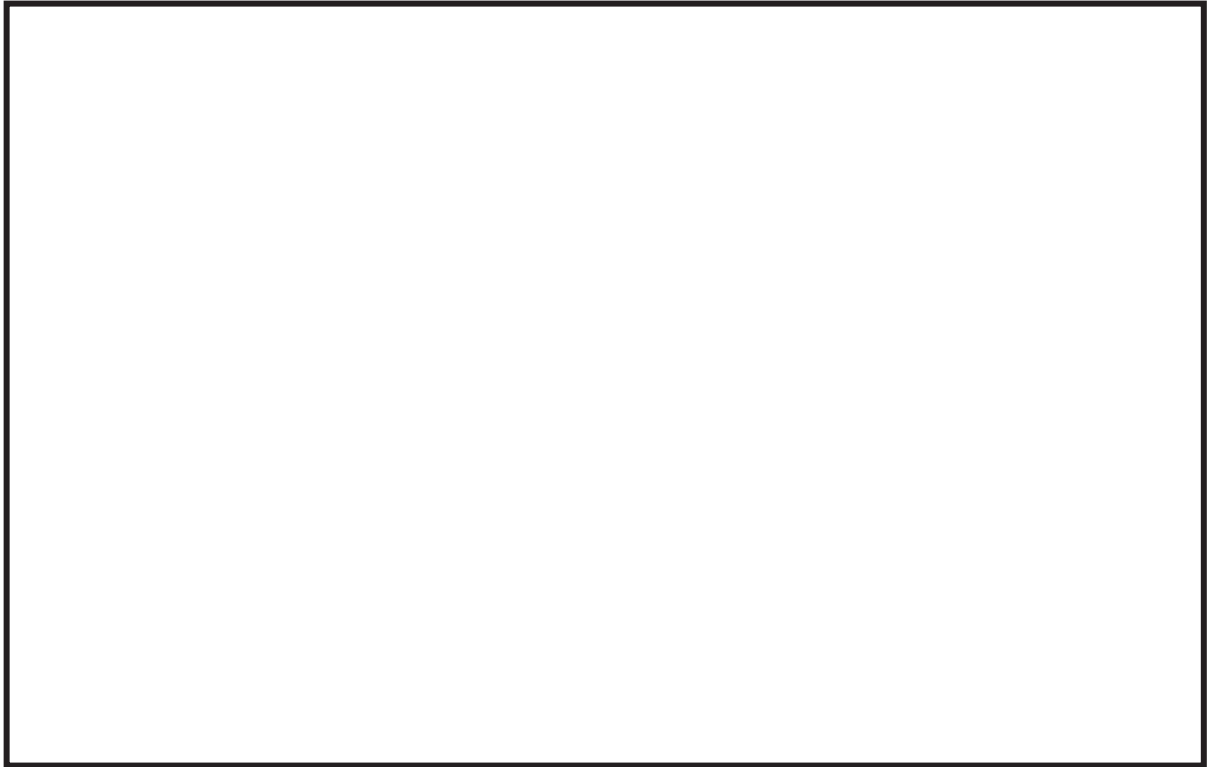


図4-12 評価対象方位の選定(3/4) (タービン建屋ブローアウトパネル→出入管理所)

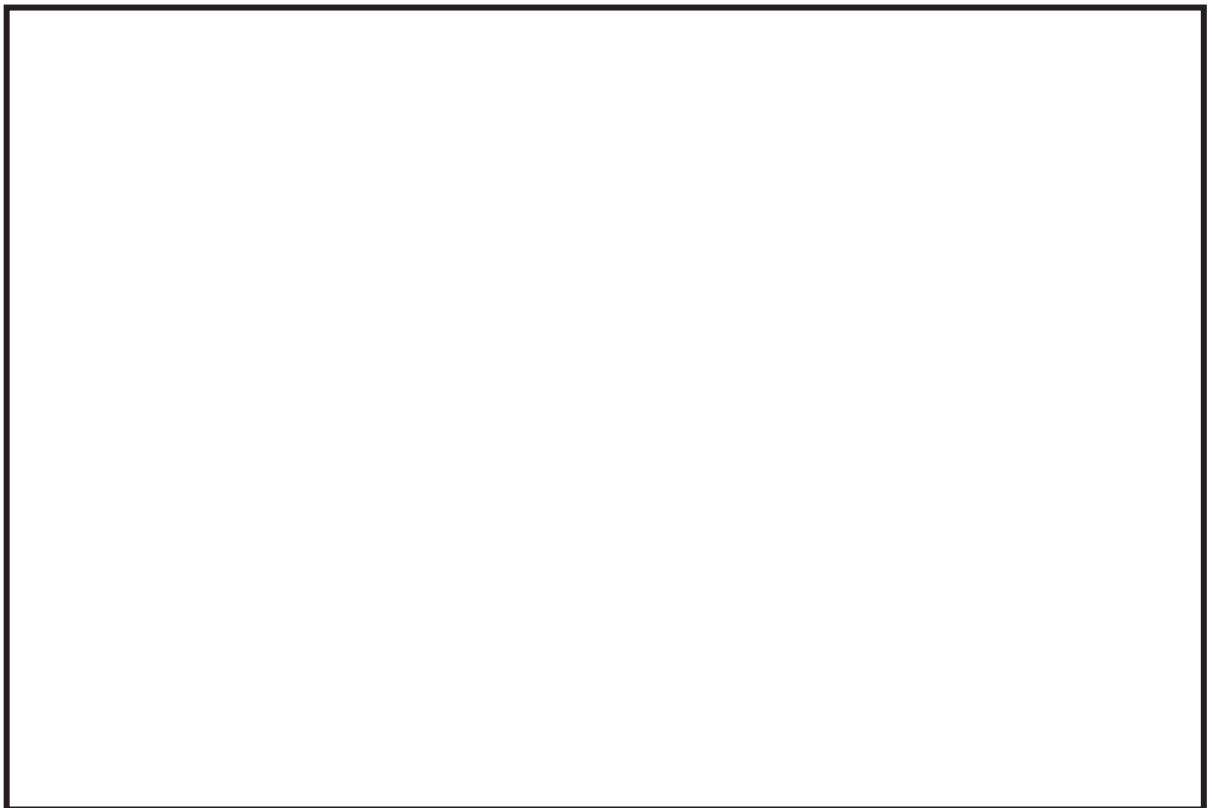


図4-12 評価対象方位の選定(4/4)
(タービン建屋ブローアウトパネル→制御建屋出入口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

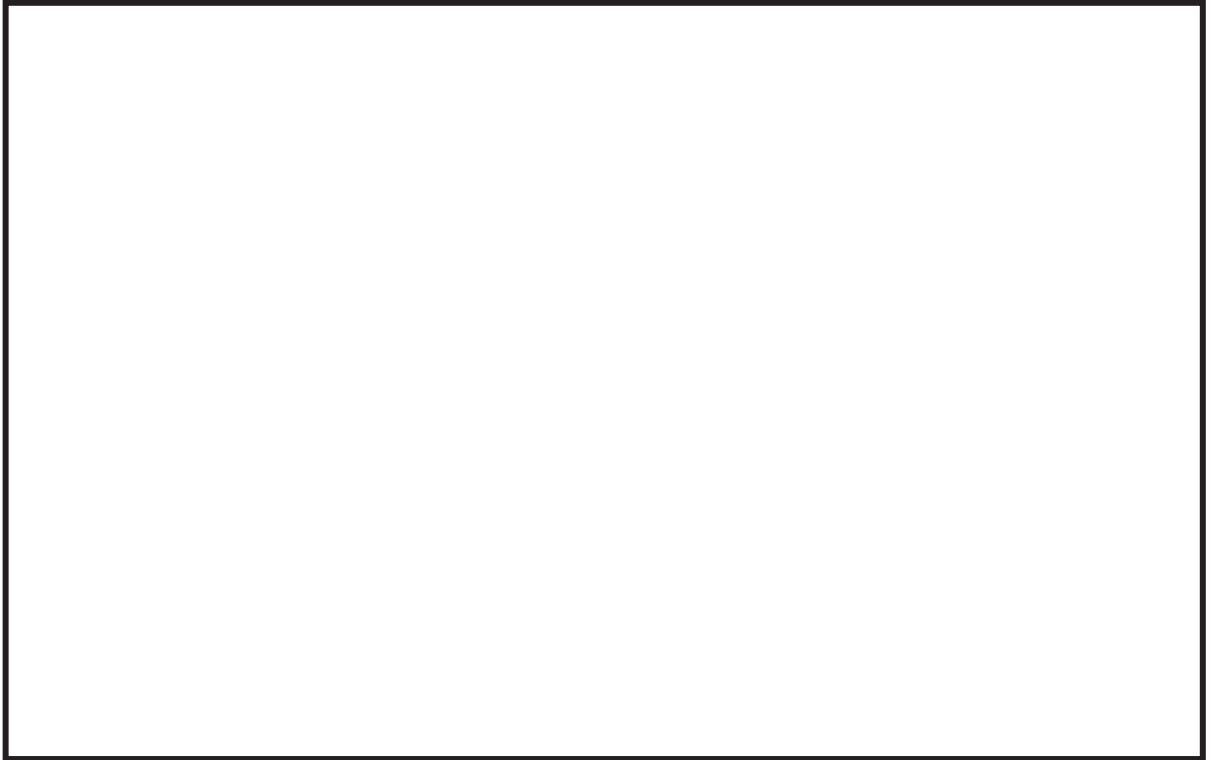


図4-13 評価対象方位の選定 (1/4)
(原子炉格納容器フィルタベント系排気管→中央制御室中心)

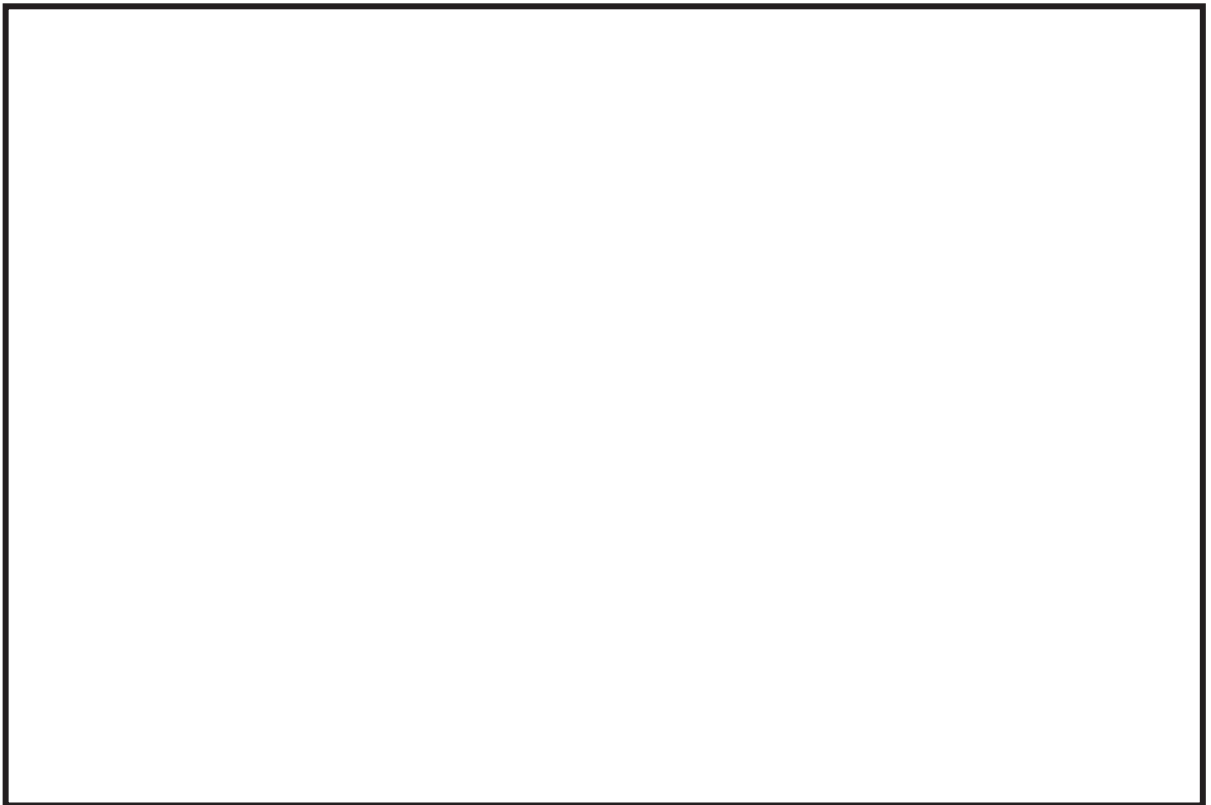


図4-13 評価対象方位の選定 (2/4)
(原子炉格納容器フィルタベント系排気管→中央制御室換気空調系給気口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

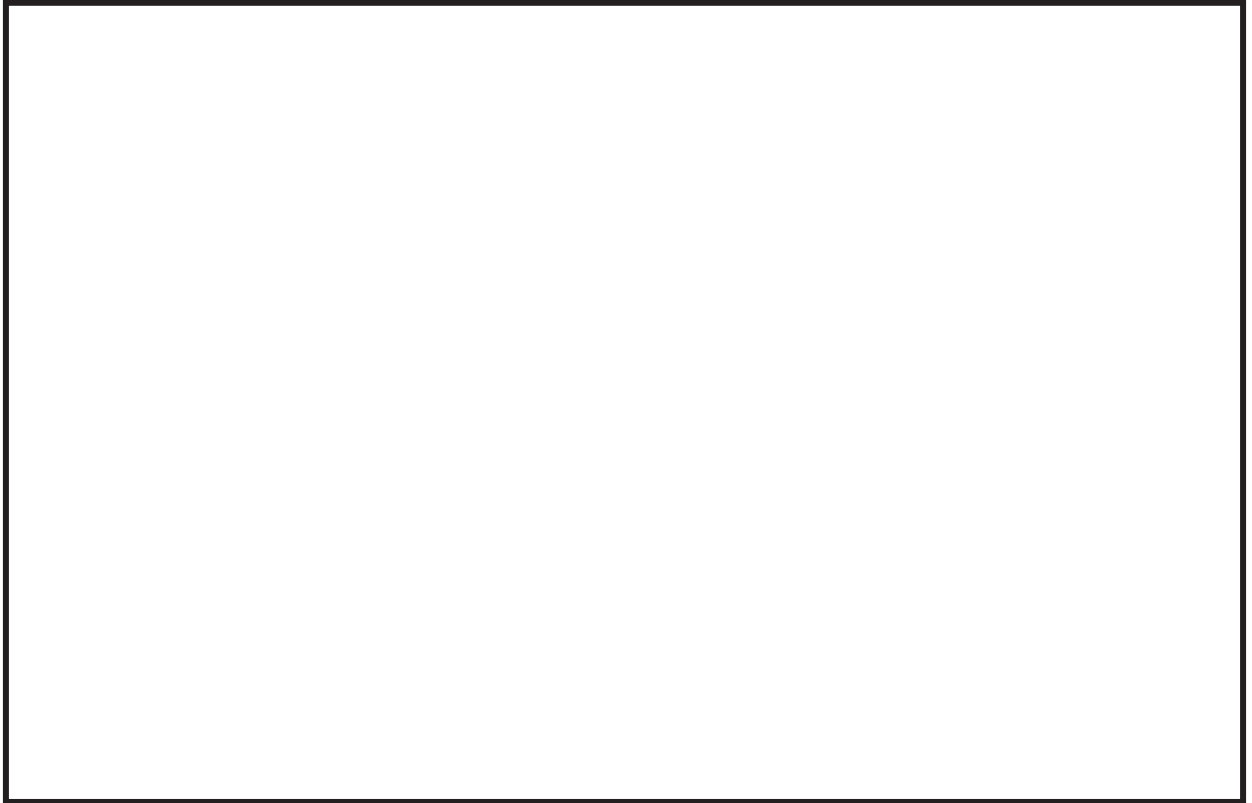


図4-13 評価対象方位の選定 (3/4)
(原子炉格納容器フィルタベント系排気管→出入管理所)

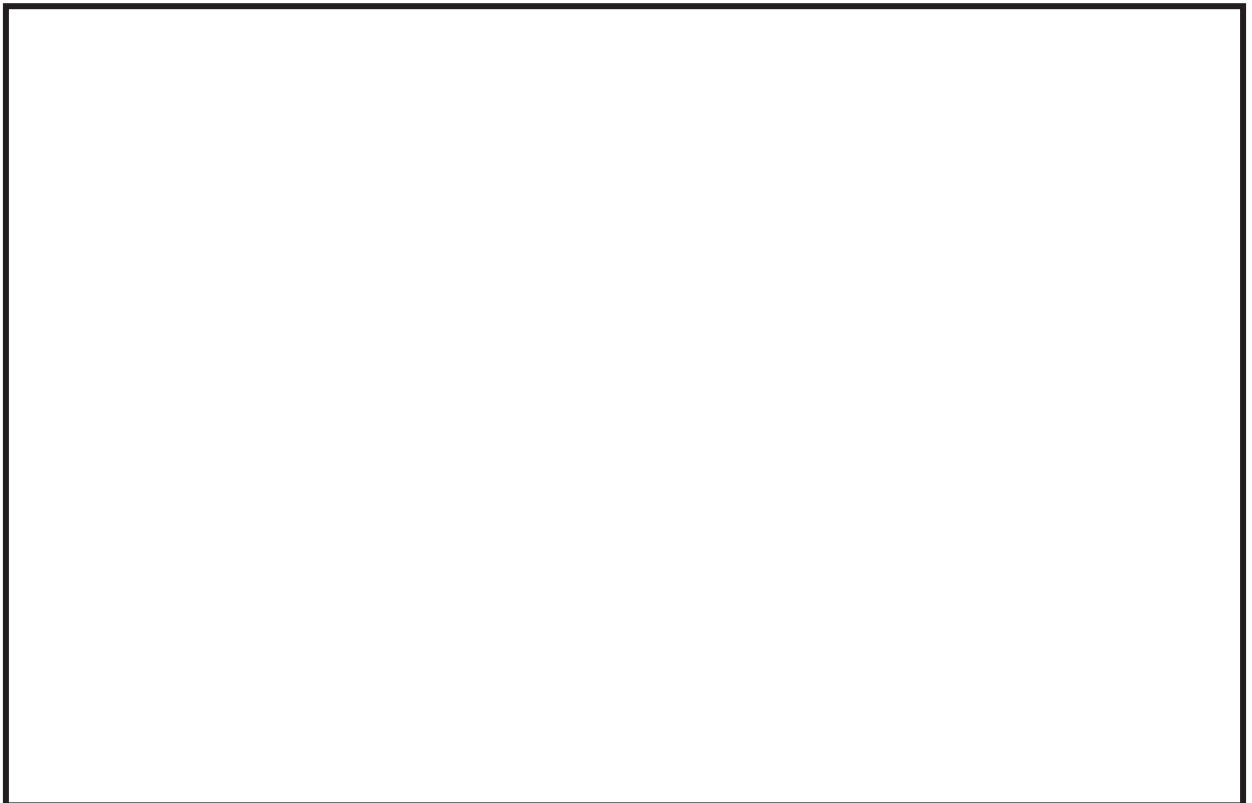


図4-13 評価対象方位の選定 (4/4)
(原子炉格納容器フィルタベント系排気管→制御建屋出入口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

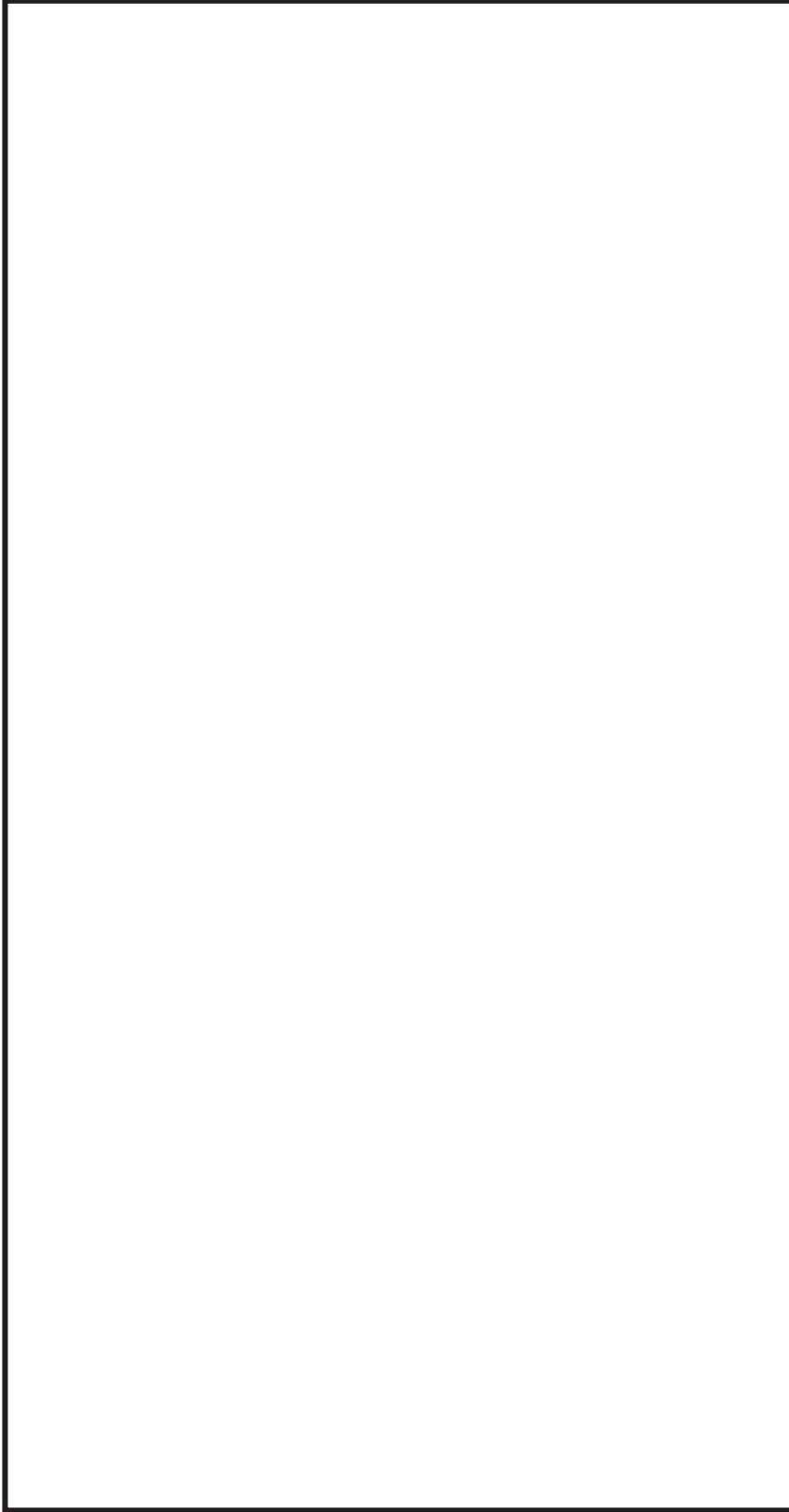


図4-14 原子炉建屋断面積 (投影面積)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

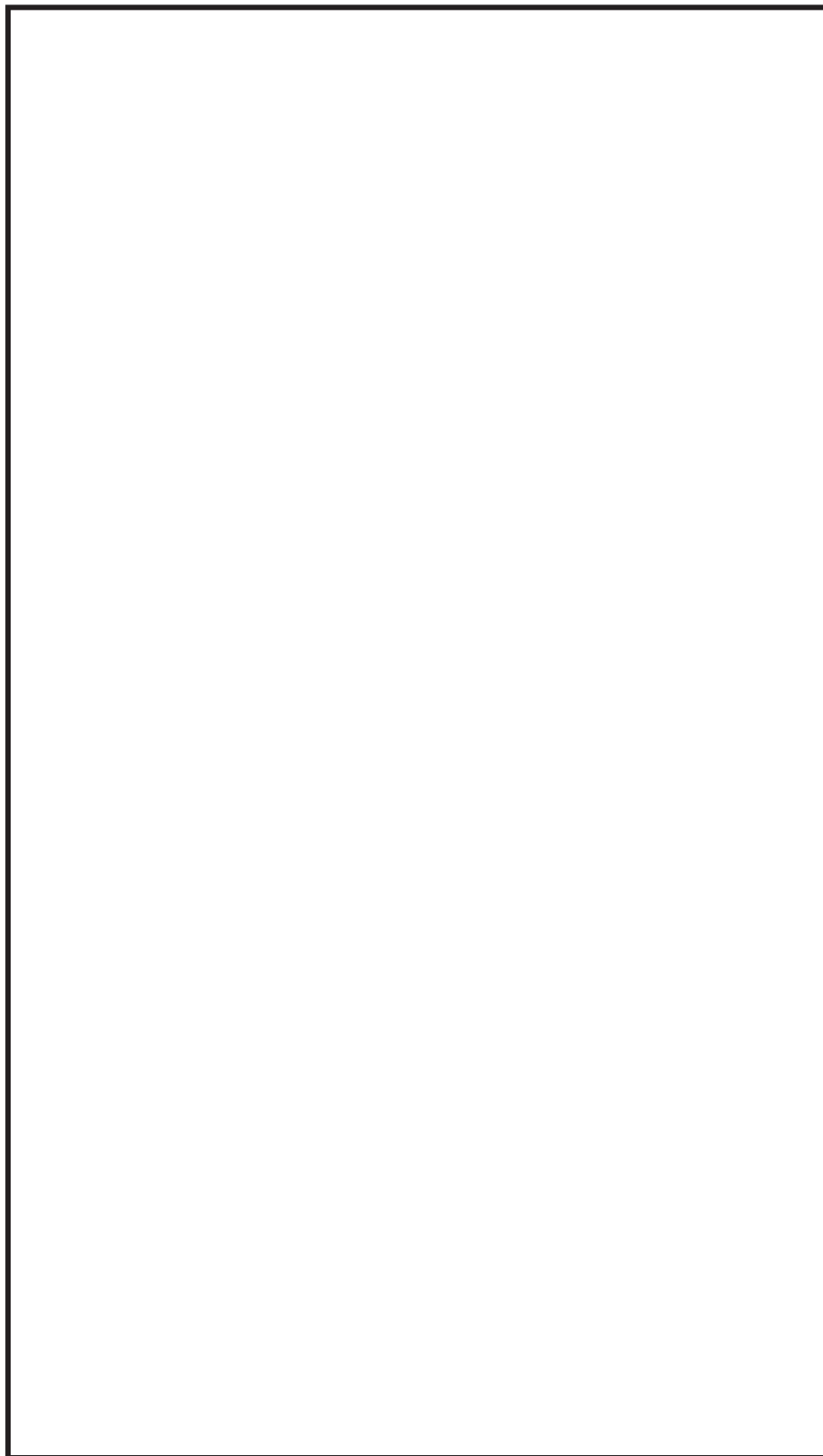


図4-15 タービン建屋断面積（投影面積）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

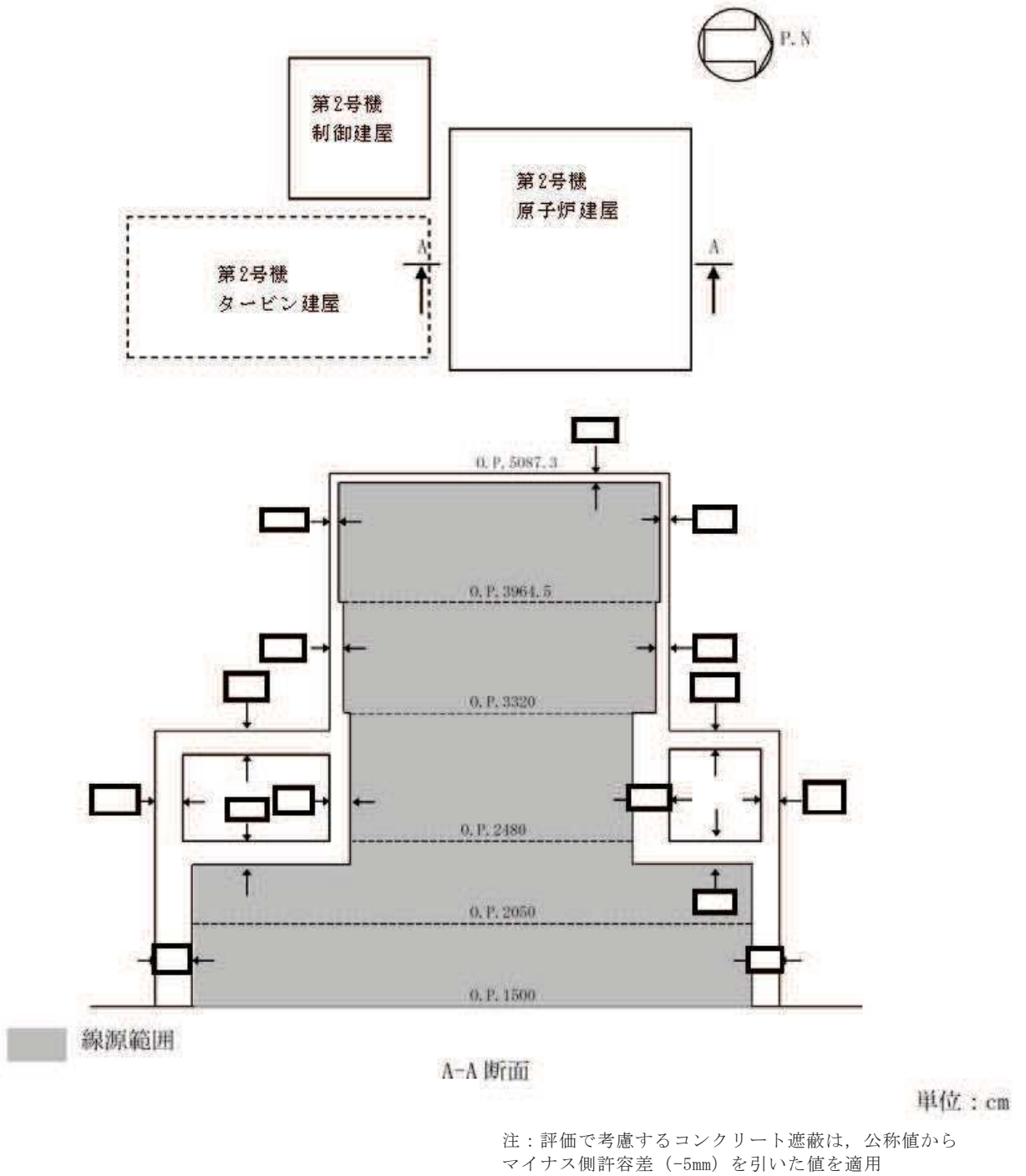


図4-16 冷却材喪失時の直接ガンマ線評価モデル（原子炉建屋）（1/2）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

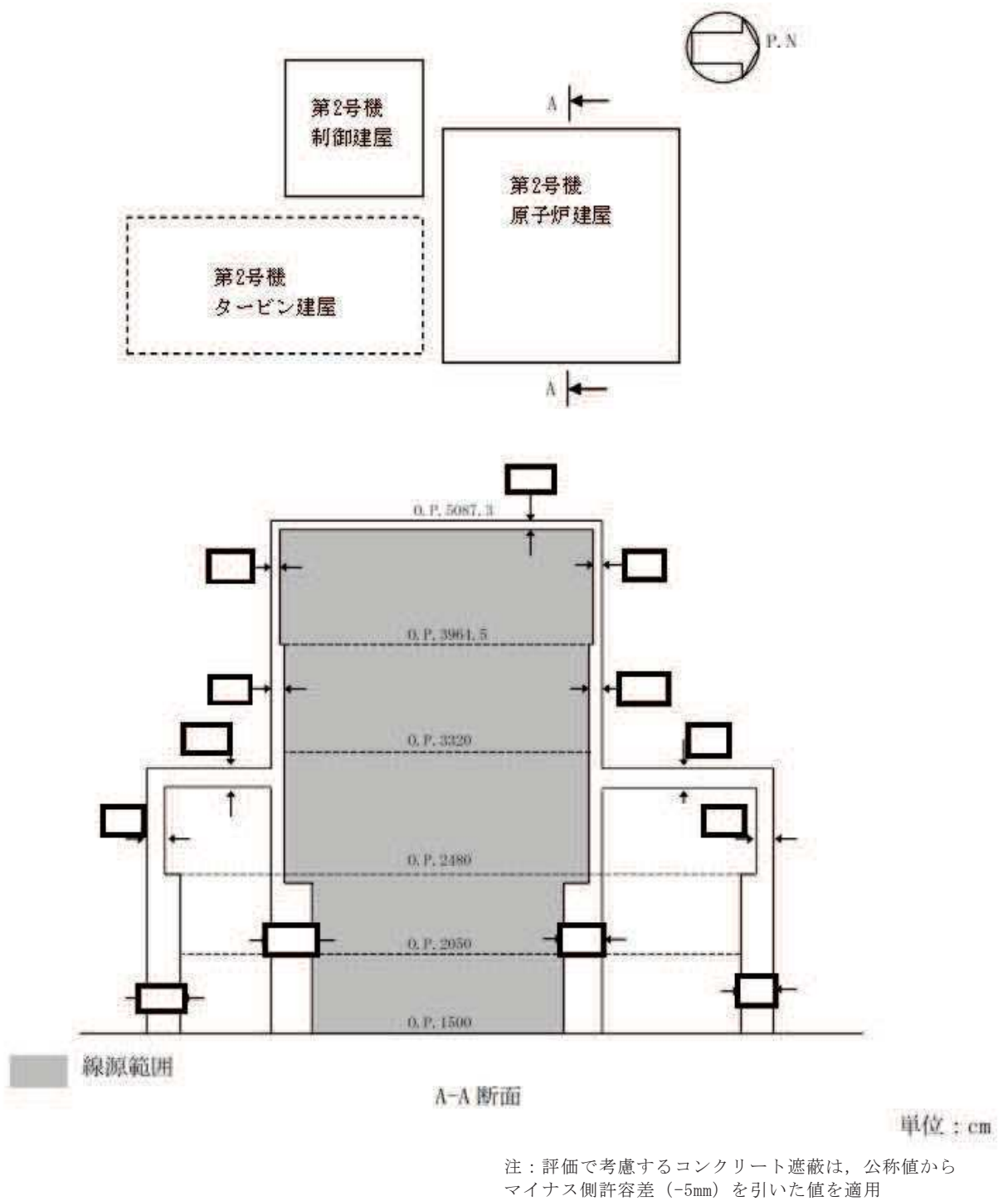
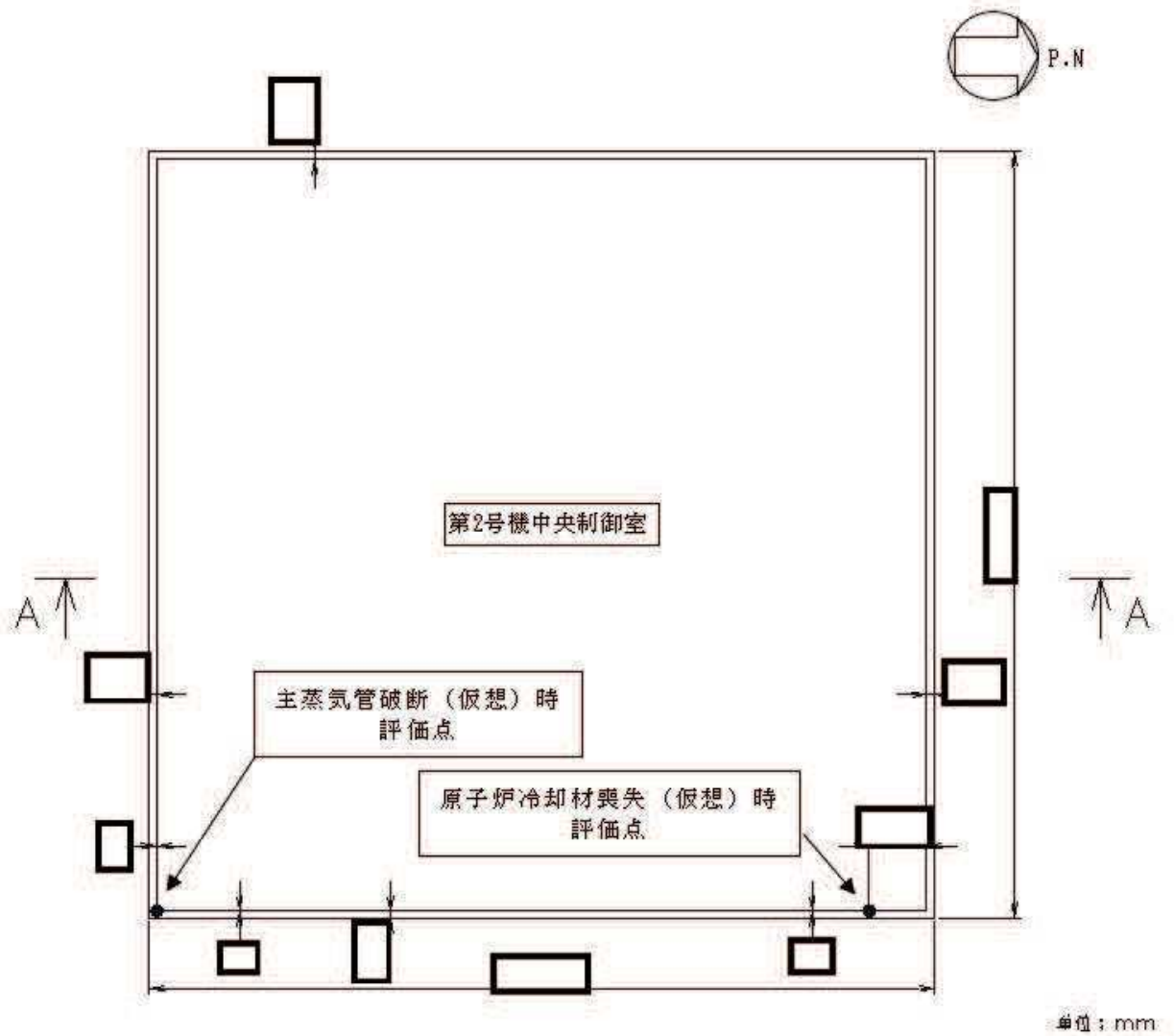


図4-16 冷却材喪失時の直接ガンマ線評価モデル (原子炉建屋) (2/2)

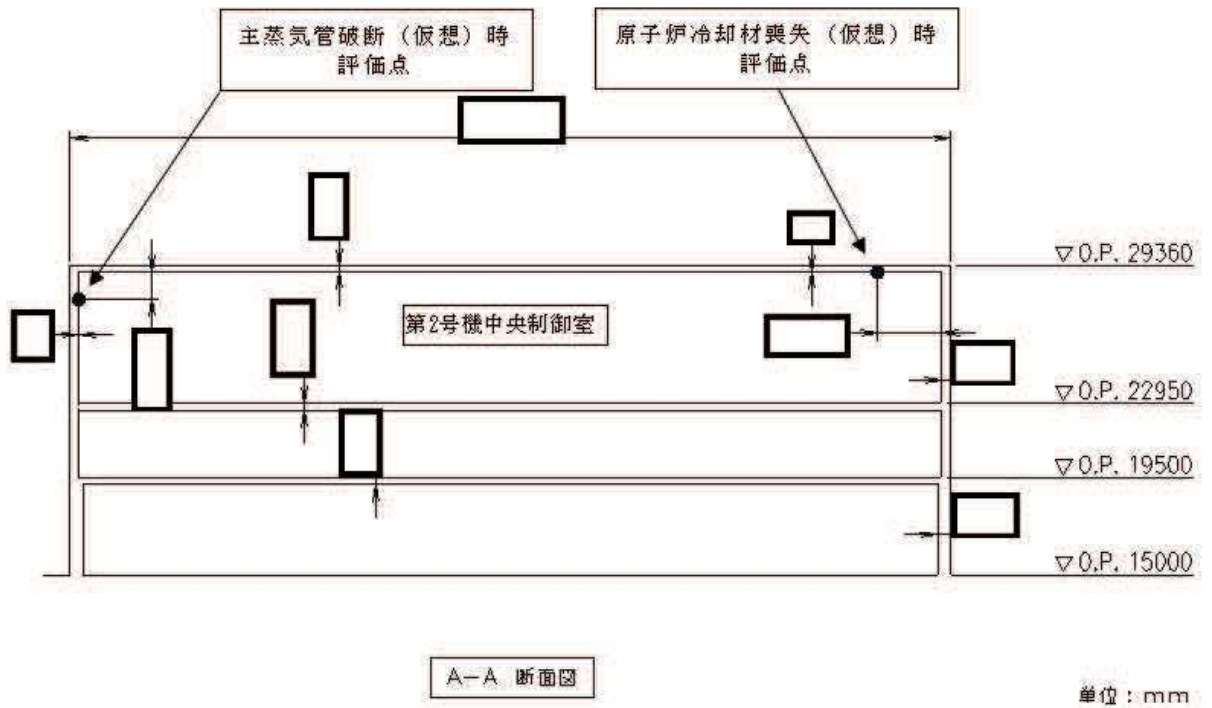
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注：評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用

図4-17 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評価モデル（制御建屋）（1/2）

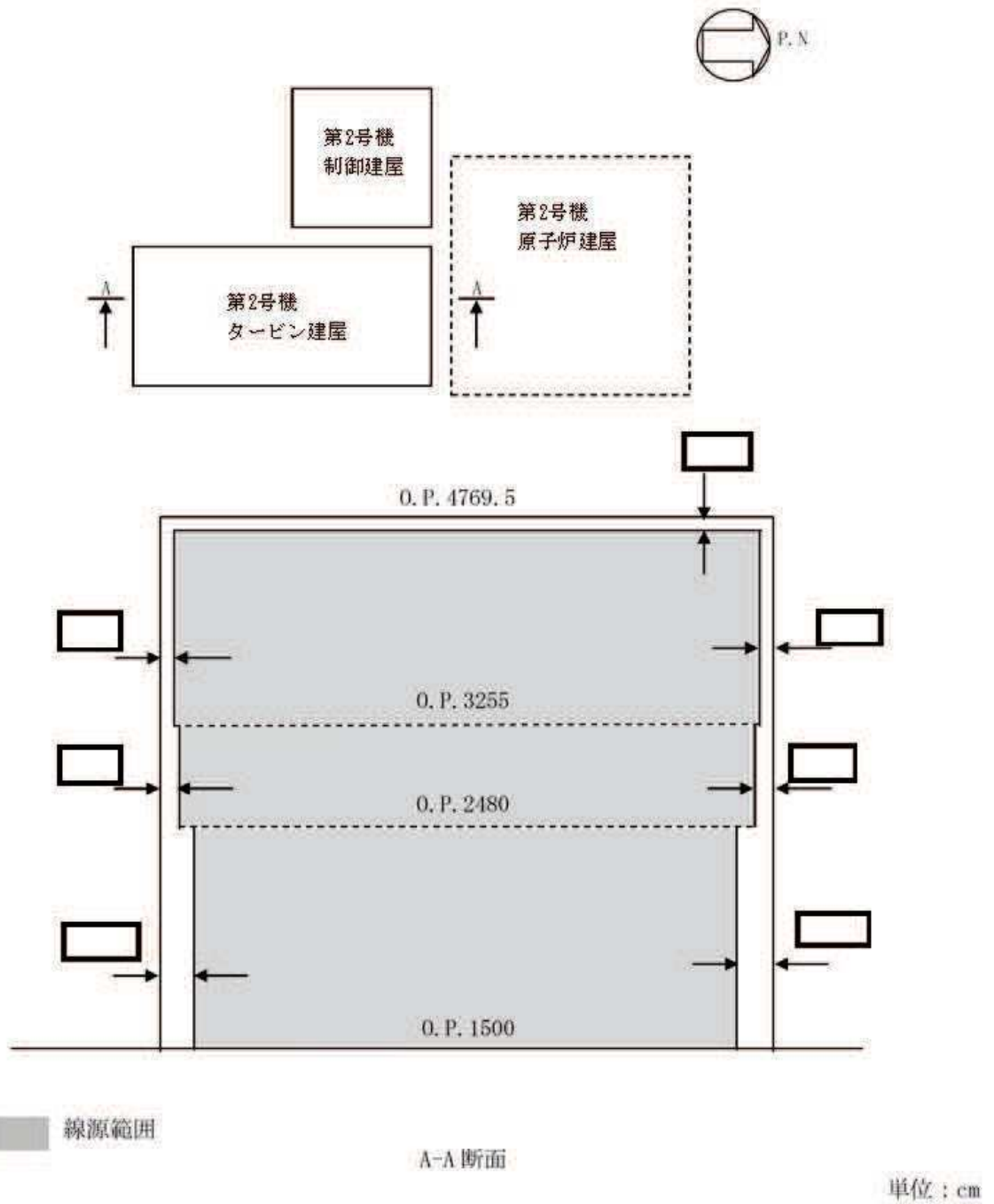
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注：評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用

図4-17 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評価モデル（制御建屋）（2/2）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注：評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用

図4-19 主蒸気管破断時の直接ガンマ線評価モデル（タービン建屋）（1/2）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

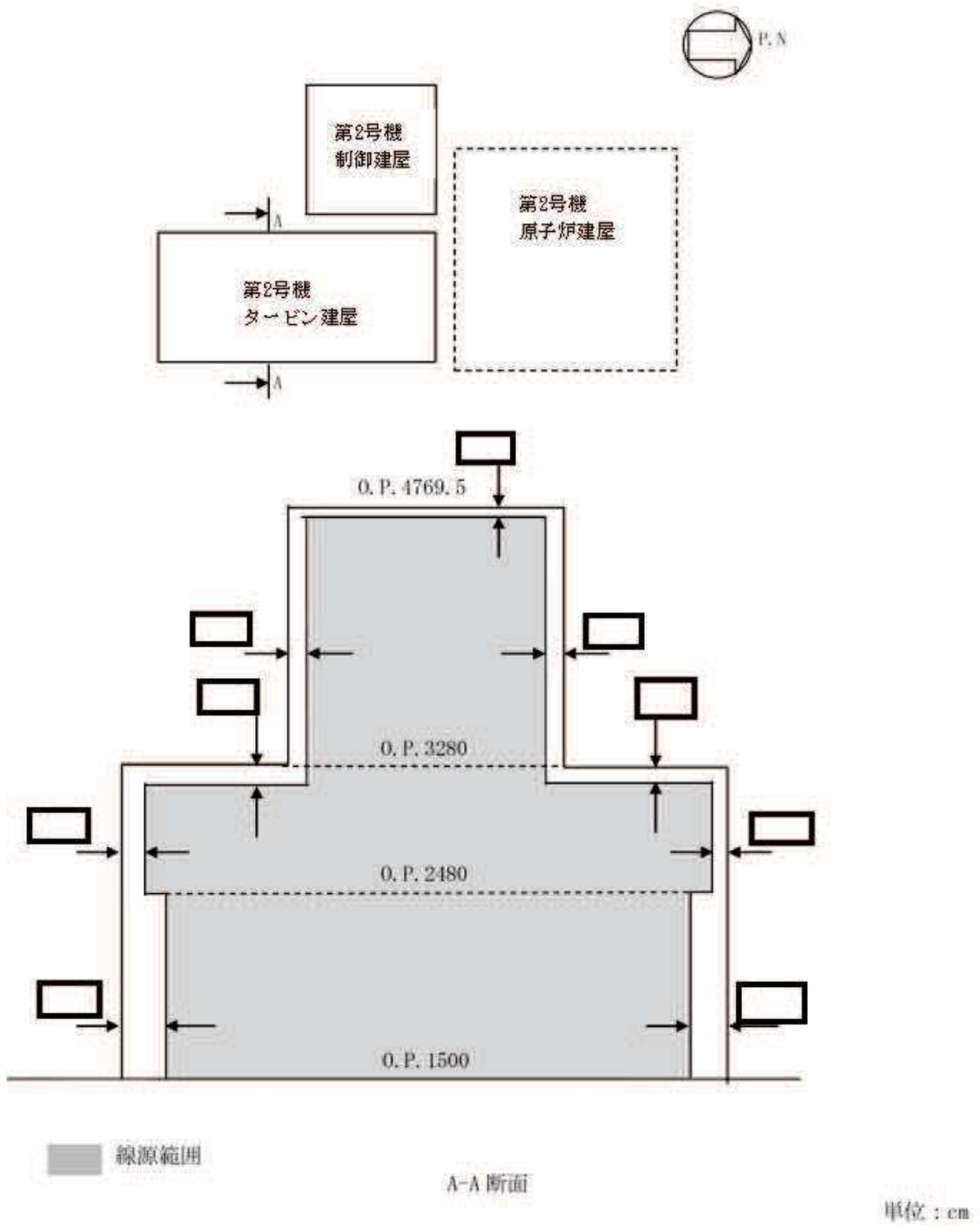
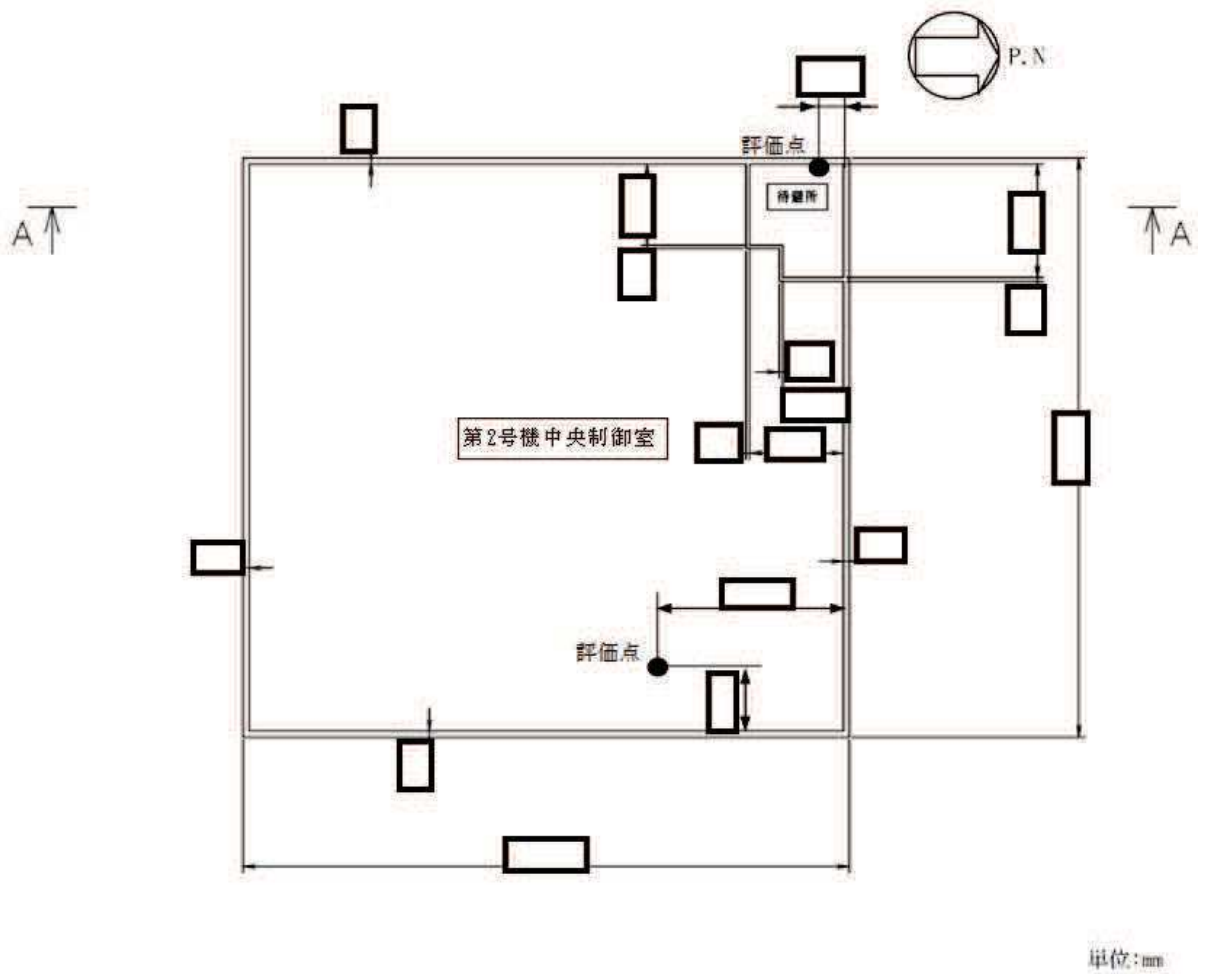


図4-19 主蒸気管破断時の直接ガンマ線評価モデル (タービン建屋) (2/2)

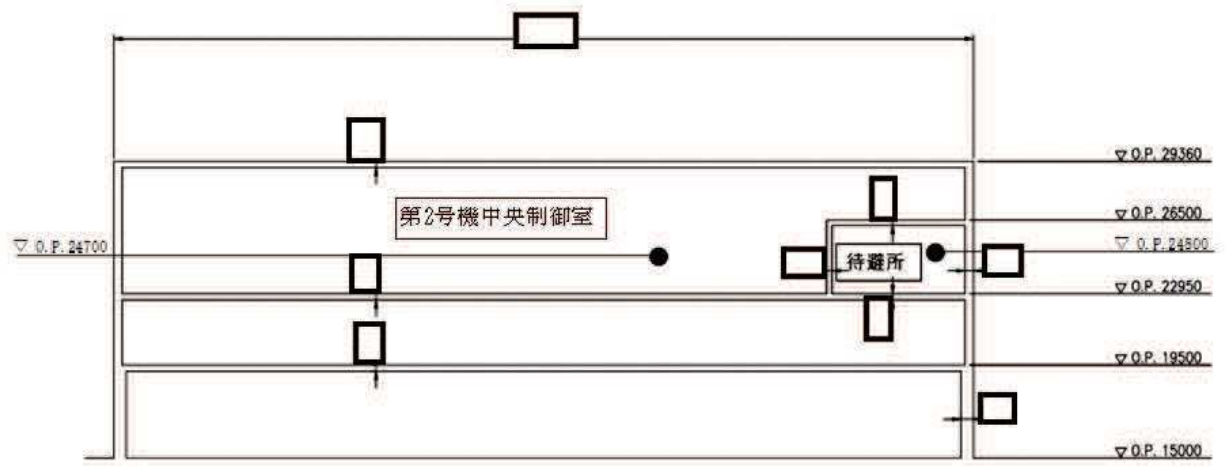
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注：評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用

図4-21 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評価モデル（制御建屋）（1/2）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



A-A 断面図

単位：mm

注：評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用

図4-21 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評価モデル（制御建屋）（2/2）

O 2 ① VI-1-7-3 R 1

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

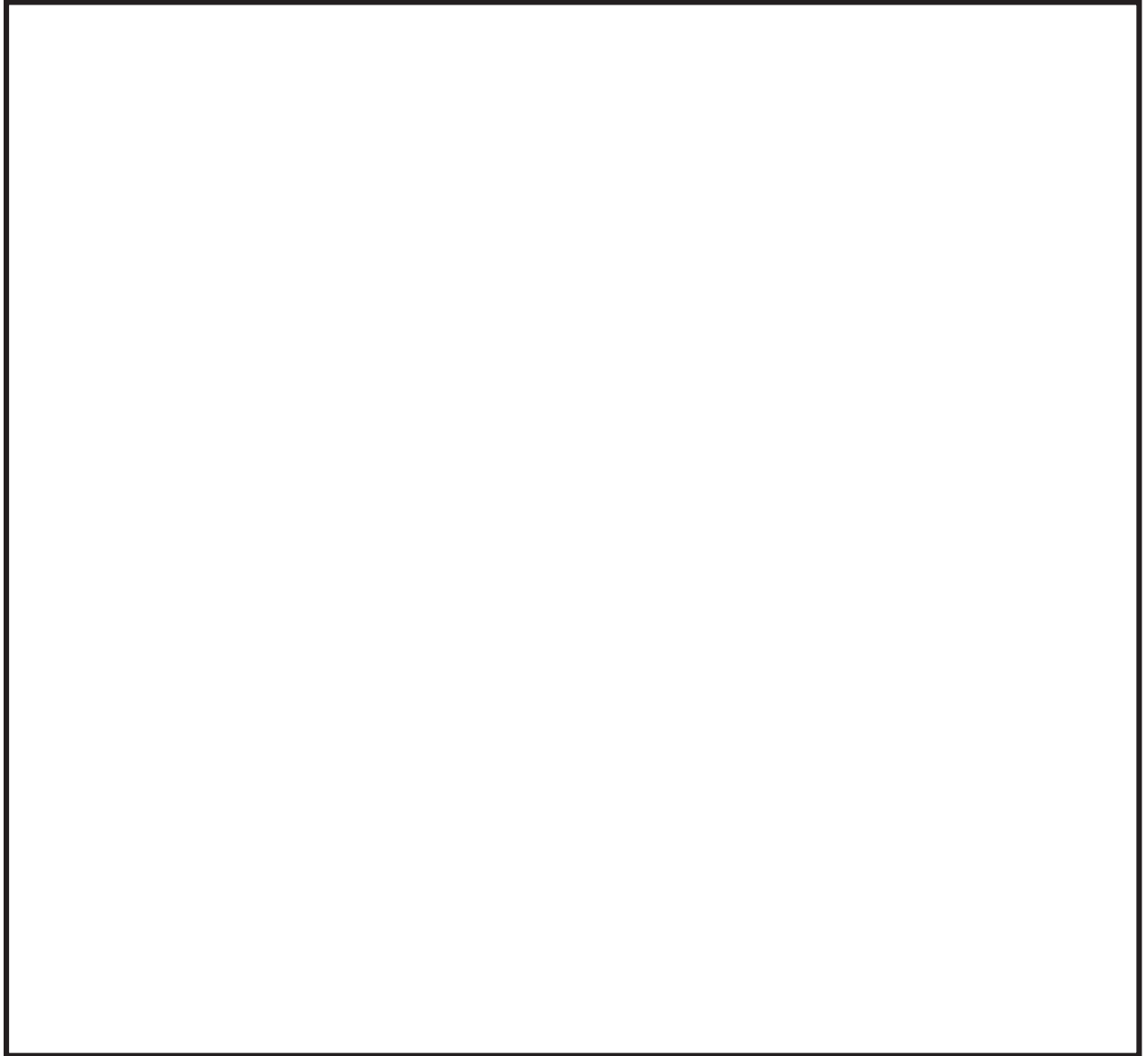


図 4-22 中央制御室及び中央制御室待避所バウンダリ体積

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

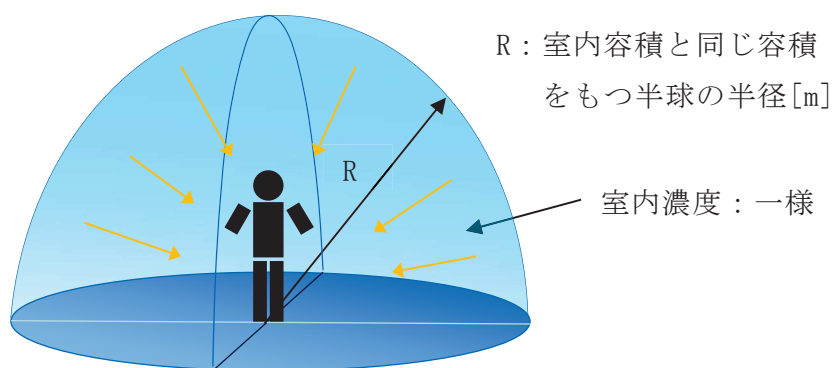


図 4-23 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価モデル図

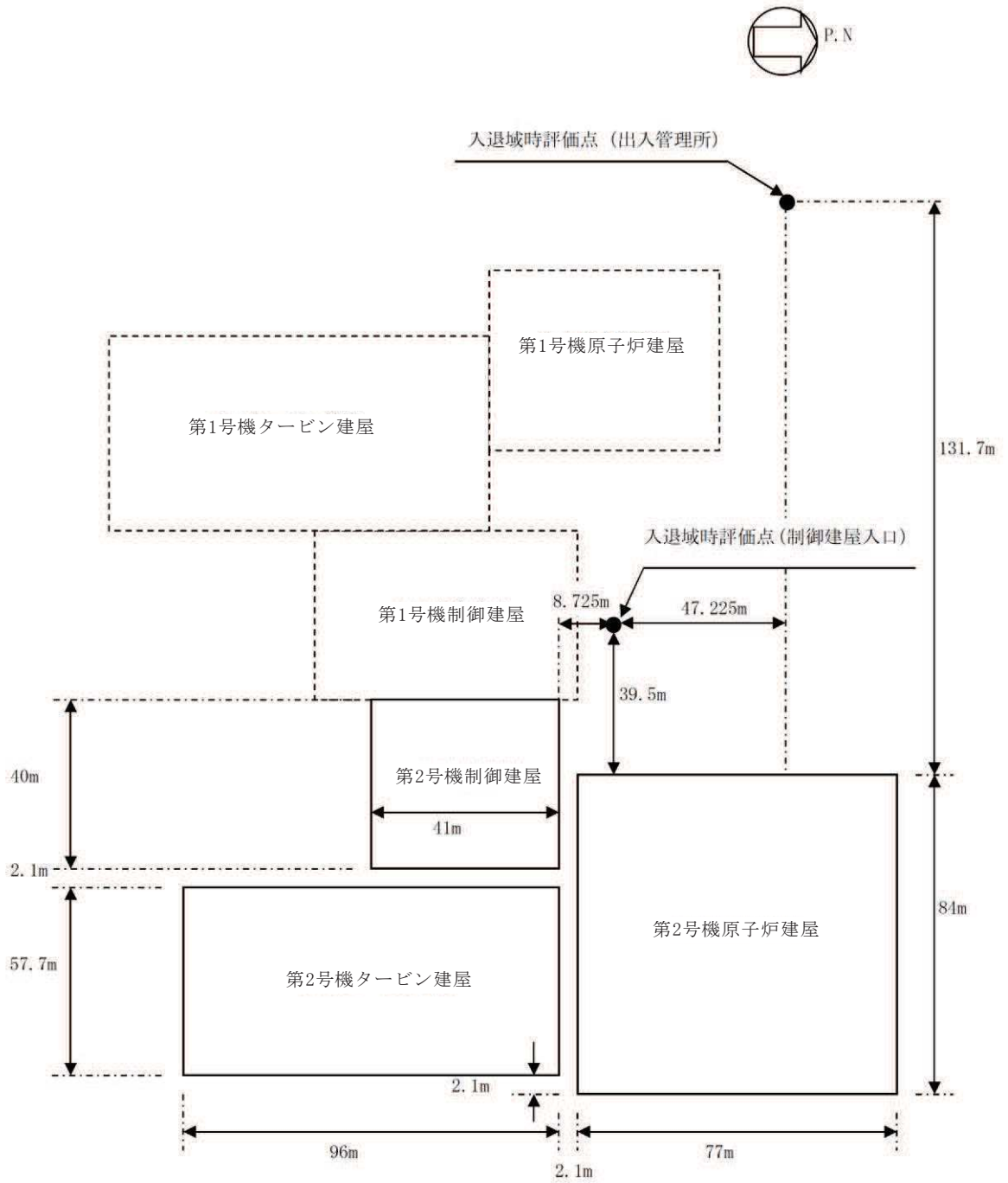


図4-24 入退域時における評価点

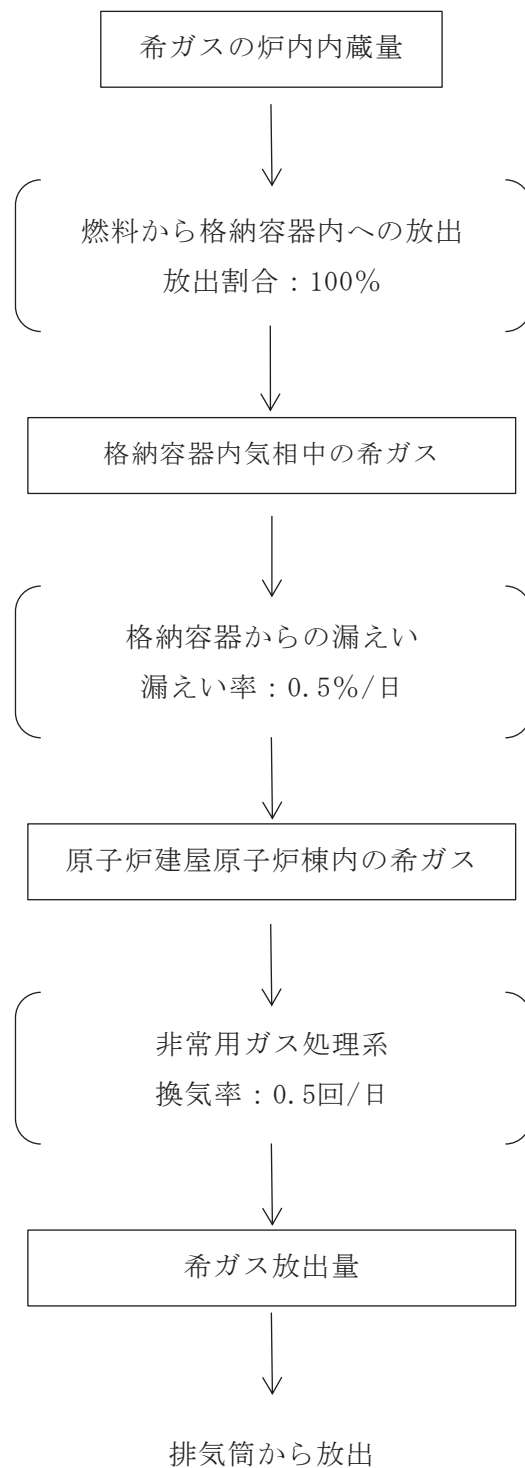


図4-25 冷却材喪失時の希ガスの大気放出過程（設計基準事故時）

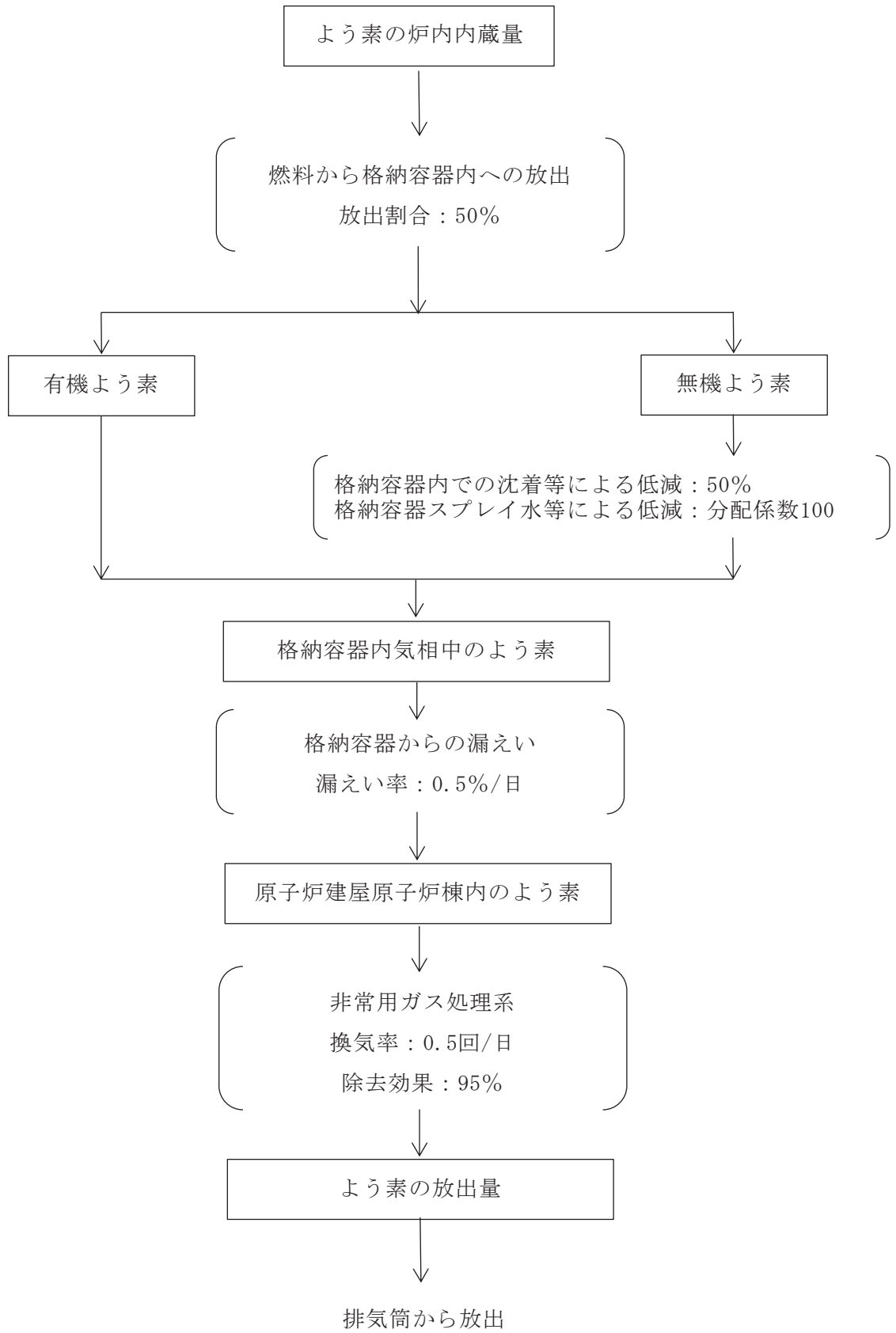


図4-26 冷却材喪失時のよう素の大気放出過程（設計基準事故時）

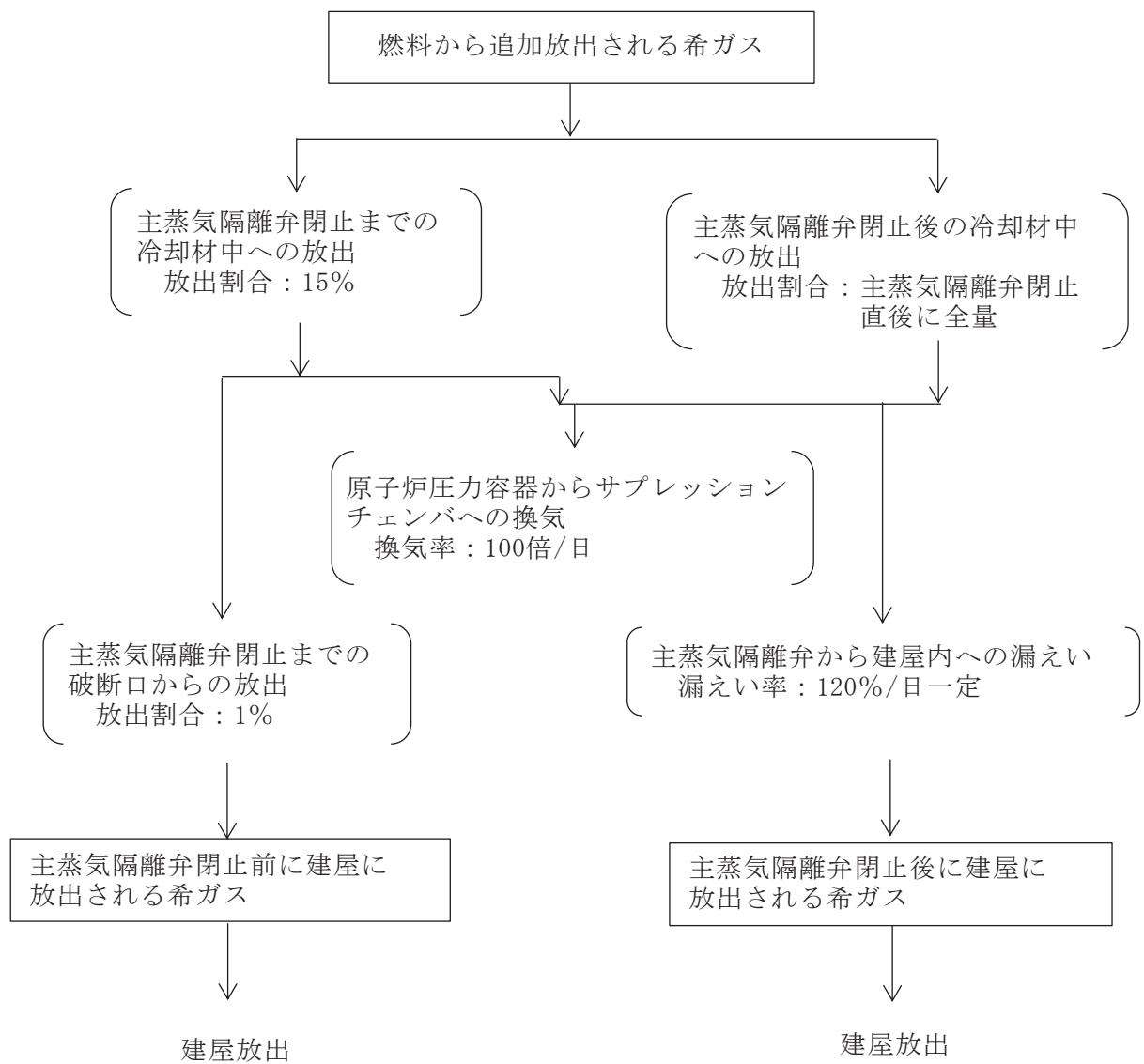


図4-27 主蒸気管破断時の希ガスの大気放出過程（設計基準事故時）

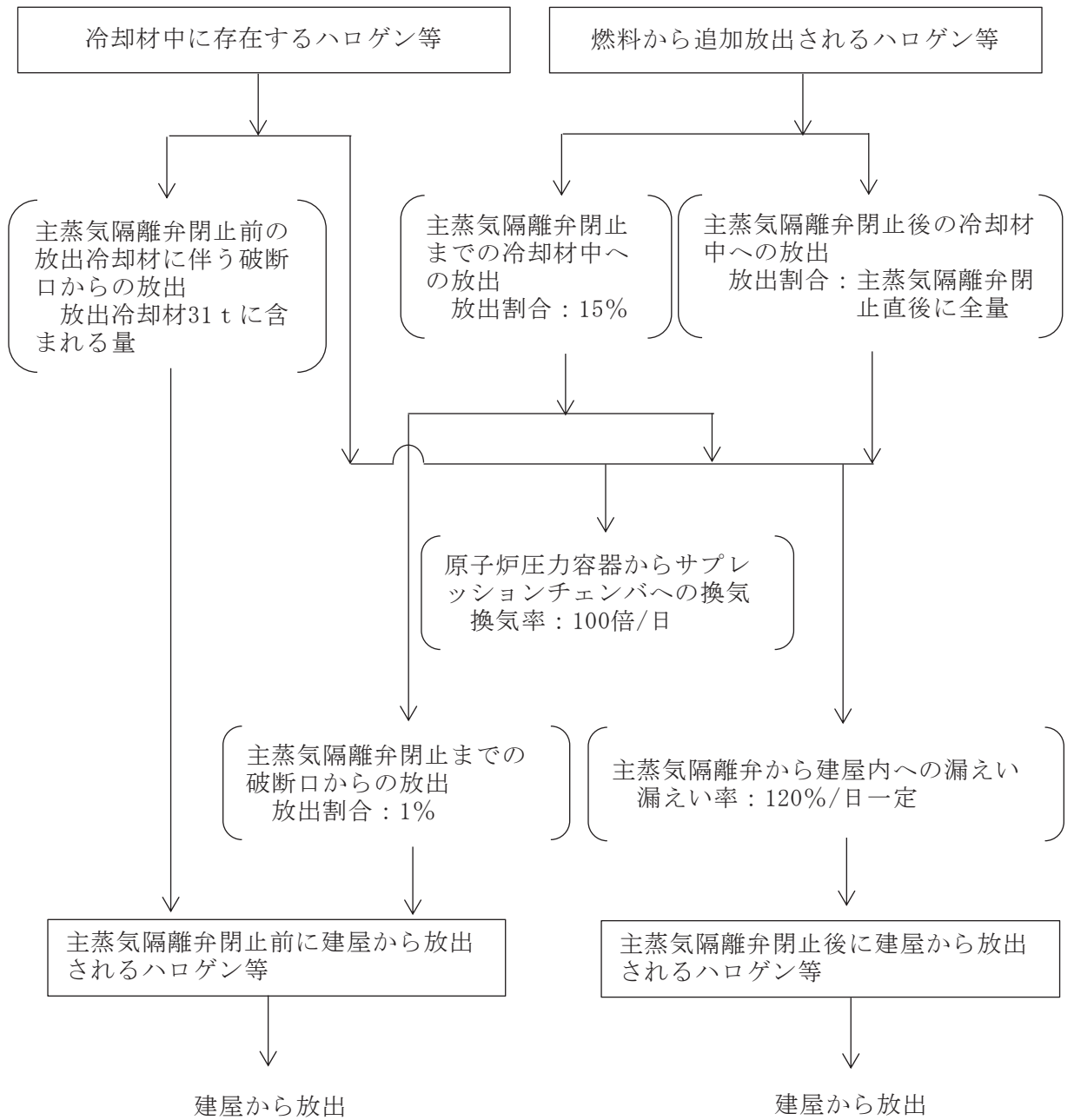
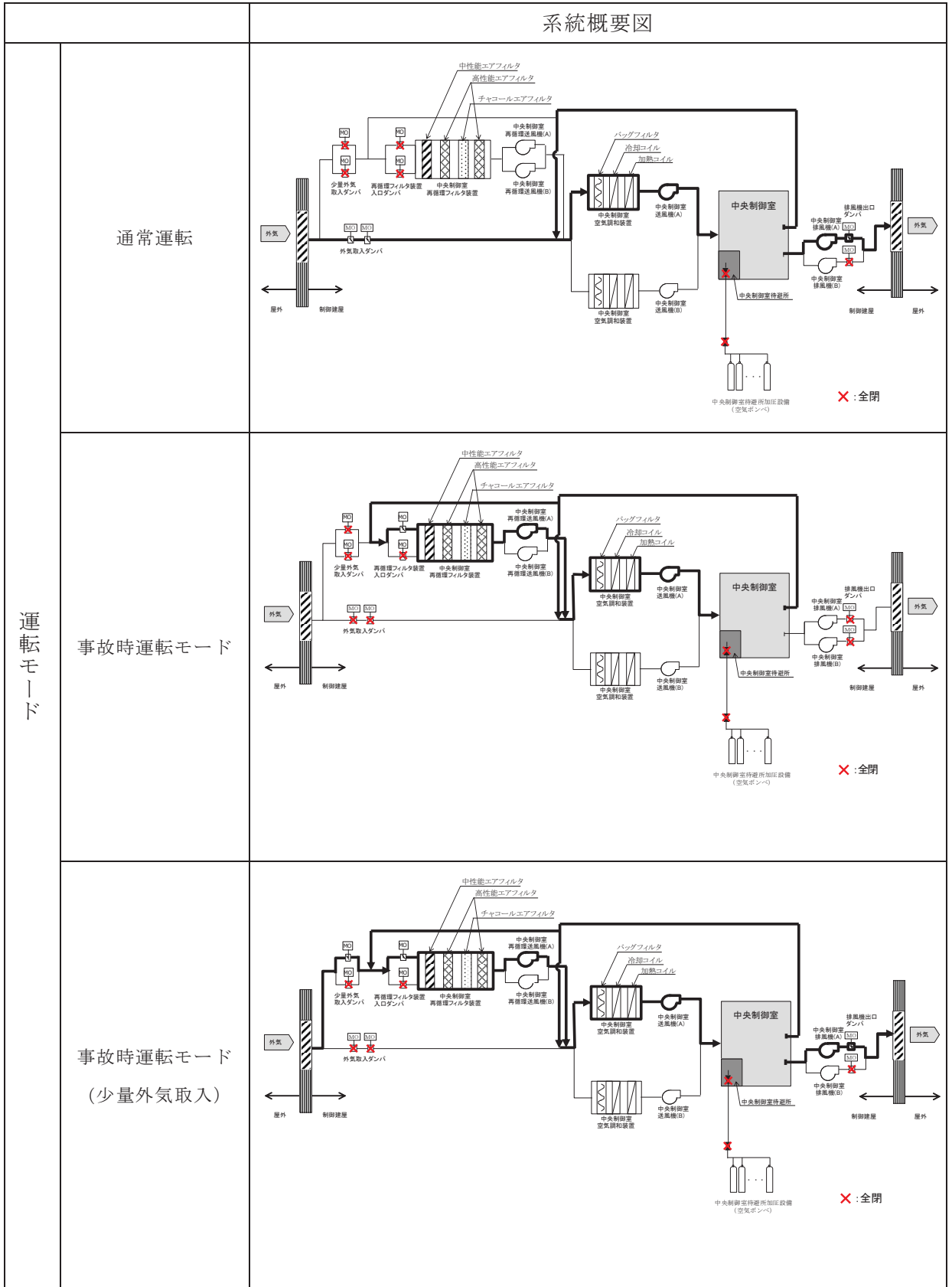


図4-28 主蒸気管破断時のハロゲン等の大気放出過程（設計基準事故時）



運転モード

図4-29 中央制御室換気空調系の運転モード

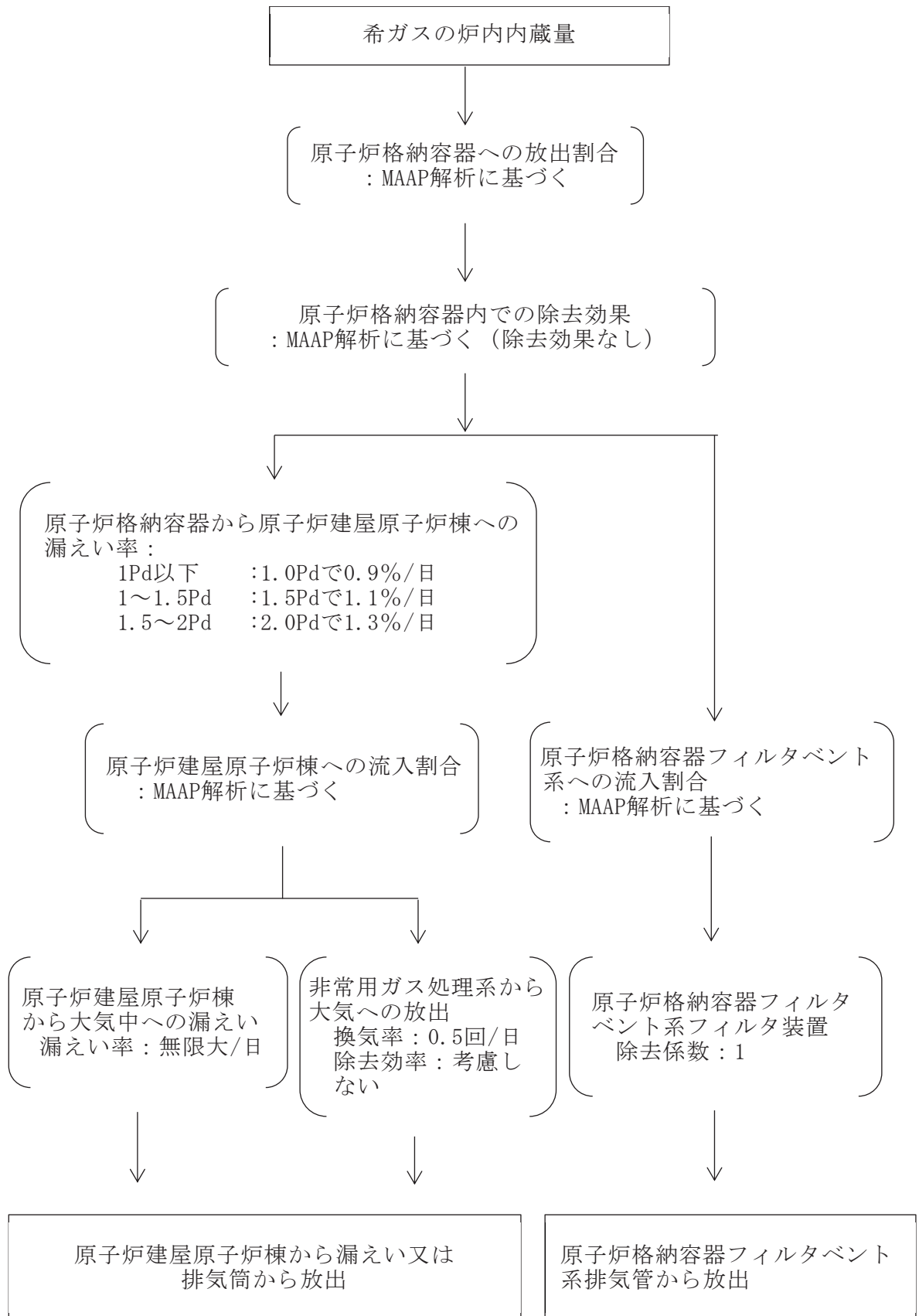


図4-30 希ガスの大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

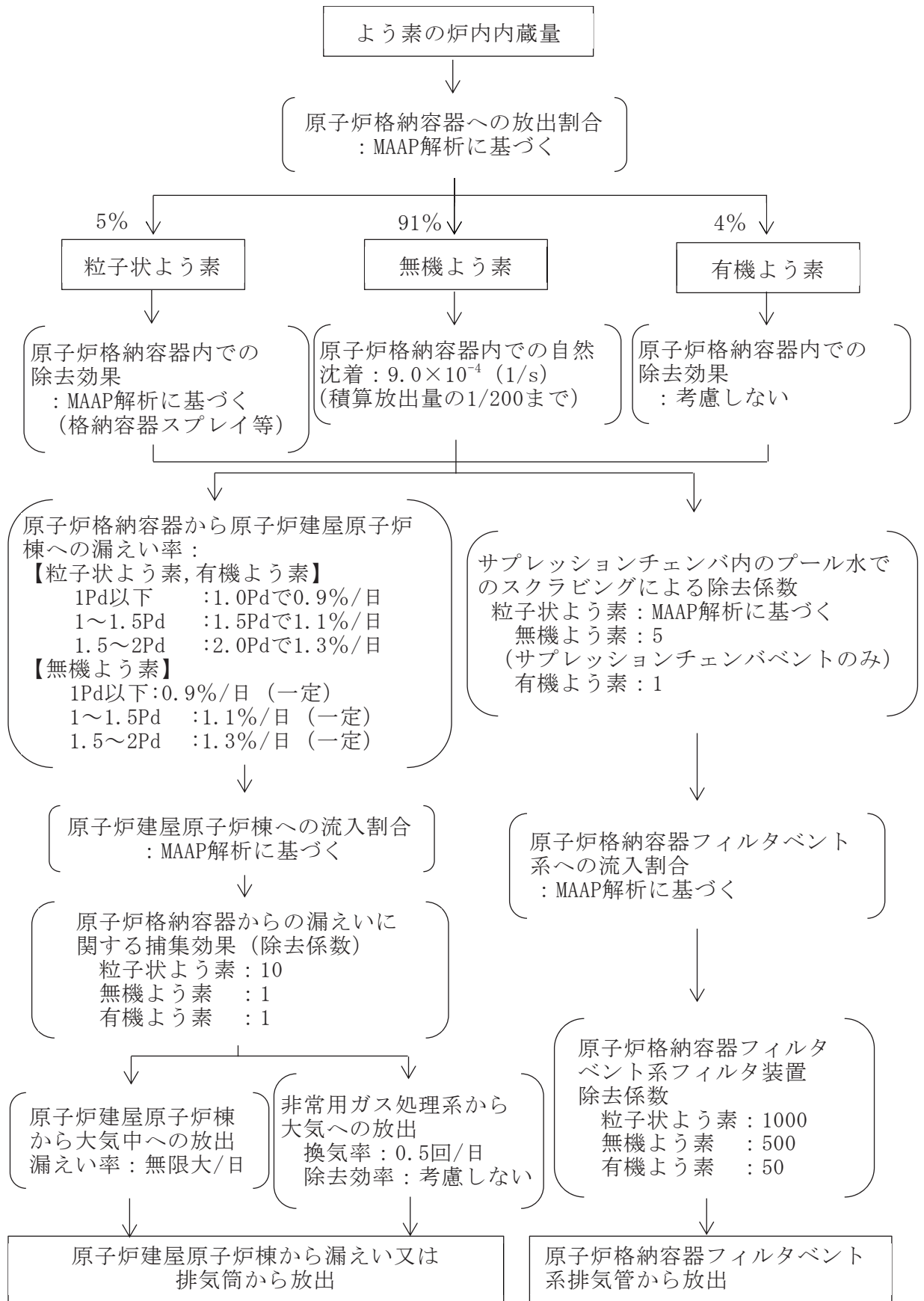


図4-31 よう素の大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

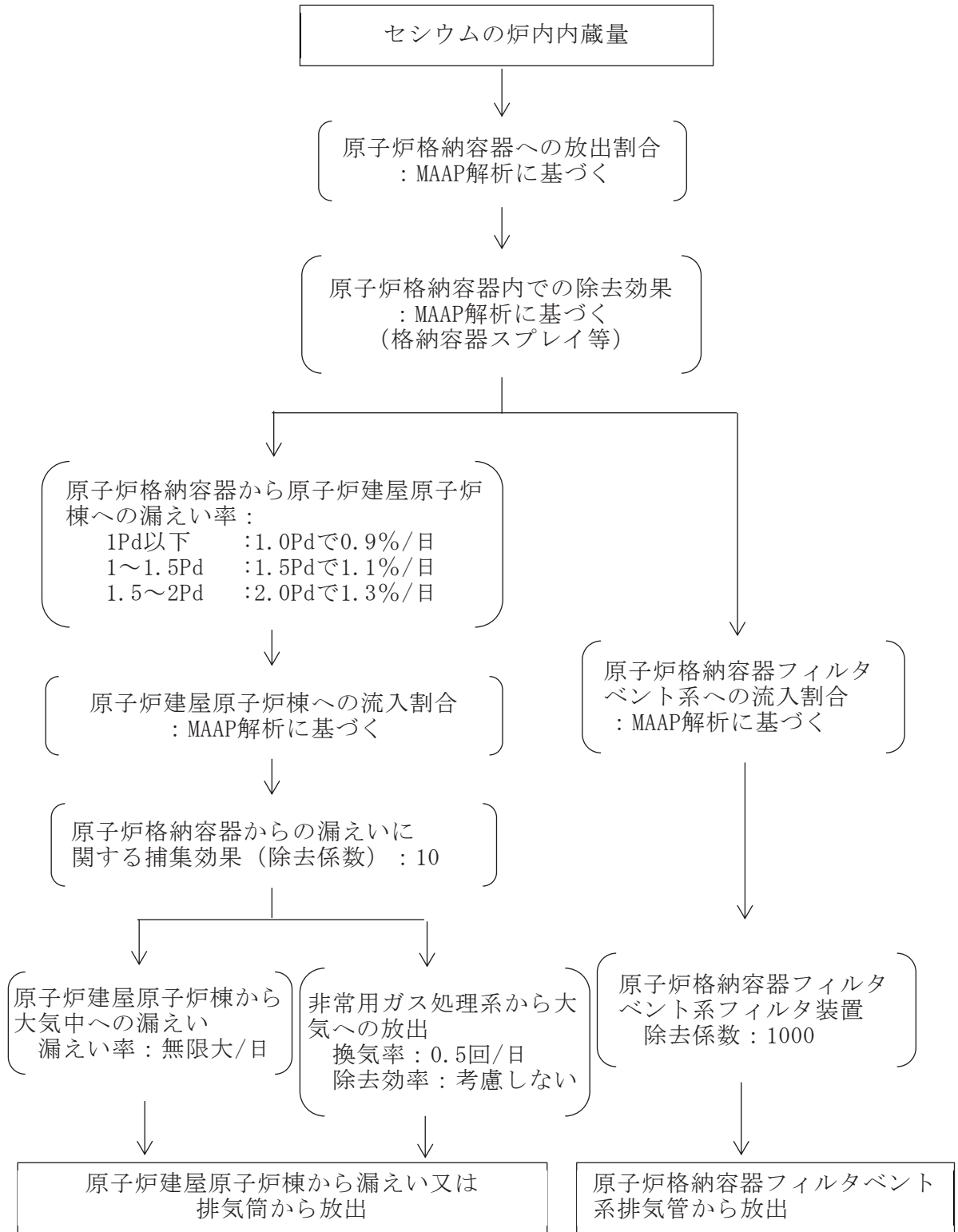


図4-32 セシウムの大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

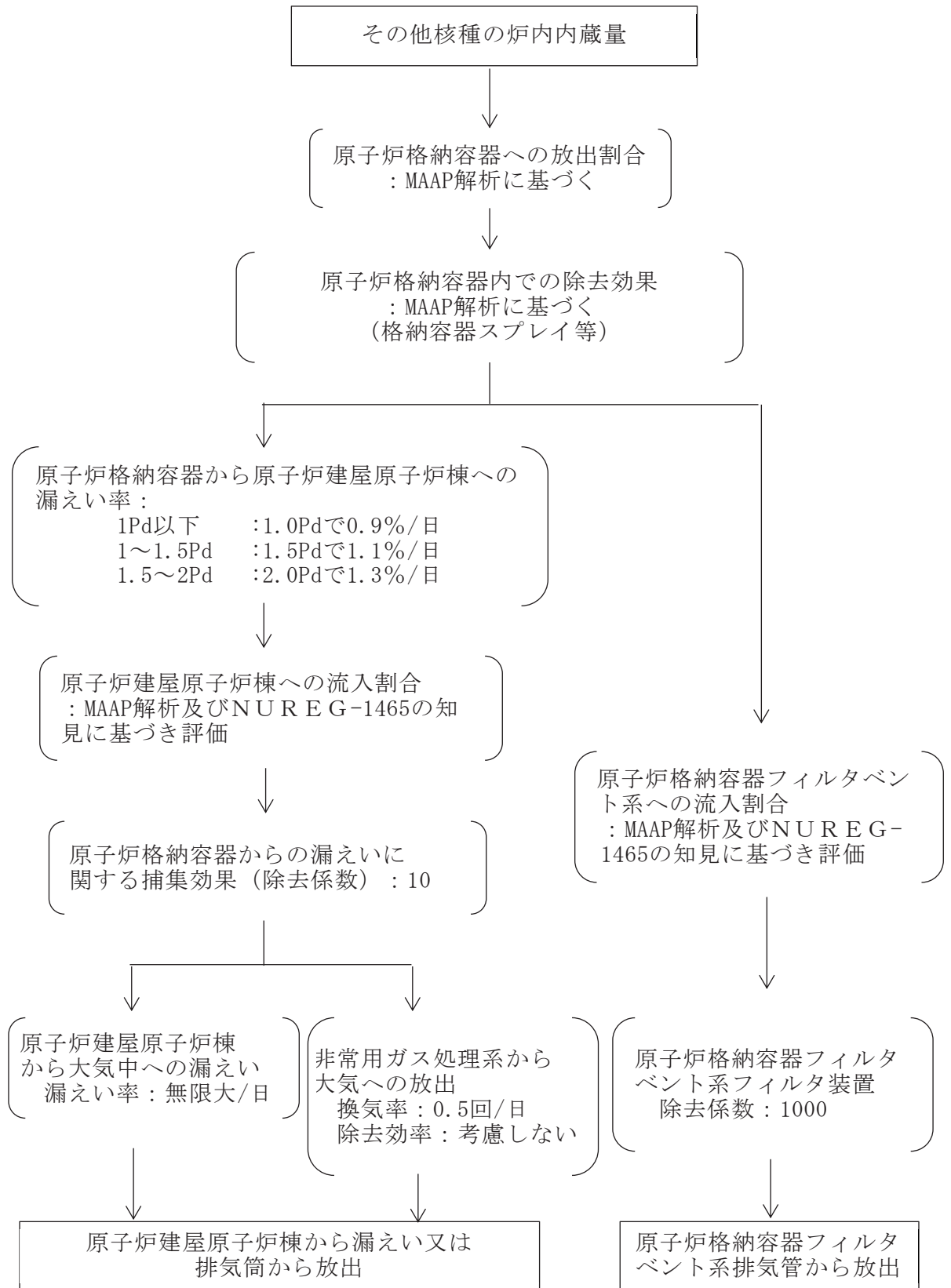
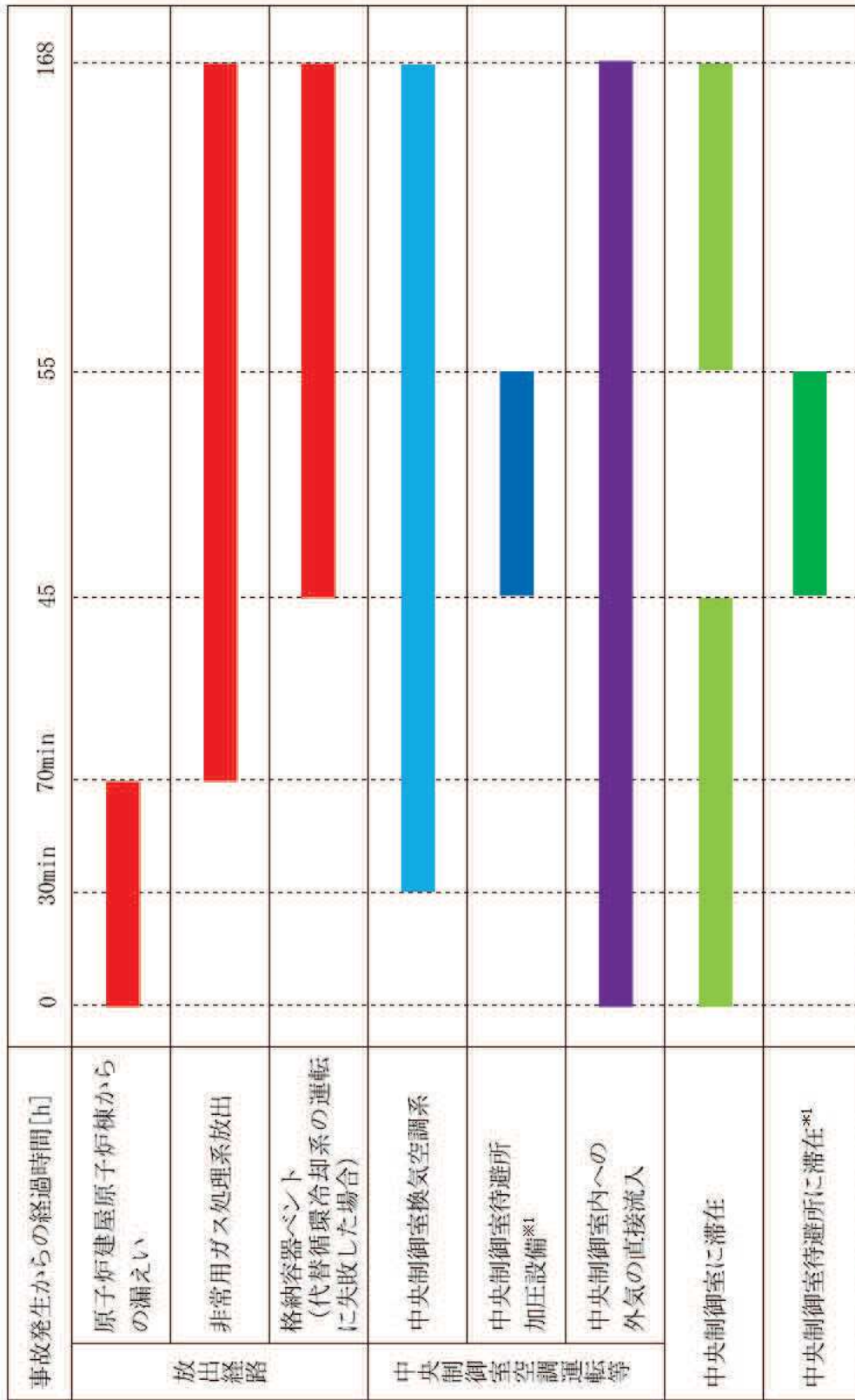


図4-33 その他核種の大気放出過程（炉心の著しい損傷が発生した場合）



注記*1 代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合は考慮しない

図4-34 被ばく評価で想定する空調運用等タイムチャート

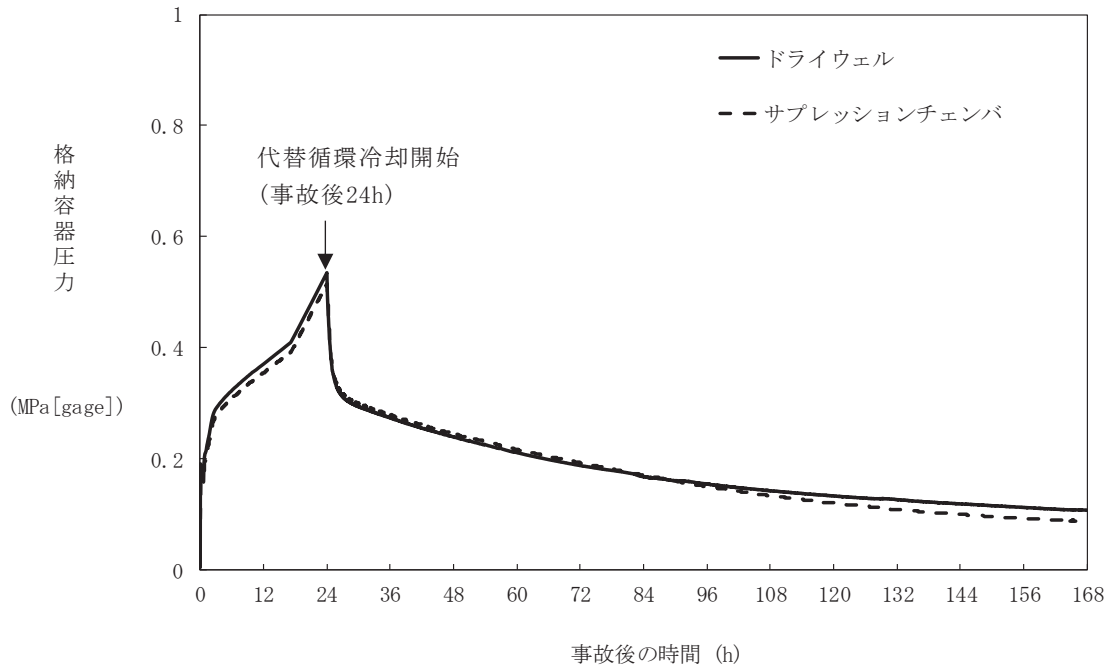


図4-35 格納容器内圧力の変化
(炉心の著しい損傷が発生し代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

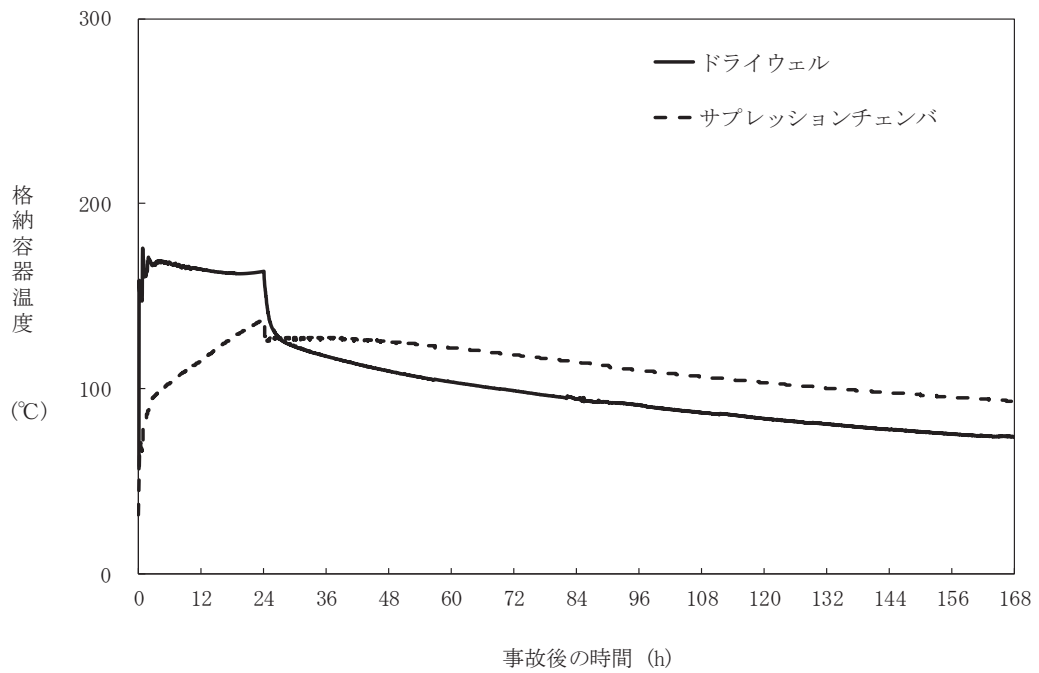


図4-36 格納容器内温度の変化
(炉心の著しい損傷が発生し代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

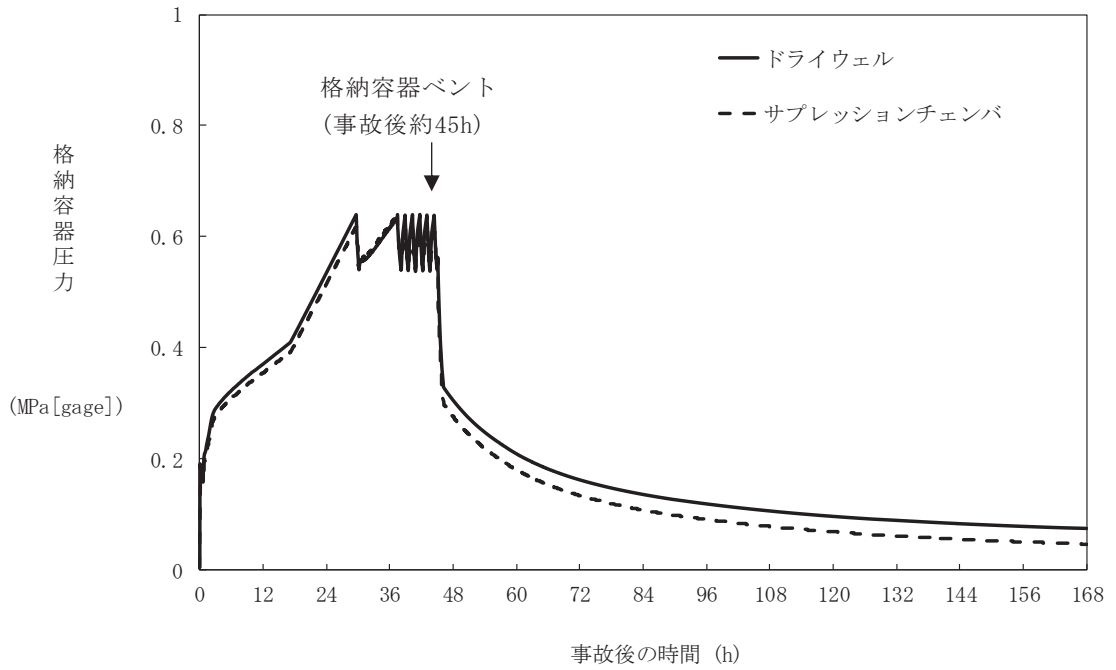


図4-37 格納容器内圧力の変化
 (炉心の著しい損傷が発生し格納容器ベントの実施を想定する場合)

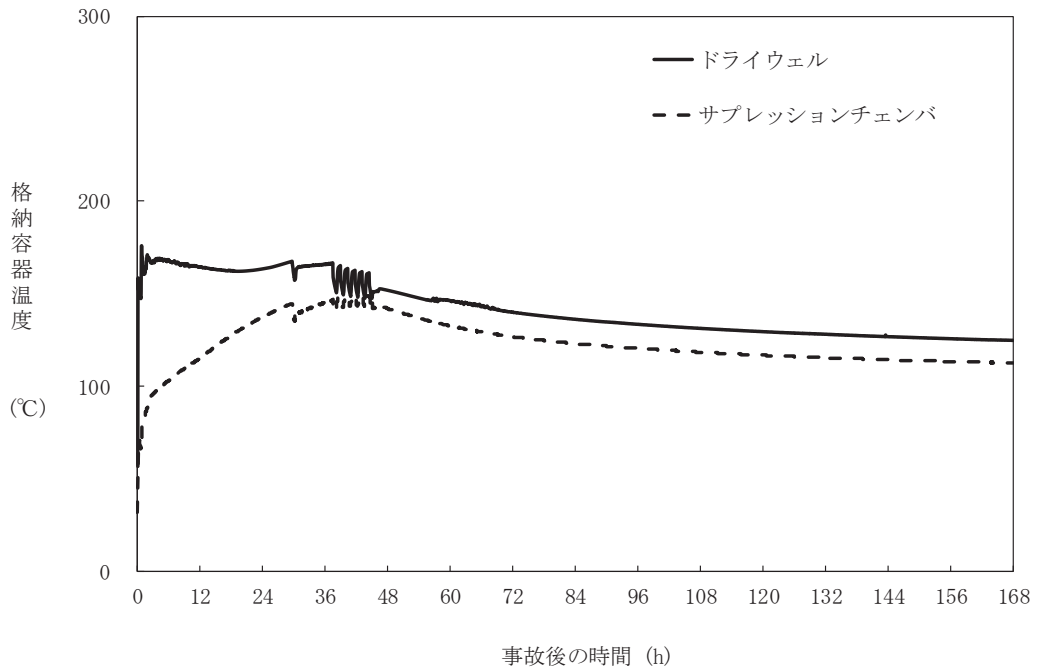
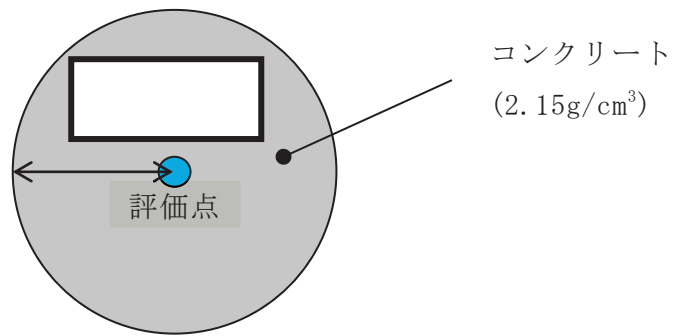


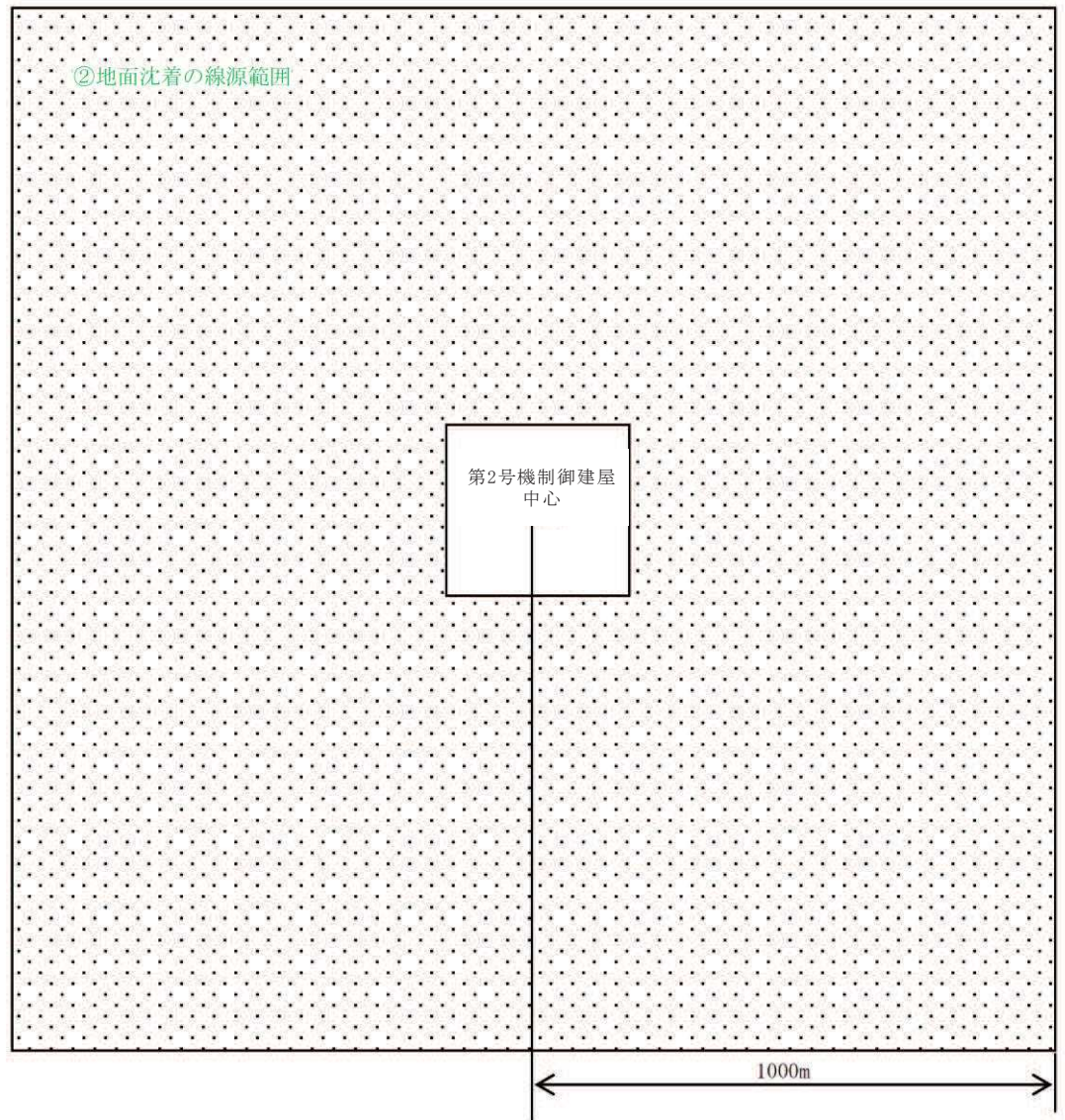
図4-38 格納容器内温度の変化
 (炉心の著しい損傷が発生し格納容器ベントの実施を想定する場合)



注記*1 評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

図4-39 クラウドシャインガンマ線に対する中央制御室滞在時の遮蔽

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



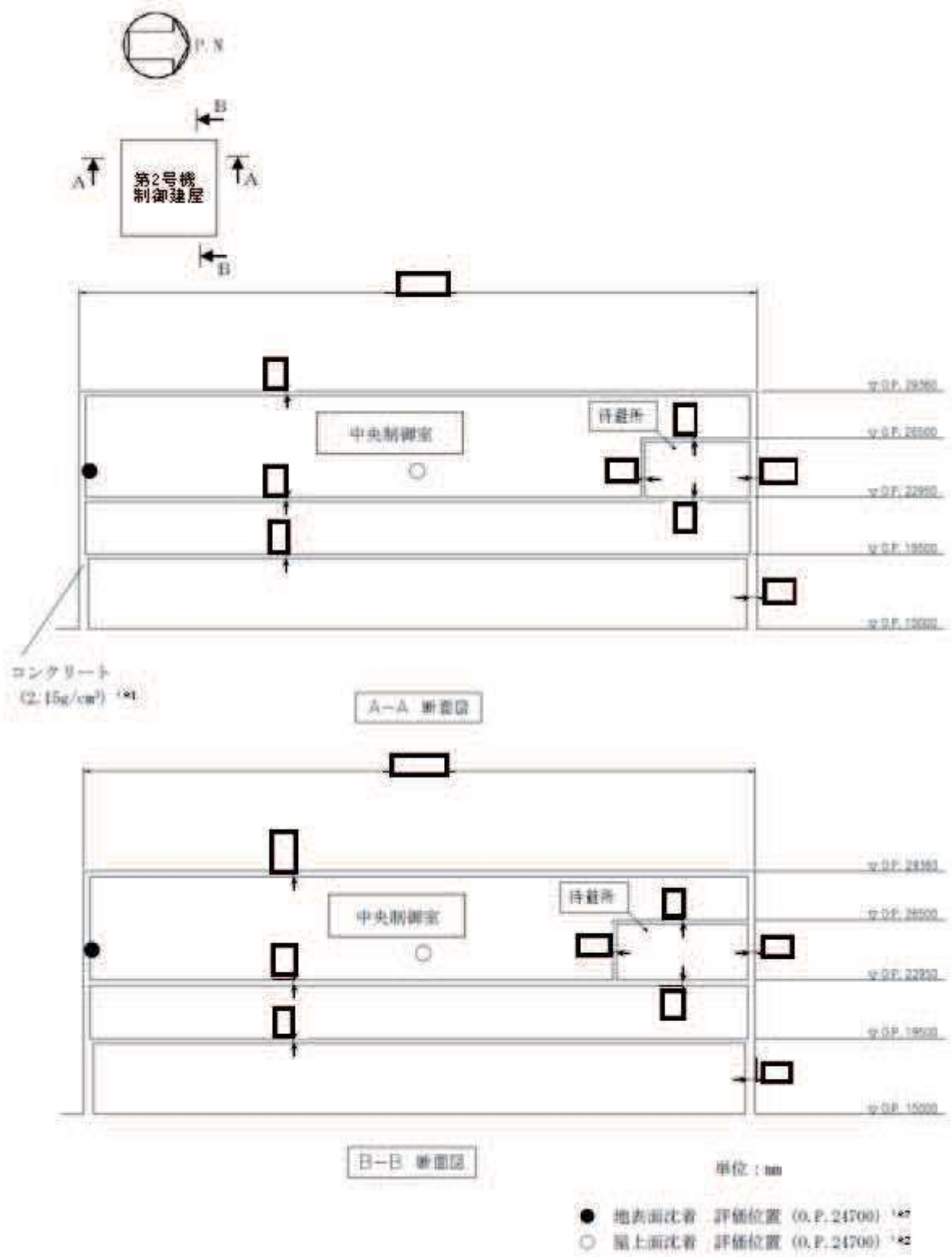
【平面図】



【断面図】

注記* : 中央制御室内を評価する際の線源範囲の高さを表す。待避所内を評価する際は O. P. 24800mm とする。

図4-40 中央制御室内の被ばく評価時のグランドシャインガンマ線評価モデル

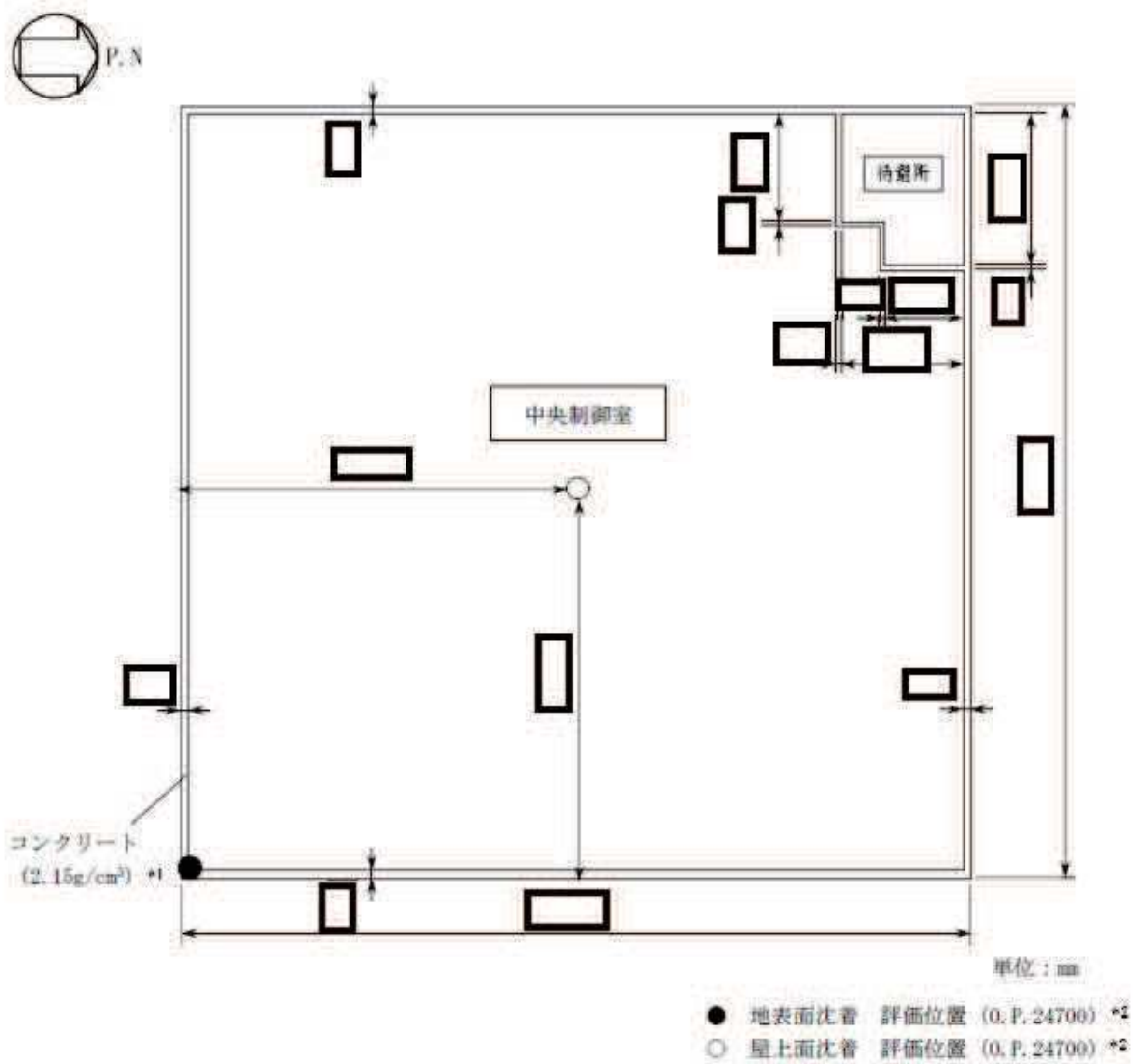


注記*1：評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

*2：床面（ブリープアクセスフロア）から1.2mの高さ

図4-41 中央制御室内の被ばく評価時のグラウンドシャインガンマ線
評価点位置（中央制御室滞在時）（1/4）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

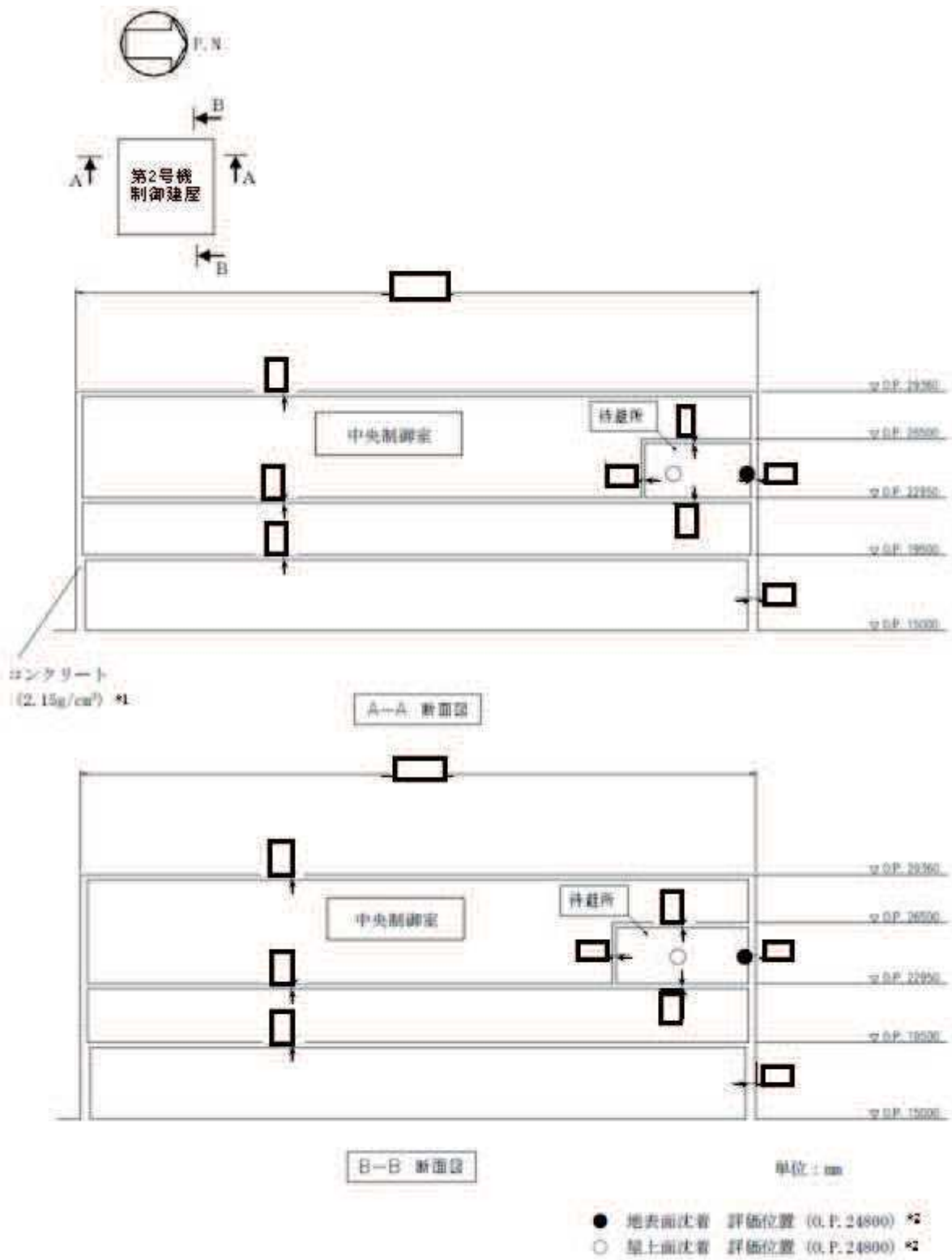


注記*1: 評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

*2: 床面 (フリーアクセスフロア) から 1.2m の高さ

図4-41 中央制御室内の被ばく評価時のグラウンドシャインガンマ線
評価点位置 (中央制御室滞在時) (2/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注記*1: 評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

*2: 床面(フリーアクセスフロア)から1.2mの高さ

図4-41 中央制御室内の被ばく評価時のグランドシャインガンマ線
評価点位置(中央制御室待避所滞在時) (3/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

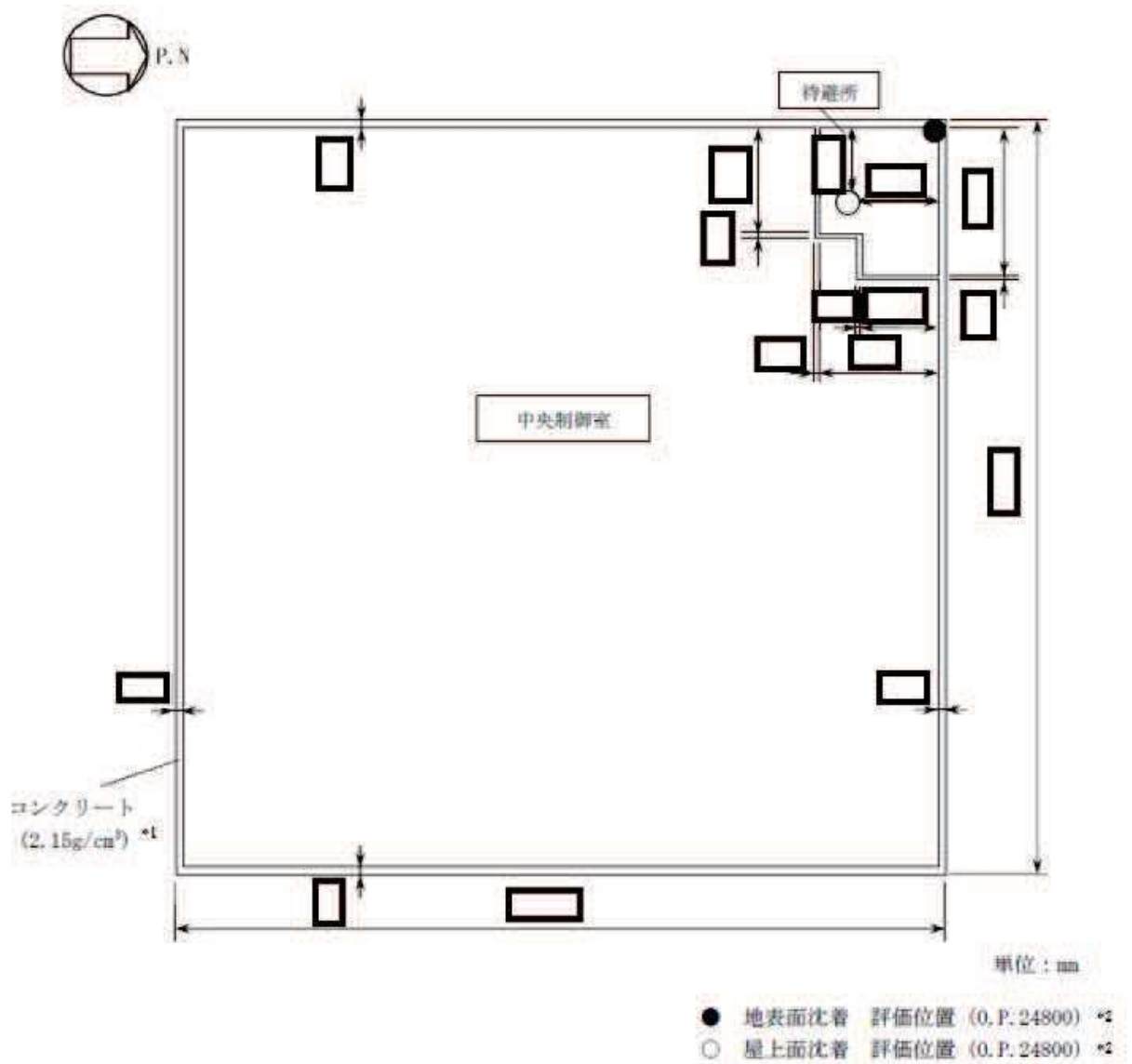
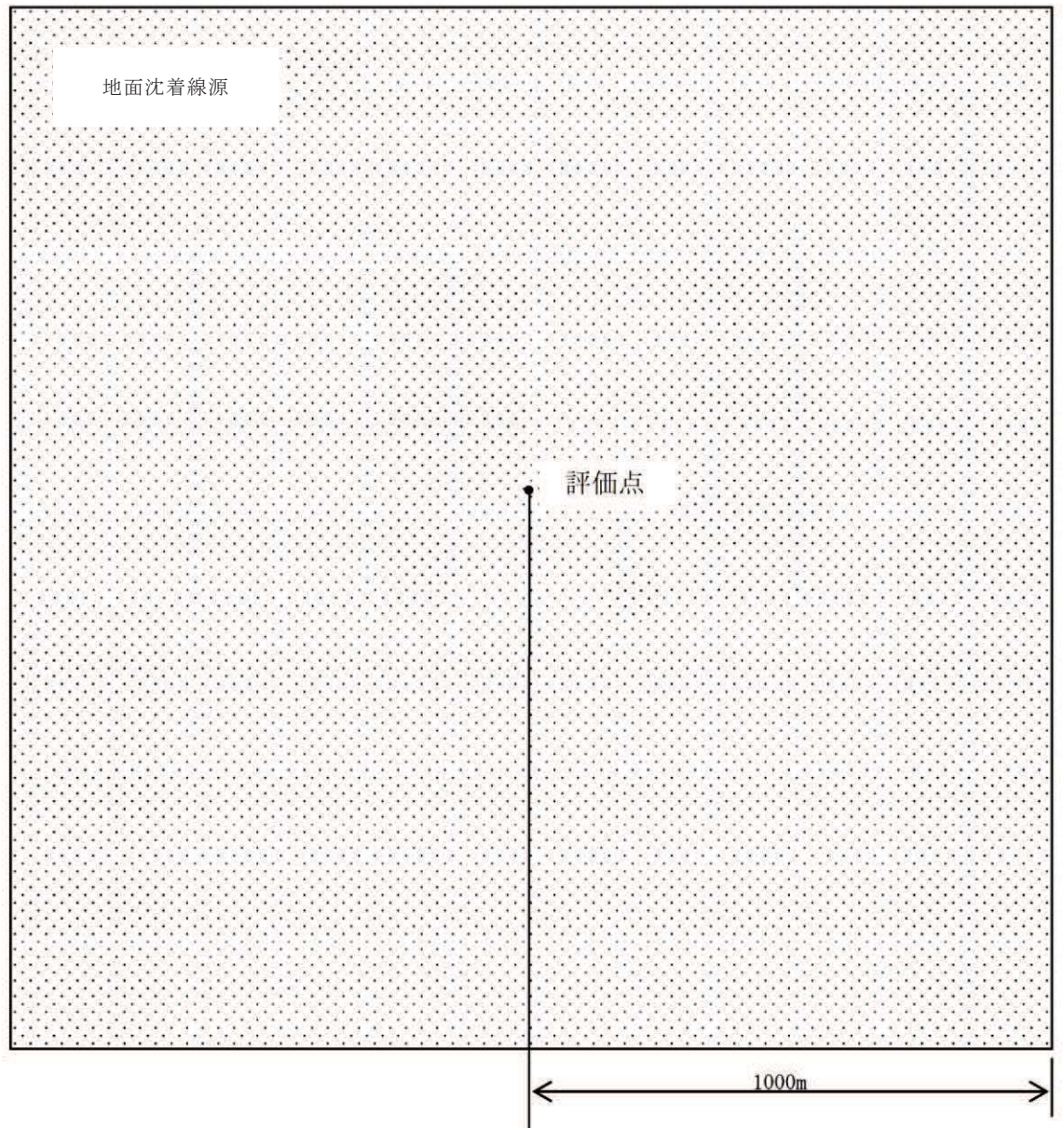
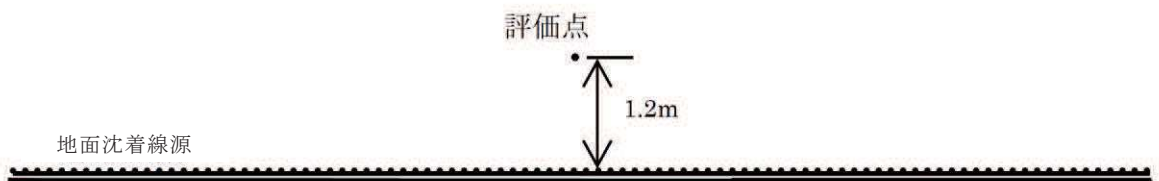


図4-41 中央制御室内の被ばく評価時のグラウンドシャインガンマ線
評価点位置 (中央制御室待避所滞在時) (4/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

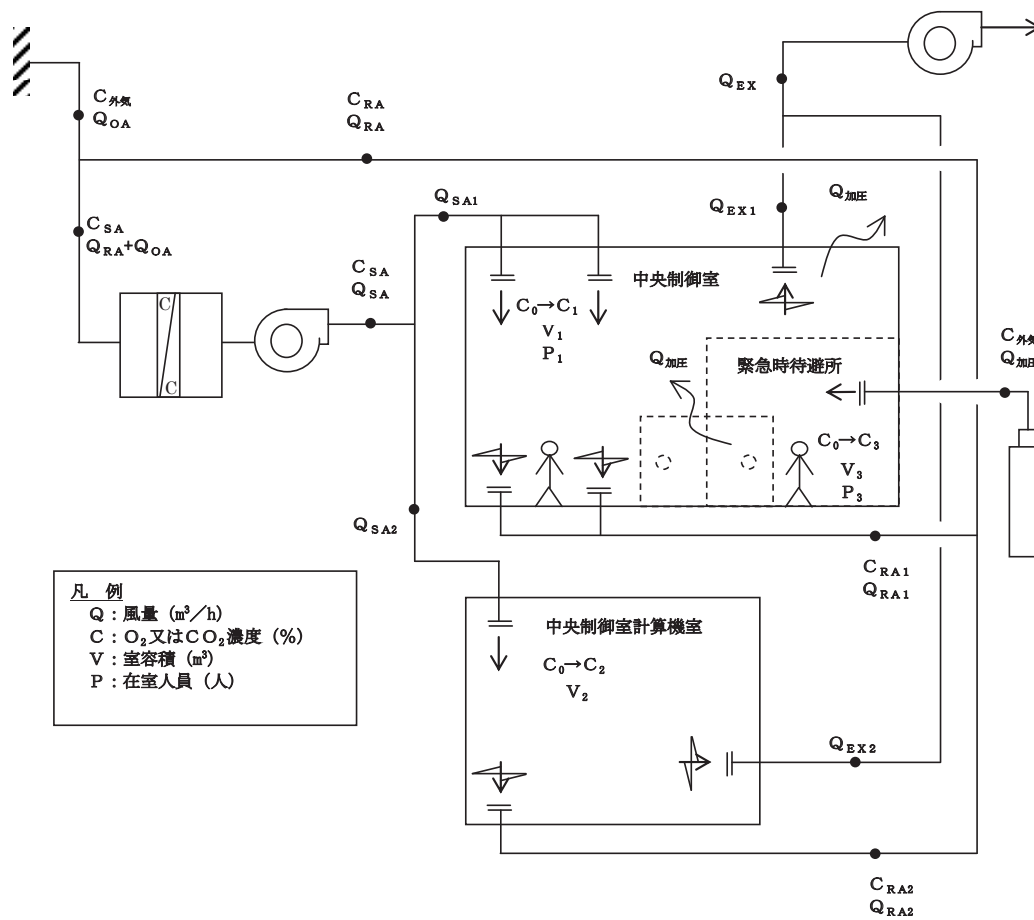


【平面図】



【断面図】

図4-42 入退域時の被ばく評価時のグランドシャインガンマ線評価モデル



C_0 : 初期酸素濃度/二酸化炭素濃度 [%]

C_1, C_2, C_3 : それぞれ中央制御室, 中央制御室計算機室, 中央制御室待避所の酸素/二酸化炭素濃度 [%]

V_1, V_2, V_3 : それぞれ中央制御室, 中央制御室計算機室, 中央制御室待避所の容積 [m³]

P_1, P_2, P_3 : それぞれ中央制御室, 中央制御室計算機室, 中央制御室待避所の在室人員 [人]

Ge: 人員 1 人あたり二酸化炭素発生量, 若しくは酸素消費量 [m³/h/人]

図4-43 酸素濃度/二酸化炭素濃度評価モデル

中央制御室換気空調系のフィルタ除去性能の維持について

中央制御室再循環フィルタ装置のエア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. 中央制御室再循環フィルタ装置高性能エアフィルタの放射性微粒子保持容量

中央制御室再循環フィルタ装置高性能エアフィルタの放射性微粒子の保持容量は、500g/枚であり、中央制御室再循環フィルタ装置高性能エアフィルタの枚数は、5枚（1系統）で、保持容量は2500gとなる。

2. 中央制御室再循環フィルタ装置チャコールエアフィルタのよう素吸着容量

中央制御室再循環フィルタ装置チャコールエアフィルタの活性炭充てん量は、17.3kg/トレイ×15個で259.5kgであり、吸着容量は、648.75g（2.5g/kg×259.5kg）となる。

中央制御室再循環フィルタ装置のエアフィルタ保持容量及び吸着容量を表1-1に示す。

表 1-1 中央制御室再循環フィルタ装置のエアフィルタ保持容量及び吸着容量

	保持容量／吸着容量
高性能エアフィルタ	2500g
チャコールエアフィルタ	648.75g

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
ブローアウトパネルの取扱いについて

原子炉建屋ブローアウトパネルは、原子炉格納容器外の一次系配管の破断を想定した場合、破断口より放出される蒸気が原子炉建屋原子炉棟内に充満し圧力上昇を引き起こす。この原子炉棟内の圧力上昇により原子炉格納容器に作用する外圧が原子炉格納容器の最高使用外圧を超えないように、原子炉棟外に圧力を逃がすことを目的に設置している。また、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もある。

原子炉建屋ブローアウトパネルの開放により開口部が生じた場合、非常用ガス処理系起動時に原子炉建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) 冷却材喪失

a. 評価条件（放出位置）

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。（表2-1参照）

b. 原子炉建屋ブローアウトパネルの状態

冷却材喪失時には原子炉建屋原子炉棟内で原子炉建屋ブローアウトパネルが開放するほどの圧力上昇は大きくないことから、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、非常用ガス処理系が自動起動することから、放出経路は排気筒となる。

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排気筒とすることは妥当である。

(2) 主蒸気管破断

a. 評価条件（放出位置）

地上放出（評価点に近接するブローアウトパネル）

被ばく評価手法（内規）ではブローアウトパネルと原子炉建屋又はタービン建屋とされている。（表2-1参照）

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ブローアウトパネルを想定する。そのため、非常用ガス処理系起動時に原子炉建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70分まで：地上放出（評価点に近接するブローアウトパネル）

事象発生から70分以降：非常用ガス処理系経由の排気筒

ベント実施時：原子炉格納容器フィルタベント系排気管

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

b. 原子炉建屋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**冷却材喪失**時には原子炉建屋原子炉棟内で原子炉建屋ブローアウトパネルが開放するほどの圧力上昇は生じないことから、原子炉建屋ブローアウトパネルは開放しない。

しかし、全交流動力電源喪失を想定しており、事象発生70分までは非常用ガス処理系に期待できないことから、地上放出相当とし、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70分以降、常設代替交流電源設備によって電源が復旧し、非常用ガス処理系を起動することを想定し、放出経路は排気筒としている。

なお、ベント実施時には原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出を想定する。

c. 結論

原子炉建屋ブローアウトパネルの状態を考慮しても、放射性物質の放出経路として地上放出、排気筒及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管を設定しており妥当である。

表 2-1 放出点の代表例(被ばく評価手法(内規)解説表 5.8.1 抜粋)

型式	事故	放出点の位置
BWR型原子炉施設	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)

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）を評価するにあたり，平常時の直交替である 5 直 3 交替を考慮した。直交替サイクルを表 3-1 に，評価期間 30 日間の直交替スケジュールを表 3-2 に示す。

表 3-1 運転員の勤務形態

勤務	中央制御室の滞在時間	
	1 直	21 時 30 分～9 時 00 分
2 直	8 時 40 分～16 時 50 分	8 時間 10 分
3 直	16 時 30 分～21 時 50 分	5 時間 20 分
2・3 直	8 時 40 分～21 時 50 分	13 時間 10 分

表 3-2 直交替スケジュール

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

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滞在時間：200 時間 40 分（1 直 8 回+2 直 4 回+3 直 4 回+2・3 直 4 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。

$$\text{中央制御室の滞在時間割合} = 200\text{h}40\text{m} / (24\text{h} \times 30 \text{日}) \approx 0.27871$$

(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 12 分とし以下のように求める。

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

2. 炉心の著しい損傷が発生した場合

炉心の著しい損傷が発生した場合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3交替）に基づき設定した。被ばく評価においては、1直（1日目）の中央制御室滞在開始時に事故が発生するものと想定した。

(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の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表3-4に示すとおりである。また、評価で想定した運転員の入退域及び中央制御室滞在の開始及び終了の時間並びに空調起動や格納容器ベント実施の時間の前後関係を参考図に示す。

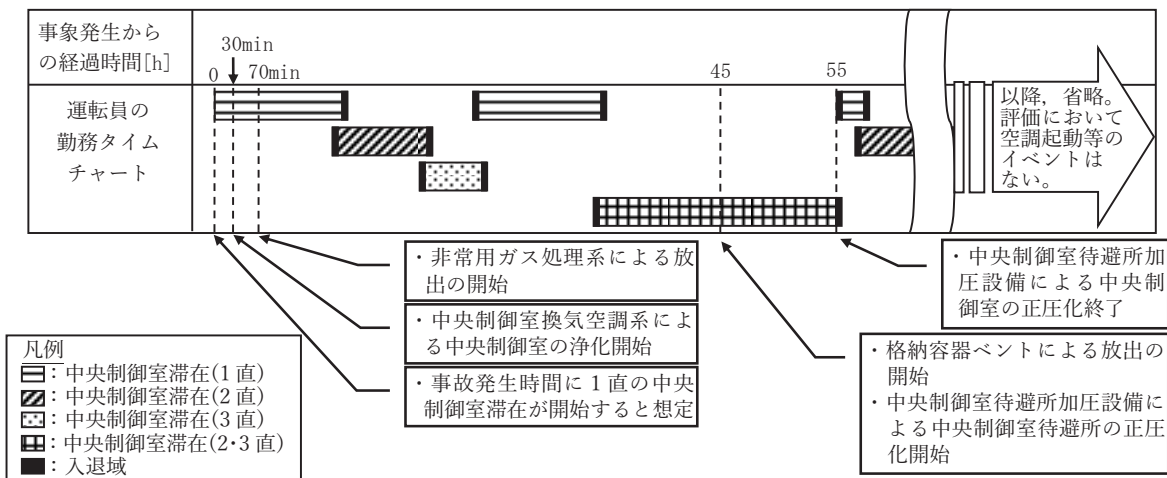
なお、入退域時の被ばく評価については、代表評価点は出入管理所と制御建屋出入口の2箇所とし、入退域ごとに各々の評価点に7分間及び5分間滞在するとして評価した。

表3-3 想定する勤務体系

勤務	勤務時間	
1直	21時30分～9時00分	11時間30分
2直	8時40分～16時50分	8時間10分
3直	16時30分～21時50分	5時間20分
2・3直	8時40分～21時50分	13時間10分

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日
A班	2	23	3	／	1	1	休
B班	3	／	1	1	休	休	2
C班	日勤						
D班	1	1	休	休	2	23	3
E班	休	休	2	23	3	／	1

滞在時間	入退域回数
49:40	10回
36:30	8回
0:00	0回
49:40	10回
38:10	8回



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

(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、代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合の評価結果を表3-4及び表3-5に、格納容器ベントを実施した場合の評価結果を表3-6及び表3-7示す。この結果、7日間での実効線量は代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約51mSv、格納容器ベントを実施した場合で最大約51mSvとなった。

表 3-4 代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合の被ばく評価結果

(マスクを考慮) *1*2*3

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	2直 約 6.2*4	23直 約 2.7	3直 約 1.4	-	1直 約 1.3	1直 約 1.2	-	約 13
B班	3直 約 5.3*4	-	1直 約 1.9	1直 約 1.5	-	-	2直 約 0.87	約 9.5
C班	-	-	-	-	-	-	-	0
D班	1直 約 46*4	1直 約 2.9	-	-	2直 約 1.1	23直 約 1.2	3直 約 0.47*5	約 51
E班	-	-	2直 約 1.6	23直 約 1.6	3直 約 0.92	-	1直 約 1.3*5	約 5.3

注記*1: 入退域時においてマスク (PF=50) の着用を考慮

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

*3: 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

*4: 中央制御室内及び入退域時において事故後1日目のみマスク (PF=1,000) の着用を考慮。中央制御室内は6時間当たり18分間外すものとして評価

*5: 本評価において想定した直交替スケジュールでは、7日目3直の班が中央制御室滞在中に、交替のために入域する1直勤務の班 (本評価では7日目1直の班と同じ班を想定) が入域を終了した時点で評価期間終了 (事象発生から168時間後) となる。本表では、評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は、7日目1直の被ばく線量に加えて整理している。また、本表における7日目3直の被ばく線量は、7日目3直の班が中央制御室滞在中に評価期間終了となることから、入域及び中央制御室滞在中 (評価期間終了まで) に伴う被ばく線量を示している

表 3-5 代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合の最大の線量
となる班 (D 班) の被ばく評価結果の内訳 (マスクを考慮)

被ばく経路		7 日間の実効線量*
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.1×10^{-2}
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.0×10^0
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 6.7×10^0
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 3.2×10^1
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 2.7×10^1) (約 5.6×10^0)
	小計 (①+②+③+④)	約 4.6×10^1
入退域時	⑤ 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.4×10^{-1}
	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.5×10^{-2}
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.1×10^0
	⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 1.2×10^{-2}
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 5.3×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 5.1×10^1

注記* : 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 3-6 格納容器ベントを実施した場合の被ばく評価結果（マスクを考慮） *1*2*3

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	2直 約 6.2*4	23直 約 21	3直 約 1.4	-	1直 約 1.1	1直 約 0.84	-	約 31
B班	3直 約 5.3*4	-	1直 約 1.8	1直 約 1.4	-	-	2直 約 0.65	約 9.0
C班	-	-	-	-	-	-	-	0
D班	1直 約 46 *4	1直 約 2.9	-	-	2直 約 0.88	23直 約 0.84	3直 約 0.34*5	約 51
E班	-	-	2直 約 1.6	23直 約 1.3	3直 約 0.79	-	1直 約 0.98*5	約 4.6

注記*1：入退域時においてマスク（PF=50）の着用を考慮

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

*3：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

*4：中央制御室内及び入退域時において事故後1日目のみマスク（PF=1,000）の着用を考慮。中央制御室内は6時間当たり18分間外すものとして評価

*5：評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は、7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目3直の被ばく線量は、入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量

表 3-7 格納容器ベントを実施した場合の最大の線量

となる班 (D 班) の被ばく評価結果の内訳 (マスクを考慮)

被ばく経路		7 日間の実効線量*
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.1×10^{-2}
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.0×10^0
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 6.7×10^0
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 3.2×10^1
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 2.6×10^1) (約 5.6×10^0)
	小計 (①+②+③+④)	約 4.5×10^1
入退域時	⑤ 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.2×10^{-1}
	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.6×10^{-2}
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.2×10^0
	⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 5.7×10^{-3}
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 5.4×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 5.1×10^1

注記* : 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

中央制御室待避所遮蔽に係るストリーミングの考慮について

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

1. 出入口開口部に対する考慮

中央制御室待避所の出入口開口からのストリーミングが加圧エリアに影響を与えないよう、遮蔽扉とする。

2. 配管その他の貫通部に対する考慮

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

- (1) 貫通部の大きさを可能な限り小さくする。
- (2) 貫通部は、原則として貫通部を通して線源が直接見通せない位置に設置する。