

本資料のうち、枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 工事計画審査資料	
資料番号	KK7 添-1-051 改3
提出年月日	2020年8月3日

V-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書

2020年8月

東京電力ホールディングス株式会社

V-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書

目 次

1. 概要	1
2. 中央制御室の居住性に関する基本方針	1
2.1 基本方針	1
2.2 適用基準, 適用規格等	2
3. 中央制御室の居住性を確保するための防護措置	5
3.1 換気設備	5
3.2 生体遮蔽装置	8
3.3 酸素濃度・二酸化炭素濃度計	8
3.4 資機材, 要員の交替等	8
3.5 可搬型の照明	8
3.6 代替電源	9
4. 中央制御室の居住性評価	10
4.1 線量評価	10
4.1.1 評価方針	10
4.1.2 評価条件及び評価結果	33
4.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価	49
4.2.1 設計基準事故時における中央制御室内酸素濃度及び 二酸化炭素濃度の評価方針	49
4.2.2 設計基準事故時における中央制御室内酸素濃度及び 二酸化炭素濃度の評価結果	50
4.2.3 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内酸素濃度及び 二酸化炭素濃度の評価方針	50
4.2.4 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内酸素濃度及び 二酸化炭素濃度の評価結果	51
4.2.5 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室待避室内酸素濃度及び 二酸化炭素濃度の評価方針	52
4.2.6 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室待避室内酸素濃度及び 二酸化炭素濃度の評価結果	54
4.3 中央制御室の居住性評価のまとめ	55
5. 熱除去の評価	56
5.1 中央制御室遮蔽の熱除去の評価	56
5.1.1 中央制御室遮蔽における入射線量の設定方法	56
5.1.2 中央制御室遮蔽の温度上昇の計算方法	56
5.2 補助遮蔽（フィルタベント遮蔽壁）の熱除去の評価	56
5.2.1 フィルタベント遮蔽壁における入射線量の設定方法	56
5.2.2 フィルタベント遮蔽壁の温度上昇の計算方法	56
5.3 二次遮蔽壁の熱除去の評価	57
5.3.1 二次遮蔽壁における入射線量の設定方法	57

5.3.2 二次遮蔽壁の温度上昇の計算方法	57
5.4 温度上昇のまとめ	57

別添 1 空気流入率測定試験について

別添 2 中央制御室可搬型陽圧化空調機のフィルタ除去性能の維持について

別添 3 運転員の交替要員体制について

別添 4 中央制御室の居住性評価に係る各被ばく評価におけるブローアウトパネルの取扱いについて

別添 5 中央制御室待避室遮蔽に係るストリーミングの考慮について

別紙 1 計算機プログラム（解析コード）の概要

1. 概要

本説明書は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 38 条及び第 74 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づく中央制御室（「6,7 号機共用」（以下同じ。）」の居住性について、居住性を確保するための基本方針、居住性に係る設備の設計方針、放射線防護措置の有効性を示す評価等を含めて説明するものである。

2. 中央制御室の居住性に関する基本方針

2.1 基本方針

- (1) 原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、中央制御室の気密性、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、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やばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じる。
- (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、以下の設備により居住性を確保する。

a. 換気設備

(a) 中央制御室換気空調系

- イ. 中央制御室送風機（6,7 号機共用）
- ロ. 中央制御室排風機（6,7 号機共用）
- ハ. 中央制御室再循環フィルタ装置（「6,7 号機共用」（以下同じ。）」
- ニ. 中央制御室再循環送風機（6,7 号機共用）
- ホ. 中央制御室換気空調系（中央制御室外気取入ダクト）（「6,7 号機共用」（以下同じ。）」
- ヘ. 中央制御室換気空調系（中央制御室排気ダクト）（「6,7 号機共用」（以下同じ。）」
- ト. MCR 通常時外気取入隔離ダンパ（U41-F001A, B）（6,7 号機共用）
- チ. MCR 排気隔離ダンパ（U41-F002A, B）（6,7 号機共用）
- リ. MCR 非常時外気取入隔離ダンパ（U41-F003A, B）（6,7 号機共用）
- ヌ. MCR 外気取入ダンパ（U41-DAM601A, B）（6 号機設備, 6,7 号機共用）
- ル. MCR 非常用外気取入ダンパ（U41-DAM602A, B）（6 号機設備, 6,7 号機共用）
- ヲ. MCR 排気ダンパ（U41-DAM604A, B）（6 号機設備, 6,7 号機共用）

(b) 中央制御室可搬型陽圧化空調機（「6,7 号機共用」（以下同じ。）」

- イ. 中央制御室可搬型陽圧化空調機（ファン）（6,7 号機共用）
- ロ. 中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット）（6,7 号機共用）
- ハ. 中央制御室可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト（6,7 号機共用）

(c) 中央制御室待避室陽圧化装置（「6,7 号機共用」（以下同じ。）」

- イ. 中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）（6,7 号機共用）
- ロ. 中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）配管（6,7 号機共用）

b. 生体遮蔽装置

- (a) 中央制御室遮蔽（「6,7号機共用」（以下同じ。））
- (b) 中央制御室待避室遮蔽（常設）（「6,7号機共用」（以下同じ。））
- (c) 中央制御室待避室遮蔽（可搬型）（「6,7号機共用」（以下同じ。））
- (d) 二次遮蔽壁
- (e) 補助遮蔽

また、その他の居住性に係る設備として、計測制御系統施設の可搬型の酸素濃度・二酸化炭素濃度計（「6,7号機共用」（以下同じ。））により、中央制御室内及び中央制御室待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握する。

さらに、計測制御系統施設の可搬型蓄電池内蔵型照明（「6,7号機共用」（以下同じ。））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、中央制御室可搬型陽圧化空調機及び可搬型蓄電池内蔵型照明は、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機（「6,7号機共用」（以下同じ。））からの給電が可能な設計とする。

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

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

炉心の著しい損傷が発生した場合における居住性評価のうち被ばく評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（平成25年6月19日 原規技発第13061918号 原子力規制委員会決定）（以下「審査ガイド」という。）を参照して、放射性物質等の評価条件及び評価手法を考慮し、居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足できることを評価する。

また、居住性評価のうち中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価に当たっては、「労働安全衛生法（昭和47年法律第57号）事務所衛生基準規則」（昭和47年9月30日労働省令第43号、最終改正平成26年7月30日厚生労働省令第87号）（以下「事務所衛生基準規則」という。）、「労働安全衛生法（昭和47年法律第57号）酸素欠乏症等防止規則」（昭和47年9月30日労働省令第42号、最終改正平成30年6月19日厚生労働省令第75号）（以下「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16日 平成17・

- 12・15 原院第 5 号)
- ・被ばく評価手法 (内規)
 - ・酸素欠乏症等防止規則
 - ・事務所衛生基準規則
 - ・発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針 (昭和 51 年 9 月 28 日原子力委員会決定, 平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)
 - ・被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について ((原子力安全委員会了承, 平成元年 3 月 27 日) 一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日)
 - ・発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針 (平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定, 平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)
 - ・発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針 (昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定, 平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)
 - ・原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程 (J E A C 4 6 2 2 -2009) (平成 21 年 6 月 23 日制定)
 - ・技術基準規則
 - ・Compilation of Fission Product Yields (NEDO-12154-1, M.E.Meek and B.F.Rider, Vallecitos Nuclear Center, 1974)
 - ・空気調和・衛生工学便覧 第 14 版 (平成 22 年 2 月)
 - ・沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について HLR-021 訂 9 株式会社日立製作所, 平成 16 年 1 月
 - ・「放射線施設のしゃへい計算 実務マニュアル 2015」のデータ集「放射線施設の遮蔽計算実務 (放射線) データ集 2015」(公益財団法人原子力安全技術センター)
 - ・ICRP Publication 71, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients", 1995
 - ・ICRP Publication 72, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients", 1996
 - ・審査ガイド
 - ・JENDL-3.2 に基づく ORIGEN2 用ライブラリ: ORLIBJ32 (JAERI-Data/Code 99-003 (1999 年 2 月))
 - ・BNWL-1244, "Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays - Containment Systems Experiment Interim Report", February 1970
 - ・L.Soffer, et al., "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants", NUREG-1465, February 1995
 - ・NUPEC 平成 9 年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書 (平成 10 年 3 月)
 - ・NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99
 - ・NUREG/CR-4551 Vol. 2 "Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major

Input Parameters”

- R. G. I. 195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors”
- Standard Review Plan 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007
- Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, March 2007
- R. K. HILLIARD, A. K. POSTMA, J. D. McCORMACK and L. F. COLEMAN, “Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment”, Nuclear Technology, Vol. 10, p. 499-519, April 1971
- JAEA-Technology 2011-026 「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討」
- 2007年制定 コンクリート標準示方書 構造性能照査編, 土木学会
- 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)
- 「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)
- Keith F. Eckerman and Jeffrey C. Ryman, “External Exposure to Radionuclides in Air, Water, and Soil”, FGR-12 EPA-402-R-93-081 (1993)

3. 中央制御室の居住性を確保するための防護措置

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

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

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

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

3.1 換気設備

中央制御室は、以下の設備により換気を行う設計とする。

(1) 換気設備

- a. 中央制御室換気空調系
- b. 中央制御室可搬型陽圧化空調機
- c. 中央制御室待避室陽圧化装置

設計基準事故時は、外気との連絡口を遮断し、中央制御室再循環フィルタ装置を通る再循環運転とし、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。

重大事故等時は、中央制御室可搬型陽圧化空調機にて中央制御室を陽圧化することにより、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができる設計とし、運転員を放射性物質による外部被ばく及び内部被ばくから防護することで、居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足する設計とする。

また、中央制御室換気空調系のダンパを閉操作することで、中央制御室の外気との連絡口を遮断することが可能な設計とする。中央制御室換気空調系（中央制御室外気取入ダクト）及び中央制御室換気空調系（中央制御室排気ダクト）は、バウンダリを形成しており、重大事故等発生時において中央制御室内にとどまる運転員の被ばく線量を低減するために必要な気密性を有する設計とする。

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

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、0.5 回/h を下回るように維持及び管理を行う。

空気流入率測定試験結果の詳細については、別添 1「空気流入率測定試験について」に示す。

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

重大事故等が発生した場合における炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に、運転員の被ばくを低減するため、中央制御室内に中央制御室待避室を設置する。

炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合には中央制御室待避室内に待機可能とし、中央制御室待避室陽圧化装置により 10 時間陽圧化する設計とする。

コントロール建屋と中央制御室及び、コントロール建屋と中央制御室待避室との間の陽圧化に必要な差圧が確保できていることを把握するため、中央制御室用差圧計（6,7 号機共用）を使用する。

中央制御室は、中央制御室内への放射性物質の流入を防ぐため設計上の圧力値を外気に対して +20Pa (gage) 以上 +40Pa (gage) 未満に設定する。

また、中央制御室待避室は、待避室内への放射性物質の流入を防ぐため設計上の圧力値を外気に対して +60Pa (gage) 以上に設定することにより、隣接区画に対して +20Pa 以上の差圧を確保する。

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

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において使用する中央制御室可搬型陽圧化空調機は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機から給電が可能な設計とする。

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やばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対しても中央制御室換気空調系の外気取り入れを手動で遮断し、再循環運転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、再循環運転による酸素防止を考慮して外気取り入れの再開が可能な設計とするが、設計基準事故時の被ばく評価期間であり、かつ、火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物の継続時間を上回る 30 日間の中央制御室への換気空調系による空気の取り込みを一時的に停止した場合においても、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない濃度を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は、中央制御室可搬型陽圧化空調機による陽圧化により、炉心の著しい損傷が発生した場合の被ばく評価期間である 7 日間における中央制御室の陽圧化においても、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない濃度を維持及び抑制できる設計とする。

(1) 中央制御室可搬型陽圧化空調機高性能フィルタ

高性能フィルタのろ材は、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。

高性能フィルタによる微粒子の除去効率は、99.97%以上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。

上記の高性能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中央制御室の居住性に係る被ばく評価条件下においても適用できることを以下に確認する。

a. 温度及び湿度条件

中央制御室を設置している6,7号機コントロール建屋は、7号機原子炉建屋から離れた位置にあるため、温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることはなく、フィルタの性能が低下するような環境にはならない。

b. 吸着容量

高性能フィルタの吸着容量は約1400gである（別添2参照）。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（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+全交流動力電源喪失+全ECCS機能喪失」シナリオにおいて、炉内から大気中へ放出され、高性能フィルタに流入するエアロゾルの量を評価したところ、約 2.8×10^{-5} gとなった。これは、安定核種も考慮して評価したものである。微粒子は、格納容器圧力逃がし装置配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、高性能フィルタ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中央制御室の居住性に係る被ばく評価条件下においても高性能フィルタには、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99.97%以上は確保できる。

(2) 中央制御室可搬型陽圧化空調機活性炭フィルタ

活性炭フィルタによる有機よう素及び無機よう素の除去効率は99.9%以上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。

上記の活性炭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中央制御室の居住性に係る被ばく評価条件下においても適用できることを以下に確認する。

a. 温度及び湿度条件

中央制御室を設置している6,7号機コントロール建屋は、7号機原子炉建屋から離れた位置にあるため、温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることはなく、フィルタの性能が低下するような環境にはならない。

b. 吸着容量

活性炭フィルタの吸着容量は約129gである（別添2参照）。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（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+全交流動力電源喪失+全ECCS機能喪失」シナリオにおいて、炉内から大気中へ放出され、活性炭フィルタに流入する有機よう素及び無機よう素の量を評価したところ、約 1.8×10^{-4} gとなった。これは、「(1) 中央制御室可搬

型陽圧化空調機高性能フィルタ」と同様の評価手法で評価したものである。活性炭フィルタに取り込まれた有機よう素及び無機よう素は、全量が活性炭フィルタに捕集されるものとした。

以上のとおり、炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価条件下においても活性炭フィルタには、よう素を十分に捕集できる容量があるので、有機よう素及び無機よう素に対するフィルタ除去効率 99.9%以上は確保できる。

3.2 生体遮蔽装置

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

中央制御室遮蔽（中央制御室待避室遮蔽（常設）を含む。），二次遮蔽壁及び補助遮蔽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・二酸化炭素濃度計

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

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

3.4 資機材，要員の交替等

資機材は，運転員の人員を考慮した数量の防護具類を配備し，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，当直副長の指示により全面マスク等を着用する。

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

3.5 可搬型の照明

計測制御系統施設の可搬型蓄電池内蔵型照明により，炉心の著しい損傷が発生した場合に常設の照明が使用できなくなった場合においても，中央制御室の制御盤での監視操作に必要な照度を確保する。また，中央制御室用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）（「6,7号機共用」（以下同じ。））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。

可搬型蓄電池内蔵型照明及び中央制御室用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）の詳細については、V-1-1-13「非常用照明に関する説明書」に示す。

3.6 代替電源

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

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において使用する中央制御室可搬型陽圧化空調機は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機から給電が可能な設計とする。

可搬型蓄電池内蔵型照明は炉心の著しい損傷が発生した場合にも、第一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、V-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」に示す。

4. 中央制御室の居住性評価

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、「柏崎刈羽原子力発電所第6号機及び第7号機中央制御室」とする。中央制御室の遮蔽構造を図4-1に、設計基準事故時に期待する換気設備の系統図を図4-2に、炉心の著しい損傷が発生した場合に期待する換気設備の系統図を図4-3に示す。

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

発災プラントとしては、柏崎刈羽原子力発電所第6号機及び第7号機を想定する。設計基準事故時における評価においては、評価事象に対して単一プラントの発災を想定する。炉心の著しい損傷が発生した場合の評価においては、審査ガイドに基づき、各号機で同時に事故が発生するものと仮定し、被ばく線量を個別に評価し合算する。なお、各号機の評価条件は、特記しない場合は同一とする。

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ず経路を選定する。
- c. 評価事象に対して、建屋内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量を計算する。
- d. 原子炉建屋内の放射性物質の存在量分布から線源強度を計算する。
- e. 発電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、中央制御室遮蔽による遮蔽効果を考慮して計算する。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いては、格納容器圧力逃がし装置内の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。

ロ. c.及びe.の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばくを、中央制御室遮蔽による遮蔽効果を考慮して計算する。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。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いては、格納容器圧力逃がし装置内の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。

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て、代表的な事象を「設計基準事故」と選定し、想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程においてほかの異常状態の原因となるような2次的損傷が生じず、さらに放射性物質の放散に対する障壁の

設計が妥当であることを確認している。

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

また、評価期間は、被ばく評価手法（内規）に従い事故後30日間とする。

b. 炉心の著しい損傷が発生した場合

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第37条の「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の想定する格納容器破損モードのうち、6号機及び7号機において、中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを想定する。

中央制御室等の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとしては、炉心損傷が早く、中央制御室の換気設備等に期待できない事故初期に放射性物質の放出が開始される「大破断LOCA時に非常用炉心冷却系統の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」を想定する。6号機及び7号機では、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。したがって、6号機及び7号機において同時に炉心の著しい損傷が発生したと想定する場合、代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。しかし、被ばく評価においては、中央制御室の居住性評価を厳しくする観点から、片方の号機において代替循環冷却系を使用できず、格納容器圧力逃がし装置*を用いた格納容器ベントを実施した場合についても想定し、評価シナリオの組合せを以下のとおりとする。

- (a) 6号機及び7号機が代替循環冷却系を用いて事象収束する。
- (b) 6号機が格納容器ベントを実施して事象収束し、7号機が代替循環冷却系を用いて事象収束する。
- (c) 6号機が代替循環冷却系を用いて事象収束し、7号機が格納容器ベントを実施して事象収束する。

また、評価期間は、解釈に従い事故後7日間とする。

注記* : サプレッションチェンバの排気ラインを使用した場合を想定する。

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

(3) 被ばく経路の選定

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

また、運転員の当直交替に伴い入退域の移動が生じ、この入退域時にも運転員は被ばくする。

以上より、運転員の被ばく経路は、以下の被ばく経路①～⑤を考慮する。

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

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

a. 中央制御室内での被ばく

(a) 被ばく経路① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

想定事故時に建屋内に放出された放射性物質から直接的に施設周辺に到達してくるガンマ線（以下「直接ガンマ線」という。）及び空気中で散乱されて施設周辺に到達してくるガンマ線（以下「スカイシャインガンマ線」という。）が、中央制御室遮蔽を透過して中央制御室内の運転員に与える線量。なお、炉心の著しい損傷が発生し、格納容器ベントを実施した場合においては、格納容器圧力逃がし装置内の放射性物質からのガンマ線による線量も考慮する。

(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。）が、中央制御室遮蔽を透過して中央制御室内の運転員に与える線量。また、炉心の著しい損傷が発生した場合においては、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。）も考慮する。

(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

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）。炉心の著しい損傷が発生した場合におけるガンマ線による外部被ばくの評価は、隣接エリアに取り込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばくも考慮する。

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。なお、炉心の著しい損傷が発生し、格納容器ベントを実施した場合においては、格納容器圧力逃がし装置内の放射性物質からのガンマ線による線量も考慮する。

(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

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102%で長期間にわたって運転されていたものとする。また、炉心の著しい損傷が発生した場合の評価においては、事象発生直前まで、原子炉は定格出力で長期間にわたって運転されていたものとする。炉心内蓄積量計算条件を表4-2に示す。

(a) 設計基準事故時

原子炉冷却材喪失時においては炉心内に蓄積する放射性物質の放出を考慮する。評価で使用する炉心内蓄積量は、原子炉は事故発生直前まで定格出力の約102%（熱出力4005MW）で十分長時間（2000日）運転していたものとし、以下の式により算出する。事故発生直前の炉心内蓄積量を表4-3に示す。

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

ここで、

q_0^i : 核種iの炉心内蓄積量(Bq)

P_0 : 原子炉熱出力(MWt)

T_{OP} : 原子炉運転時間(s)

Y_i : 核種iの核分裂収率(%)

λ_R^i : 核種iの崩壊定数(s^{-1})

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

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

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

ここで、

q_f^i : 核種iの追加放出量(Bq)

Q_{I131} : I-131の追加放出量(Bq)

Y_i : 核種iの核分裂収率(%)

Y_{I131} : I-131の核分裂収率(%)

λ_R^i : 核種iの崩壊定数(s^{-1})

λ_{I131} : I-131の崩壊定数(s^{-1})

T_{OP} : 原子炉運転時間(s)

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

(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合

事故発生直前まで、原子炉は定格熱出力で長期間にわたって運転されていたものとする。事故直前の炉内蓄積量は、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3926MWを掛け合わせて計算する。

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

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

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

b. 評価の対象とする放射性核種

(a) 設計基準事故時

イ. 原子炉冷却材喪失

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

ロ. 主蒸気管破断

運転員の被ばくに有意に寄与すると考えられる希ガス及び放射性ハロゲン等(以下「ハロゲン等」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、一部改訂平成13年3月29日 原子力安全委員会）」（以下「気象指針」という。）に基づき評価する。

a. 大気拡散評価モデル

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

(a) 相対濃度

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

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

ここで、

χ/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m³)

T : 実効放出継続時間 (h)

$(\chi/Q)_i$: 時刻*i*における相対濃度 (s/m³)

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

: 時刻*i*において風向がほかの方位にあるとき $\delta_i^d = 0$

(高所放出の場合)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{2 \cdot \pi \cdot \Sigma_{y_i} \cdot \Sigma_{z_i} \cdot U_i} \cdot \left\{ \exp\left(\frac{-(z-H)^2}{2 \cdot \Sigma_{z_i}^2}\right) + \exp\left(\frac{-(z+H)^2}{2 \cdot \Sigma_{z_i}^2}\right) \right\}$$

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

(地上放出の場合)

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

ここで、

- U_i : 時刻*i*の放出源を代表する風速(m/s)
- $\Sigma_{y i}$: 時刻*i*の建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)
- $\Sigma_{z i}$: 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)
- z : 評価点の高さ (m)
- H : 放出源の高さ (m)
- $\sigma_{y i}$: 時刻*i*の濃度のy方向の拡がりパラメータ (m)
- $\sigma_{z i}$: 時刻*i*の濃度のz方向の拡がりパラメータ (m)
- C : 建屋投影面積*2 (m²)
- A : 形状係数 (-)

上記のうち、気象項目 (風向, 風速及び $\sigma_{y i}$, $\sigma_{z i}$ 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。

$\sigma_{y i}$ 及び $\sigma_{z i}$ については、気象指針における相関式を用いて計算する。

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

*2 : 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。

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

ここで、

D/Q : 評価地点 (x, y, z) における相対線量 (μ Gy/Bq)

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

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, z) までの距離 (m)

$B(\mu r)$: 空気に対するガンマ線の再生係数 (-)

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

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

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

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

$\chi(x', y', z')$: 放射性雲中の点 (x', y', z') における相対濃度 (s/m^3)

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

b. 気象データ

1985年10月～1986年9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 (2004年4月～2013年3月) と最新10年間の気象データ (2008年4月～2018年3月)) と比較して異常でないことを確認している。

c. 相対濃度及び相対線量の評価点

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

(a) 中央制御室内滞在時

設計基準事故時において換気設備は、通常時の外気取入ダンパを閉止し、少量外気取り入れを実施しつつ、チャコールフィルタを介して中央制御室内の空気を再循環する再循環運転 (少量外気取入時) に事故発生15分後に切り替わることを前提とする。炉心の著しい損傷が発生した場合において換気設備は、外気取入ダンパ及び排気ダンパを閉止し、事故発生3時間後から中央制御室を陽圧化する中央制御室可搬型陽圧化空調機を起動することを前提とする。中央制御室が属する建屋の屋上面を代表面として選定し、建屋巻込みの影響を受ける場合には、中央制御室が属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様であるので、相対濃度の評価点は中央制御室

中心を代表とする。

また、相対線量の評価点も同様に中央制御室中心とする。

(b) 入退域時

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、周辺監視区域境界から中央制御室出入口までの運転員の移動経路を対象とし、入退域時の評価点は、線量結果が厳しくなるよう、設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合におけるそれぞれの運転員の入退域時の屋外アクセスルート中において、設計基準事故時には原子炉建屋及びタービン建屋に近いサービス建屋入口を、炉心の著しい損傷が発生した場合においては原子炉建屋に近いコントロール建屋入口を代表評価点とする。

設計基準事故時の放射性物質の放出源と評価点の位置関係を図4-7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「主排気筒」及び「燃料取替床ブローアウトパネル」、炉心の著しい損傷が発生した場合の想定放出源である「格納容器圧力逃がし装置配管」、「主排気筒」及び「原子炉建屋」は、上記の条件に該当することから、建屋巻込みの影響があるものとして評価を行う。

各放出源の巻込みを生じる代表建屋として、放出源から最も近く、影響が最も大きいと考えられる原子炉建屋を選定する。そのため評価対象とする方位は、放出された放射性物質が原子炉建屋の巻込み現象の影響を受けて拡散する方位及び原子炉建屋の巻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、原子炉建屋の風下側に巻き込まれるような範

圏に放出点が存在すること。

(c) 原子炉建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。

上記選定条件(c)の条件に該当する風向の方位の選定には、評価点から原子炉建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、建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方。本評価では、代表建屋である原子炉建屋の高さ(37.7m)が該当する。)だけ幅を広げた部分を見込む方位を仮定する。

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

設計基準事故時の各放出源について、選定条件(a)～(c)の条件にすべて該当し、評価対象とする風向を図4-10及び図4-11に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合の各放出源について、選定条件(a)～(c)の条件にすべて該当し、評価対象とする風向を図4-12から図4-17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、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。

原子炉建屋の投影面積を図4-18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2交替)を想定し、班ごとに評価期間中(事故発生から7日間)の被ばく線量を評価する。

班ごとの評価期間中の積算線量は、被ばく経路ごとに、評価期間中の中央制御室滞在及び入退域ごとの被ばく線量を評価し、合算することで算出する。想定する勤務体系を表4-7に示す。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、周辺監視区域境界から中央制御室出入口までの移動を考慮して、1回当たりの入退域時間を15分間と仮定し、線量結果が厳しくなるように、設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合におけるそれぞれの運転員の入退域時の屋外アクセスルート中において、設計基準事故時においては原子炉建屋及びタービン建屋に近いサービス建屋入口を、炉心の著しい損傷が発生した場合においては原子炉建屋に近いコントロール建屋入口を代表評価点とし、建屋入口に15分間滞在するものとする。

a. 中央制御室内での被ばく

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

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

イ. 評価条件

(イ) 線源強度

設計基準事故時における想定事故時の線源強度は、次のとおりとする。

- ① 原子炉冷却材喪失時においては、事故時に炉心から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区域（二次格納施設）内に放出され、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の放射性物質は自由空間内に均一に分布するものとする。この原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。計算対象とする核種及び原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内への放出量の計算条件は、大気中への放出量の計算条件と同じとする。原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内へ放出された放射性物質に対しては、崩壊による減衰及び原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）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（地上階以上の管理区域）内の自由空間内に均一に分布するものとする。このタービン建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。

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

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

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

原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に移行した放射性物質は、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）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区域（二次格納施設）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区域（二次格納施設）内への放出量の計算条件は、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）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、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）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、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に移行した放射性物質は、崩壊による減衰を考慮する。

- ② 原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)内におけるガンマ線積算線源強度は、原子炉建屋内の放射性物質のガンマ線エネルギーを、エネルギー範囲によって区分し、24時間ごとに評価する。

ガンマ線エネルギー群構造は評価済核データライブラリ JENDL-3.3^{*1}から作成した輸送計算用ライブラリ MATXS LIB-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 FSX LIB and MATXS LIB based on JENDL-3.3", JAERI-Data/Code 2003-011 (2003)

(ロ) 幾何条件

設計基準事故時における原子炉冷却材喪失時の中央制御室内での被ばく評価に係る直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価モデルを図4-19に示す。また、炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室内での被ばく評価に係る直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価モデルを図4-20に示す。

直接ガンマ線の線源範囲は、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の地上1階以上^{*1}とし、保守的に各階の原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の東西南北

最大幅をとることとする。スカイシャインガンマ線の線源範囲は、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の最上階（地上4階）^{*2}とする。

評価上考慮する遮蔽は、中央制御室遮蔽、二次遮蔽壁^{*3}及び補助遮蔽^{*3}とする。保守的に、二次遮蔽壁及び補助遮蔽の厚さは、各階の東西南北の遮蔽ごとに、それぞれの最小厚さでモデル化する。

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：原子炉建屋地上4階の床はコンクリート厚さが厚く、下層階からの放射線を十分に遮蔽している。したがって、建屋天井から放射されるガンマ線を線源とするスカイシャインガンマ線の評価では、下層階に存在する放射性物質からの放射線の影響は十分小さいため、線源として無視できる。

*3：6号機又は7号機の原子炉建屋の遮蔽を指す。

設計基準事故時における主蒸気管破断時の中央制御室内での被ばく評価に係る直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価モデルを図4-21に示す。

直接ガンマ線の線源範囲は、タービン建屋の管理区域の地上1階以上^{*4}とし、保守的に各階の管理区域の東西南北最大幅をとることとする。また、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階から最上階（地上3階）^{*5}とする。

中央制御室は中央制御室遮蔽を考慮し、タービン建屋はタービン建屋外壁^{*6}を遮蔽として考慮する。保守的に、タービン建屋外壁の厚さは、各階の東西南北の遮蔽ごとに、それぞれの最小厚さでモデル化する。

なお、中央制御室遮蔽、二次遮蔽壁、補助遮蔽及びタービン建屋外壁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する。

また、線源としてより厳しい炉心の著しい損傷が発生した場合の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。

注記*4：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。

*5：タービン建屋地上2階の床はコンクリート厚さが厚く、下層階からの放射線を十分に遮蔽できるため、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にあたっては、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無視できる。

*6：6号機又は7号機のタービン建屋の遮蔽を指す。

(ハ) 評価点

設計基準事故時の原子炉冷却材喪失時における室内作業時の評価点は、線量結果が厳しくなるよう、原子炉建屋に最も近接する図4-19に示す位置とした。

また、設計基準事故時の主蒸気管破断時における室内作業時の評価点は、線量結果が厳しくなるよう、線源領域であるタービン建屋に近接する図4-21に示す位置とした。

設計基準事故時の原子炉冷却材喪失時及び主蒸気管破断時の評価点高さは、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価ともに、天井高さとする。

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、線量結果が厳しくなるよう、原子炉建屋に最も近接する図4-20に示す位置とする。評価点高さは、直接ガンマ線の評価は床から1.5m*とし、スカイシャインガンマ線は天井高さとする。

注記* : 日本人の成人男性の平均身長約1.7m及び成人女性の平均身長約1.6mに対して、胸部～腹部の高さとして設定。以降、評価点高さ「床から1.5m」は同様の考え方。

(二) 解析コード

直接ガンマ線については、QAD-CGGP2Rコードを用い、スカイシャインガンマ線は、ANISNコード及びG33-GP2Rコードを用いる。

(b) 被ばく経路② (クラウドシャインガンマ線)

大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での運転員の外部被ばくは、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) 原子炉冷却材喪失時

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

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

ここで、

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

K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (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)

F : 中央制御室遮蔽厚さにおける減衰率(-)

T : 計算対象期間 (s)

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

(ロ) 主蒸気管破断時

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

① 主蒸気隔離弁閉止前

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

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

ここで、

- $H_{\gamma 1}$: 放射性物質からの直接ガンマによる外部被ばく線量(Sv)
- $Q_{\gamma 1}$: 主蒸気隔離弁閉止前の半球状雲中の放射性物質質量(Bq)
(ガンマ線実効エネルギー0.5MeV換算値)
- V : 半球状雲の体積(m³)
- E_{γ} : ガンマ線エネルギー (0.5MeV)
- α : 半球状雲の直径(m)
- u : 半球状雲の移動の評価のための風速 (1m/s)
- μ : 空気に対するガンマ線のエネルギー吸収係数 (3.84×10⁻³m⁻¹)
- F : 中央制御室遮蔽厚さにおける減衰率(-)

② 主蒸気隔離弁閉止後

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

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

ここで、

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

(ハ) 炉心の著しい損傷が発生した場合

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

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

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

ここで、

- H : クラウドシャインガンマ線による実効線量(Sv)

- $h_k(t)$: 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 ($K=1\text{Sv/Gy}$)
 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の遮蔽体に対するビルドアップ係数*2(-)
 μ_γ : エネルギー γ のphotonの遮蔽体に対する線減衰係数*2(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 (gxh2obrm.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 : 「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル 2015」(公益財団法人 原子力安全技術センター)に記載されている値を内挿することにより求める。

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

評価期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は、中央制御室内に取り込まれ、中央制御室内に滞在している運転員の被ばくをもたらす。中央制御室内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び放射性物質の吸入による内部被ばく線量は以下により評価する。なお、炉心の著しい損傷が発生した場合の評価点は中央制御室待避室内とする。

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。なお、室内雰囲気中での放射性物質は一様混合し、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。

i. 設計基準事故時

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

ここで、

- V : 中央制御室内バウンダリ体積(m^3)
- $C_i(t)$: 時刻 t における中央制御室内の核種 i の濃度(Bq/m^3)
- η : チャコールフィルタの除去効率(-)
- $C_i^O(t)$: 時刻 t における中央制御室換気系給気口の核種 i の濃度(Bq/m^3)

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

- $Q_i(t)$: 時刻 t における大気への核種 i の放出率(Bq/s)
- χ / Q : 相対濃度(s/m^3)
- f_1 : 中央制御室への外気取込量(m^3/s)
- f_2 : 中央制御室への外気リークイン量(m^3/s)
- F_F : 再循環フィルタを通る流量(m^3/s)
- λ_i : 核種 i の崩壊定数(s^{-1})

ii. 炉心の著しい損傷が発生した場合

中央制御室待避室内の放射性物質の濃度は、中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室陽圧化装置を考慮し、以下の①、②に示す式を用いて評価する。なお、中央制御室待避室内の放射性物質の濃度は、中央制御室待避室陽圧化装置による陽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する。

① 中央制御室待避室陽圧化装置による陽圧化を実施していない期間

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

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

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

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

ここで、

- $m_{0k}(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室待避室内の放射能濃度(Bq/m^3)
- $m_{1k}(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室内の放射能濃度(Bq/m^3)
- $M_{1k}(t)$: 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体積(m^3)

- λ_k : 核種kの崩壊定数(1/s)
- G_1 : 中央制御室可搬型陽圧化空調機の風量(m³/s)
- E_k : 中央制御室可搬型陽圧化空調機のフィルタの除去効率(-)
- $S_k(t)$: 時刻tにおける核種kの外気の放射能濃度(Bq/m³)
- α : 中央制御室への外気リークイン量(m³/s)
- χ/Q : 相対濃度(s/m³)
- $Q_k(t)$: 時刻tにおける核種kの放出率(Bq/s)

② 中央制御室待避室陽圧化装置による陽圧化を実施する期間

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

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

ここで、

- $m_{0k}(t)$: 時刻tにおける核種kの中央制御室待避室内の放射能濃度(Bq/m³)
- $M_{0k}(t)$: 時刻tにおける核種kの中央制御室待避室内の放射能量(Bq)
- V_0 : 中央制御室待避室バウンダリ体積(m³)
- λ_k : 核種kの崩壊定数(1/s)
- G_0 : 中央制御室待避室陽圧化装置の空気供給量(m³/s)

(ロ) 事故時運転

原子炉冷却材喪失時においては、原子炉区域換気空調系排気放射能高又は燃料取替エリア排気放射能高の信号で、中央制御室の通常時換気系の外気取入ダンパが閉止され、フィルタを介して室内空気を再循環する中央制御室再循環送風機が起動する設計となっており、事故後運転員による外気取り入れモード操作により外気取入ダンパが開き、フィルタを介して外気を取り込む設計となっている。

一方、主蒸気管破断時においては、事故後運転員が手動で中央制御室の通常時換気系の外気取入ダンパを閉止し、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、設計基準事故時の被ばく評価上は、保守的に運転員による手動隔離操作を仮定し、隔離操作に要する時間を十分に見込んだ後に、中央制御室換気系（再循環運転（少量外気取入時））が作動するものと仮定する。中央制御室換気系（再循環運転（少量外気取入時））作動開始時間は、運転員が事故を検知してから操作を開始するまでの時間的余裕（10分）を見込んで事故発生後15分とし、その間は通常時換気系により外気を取り込むものと仮定する。

炉心の著しい損傷が発生した場合においては、中央制御室を中央制御室可搬型陽圧化空調機により陽圧化することで、取り入れる空気に含まれる放射性物質をフィルタで低減し、かつ、中央制御室への外気の流入を防止することが可能な設

計を評価で考慮する。

(ハ) 中央制御室バウンダリ体積

中央制御室バウンダリ体積は、上部中央制御室、下部中央制御室等の中央制御室換気系設備の処理対象となる区画の体積を合計して、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20800m³とする*。また、中央制御室待避室バウンダリ体積は、中央制御室待避室陽圧化装置の処理対象となる区画の体積を基に、保守的に切り上げて100m³とする*。バウンダリ体積を図4-22に示す。

注記* : 設計基準事故時の評価において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。炉心の著しい損傷が発生した場合における室内に取り込まれた放射性物質からの影響は、中央制御室可搬型陽圧化空調機のフィルタで除去されない希ガスによる影響が大きく、バウンダリ体積が大きくなるほど室内に浮遊するガンマ線による外部被ばくの影響が大きくなるため、評価上保守的となる。

(ニ) フィルタ除去効率

i. 設計基準事故時

中央制御室再循環フィルタ装置のよう素フィルタの効率は、設計値を基に90%とする。

ii. 炉心の著しい損傷が発生した場合

(i) 中央制御室可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタの効率は、設計値を基に99.9%とする。

(ii) 中央制御室可搬型陽圧化空調機の高性能フィルタの効率は、設計値を基に99.9%とする。

(ホ) 設計基準事故時における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6号機で7500m³/h、7号機で6000m³/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0.5回/hとする。ただし、中央制御室を陽圧化している期間は、中央制御室へのインリークはないものとする。

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

ロ. 線量計算

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

(イ) 中央制御室内の放射性物質による外部被ばく

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

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

ここで、

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

E_{γ} : ガンマ線エネルギー(0.5MeV)

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

μ : 空気に対するガンマ線のエネルギー吸収係数(3.84×10⁻³m⁻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、この取り込み空気による被ばくを考慮する。この際、破断口から放出された蒸気雲が中央制御室換気系給気口付近まで移動する際の放射性物質の減衰は保守的に無視するものとする。

(ロ) 中央制御室内の放射性物質の吸入による内部被ばく

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

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

ここで、

H_I : よう素の内部被ばくによる実効線量(Sv)

R : 呼吸率(m³/s) (成人活動時の呼吸率1.2m³/h)

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

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

T : 評価期間(s)

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

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

ここで、

- H : 放射性物質の吸入による内部被ばく線量(Sv)
 R : 呼吸率(m³/s) (成人活動時の呼吸率1.2m³/h)
 H_k : 核種kの吸入摂取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 : 評価期間(s)
 PF : マスクの防護係数(-)

b. 入退域時の被ばく

(a) 被ばく経路④

入退域時における建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(原子炉建屋及びタービン建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく)」と同様である。ただし、入退域時は屋外を移動するため、中央制御室遮蔽のガンマ線の遮蔽効果を考慮しない。

設計基準事故時の評価では、評価点をサービス建屋入口とし、評価点高さは地上2mの位置とする。また、炉心の著しい損傷が発生した場合の評価では、評価点をコントロール建屋入口とし、評価点高さは地上1.5mの位置とする。

(b) 被ばく経路⑤

入退域時における大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び放射性物質の吸入による内部被ばくは、放射性物質の放出量、大気拡散の効果等から、以下により計算する。なお、入退域時は屋外を移動するため、中央制御室遮蔽のガンマ線の遮蔽効果を考慮せず、評価点は、設計基準事故時の評価ではサービス建屋入口、炉心の著しい損傷が発生した場合の評価ではコントロール建屋とする。

イ. 線量計算

(イ) 放射性物質からのガンマ線による外部被ばく

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

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

ここで、

- H_γ : 時刻Tまでの放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく

線量(Sv)

K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (1Sv/Gy)

D/Q : 相対線量(Gy/Bq)

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

T : 評価期間(s)

(ロ) 放射性物質の吸入による内部被ばく

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

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

ここで、

H_I : 時刻Tまでの放射性物質の吸入による内部被ばく(Sv)

R : 呼吸率(m³/s) (成人活動時の呼吸率1.2m³/h)

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

χ / Q : 相対濃度(s/m³)

$Q_I(t)$: 時刻tにおける大気への放射性物質の放出率(Bq/s)
(I-131等価量-成人実効線量係数換算)

T : 評価期間(s)

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

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

ここで、

H : 放射性物質の吸入による内部被ばく線量(Sv)

R : 呼吸率(m³/s) (成人活動時の呼吸率1.2m³/h)

H_k : 核種kの吸入摂取時の実効線量への換算係数(Sv/Bq)

χ / Q : 相対濃度(s/m³)

$Q_k(t)$: 時刻tにおける核種kの大気への放射能放出率(Bq/s)

T : 評価期間(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共通の線量計算条件を表4-9に示す。

(8) 線量の合算及び判断基準との比較

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

4.1.2 評価条件及び評価結果

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

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

4.1.2.1 設計基準事故時における線量評価

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

(1) 大気中への放出量の評価

a. 原子炉冷却材喪失

希ガス及びよう素の大気放出過程を図4-24及び図4-25に示す。放射性物質の大気中への放出量評価に関する条件を以下に示す。

- (a) 原子炉は事故発生直前まで定格出力の約102%（熱出力4005MW）で十分長時間（2000日）運転していたものとする。
- (b) 事故発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス100%、よう素50%の割合とする。
- (c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。
- (d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器から漏えいしないものとする。有機よう素及び希ガスについてはこの効果を見捨てるものとする。
- (e) 格納容器スプレイによりサプレッションチェンバのプール水に無機よう素が溶解する効果は、分配係数（気相濃度と液相濃度の比）で100とする。有機よう素及び希ガスについてはこの効果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。原子炉建屋内の放射性物質については、床、壁等に沈着することによる除去効果は無視し、崩壊のみを考える。なお、非常用ガス処理系は、事故発生後、瞬時に起動するものとする。
- (h) 原子炉格納容器からの漏えいを考慮する。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次のように仮定する。

事故後0～1時間：0.6%/日

事故後1時間～30日：0.3%/日

なお、非常用炉心冷却系により原子炉格納容器外へ導かれたサプレッションチェンバのプール水の漏えいによる放射性物質の放出量は、原子炉格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分小さく、有意な寄与はないため、その評価を省略する。

- (i) 非常用ガス処理系フィルタ装置の設計よう素除去効率は、99.99%以上であるが、ここでは余裕をとり、よう素の除去効率を99%とする。
 - (j) 非常用ガス処理系の容量は、設計で定められた値(0.5回/d)とする。
 - (k) 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、非常用ガス処理系で処理された後、主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
- 希ガス及びハロゲン等の大気放出過程を図4-26及び図4-27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： $1.6 \times 10^4 \text{kg}$
 - 水： $2.4 \times 10^4 \text{kg}$
 - (b) 液相として放出される冷却材中に含まれるハロゲン等の濃度は、運転上許容されるI-131の最大濃度である $1.3 \times 10^3 \text{Bq/g}$ に相当するものとし、その組成を拡散組成とする。また、気相として放出される冷却材中に含まれるハロゲンの濃度は、液相中の濃度の1/50とする。
 - (c) 原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの追加放出量は、I-131については先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んで $7.4 \times 10^{13} \text{Bq}$ が冷却材中へ放出されるものとする。追加放出されるその他の放射性物質についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについては、よう素の2倍の放出があるものとする。
 - (d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の1%が破断口から放出されるものとする。
 - (e) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出に関しては、主蒸気隔離弁閉止直後にこれらのすべての放射性物質が原子炉冷却材中に放出されるものとする。
 - (f) 主蒸気隔離弁閉止後の主蒸気系からの漏えいは、120%/dの漏えい率で事故評価期間中一定と仮定する。
 - (g) 主蒸気隔離弁閉止後、主蒸気逃がし安全弁等を通じて崩壊熱相当の蒸気がサプレッションチェンバのプール水中に移行するものとし、その蒸気流量は原子炉圧力容器気相体積の100倍/dとする。この蒸気に含まれる放射性物質は被ばくには寄与しないものとする。
 - (h) 燃料棒から追加放出される放射性物質のうち、希ガスはすべて瞬時に気相部へ移行するものとする。放出されたよう素のうち、有機よう素の割合は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部へ移行するものとする。有機よう素が分解したよう素、無機よう素及びよう素以外のハロゲンが気相部にキャリ

一オーバーされる割合は2%とする。

- (i) 主蒸気隔離弁閉止前に破断口から放出された冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるものと仮定する。

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

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4-10及び表4-11に示す。

また、これらの条件による大気中への放出量評価結果を表4-12に示す。

(2) 大気拡散の評価

放射性物質の大気拡散評価に関する条件を以下に示す。

a. 原子炉冷却材喪失時

- (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換算値及びヨウ素についてI-131等価量（成人実効線量係数換算）について計算した結果より、30日間の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値として、希ガス110時間、ヨウ素340時間とする。

- (b) すべての放射性物質は、非常用ガス処理系によって、主排気筒から放出されるとする。放出源高さは、主排気筒高さである地上73mとする。なお、放出源高さは放出エネルギーによる影響は考慮しない。

b. 主蒸気管破断時

- (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換算値及びヨウ素についてI-131等価量（成人実効線量係数換算）について計算した結果より、30日間の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値として、希ガス及びハロゲン等1時間、ヨウ素20時間とする。

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

注記*： 評価結果が保守的となるよう、評価点に最も近い燃料取替床ブローアウトパネルを選定。

大気拡散評価条件の詳細について、表4-13に示す。

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

(3) 線量評価

運転員の勤務形態としては5直2交替を仮定し、運転員一人当たりの評価期間中の平均的な実効線量を評価する。直交替を考慮した場合の線量は、被ばく評価期間中の運転員一人当たりの平均的な線量として評価する。

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

16に示す。

① 中央制御室内での被ばく評価方法

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

30日間の積算線量×直交替による滞在時間割合^{*1}

注記*1：実際の交替勤務（5直2交替）の30日間勤務での最大勤務直の滞在時間割合（約0.275926）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、サービス建屋出入口に30日間連続滞在した場合の線量を求め、その値に入退域所要時間割合を掛け合わせるにより計算する。

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

a. 中央制御室内での被ばく

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

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

(b) 被ばく経路② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく

クラウドシャインガンマ線による外部被ばく評価に使用する中央制御室遮蔽によるコンクリート減衰率（F）は、以下のとおりとする。

コンクリート厚さの減衰率は、「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル 2015」のデータ集である「放射線施設の遮蔽計算実務（放射線）データ集 2015」（公益財団法人原子力安全技術センター）に記載されている光子に対する普通コンクリートの質量減衰係数と、光子の点等方線源に対するコンクリートの実効線量ビルドアップ係数を、それぞれ内挿したものをを用いて算出する。

中央制御室遮蔽での減衰効果は、以下の条件により求める。

項目	数値
コンクリート厚さ	<input type="text"/>
コンクリート密度	2.15g/cm ³
ガンマ線エネルギー	1.5MeV

これらより、被ばく評価に使用する中央制御室遮蔽厚さにおける減衰率は、 $F \approx 2.9 \times 10^{-2}$ とする。

(c) 被ばく経路③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

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

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、以下に示す中央制御室換気系設備等の効果を考慮して評価を実施する。中央制御室換気系設備等条件を表4-19に示す。また、中央制御室換気空調系の運転モードを図4-28に示す。事故時運転モードは、再循環運転（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、中央制御室換気系（事故時外気取入モード）が作動するものと仮定する。中央制御室換気系（再循環運転（少量外気取入時））作動開始時間は、運転員が事故を検知してから操作を開始するまでの時間的余裕（10分）を見込んで事故発生後15分とし、その間は通常時換気系により外気を取り込むものと仮定する。

ロ. 「3.4 資機材、要員の交替等」に示すとおり、事故の状況に応じて全面マスク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、中央制御室遮蔽のガンマ線の遮蔽効果を考慮しない。

(b) 被ばく経路⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

クラウドシャインガンマ線による入退域時の外部被ばくの評価手法は、被ばく経路②と同様であるが、入退域時は中央制御室遮蔽外を移動するため、中央制御室遮蔽を

含めた建屋壁のガンマ線の遮蔽効果を考慮しない。また、放射性物質の吸入による内部被ばく評価手法は、被ばく経路③と同様であるが、入退域時は中央制御室外を移動するため、大気中の放射性物質の吸入摂取による内部被ばくを計算する。

(4) 被ばく評価結果

設計基準事故時における中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果を表4-20及び表4-21に示す。被ばく評価結果は、実効線量で原子炉冷却材喪失時において最大約22mSv、主蒸気管破断時において最大約0.58mSv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。

号機	事故時における中央制御室の 運転員の実効線量 (mSv)	
	原子炉冷却材喪失 (仮想事故)	主蒸気管破断 (仮想事故)
6号機	約13	約0.40
7号機	約22	約0.58

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4-29～図4-32に示す。放射性物質の大気中への放出量評価に関する条件を表4-22に示す。また、各放出源からの放出時間帯を示すタイムチャートを図4-33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時に非常用炉心冷却系統の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」を想定し、原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい及び原子炉格納容器からベントラインへの放出を考慮して実施したMAAP解析結果を使用する。有効性評価のMAAP解析結果の格納容器内圧力及び温度の変化を図4-34及び図4-35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格納容器圧力逃がし装置への放出割合のトレンドに対してNUREG-1465^{*1}の知見を適用して使用する^{*2}。

注記*1 : NUREG-1465 "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power 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 ^{*3}
有機よう素	4%
無機よう素	91%
粒子状よう素	5%

注記*3 : 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^{*4}及びStandard Review Plan 6.5.2^{*5}に基づき、無機よう素の原子炉格納容器内での自然沈着率を 9×10^{-4} (1/s) と設定し、カットオフDF200後は自然沈着の効果を見込まない評価とする。本事故シーケンスでは、原子炉格納容器内の無機よう素の存在量が1/200になる時間は、事故後約5.4時間となるため、約5.4時間までは自然沈着率 9×10^{-4} (1/s) を適用し、それ以降は無機よう素の自然沈着がないものとして評価する。

注記*4 : 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

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

d. サプレッションチェンバのプール水による除去

サプレッションチェンバのプール水による無機よう素の除染係数は、NUREG-0800^{*6}を参考としてDF=10を仮定する。

注記*6 : NUREG-0800 Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, Rev.1, 3/2007.

e. 格納容器圧力逃がし装置による除去性能

格納容器圧力逃がし装置による放射性物質の除染係数は、下記を使用する。

	除染係数
エアロゾル	1000
無機よう素	1000
有機よう素	50

上記により評価した、原子炉建屋から大気中への放出量及び格納容器圧力逃がし装置を経由した放出量を表4-23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、全放出源、全核種で1時間とする。
- b. 放出源高さは、事故シーケンスに応じて、非常用ガス処理系からの放出時は主排気筒高さ、格納容器圧力逃がし装置からの放出時は排気口高さ、原子炉建屋漏えい時は地上とする。なお、放出源高さは放出エネルギーによる影響は考慮しない。
大気拡散評価条件の詳細について、表4-24に示す。
また、これら条件による相対濃度及び相対線量の評価結果を表4-25に示す。

(3) 線量評価

運転員勤務体系としては、5直2交替とし、班ごとに評価期間中（事故発生から7日間）の被ばく線量を評価する。班ごとの評価期間中の積算線量は、被ばく経路ごとに、評価期間中の中央制御室滞在及び入退域ごとの被ばく線量を評価し、合算することで算出する。想定する勤務体系を表4-7に示す。

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

イ. 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

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

ロ. 格納容器圧力逃がし装置内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

(イ) 評価の概要

格納容器ベント実施に伴いベントラインに流入する放射性物質の大部分は、希ガス類を除き、格納容器圧力逃がし装置内に取り込まれ線源となる。格納容器圧力逃がし装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、格納容器圧力逃がし装置内の放射性物質の線源強度、施設の位置、遮蔽構造等から評価する。

(ロ) 線源の選定

線源として「よう素フィルタ」を選定し、当該線源からのスカイシャインガンマ線による外部被ばくを評価する*。

注記*：格納容器圧力逃がし装置において、よう素フィルタ以外に考えられる線源として、フィルタ装置（スクラバ水）、金属フィルタ、フィルタ装置入口配管、ドレン配管及びpH計装管が存在するが、よう素フィルタからの影響と比較し影響が軽微であることから評価対象外とする。また、よう素フィルタからの直接ガンマ線は、フィルタベント遮蔽壁の十分厚い遮蔽によって影響が低減されることから評価対象外とする。

(ハ) 線源強度

- i. 格納容器ベント開始直後におけるよう素フィルタの体積線源の線源強度 (photons/s) を表4-27に示す。
- ii. よう素フィルタ内での放射性物質の崩壊を考慮する。
- iii. 評価期間中に格納容器圧力逃がし装置に流入する無機よう素*及び有機よう

素の総量が、格納容器ベント直後による素フィルタ内に移行するものとする。

注記* : 無機よう素はフィルタ装置（スクラバ水）で大部分が除去されるためよう素フィルタにはほとんど移行しないものと考えられるが、保守的に無機よう素も取り込まれると想定する。

- iv. 停止時炉内内蔵量に対する格納容器圧力逃がし装置への流入割合の計算条件は、大気中への放出量の計算条件と同じとし、評価事故シーケンスのソースターム解析結果を用いる。
- v. スカイシャインガンマ線の評価で用いる点線源の線源強度は、よう素フィルタによる自己遮蔽を考慮するため、以下の手順で評価する。
 - ① QAD-CGGP2Rコードを用いて、図4-36に示す形状のよう素フィルタの体積線源から500m上空の直接ガンマ線の線量を計算する。
 - ② QAD-CGGP2Rコードを用いて、①の線量を再現する点線源の線源強度を計算する。
- vi. ガンマ線線源強度は、よう素フィルタ内の放射性物質のガンマ線エネルギーを、エネルギー範囲によって区分して計算する。

(二) 評価モデル

- i. 評価モデルを図4-37及び図4-38に示す。各号機において、よう素フィルタ本体2基をそれぞれ点線源とし、各よう素フィルタの中心位置に点線源を設定する。また、点線源の高さは、よう素フィルタ上端高さより保守的に高い位置に設定する。
- ii. 評価上考慮する遮蔽は中央制御室遮蔽、フィルタベント遮蔽壁とする。中央制御室を囲む遮蔽モデルは、球体モデルとする。また、フィルタベント遮蔽壁は、点線源に対して図4-38に示す位置関係でモデル化し遮蔽効果を考慮する。

(ホ) 評価点

- i. 評価点の位置を図4-39に示す。評価点は、中央制御室内でよう素フィルタ寄りの位置とする。
- ii. 評価点高さは、点線源と同じ高さとする。

(ヘ) 解析コード

解析コードは、QAD-CGGP2Rコード及びG33-GP2Rコードを用いる。

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

中央制御室遮蔽厚さ（コンクリート *）における減衰率は、「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル 2015」（公益財団法人 原子力安全技術センター）に記載されているエネルギー γ のphotonの遮蔽体に対するビルドアップ係数及び線減衰係数を用いて算出し、「4.1.1(7)a.(b) 被ばく経路②（クラウドシャインガンマ線）」の「(ハ) 炉心の著しい損傷が発生した場合」の評価式で考慮する。遮蔽モデルを図4-40に示す。

注記* : 公称値からのマイナス側許容差（-5mm）を考慮した遮蔽厚さ。

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

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

イ. 地表面沈着濃度の計算

(イ) 計算式

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

ここで,

$S_o^i(t)$: 時刻tにおける核種iの地表面沈着濃度(Bq/m²)

V_G : 沈着速度(m/s)

χ / Q : 相対濃度(s/m³)

f : 沈着した放射性物質のうち残存する割合 (1.0)

$Q_i(t)$: 時刻tにおける核種iの大気への放出率(Bq/s)

λ_i : 核種iの崩壊定数(s⁻¹)

(ロ) 地表面への沈着速度

放射性物質の地表面への沈着評価では, 地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。地表面への沈着速度の条件を表4-28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 Part7, 1990

ロ. 線量計算

(イ) 線源強度

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

なお, 評価に使用する積算線源強度は表4-29に示すように, 24時間ごとに求める。

(ロ) 幾何条件

グラウンドシャイン評価モデルを図4-41に示す。グラウンドシャインの線源は、コントロール建屋の屋上と地表面に沈着した放射性物質である。地表面の線源の大きさは半径500m*とする。この領域に含まれる海面及び斜面も平坦な地表面とみなし、ほかの領域と同様に線源領域とする。また、コントロール建屋周りの地表の高さは場所により異なるが、コントロール建屋周りの線源の高さを保守的に評価点高さと同じとして評価する。

中央制御室遮蔽で考慮する天井及び壁は、公称値からマイナス側許容差(-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、評価点から半径500mまで線源領域とし、グラウンドシャインを面線源からの被ばくと想定する場合は、全体の線源領域として半径500mを設定した。

(ハ) 評価点

評価点は、図4-41に示したとおり、屋上沈着線源と地表面沈着線源に対して、それぞれより多くの線源と距離が近い位置を評価点として設定する。評価点高さは床面から1.5mとする。

(二) 解析コード

グラウンドシャインは、QAD-CGGP2Rコードを用い評価する。

(d) 被ばく経路③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

イ. 中央制御室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

評価期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は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放射性物質のガンマ線による外部被ばく及び放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価する。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、以下に示す中央制御室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4-30に示す。また、空調運用タイムチャートを図4-33に示す。

(イ) 中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動時間は、可搬設備の設置に要する時間遅れや全交流動力電源喪失を想定した遅れを考慮し、有効性評価で設定した3時間を起動遅れ時間として考慮し、流量6000m³/hの中央制御室可搬型陽圧化空調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

中央制御室待避室を設置する。ベント実施時には中央制御室待避室内に待避する。また、中央制御室待避室内は空気ポンベにより10時間加圧することで、放射性物質を含む空気の流入を防止する。なお、代替循環冷却系を用いて事象を収束する号機からの影響に対しては、中央制御室待避室陽圧化装置による効果を考慮しない。

ロ． 隣接エリア内に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

(イ) 評価の概要

炉心の著しい損傷が発生した場合において隣接エリア内に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は、隣接エリア内の放射性物質濃度を基に、中央制御室待避室遮蔽によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価する。なお、評価点は中央制御室待避室内とする。

(ロ) 室内の放射性物質濃度

中央制御室バウンダリ内の放射性物質濃度は、前述の「4.1.1(7)a.(c) 被ばく経路③ 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく（中央制御室内に取り込まれた放射性物質による被ばく）」で示した放射性物質濃度の計算に基づくものとする。中央制御室バウンダリ外の放射性物質濃度は、外気濃度と同じとする。

(ハ) 室内放射性物質の想定

隣接エリア内雰囲気中での放射性物質は一樣混合し、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。

(ニ) 線源強度

評価で設定した隣接エリア内のガンマ線積算線源強度を表4-31に示す。隣接エリア内のガンマ線積算線源強度は、隣接エリア内の放射性物質のガンマ線エネルギーを、エネルギー範囲によって区分し、24時間ごとに評価する。

(ホ) 評価モデル

- i. 評価モデルを図4-42に示す。また、評価モデル設定の考え方を図4-43に示す。線源範囲は、中央制御室待避室に隣接するエリアとする。ただし、クラウドシャインガンマ線の評価に包絡されるエリア*は除く。
- ii. 評価上考慮する遮蔽は、中央制御室待避室遮蔽とする。

注記* : ある浮遊線源からのガンマ線に対する遮蔽として、クラウドシャインガンマ線で考慮している遮蔽厚さを見込める場合、その線源からの影響はクラウドシャインガンマ線による影響に包含される。

(ヘ) 評価点

- i. 評価点は保守的に、最も薄い中央制御室待避室遮蔽に近接した位置、かつ、外気相当線源に近接した位置とする。
- ii. 評価点高さは床面から1.5mとする。

(ト) 解析コード

解析コードは、QAD-CGGP2Rコードを用いる。

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

イ. 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

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、中央制御室滞在時における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の評価で用いた表4-26に示した線源強度と同じである。

ロ. 格納容器圧力逃がし装置内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

入退域時における格納容器圧力逃がし装置内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法は、中央制御室滞在時における格納容器圧力逃がし装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくの評価方法と同様である。ただし、入退域時は屋外を移動するため、評価点を図4-39に示した位置*1とし、中央制御室遮蔽の遮蔽効果を考慮しない。また、評価点高さは地上1.5mの位置とする。1回の入退域当たりに格納容器圧力逃がし装置内の放射性物質からの寄与がある時間は2分間*2とする。

注記*1：アクセスルートより、格納容器圧力逃がし装置に近い位置を代表評価点とする。

*2：「格納容器圧力逃がし装置近傍を通過する時間」を包絡する時間を評価時間として設定し、代表評価点に2分間留まると仮定して、被ばく線量を評価する。

(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（グラウンドシャインガンマ線）

入退域時における大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（グラウンドシャイン）による外部被ばくの評価方法を以下に示す。

イ. 線量計算

入退域時におけるグラウンドシャインガンマ線による被ばく線量は、単位面積当たりの積算崩壊数($\text{Bq} \cdot \text{s}/\text{m}^2$)に、「External Exposure to Radionuclides in Air, Water, and Soil FGR-12 EPA-402-R-93-081. (1993) Table III. 3」に記載の、地表面濃度から実効線量率への換算係数を乗じることで評価する。

ロ. 地表面沈着濃度及び評価点

地表面沈着濃度の評価方法は、被ばく経路②と同様である。ただし、入退域時は中央制御室遮蔽外を移動するため、評価点をコントロール建屋入口とし、中央制御室遮蔽を含めた建屋壁のガンマ線の遮蔽効果を考慮しない。

(4) 被ばく評価結果

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

発生した場合の居住性に係る被ばく評価結果のまとめを下表に、内訳を表4-34（マスク着用あり）及び表4-35（マスク着用なし）に示す。

これに示すように、炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の運転員に及ぼす実効線量は、マスク着用の防護措置を講じる場合で最大約88mSv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。

○両号機において代替循環冷却を用いて事象収束する場合
(マスク着用あり)

	実効線量 (mSv)							
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約21	約18	約22					約61
B班				約23		約24		約47
C班			約21	約22	約24			約67
D班					約23	約24	約14	約61
E班	約16	約20					約33	約69

(マスク着用なし)

	実効線量 (mSv)							
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約262	約21	約26					約309
B班				約28		約29		約57
C班			約25	約27	約29			約81
D班					約29	約29	約18	約77
E班	約28	約23					約38	約90

○6号機：格納容器ベント実施 7号機：代替循環冷却系を用いて事象収束
(マスク着用あり)

	実効線量 (mSv)							
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約21	約31		約25				約77
B班			約27		約24	約23		約73
C班			約39	約25			約13	約77
D班					約24	約23	約31	約78
E班	約16	約41						約58

(マスク着用なし)

	実効線量 (mSv)							
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約257	約41		約28				約325
B班			約29		約27	約26		約82
C班			約42	約28			約16	約86
D班					約27	約27	約34	約88
E班	約28	約45						約74

○6号機：代替循環冷却系を用いて事象収束 7号機：格納容器ベント実施
 (マスク着用あり)

	実効線量 (mSv)							
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約21	約44		約24				約88
B班			約28		約21	約19		約69
C班			約50	約26			約11	約86
D班					約22	約20	約26	約69
E班	約16	約56						約72

(マスク着用なし)

	実効線量 (mSv)							
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約252	約59		約25				約337
B班			約30		約23	約21		約74
C班			約52	約27			約13	約92
D班					約24	約22	約28	約75
E班	約28	約60						約89

4.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価

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

(1) 評価の概要

技術基準規則第38条第5項の解釈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、外気から遮断する再循環運転とすることができる。

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

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

(2) 酸素及び二酸化炭素許容濃度の設定

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

中央制御室は、「労働安全衛生法」に定める許容酸素濃度18vol%以上及び許容二酸化炭素濃度0.5vol%以下を設計値とする。

(3) 酸素及び二酸化炭素濃度の計算

中央制御室内の事故時の滞在人数、酸素消費量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及び二酸化炭素濃度の評価を以下の原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程(JEAC4622-2009)(以下「JEAC4622-2009」という。)の計算式を基に、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を計算する。

中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価条件を表4-37に示す。

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

M : 室内二酸化炭素発生量(m³/h)

V : 中央制御室内バウンダリ体積(m³)

C_∞ : 平衡状態における二酸化炭素濃度(vol%)

C : 外気の一酸化炭素濃度(vol%)

N : 空気流入率(回/h)

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

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

(1) 酸素濃度

計算の結果、中央制御室換気空調系隔離時の被ばく評価上の使用期間における平衡状態の酸素濃度は 20.8vol%となり、「労働安全衛生法」における許容基準濃度である 18vol%以上を満足しているため中央制御室での作業環境に影響を与えないと評価する。

(2) 二酸化炭素濃度

計算の結果、中央制御室換気空調系隔離時の被ばく評価上の使用期間における平衡状態の二酸化炭素濃度は 0.08vol%となり、「労働安全衛生法」に定める二酸化炭素濃度の許容濃度である 0.5vol%以下を満足しているため中央制御室での作業環境に影響を与えないと評価する。

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

(1) 評価の概要

技術基準規則第 74 条の解釈に規定する「運転員が原子炉制御室にとどまるために必要な設備」として、中央制御室可搬型陽圧化空調機は、外気を浄化した空気により中央制御室を陽圧化することができる。中央制御室を陽圧化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、設計基準事故時の評価と同様に、中央制御室内にとどまる運転員の活動状況等を想定し、評価する。

(2) 酸素及び二酸化炭素許容濃度の設定

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

(3) 酸素及び二酸化炭素濃度の計算

中央制御室内の事故時の滞在人数、酸素消費量、二酸化炭素吐出し量等は室内にとどまる運転員の活動状況等を想定し、呼吸率等を踏まえ、中央制御室可搬型陽圧化空調機により中央制御室を陽圧化した場合の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価を設計基準事故時の評価と同様に、J E A C 4 6 2 2 -2009 の計算式を基に、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を計算する。

ただし、本評価においては、事故後 3 時間のファンの停止を想定するため、空気流入率ゼロにおける 3 時間後の中央制御室内の濃度バランスを基に計算する。

$$C = C_0 + \frac{3M}{V}$$

- C : 3 時間後の二酸化炭素濃度 (vol%)
M : 室内二酸化炭素発生量 (m³/h)
V : 中央制御室内バウンダリ体積 (m³)
C₀ : 外気の二酸化炭素濃度 (vol%)

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

事故後 3 時間以降はファンの運転を想定するため、設計基準事故時における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価と同様である。

中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価条件を表 4-37 に示す。

a. 中央制御室内の陽圧化維持

(a) 目標圧力の設定

中央制御室は、配置上、風の影響を受けない屋内に設置されているため、中央制御室内へのインリークは、隣接区画との温度差によるものが考えられる。炉心の著しい損傷が発生した場合の室内の温度を中央制御室の設計最高温度 50℃、隣接区画を外気の設計最低温度 -10.4℃と仮定すると、中央制御室の天井高さは約 6.3m 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。

$$\begin{aligned} \Delta P &= \{(-10.4^\circ\text{Cの乾き空気密度}) - (50^\circ\text{Cの乾き空気の密度})\} \times \text{天井高さ} \\ &= (1.344 - 1.093) \times 6.3 \\ &= 1.581 \text{kg/m}^2 (\approx 16 \text{Pa}) \end{aligned}$$

計算の結果、温度の影響を無視できる圧力差は約 16Pa であるが、余裕を見込み、目標圧力は 20Pa (gage) に設定する。

(b) 必要最低空気供給量

中央制御室への空気供給量として 4500m³/h 以上 6000m³/h 未満に設定するとともに、4500m³/h 以上 6000m³/h 未満の流量を流した場合、目標圧力に達し陽圧化維持が可能な設計とする。

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

(1) 酸素濃度

a. 事故後 3 時間

計算の結果、事故発生 3 時間後の酸素濃度は、20.9vol%となる。

b. 事故後 3 時間～7 日間

評価の結果、中央制御室換気空調系隔離時に中央制御室可搬型陽圧化空調機により中央制御室を陽圧化した場合の被ばく評価上の使用期間における平衡状態の酸素濃度は 20.9vol%となり、「労働安全衛生法」における許容基準濃度である 18vol%以上を満足しているため中央制御室での作業環境に影響を与えないと評価する。

(2) 二酸化炭素濃度

a. 事故後 3 時間

計算の結果、事故発生 3 時間後の二酸化炭素濃度は、0.06vol%となる。

b. 事故後 3 時間～7 日間

評価の結果、中央制御室換気空調系隔離時に中央制御室可搬型陽圧化空調機により中央制御室を陽圧化した場合の被ばく評価上の使用期間における平衡状態の二酸化炭素濃度は 0.06vol%となり、「労働安全衛生法」に定める二酸化炭素濃度の許容濃度である 0.5vol%以下を満足しているため中央制御室での作業環境に影響を与えないと評価する。

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

(1) 評価の概要

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

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

(2) 酸素及び二酸化炭素濃度許容濃度の設定

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

(3) 酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量の計算

中央制御室待避室内を陽圧化し、中央制御室待避室内の酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量を計算し、その結果から酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価を行う。中央制御室待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件を表 4-38 に示す。

なお、被ばく評価にて、格納容器圧力逃がし装置使用開始から 10 時間までポンベにて陽圧化した中央制御室待避室内に滞在することとしているため、陽圧化時間は 10 時間とする。

10 時間連続で中央制御室待避室陽圧化装置にて陽圧化する場合において、中央制御室待避室内の圧力維持並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度を維持・抑制するための条件を満足

する必要がある。

a. 中央制御室待避室内の陽圧化維持

(a) 目標圧力の設定

中央制御室待避室は、配置上、風の影響を受けない屋内に設置されているため、待避室内へのインリークは、隣接区画との温度差によるものが考えられる。炉心の著しい損傷が発生した場合の室内の温度を中央制御室の設計最高温度 50℃、隣接区画を外気の設計最低温度 -10.4℃と仮定すると、中央制御室待避室の天井高さは約 3.1m 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。

$$\begin{aligned}\Delta P &= \{(-10.4^\circ\text{Cの乾き空気密度}) - (50^\circ\text{Cの乾き空気の密度})\} \times \text{天井高さ} \\ &= (1.344 - 1.093) \times 3.1 \\ &= 0.7790\text{kg/m}^2 (\approx 8.0\text{Pa})\end{aligned}$$

計算の結果、温度の影響を無視できる圧力差は約 8.0Pa であるが、余裕を見込み、目標圧力は 20Pa (gage) に設定する。

(b) 必要最低換気量

中央制御室待避室内に供給する換気量は、次項に示す酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な最低換気流量である 95.5m³/h に設定し、95.5m³/h の流量を流した場合、目標圧力に達し陽圧化維持を可能とする設計とする。

b. 中央制御室待避室内酸素濃度維持

酸素濃度を維持するために必要な最低換気流量を以下の空気調和・衛生工学便覧の計算式を基に計算する。

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

Q : 必要換気流量 (m³/h)

K : 酸素消費量 (m³/h)

P₁ : 初期酸素濃度 (vol%)

P₀ : 許容酸素濃度 (vol%)

計算の結果、必要な最低換気流量は 14.9m³/h となる。

c. 中央制御室待避室内二酸化炭素濃度抑制

二酸化炭素濃度の抑制に必要な最低換気流量を以下の空気調和・衛生工学便覧の計算式を基に計算する。

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

- L : 必要換気流量(m³/h)
- M : 二酸化炭素発生量(m³/h)
- C : 許容二酸化炭素濃度(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 95.5m³/h となる。

(4) 酸素濃度及び二酸化炭素濃度の計算

中央制御室待避室陽圧化装置使用時における酸素濃度及び二酸化炭素濃度は、J E A C 4 6 2 2 - 2009 の中央制御室の二酸化炭素濃度計算式①を展開した式②により計算する。

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

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

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

$$C = - \left(C_0 - C' + \frac{M}{L} \right) \cdot e^{\left(\frac{L}{V} t \right)} + C_0 + \frac{M}{L} \dots\dots\dots ②$$

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

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

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

(1) 酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量

中央制御室待避室陽圧化装置による流量を 95.5m³/h とすれば、中央制御室待避室陽圧化装置による陽圧化 10 時間後の酸素濃度は 20.4vol%，二酸化炭素濃度は 0.50vol%となり、中央制御室待避室内の陽圧化維持並びに、「労働安全衛生法」に定める酸素濃度及び二酸化

炭素濃度の許容濃度である 18vol%以上及び 0.5vol%以下をそれぞれ満足することができる。

(2) 必要空気ポンベ個数

4.2.5 節の炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室待避室内酸素及び二酸化炭素濃度評価方針より、必要な空気ポンベ個数は、1 個当たりの空気容量が 46.7L のもので使用量を 5.5m³/個とした場合、余裕を考慮して 174 個程度となる。なお、中央制御室待避室内を陽圧化するために必要な容量を確保するだけでなく、故障時及び保守点検による待機除外を考慮した予備を確保する。

4.3 中央制御室の居住性評価のまとめ

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

5. 熱除去の評価

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

5.1 中央制御室遮蔽の熱除去の評価

5.1.1 中央制御室遮蔽における入射線量の設定方法

中央制御室遮蔽の表面に入射するガンマ線としては、直接ガンマ線、スカイシャインガンマ線、クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線が考えられる。このうち、中央制御室遮蔽を透過するガンマ線はクラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線が支配的であることから、熱除去の評価に用いる遮蔽体表面の入射線量として、クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線の入射線量を設定する。評価点は、遮蔽効果が小さく線源からの距離が近い位置として、入射線量が最大となる中央制御室中心の天井上面とし中央制御室及び中央制御室待避室遮蔽（常設）を代表させる。

5.1.2 中央制御室遮蔽の温度上昇の計算方法

遮蔽体は主にコンクリートで構成されており、評価上、コンクリートのみとして評価する。入射線量から遮蔽体表面の7日間積算のガンマ線発熱量を求め、温度上昇を次式から算出する。入射線量、ガンマ線発熱量及び温度上昇を表5-1から表5-4に示す。

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

ΔT : 温度上昇(°C)

Q : 7日間積算のガンマ線発熱量(kJ/cm³)

c : コンクリートの比熱 (1.05kJ/(kg・°C)) *

ρ : コンクリートの密度 (2.15g/cm³)

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

5.2 補助遮蔽（フィルタベント遮蔽壁）の熱除去の評価

5.2.1 フィルタベント遮蔽壁における入射線量の設定方法

フィルタベント遮蔽壁に入射するガンマ線の線源として、よう素フィルタ、フィルタ装置、金属フィルタ、フィルタ装置入口配管、ドレン配管及びpH計装配管を想定し、これら線源に含まれる放射性物質からの直接ガンマ線の合計入射線量（約63kGy/7日間）を、遮蔽体表面の入射線量として設定する。

5.2.2 フィルタベント遮蔽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。入射線量（約63kGy/7日間）から、フィルタベント遮蔽壁表面の7日間積算のガンマ線発熱量を求めると、約 1.4×10^{-1} kJ/cm³となる。これによる温度上昇を「5.1.2 中央制御室遮蔽の温度上昇の計算方法」と同様の式により算出する。

5.3 二次遮蔽壁*の熱除去の評価

5.3.1 二次遮蔽壁における入射線量の設定方法

二次遮蔽壁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区域（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、二次遮蔽壁への入射線量を 460Gy/7 日間と設定する。

5.3.2 二次遮蔽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。入射線量（460Gy/7 日間）から、二次遮蔽壁表面の 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 中央制御室遮蔽の温度上昇の計算方法」と同様の式により算出する。

注記* : 6 号機及び 7 号機の原子炉建屋の二次遮蔽壁を指す。

5.4 温度上昇のまとめ

コンクリート遮蔽体表面でのガンマ線による温度上昇は、中央制御室遮蔽で 0.1℃以下、フィルタベント遮蔽壁で約 60℃、二次遮蔽壁で約 0.4℃となり、「遮蔽設計基準等に関する現状調査報告（1977 年、日本原子力学会）」において示されているガンマ線に対するコンクリート温度制限値（内部最高温度 177℃／周辺最高温度 149℃）以下であることを確認した。なお、本温度評価は、保守的にコンクリートの断熱状態を仮定した評価である。

表4-1 評価事象に係る条件

項目	評価条件	選定理由	備考
事故の 評価期間	[設計基準事故時] 事故後30日間	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	被ばく評価手法（内規） 解説3.2 評価期間は、事故発生後30日間とする。
	[炉心の著しい損傷が発生した場合] 事故後7日間	解釈に基づき評価期間を設定	解釈 第74条 1 b) ④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。
評価事象	[設計基準事故時] 原子炉冷却材喪失 （仮想事故相当） 外部電源喪失を考慮する。	設置許可を受けた際の評価結果を参考に、それらの設計基準事故の中から放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故として、原子炉格納容器内放出に係る事故は「原子炉冷却材喪失」を、原子炉格納容器外放出に係る事故は「主蒸気管破断」を選定し、これらの事故について放射性物質の放出量がより多くなる仮想事故相当のソースタームを想定。 大気中への放射性物質の放出量の観点から、外部電源がない場合の方がより厳しい。	被ばく評価手法（内規） 4.1 原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とする。原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断は、一方の事故で包絡できる場合は、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時に非常用炉心冷却システムの機能及び全交流動力電源の喪失を考慮する。	被ばく評価においては、中央制御室の居住性評価結果が最も厳しくなる事故シーケンスを想定する。 また、6号機及び7号機のうち、片方の号機において代替循環冷却系を使用できず、格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを実施した場合についても想定する。	解釈 1 b) ① 設置許可基準規則解釈第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを想定すること。

表4-2 炉心内蓄積量計算条件

項目	評価条件	選定理由	備考
炉心熱出力	<p>[設計基準事故時] 4005MWt (100% (3926MWt) ×約1.02)</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 3926MWt</p>	<p>[設計基準事故時] 定格値に余裕を見た値を設定</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 定格値</p>	<p>被ばく評価手法(内規) 4.1.1(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。</p> <p>審査ガイド 4.3.(1)a. 原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1.(2)aで選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。</p>
運転時間	<p>[設計基準事故時] 原子炉運転時間：2000日 サイクル数(バッチ数)：5</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 1サイクル：10000h(約417日) 2サイクル：20000h 3サイクル：30000h 4サイクル：40000h 5サイクル：50000h (平均燃焼度：約30GWd/t)</p>	<p>[設計基準事故時] 炉内への放射能蓄積が平衡に達する時間に十分な余裕を見て設定</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 1サイクル13ヶ月(約395日)を考慮して、燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせ長めに設定</p>	<p>被ばく評価手法(内規) 解説4.1「十分長時間運転」とは、原子炉内の出力分布、核分裂生成物の蓄積状況、温度分布等の解析に影響を与える各種の状態量が、運転サイクル等を考慮してほぼ平衡に達している状態をいう。</p>
取替炉心の燃料装荷割合	<p>[設計基準事故時] —</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 1サイクル：0.229(200本) 2サイクル：0.229(200本) 3サイクル：0.229(200本) 4サイクル：0.229(200本) 5サイクル：0.084(72本)</p>	<p>[設計基準事故時] —</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定</p>	<p>—</p>

表4-3 炉心内蓄積量（原子炉冷却材喪失）（設計基準事故時）

核種グループ	炉内蓄積量(Bq) (gross値)
希ガス	約 3.7×10^{19}
よう素	約 3.6×10^{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	炉内蓄積量(Bq) (gross値)
希ガス	約 1.5×10^{15}
ハロゲン等	約 1.1×10^{15}

表4-5 炉心内蓄積量（炉心の著しい損傷が発生した場合）

核種グループ	炉内蓄積量(Bq) (gross値)
希ガス類	約 2.6×10^{19}
よう素類	約 3.4×10^{19}
Cs類	約 1.3×10^{18}
Te類	約 9.5×10^{18}
Ba類	約 2.9×10^{19}
Ru類	約 2.9×10^{19}
Ce類	約 8.9×10^{19}
La類	約 6.5×10^{19}

表4-6 大気拡散評価条件 (1/7)

項目	評価条件	選定理由	備考
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	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。
気象資料	柏崎刈羽原子力発電所における1年間の気象資料 (1985.10～1986.9) (地上風を代表する地上高10m(標高20m)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10m(標高20m)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1985年10月～1986年9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 大気拡散評価条件 (2/7)

項目	評価条件	選定理由	備考
累積出現頻度	小さい方から 97%	気象指針を参考として、年間の相対濃度又は相対線量を昇順に並べ替え、累積出現頻度が97%に当たる値を設定	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	考慮する。	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮	被ばく評価手法（内規） 5.1.2(1)a) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における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 大気拡散評価条件 (3/7)

項目	評価条件	選定理由	備考													
巻込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く、巻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>被ばく評価手法 (内規)</p> <p>5.1.2(3)a)2) 巻込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋、燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表として相対濃度を算出することは、保守的な結果を与える。</p> <p>5.1.2(3)a)3) 巻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 放射性物質の巻込みの対象とする代表建屋の選定例</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>原子炉施設</th> <th>想定事故</th> <th>建屋の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">BWR型 原子炉 施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉建屋 (建屋影響がある場合)</td> </tr> <tr> <td>主蒸気管破断</td> <td>原子炉建屋又はタービン建屋 (結果が厳しい方で代表)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">PWR型 原子炉 施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉格納容器 (原子炉格納施設)、 原子炉格納容器 (原子炉格納施設) 及び原子炉建屋</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>原子炉格納容器 (原子炉格納施設)、 原子炉格納容器 (原子炉格納施設) 及び原子炉建屋</td> </tr> </tbody> </table> <p>審査ガイド</p> <p>4.2(2)b.</p> <ul style="list-style-type: none"> 巻込みを生じる代表建屋 <p>2) 巻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い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。</p>	原子炉施設	想定事故	建屋の種類	BWR型 原子炉 施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋 (建屋影響がある場合)	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋 (結果が厳しい方で代表)	PWR型 原子炉 施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器 (原子炉格納施設)、 原子炉格納容器 (原子炉格納施設) 及び原子炉建屋	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器 (原子炉格納施設)、 原子炉格納容器 (原子炉格納施設) 及び原子炉建屋
原子炉施設	想定事故	建屋の種類														
BWR型 原子炉 施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋 (建屋影響がある場合)														
	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋 (結果が厳しい方で代表)														
PWR型 原子炉 施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器 (原子炉格納施設)、 原子炉格納容器 (原子炉格納施設) 及び原子炉建屋														
	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器 (原子炉格納施設)、 原子炉格納容器 (原子炉格納施設) 及び原子炉建屋														

表4-6 大気拡散評価条件 (4/7)

項目	評価条件	選定理由	備考
放射性物質濃度の評価点*	<p>○設計基準事故時</p> <p>【中央制御室内】 中央制御室中心</p> <p>【入退域時】 サービス建屋入口</p> <p>○炉心の著しい損傷が発生した場合</p> <p>【中央制御室内】 中央制御室中心</p> <p>【入退域時】 コントロール建屋入口</p>	<p>【中央制御室内】</p> <p>換気設備により少量外気取り入れ運転を前提とし、フィルタを通過した空気が直接室内へ流入すると設定</p> <p>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ことを前提とするため、中央制御室が属する建屋の屋上面を代表表面として選定し、建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同様であるので、中央制御室中心を代表点として設定</p> <p>【入退域時】</p> <p>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)</p> <p>【中央制御室内】</p> <p>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>7.2(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。</p> <p>【入退域時】</p> <p>7.5.1(5)a), 7.5.2(5)a) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に、15分間滞在するとする。</p> <p>7.5.1(5)b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。</p>

			<p>審査ガイド</p> <p>【中央制御室内】</p> <p>4.2(2)b.</p> <p>放射性物質濃度の評価点</p> <p>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>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。</p> <p>【入退域時】</p> <p>—</p>
--	--	--	---

注記*：評価点高さは、放出源高さと同じとする。

表4-6 大気拡散評価条件 (5/7)

項目	評価条件	選定理由	備考
<p style="text-align: center;">着 目 方 位</p>	<p>【設計基準事故時】 (原子炉冷却材喪失) 中央制御室 6号機：6方位 (SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) 7号機：9方位 (WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE) 入退域 6号機：4方位 (ESE, SE, SSE, S) 7号機：4方位 (NE, ENE, E, ESE) (主蒸気管破断) 中央制御室 6号機：6方位 (SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) 7号機：9方位 (WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE) 入退域 6号機：4方位 (ESE, SE, SSE, S) 7号機：4方位 (NE, ENE, E, ESE)</p>	<p>原子炉建屋の建屋後流での巻込みが生じる条件としては、放出点と巻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込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。 (a) 放出源の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合 (b) 放出源と評価点を結んだ直線と平行で放出源を風上とした風向について、放出源の位置が風向と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲の中にある場合 (c) 評価点が巻込みを生じる建屋の風下側にある場合 建屋風下側の巻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 i) 放出点が評価点の風上にあること。 ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に放出点が存在すること iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。</p>	<p>被ばく評価手法(内規) 5.1.2(3)c)1) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点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>

表4-6 大気拡散評価条件 (6/7)

項目	評価条件	選定理由	備考
<p style="text-align: center;">着 目 方 位</p>	<p>【炉心の著しい損傷が発生した場合】 (中央制御室滞在時)</p> <p>【格納容器圧力逃がし装置配管】 6号機：6方位 (SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) 7号機：9方位 (WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE)</p> <p>【原子炉建屋中心】 6号機：6方位 (SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) 7号機：9方位 (WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE)</p> <p>【主排気筒】 6号機：6方位 (SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) 7号機：9方位 (WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE)</p> <p>(入退域時)</p> <p>【格納容器圧力逃がし装置配管】 6号機：5方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW) 7号機：9方位 (W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E)</p> <p>【原子炉建屋中心】 6号機：5方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW) 7号機：9方位 (W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E)</p> <p>【主排気筒】 6号機：5方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW) 7号機：9方位 (W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E)</p>	<p>原子炉建屋の建屋後流での巻込みが生じる条件としては、放出点と巻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込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。</p> <p>(a) 放出源の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合 (b) 放出源と評価点を結んだ直線と平行で放出源を風上とした風向について、放出源の位置が風向と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲の中にある場合 (c) 評価点が巻込みを生じる建屋の風下側にある場合</p> <p>建屋風下側の巻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。 ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に放出点が存在すること iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。</p>	<p>審査ガイド 4.2(2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p>

表4-6 大気拡散評価条件 (7/7)

項目	評価条件	選定理由	備考
建屋投影面積	1931m ²	建屋投影面積は小さい方が厳しい結果となるため、すべての方位の投影面積の中で最小面積（原子炉建屋, 短手方向）となる東（西）方向の断面積を切り下げた数値をすべての方位の計算の入力として共通に適用する。	<p>被ばく評価手法（内規）</p> <p>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式の入力とする。</p> <p>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</p> <p>1) 図10に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。</p> <p>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>
形状係数	1/2	気象指針を参考として設定	<p>被ばく評価手法（内規）</p> <p>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 —</p>

表 4-7 運転員交代考慮条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）*1, *2

	中央制御室の滞在時間
1直	8:30~21:25
2直	21:00~8:55

	1日目	2日目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目
A班	1直	1直	2直	2直	明	休	休
B班	訓	訓	訓	訓	訓	訓	訓
C班	休	休	1直	1直	2直	2直	明
D班	明	休	休	休	1直	1直	2直
E班	2直	2直	明	休	休	休	1直

注記*1：この通常時の直交替スケジュールをベースに、特定の班のみが過大な被ばくを受けることにならないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫する。

*2：事故発生と同時に、1日目1直の中央制御室滞在が開始すると想定する。

イベント 経過時間(h) 時刻	▽炉心損傷発生		▽格納容器ベント	
	0 8:30	38 22:30	48 8:30	
1直	A班		C班	
2直	E班		E班	

表4-8 中央制御室内放射性物質濃度評価条件 (1/4)

項目	評価条件		選定理由	備考
	6号機事故時	7号機事故時		
中央制御室換気空調系の風量*	<p>[設計基準事故時] (事故後0～15分)</p> <p>6号機： 通常運転 (5000m³/h)</p> <p>7号機： 通常運転 (5000m³/h)</p> <p>(事故後15分～)</p> <p>6号機： 再循環運転 (7500m³/h)</p> <p>少量外気取入 (500m³/h)</p> <p>7号機：停止</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] (事故後0分～)</p> <p>6号機：停止</p> <p>7号機：停止 (給排気隔離ダンパ閉止)</p>	<p>[設計基準事故時] (事故後0～15分)</p> <p>6号機： 通常運転 (5000m³/h)</p> <p>7号機： 通常運転 (5000m³/h)</p> <p>(事故後15分～)</p> <p>6号機：停止</p> <p>7号機： 再循環運転 (6000m³/h)</p> <p>少量外気取入 (2000m³/h)</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] (事故後0分～)</p> <p>6号機：停止</p> <p>7号機：停止 (給排気隔離ダンパ閉止)</p>	<p>設計基準事故後、中央制御室換気系設備による少量外気取り入れを前提とし、さらに、換気設備を通らずに直接室内に流入することを考慮する。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合には、恒設の中央制御室換気空調系を停止する運用とする。</p>	<p>被ばく評価手法 (内規)</p> <p>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。</p> <p>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</p> <p>b) 中央制御室内に直接、流入すること</p> <p>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。</p> <p>審査ガイド</p> <p>4.2(2)e.</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の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。 <ol style="list-style-type: none"> 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) 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内に直接流入すること (空気流入) 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。

注記*：6号機及び7号機の再循環運転及び少量外気取入の風量の違いは設計値によるもの。

表4-8 中央制御室内放射性物質濃度評価条件 (2/4)

項目	評価条件	選定理由	備考
中央制御室バウンダリ体積	中央制御室：20800m ³ 中央制御室待避室：100m ³	中央制御室のバウンダリ体積は、中央制御室、中央制御室空調機械室等の中央制御室換気空調設備の処理対象となる区画の体積を合計して保守的に切り上げて設定 また、中央制御室待避室のバウンダリ体積は、中央制御室待避室内の体積を基に保守的に切り上げて設定	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、空調システム的设计に従って中央制御室内の放射能濃度を求める。 7.3.2(7)b) 中央制御室に相当する区画の容積は、中央制御室バウンダリ内体積（容積）とする。 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。

表4-8 中央制御室内放射性物質濃度評価条件 (3/4)

項目	評価条件	選定理由	備考
外部ガンマ線による全身に対する線量評価時の自由体積	中央制御室：20800m ³ 中央制御室待避室：100m ³	評価上の空調バウンダリ体積と同様に、設計値を保守的に切り上げて設定	被ばく評価手法（内規） 7.3.2(7)b) 中央制御室に相当する区画の容積は、中央制御室バウンダリ内体積（容積）とする。 7.3.4(3)b) ガンマ線による被ばくの計算では、中央制御室と異なる階層部分のエンベロープについて、階層間の天井等による遮へいがあるので、中央制御室の容積から除外してもよい。 審査ガイド 4.2(2)e. ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。
中央制御室再循環フィルタ装置によるよう素の除去効率	[設計基準事故時] 90%	設計値を基に設定	被ばく評価手法（内規） 7.3.2(3) 中央制御室換気系フィルタの効率は、設計値又は管理値を用いる。
中央制御室可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタの除去効率	[炉心の著しい損傷が発生した場合] 無機よう素：99.9% 有機よう素：99.9%	設計値を基に設定	審査ガイド 4.2(1)a. ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。
中央制御室可搬型陽圧化空調機の高性能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] 粒子状放射性物質： 99.9%	設計値を基に設定	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。

表4-8 中央制御室内放射性物質濃度評価条件 (4/4)

項目	評価条件	選定理由	備考
中央制御室可搬型陽圧化空調機の風量及び起動遅れ時間	事故発生から 0～3時間後：0m ³ /h 3～168時間後：6000m ³ /h (起動遅れ時間：3時間)	設計上期待できる値を設定 起動遅れ時間は、可搬設備の設置に要する時間遅れや全交流動力電源喪失対応に要する時間遅れを考慮し設定	被ばく評価手法（内規） 7.3.2(7)a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める。 審査ガイド 4.2(2)e. ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び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	0.5回/h (10400m ³ /h)	空気流入率測定試験結果（0.18回/h）を基に、保守的に値を設定 空気流入率試験については別添1参照 なお、中央制御室を陽圧化している期間は、空気の流入はないものとする。	被ばく評価手法（内規） 2.定義 b) 別添の「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」において定められた空気流入率に、中央制御室バウンダリ内体積（容積）を乗じたものである。 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4-9 線量計算条件 (1/3)

項目	評価条件	選定理由	備考
線量換算 係数	[設計基準事故時] よう素の吸入摂取に対して、 成人実効線量換算係数を使用 I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq	ICRP Publication71* 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 Publication71* 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4-9 線量計算条件 (2/3)

項目	評価条件	選定理由	備考
呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定 安全評価審査指針*1及び ICRP Publication71*2に基 づく。	<p>被ばく評価手法 (内規)</p> <p>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。</p> $H_I = \int_0^T RH_\infty C_I(t) dt$ <p>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) (m³/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/m³) T: 計算期間 (30日間) (s)</p>

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

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

表4-9 線量計算条件 (3/3)

項目	評価条件	選定理由	備考
マスクによる 防護係数	[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：1000 中央制御室滞在時： 50（1日目のみ1000）*	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 （解釈より抜粋） 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。
安定よう素剤の 服用	考慮しない。	保守的に考慮しな いものとした。	—

注記*：中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動前に中央制御室内に取り込まれる放射性物質の影響
低減のため、事故発生1日目の1直及び2直のみ防護係数1000のマスクの着用を考慮す
る。

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

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
原子炉格納容器内に放出される放射性物質	炉心内蓄積量に対して 希ガス：100% よう素：50%	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.1(2)b) 事象発生後，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%が瞬時に沈着 （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	0～1時間：0.6%/日 1時間～30日：0.3%/日	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	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原子炉区域放射能高の信号により瞬時に切り替えられるものとする。	4.1.1(2)g) 原子炉建屋の非常用換気系等（フィルタを含む。）は，起動するまでの十分な時間的余裕を見込む。

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

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
非常用ガス処理系の容量	0.5回/d	設計上期待できる値を設定	4.1.1(2)g) 非常用換気系等の容量は、設計で定められた値とする。
非常用ガス処理系フィルタ装置のよう素除去効率	99%	非常用ガス処理系の設計値（99.99%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。
原子炉建屋内での沈着による除去効果	沈着による除去効果は無視し、崩壊のみを考慮	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.1(2)g) 原子炉建屋内における沈着による放射性物質の除去効果は無視し、自然崩壊のみを考える。
原子炉格納容器内での放射性物質の自然崩壊	考慮する。	漏えいまでの自然崩壊を考慮	—
再循環水の漏えいによる寄与	評価を省略する。	非常用炉心冷却系により原子炉格納容器外へ導かれたサプレッションチェンバのプール水の漏えいによる放射性物質の放出量は、原子炉格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分小さく、有意な寄与はないためその評価を省略する。	4.1.1(2)h) ECCSが再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の50%が溶解するとし、ECCSの再循環系から原子炉建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は5%、原子炉建屋内でのよう素の沈着率は50%と仮定する。
放出位置	主排気筒	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4-11 大気中への放出量評価条件（主蒸気管破断）（設計基準事故時）（1/2）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質濃度	I-131を $1.3 \times 10^3 \text{Bq/g}$ とし、それに応じほかのハロゲン等の組成を拡散組成として考慮 蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の1/50とする。	運転上許容される最大値として設定	4.1.2(7)b) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容されるI-131の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の1/50とする。
燃料棒から追加放出される放射性物質質量	I-131を $7.4 \times 10^{13} \text{Bq}$ とし、それに応じほかのハロゲン等及び希ガスの組成を平衡組成として考慮 希ガスについてはハロゲン等の2倍とする。	先行炉等での実測値に基づく値に安全余裕を見込んで設定	4.1.2(7)c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の2倍の放出量とする。
主蒸気隔離弁閉止前に破断口より放出される追加放出された核分裂生成物の量	追加放出された放射性物質の1%	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.2(7)d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の1%が破断口から放出する。
主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの追加放出	主蒸気隔離弁閉止直後にすべて原子炉冷却材中に放出	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.2(7)e) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出は、主蒸気隔離弁閉止直後に、これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出する。
よう素の形態	有機よう素：10% 無機よう素：90%	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.2(7)f) 燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。
有機よう素が気相部に移行する割合	10% なお、希ガスはすべて瞬時に気相部へ移行	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.2(7)f) 有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行する。 希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行する。
有機よう素が分解したよう素、無機よう素及びよう素以外のハロゲンのキャリアオーバー割合	2%	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.2(7)f) 残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリアオーバーされる割合は、2%とする。

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

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
冷却材流出量	蒸気：16ton 水：24ton	内規に示されたとおりの条件による事故解析結果	4.1.2(2) 原子炉の出力運転中に、主蒸気管1本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定する。 (3) 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉する。 (4) 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮することができる。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考えない。 (5) 事象発生と同時に、外部電源は喪失すると仮定する。 (6) 事象発生後、原子炉圧力は、長時間、逃がし安全弁の設定圧に保たれる。
放射性物質の大気拡散	主蒸気隔離弁閉止前の蒸気雲の大きさ 半球状雲の体積： $3.93 \times 10^6 \text{m}^3$ 半球状雲の直径：247m 移動速度：1m/s	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.2(7)g) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散する。
主蒸気隔離弁の漏えい率	120%/d (一定)	弁1個当たりの漏えい率（設計漏えい率の上限値10%/d(1個あたり))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/d	崩壊熱相当の蒸気がサプレッションチェンバ内のプール水中に移行する割合を等価的に表した値	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。
タービン建屋内で床・壁等に沈着する割合	0%	保守的に仮定	—

表4-12 大気中への放出量評価結果（事故後30日間積算）（設計基準事故）

想定事象	核分裂生成物		放出量(Bq)
原子炉冷却材喪失	希ガス (ガンマ線実効エネルギー0.5MeV換算値)		約 1.6×10^{16}
	よう素 (I-131等価量-成人実効線量係数換算)		約 5.8×10^{13}
主蒸気管破断	希ガス及びハロゲン等 (ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV換算値)	主蒸気隔離弁 閉止前	約 1.4×10^{13}
		主蒸気隔離弁 閉止後	約 2.0×10^{13}
		合計	約 3.4×10^{13}
	よう素 (I-131等価量-成人実効 線量係数換算)	主蒸気隔離弁 閉止前	約 2.9×10^{11}
		主蒸気隔離弁 閉止後	約 4.5×10^{11}
		合計	約 7.4×10^{11}

表4-13 大気拡散評価条件（設計基準事故時）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
実効放出継続時間	<p>【原子炉冷却材喪失】 希ガス：110時間 よう素：340時間</p> <p>【主蒸気管破断】 希ガス及びハロゲン等：1時間 よう素：20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。実効放出継続時間が8時間を超える場合は、長時間放出とみなして計算する。</p>
放出源及び放出源高さ	<p>【原子炉冷却材喪失】 放出源：主排気筒 放出源高さ：73m</p> <p>【主蒸気管破断】 放出源：燃料取替床ブローアウトパネル 放出源高さ：0m</p>	<p>原子炉冷却材喪失は、主排気筒から放出、主蒸気管破断は、保守的に地上放出として設定 なお、放出源高さは放出エネルギーによる影響は考慮しない。</p>	<p>【原子炉冷却材喪失】 4.1.1(2)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。</p> <p>【主蒸気管破断】 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>6号機 (原子炉冷却材喪失) 中央制御室中心：56m サービス建屋入口：118m (主蒸気管破断) 中央制御室中心：60m サービス建屋入口：94m</p> <p>7号機 (原子炉冷却材喪失) 中央制御室中心：79m サービス建屋入口：134m (主蒸気管破断) 中央制御室中心：34m サービス建屋入口：86m</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>—</p>

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

評価対象	評価点	評価距離 (m)	相対濃度 χ/Q (s/m ³)	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
室内作業時	中央制御室中心	6号機 : 56 7号機 : 79	6号機 (よう素) 1.5×10^{-4} (希ガス) 1.8×10^{-4} 7号機 (よう素) 2.7×10^{-4} (希ガス) 3.0×10^{-4}	6号機 : 1.4×10^{-18} 7号機 : 2.3×10^{-18}
入退域時	サービス建屋入口	6号機 : 118 7号機 : 134	6号機 : 7.6×10^{-5} 7号機 : 7.7×10^{-5}	6号機 : 8.1×10^{-19} 7号機 : 8.2×10^{-19}

注記* : 被ばく評価には有効数字2桁 (3桁目を四捨五入) の相対濃度及び相対線量を用いる。

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

評価対象	評価点	評価距離 (m)	相対濃度 χ/Q (s/m ³)	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
室内作業時	中央制御室中心	6号機 : 60 7号機 : 34	6号機 (よう素) 5.0×10^{-4} (希ガス・ハロゲン等) 1.0×10^{-3} 7号機 (よう素) 8.3×10^{-4} (希ガス・ハロゲン等) 1.7×10^{-3}	6号機 : 3.8×10^{-18} 7号機 : 6.0×10^{-18}
入退域時	サービス建屋入口	6号機 : 94 7号機 : 86	6号機 : 2.7×10^{-4} 7号機 : 3.6×10^{-4}	6号機 : 2.4×10^{-18} 7号機 : 2.4×10^{-18}

注記* : 被ばく評価には有効数字2桁 (3桁目を四捨五入) の相対濃度及び相対線量を用いる。

表4-16 運転員交代考慮条件（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	約0.275926	運転員の勤務形態として5直2交替とし、事故時には放射線管理上の措置として被ばく線量の平均化が図られることを仮定した滞在時間割合として設定	7.1.1(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	約0.01111	運転員の勤務形態として5直2交替とし、事故時には放射線管理上の措置として被ばく線量の平均化が図られることを仮定した入退域所要時間割合として設定 周辺監視区域境界から中央制御室までの移動を考慮して、原子炉建屋及びタービン建屋に近いサービス建屋入口に15分間とどまるものとして評価	7.4.1(1)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。 7.4.1(1)e) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。

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

代表 エネルギー (MeV)	エネルギー範囲 (MeV)	積算線源強度 (Photons)	代表 エネルギー (MeV)	エネルギー範囲 (MeV)	積算線源強度 (Photons)
0.01	$E \leq 0.01$	約 1.2×10^{17}	1.5	$1.34 < E \leq 1.5$	約 6.0×10^{19}
0.02	$0.01 < E \leq 0.02$	約 3.2×10^{15}	1.66	$1.5 < E \leq 1.66$	約 5.2×10^{18}
0.03	$0.02 < E \leq 0.03$	約 6.6×10^{17}	2.0	$1.66 < E \leq 2.0$	約 1.2×10^{19}
0.045	$0.03 < E \leq 0.045$	約 9.7×10^{14}	2.5	$2.0 < E \leq 2.5$	約 3.0×10^{19}
0.06	$0.045 < E \leq 0.06$	0	3.0	$2.5 < E \leq 3.0$	約 1.1×10^{18}
0.07	$0.06 < E \leq 0.07$	0	3.5	$3.0 < E \leq 3.5$	約 3.0×10^{16}
0.075	$0.07 < E \leq 0.075$	0	4.0	$3.5 < E \leq 4.0$	0
0.10	$0.075 < E \leq 0.10$	約 7.9×10^{21}	4.5	$4.0 < E \leq 4.5$	0
0.15	$0.10 < E \leq 0.15$	約 1.4×10^{18}	5.0	$4.5 < E \leq 5.0$	0
0.20	$0.15 < E \leq 0.20$	約 5.1×10^{19}	5.5	$5.0 < E \leq 5.5$	0
0.30	$0.20 < E \leq 0.30$	約 5.0×10^{20}	6.0	$5.5 < E \leq 6.0$	0
0.40	$0.30 < E \leq 0.40$	約 7.4×10^{20}	6.5	$6.0 < E \leq 6.5$	0
0.45	$0.40 < E \leq 0.45$	約 1.5×10^{19}	7.0	$6.5 < E \leq 7.0$	0
0.51	$0.45 < E \leq 0.51$	約 3.3×10^{19}	7.5	$7.0 < E \leq 7.5$	0
0.512	$0.51 < E \leq 0.512$	約 1.9×10^{18}	8.0	$7.5 < E \leq 8.0$	0
0.6	$0.512 < E \leq 0.6$	約 1.9×10^{20}	10.0	$8.0 < E \leq 10.0$	0
0.7	$0.6 < E \leq 0.7$	約 7.4×10^{20}	12.0	$10.0 < E \leq 12.0$	0
0.8	$0.7 < E \leq 0.8$	約 4.6×10^{20}	14.0	$12.0 < E \leq 14.0$	0
1.0	$0.8 < E \leq 1.0$	約 1.6×10^{20}	20.0	$14.0 < E \leq 20.0$	0
1.33	$1.0 < E \leq 1.33$	約 6.9×10^{19}	30.0	$20.0 < E \leq 30.0$	0
1.34	$1.33 < E \leq 1.34$	約 5.2×10^{16}	50.0	$30.0 < E \leq 50.0$	0

表4-18 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）

代表 エネルギー (MeV)	エネルギー範囲 (MeV)	積算線源強度 (Photons)	代表 エネルギー (MeV)	エネルギー範囲 (MeV)	積算線源強度 (Photons)
0.01	$E \leq 0.01$	約 1.5×10^{14}	1.5	$1.34 < E \leq 1.5$	約 3.8×10^{15}
0.02	$0.01 < E \leq 0.02$	約 1.3×10^{13}	1.66	$1.5 < E \leq 1.66$	約 5.2×10^{15}
0.03	$0.02 < E \leq 0.03$	約 6.0×10^{14}	2.0	$1.66 < E \leq 2.0$	約 6.1×10^{15}
0.045	$0.03 < E \leq 0.045$	約 1.5×10^{16}	2.5	$2.0 < E \leq 2.5$	約 2.1×10^{16}
0.06	$0.045 < E \leq 0.06$	0	3.0	$2.5 < E \leq 3.0$	約 1.5×10^{15}
0.07	$0.06 < E \leq 0.07$	0	3.5	$3.0 < E \leq 3.5$	約 6.9×10^{13}
0.075	$0.07 < E \leq 0.075$	0	4.0	$3.5 < E \leq 4.0$	約 2.1×10^{13}
0.10	$0.075 < E \leq 0.10$	約 9.4×10^{17}	4.5	$4.0 < E \leq 4.5$	約 7.8×10^{11}
0.15	$0.10 < E \leq 0.15$	約 2.4×10^{17}	5.0	$4.5 < E \leq 5.0$	0
0.20	$0.15 < E \leq 0.20$	約 2.5×10^{17}	5.5	$5.0 < E \leq 5.5$	0
0.30	$0.20 < E \leq 0.30$	約 2.0×10^{17}	6.0	$5.5 < E \leq 6.0$	0
0.40	$0.30 < E \leq 0.40$	約 3.8×10^{17}	6.5	$6.0 < E \leq 6.5$	0
0.45	$0.40 < E \leq 0.45$	約 8.3×10^{15}	7.0	$6.5 < E \leq 7.0$	0
0.51	$0.45 < E \leq 0.51$	約 2.4×10^{15}	7.5	$7.0 < E \leq 7.5$	0
0.512	$0.51 < E \leq 0.512$	約 1.1×10^{15}	8.0	$7.5 < E \leq 8.0$	0
0.6	$0.512 < E \leq 0.6$	約 6.5×10^{16}	10.0	$8.0 < E \leq 10.0$	0
0.7	$0.6 < E \leq 0.7$	約 4.6×10^{16}	12.0	$10.0 < E \leq 12.0$	0
0.8	$0.7 < E \leq 0.8$	約 4.8×10^{16}	14.0	$12.0 < E \leq 14.0$	0
1.0	$0.8 < E \leq 1.0$	約 2.0×10^{16}	20.0	$14.0 < E \leq 20.0$	0
1.33	$1.0 < E \leq 1.33$	約 2.0×10^{16}	30.0	$20.0 < E \leq 30.0$	0
1.34	$1.33 < E \leq 1.34$	約 8.5×10^{13}	50.0	$30.0 < E \leq 50.0$	0

表4-19 中央制御室換気系設備等条件（設計基準事故時）

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

表 4-20 原子炉冷却材喪失（仮想事故）時における
中央制御室の運転員の実効線量の内訳（6号機）

被ばく経路		原子炉冷却材喪失（単位：mSv）		
		内部被ばく	外部被ばく	実効線量の合計値
中央制御室内	① 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	—	約 1.1×10^{-1}	約 1.1×10^{-1}
	② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	—	約 1.9×10^{-1}	約 1.9×10^{-1}
	③ 室内に取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 9.4×10^0	約 1.9×10^0	約 1.1×10^1
	小計（①+②+③）	約 9.4×10^0	約 2.2×10^0	約 1.2×10^1
入退域時	④ 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	—	約 1.0×10^0	約 1.0×10^0
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく	約 3.3×10^{-1}	約 1.5×10^{-1}	約 4.8×10^{-1}
	小計（④+⑤）	約 3.3×10^{-1}	約 1.2×10^0	約 1.5×10^0
合計（①+②+③+④+⑤）		約 9.8×10^0	約 3.4×10^0	約13

表 4-20 原子炉冷却材喪失（仮想事故）時における
中央制御室の運転員の実効線量の内訳（7号機）

被ばく経路		原子炉冷却材喪失（単位：mSv）		
		内部被ばく	外部被ばく	実効線量の合計値
中央制御室内	① 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	—	約 3.8×10^{-3}	約 3.8×10^{-3}
	② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	—	約 3.1×10^{-1}	約 3.1×10^{-1}
	③ 室内に取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.7×10^1	約 3.2×10^0	約 2.0×10^1
	小計（①+②+③）	約 1.7×10^1	約 3.5×10^0	約 2.1×10^1
入退域時	④ 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	—	約 1.4×10^0	約 1.4×10^0
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく	約 3.3×10^{-1}	約 1.5×10^{-1}	約 4.8×10^{-1}
	小計（④+⑤）	約 3.3×10^{-1}	約 1.5×10^0	約 1.8×10^0
合計（①+②+③+④+⑤）		約 1.7×10^1	約 5.1×10^0	約22

表 4-21 主蒸気管破断（仮想事故）時における中央制御室の運転員の実効線量の内訳（6号機）

被ばく経路		主蒸気管破断（単位：mSv）		
		内部被ばく	外部被ばく	実効線量の合計値
中央制御室内	① 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	—	約 1.6×10^{-5}	約 1.6×10^{-5}
	② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	—	約 9.0×10^{-4}	約 9.0×10^{-4}
	③ 室内に取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 3.8×10^{-1}	約 1.2×10^{-2}	約 3.9×10^{-1}
	小計（①+②+③）	約 3.8×10^{-1}	約 1.3×10^{-2}	約 3.9×10^{-1}
入退域時	④ 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	—	約 5.5×10^{-4}	約 5.5×10^{-4}
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく	約 9.1×10^{-3}	約 5.3×10^{-4}	約 9.6×10^{-3}
	小計（④+⑤）	約 9.1×10^{-3}	約 1.1×10^{-3}	約 1.0×10^{-2}
合計（①+②+③+④+⑤）		約 3.9×10^{-1}	約 1.4×10^{-2}	約0.40

表 4-21 主蒸気管破断（仮想事故）時における中央制御室の運転員の実効線量の内訳（7号機）

被ばく経路		主蒸気管破断（単位：mSv）		
		内部被ばく	外部被ばく	実効線量の合計値
中央制御室内	① 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	—	約 9.0×10^{-4}	約 9.0×10^{-4}
	② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	—	約 1.3×10^{-3}	約 1.3×10^{-3}
	③ 室内に取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 5.5×10^{-1}	約 1.8×10^{-2}	約 5.7×10^{-1}
	小計（①+②+③）	約 5.5×10^{-1}	約 2.1×10^{-2}	約 5.7×10^{-1}
入退域時	④ 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	—	約 5.6×10^{-4}	約 5.6×10^{-4}
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく	約 1.2×10^{-2}	約 5.3×10^{-4}	約 1.3×10^{-2}
	小計（④+⑤）	約 1.2×10^{-2}	約 1.1×10^{-3}	約 1.3×10^{-2}
合計（①+②+③+④+⑤）		約 5.6×10^{-1}	約 2.2×10^{-2}	約0.58

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

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
発災 プラント	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機及び第7号機	号機ごとに評価し被ばく 線量を足し合わせる。	4.2(3)h. 同じ敷地内に複 数の原子炉施設が設置さ れている場合、全原子炉施 設について同時に事故が 起きたと想定して評価を 行うが、各原子炉施設から 被ばく経路別に個別に評 価を実施して、その結果を 合算することは保守的な 結果を与える。
評価事象	「大破断LOCA＋非常用 炉心冷却系喪失」(6号機 及び7号機のうち、片方 の号機において代替循 環冷却系を使用できず、 格納容器圧力逃がし装 置を用いた格納容器ベ ントを実施した場合に ついては想定する) (全 交流動力電源喪失の重 畳を考慮)	審査ガイドに示された とおり、運転員の被ばくの 観点から結果が最も厳し くなる事故シナリオとし て設定	4.1(2)a. 原子炉制御室の 居住性に係る被ばく評価 では、格納容器破損防止 対策の有効性評価で想定 する格納容器破損モード のうち、原子炉制御室の 運転員又は対策要員の被 ばくの観点から結果が最 も厳しくなる事故シナリ オ（この場合、格納容器 破損防止対策が有効に働 くため、格納容器は健全 である）のソースターム 解析を基に、大気中への 放射性物質放出量及び原 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	3926MW	定格熱出力	—
初期濃縮度	3.8%	9×9燃料炉心のU-235初期 濃縮度	—
炉心比出力	26MW/t	熱出力に基づく炉心比出 力	—
運転時間	1サイクルあたり 10000時間（約417日）	1サイクル13ヶ月（395日） を考慮して長めに設定	—
取替炉心の 装荷割合	1サイクル：0.229 2サイクル：0.229 3サイクル：0.229 4サイクル：0.229 5サイクル：0.084	取替燃料炉心の燃料装荷 割合に基づき設定	—

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

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
炉心 内蔵量	希ガス類：約 2.6×10^{19} Bq よう素類：約 3.4×10^{19} Bq Cs類：約 1.3×10^{18} Bq Te類：約 9.5×10^{18} Bq Ba類：約 2.9×10^{19} Bq Ru類：約 2.9×10^{19} Bq Ce類：約 8.9×10^{19} Bq La類：約 6.5×10^{19} Bq （核種毎の炉心内蓄積量を核種類ごとに集約して記載）	「単位熱出力当たりの炉心内蓄積量（Bq/MW）」× 「3926MW（定格熱出力）」 （単位熱出力当たりの炉心蓄積量（Bq/MW）は、BWR共通条件として、柏崎刈羽原子力発電所第6号機及び第7号機と同じ装荷燃料（9×9燃料（A型））、運転時間（10000時間）で算出したA B W Rのサイクル末期の値を使用）	4.3(1)a. 希ガス類、ヨウ素類、Cs類、Te類、Ba類、Ru類、Ce類及びLa類を考慮する。
放出 開始時間	原子炉格納容器漏えい： 事故発生直後（なお、放射性物質は、M A A P解析に基づき事故発生約0.3時間後から漏えい） 格納容器ベント： 事故発生から約38時間後 原子炉建屋からの漏えい： 事故発生直後及び非常用ガス処理系の停止直後 非常用ガス処理系による放出： 事故発生から40分後	原子炉格納容器漏えい： M A A P解析に基づく。 格納容器ベント：M A A P解析に基づく。 原子炉建屋からの漏えい：原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の負圧が解消する時刻 非常用ガス処理系による放出：非常用ガス処理系の起動時間及び原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の負圧達成時間を基に設定	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)aで選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。

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

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
原子炉格納容器内pH制御の効果	考慮しない。	原子炉格納容器内pH制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため、保守的に設定	4.3(1)a. 原子炉格納容器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。
原子炉压力容器から原子炉格納容器に放出されるよう素の形態	粒子状よう素：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%	原子炉格納容器内pH制御の効果に期待しないため、R. G. 1.195* ¹ に基づき設定	4.3(1)a. 原子炉格納容器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。
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率（希ガス、エアロゾル及び有機よう素）	MAAP解析にて以下のように開口面積を格納容器圧力の範囲で設定し、設定した開口面積と格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとした。 【開口面積】 1Pd以下：0.9Pdで0.4%/日 1～2Pd：2.0Pdで1.3%/日 に相当する開口面積	原子炉格納容器の設計漏えい率（0.9Pdで0.4%/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。
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率（無機よう素）	事故発生 0～1.5時間後：0.4%/日（一定） 1.5～168時間後：1.3%/日（一定）	原子炉格納容器の設計漏えい率（0.9Pdで0.4%/日）及びAECの式等に基づき設定（格納容器圧力が最初に0.9Pdに到達した以降は、1.3%/日の漏えい率を設定）	

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

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
原子炉格納容器内での除去効果（エアロゾル）	MAAP解析に基づく（沈着，サプレッションプールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ）	MAAPのFP挙動モデル	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1(2)aで選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。 4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
原子炉格納容器内での除去効果（有機よう素）	考慮しない。	保守的に設定	—
原子炉格納容器内での除去効果（無機よう素）	自然沈着率： 9.0×10^{-4} (1/s) （原子炉格納容器内の最大存在量から1/200まで）	CSE実験 ^{*2} 及び Standard Review Plan 6.5.2 ^{*3} に基づき設定	4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
	サプレッションプールのスクラビングによる除去効果：10	Standard Review Plan 6.5.5 ^{*4} に基づき設定	—

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

項目	評価条件		選定理由	審査ガイドの記載
停止時炉内内蔵量に対する原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	格納容器ベントの実施を想定する場合	希ガス類：約 1.4×10^{-2} よう素類：約 6.6×10^{-4} Cs 類：約 2.8×10^{-5} Te 類：約 5.6×10^{-6} Ba 類：約 2.3×10^{-6} Ru 類：約 2.8×10^{-7} La 類：約 2.3×10^{-8} Ce 類：約 5.6×10^{-8}	M A A P 解析結果及び NUREG-1465* ⁵ の知見に基づき設定 よう素類については、よう素の化学形態に応じた原子炉格納容器内での除去のされかたの違いを考慮	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)aで選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
	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	希ガス類：約 9.1×10^{-2} よう素類：約 3.7×10^{-3} Cs 類：約 2.7×10^{-5} Te 類：約 5.4×10^{-6} Ba 類：約 2.2×10^{-6} Ru 類：約 2.7×10^{-7} La 類：約 2.2×10^{-8} Ce 類：約 5.4×10^{-8}		
原子炉格納容器の漏えい孔における捕集効果	考慮しない。		保守的に考慮しないものとした。	—

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

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
原子炉建屋から大気への漏えい率（原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）負圧維持期間以外）	無限大 回/日（地上放出） （原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座にすべて大気へ漏えいするものとして評価）	保守的に設定	—
原子炉建屋から大気への放出率（原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）負圧維持期間）	非常用ガス処理系の定格風量2000m ³ /hによる換気率（約□□（回/日））により主排気筒から屋外に放出（ただし、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内（□□□□）の放射性物質濃度変化は換気率0.5（回/日）を用いて評価）	設計値に基づき設定（非常用ガス処理系のファン容量）	4.3(3)a. 非常用ガス処理系（BWR）又はアニュラス空気浄化設備（PWR）の作動については、4.1(2)aで選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
非常用ガス処理系起動時間及び原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）負圧達成時間	非常用ガス処理系起動時間： 事故発生から30分後 原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）負圧達成時間： 事故発生から40分後	起動操作時間（30分）＋負圧達成時間（10分）（起動に伴い原子炉建屋は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として10分を想定）	
運転時間	格納容器ベントを実施する場合：事故発生から40分後～31時間後 代替循環冷却系により事象収束する場合：事故発生から40分後～168時間後	運用を基に設定	
非常用ガス処理系のフィルタ除去効率	考慮しない。	保守的に設定	4.3(3)b. ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
燃料取替床ブローアウトパネル及び主蒸気系トンネル室ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態	原子炉建屋内の急激な圧力上昇等による燃料取替床ブローアウトパネル及び主蒸気系トンネル室ブローアウトパネルの開放がないため。	—

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

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
停止時炉内内蔵量 に対する格納容器 圧力逃がし装置へ の放出割合	希ガス類：約 9.2×10^{-1} よう素類：約 3.3×10^{-2} Cs類：約 2.6×10^{-6} Te類：約 5.2×10^{-7} Ba類：約 2.1×10^{-7} Ru類：約 2.6×10^{-8} La類：約 2.1×10^{-9} Ce類：約 5.2×10^{-9}	M A A P解析結果及 びNUREG-1465*5の知 見に基づき設定 よう素類について は、よう素の化学形 態に応じた原子炉格 納容器内での除去の されかたの違いを考 慮	4.3(4)a. 放射性物質の 大気中への放出開始時刻 及び放出継続時間は、4.1 (2) aで選定した事故シ ーンケンスのソースターム 解析結果を基に設定す る。
格納容器圧力逃が し装置の除去係数	希ガス：1 有機よう素：50 無機よう素：1000 エアロゾル：1000	設計値に基づき設定	—
事故の評価期間	7日間	審査ガイドに示す7 日間における運転員 の実効線量を評価す る観点から設定	3. (解釈) 第74条（原子炉 制御室） 1 b) ④判断基準は、運転 員の実効線量が7日間で 100mSvを超えないこと。

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

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

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

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

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

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）
 (1/2)（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）

核種類	放出放射エネルギー(Bq) (gross 値) (単一号機)	
	原子炉建屋からの漏えい及び 非常用ガス処理系による放出	
希ガス類	約 3.8×10^{17}	
よう素類	約 1.6×10^{16}	
Cs 類	約 3.9×10^{13}	
Te 類	約 2.9×10^{13}	
Ba 類	約 2.8×10^{13}	
Ru 類	約 4.6×10^{12}	
Ce 類	約 3.5×10^{12}	
La 類	約 8.2×10^{11}	

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）
 (2/2)（格納容器ベントの実施を想定する場合）

核種類	放出放射エネルギー(Bq) (gross 値) (単一号機)	
	格納容器圧力逃がし装置及び よう素フィルタを経由した放出	原子炉建屋からの漏えい及び 非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 7.8×10^{18}	約 1.3×10^{17}
よう素類	約 6.4×10^{15}	約 7.5×10^{15}
Cs 類	約 3.4×10^9	約 4.0×10^{13}
Te 類	約 2.4×10^9	約 3.3×10^{13}
Ba 類	約 2.3×10^9	約 3.0×10^{13}
Ru 類	約 3.7×10^8	約 5.0×10^{12}
Ce 類	約 3.0×10^8	約 4.1×10^{12}
La 類	約 6.6×10^7	約 8.8×10^{11}

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，全核種：1時間	保守的に最も短い 実効放出継続時間 を設定	4.2(2)c. 相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。
放出源及び 放出源高さ	<p>【6号機】</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力逃がし装置配管：地上40.4m 原子炉建屋中心：地上0m 主排気筒：地上73m <p>【7号機】</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力逃がし装置配管：地上39.7m 原子炉建屋中心：地上0m 主排気筒：地上73m 	格納容器圧力逃がし装置配管及び主排気筒からの放出は、実際の高さを設定。原子炉建屋からの放出は、保守的に地上放出として設定。 放出エネルギーによる影響は考慮しない。	4.3(4)b. 放出源高さは、4.1(2)aで選定した事故シナリオに応じた放出口からの放出を仮定する。 4.1(2)aで選定した事故シナリオ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>【中央制御室滞在時（中央制御室中心）】 (6号機)</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力逃がし装置配管：58m 原子炉建屋中心：79m 主排気筒：56m <p>(7号機)</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力逃がし装置配管：74m 原子炉建屋中心：54m 主排気筒：79m <p>【入退域時（コントロール建屋入口）】 (6号機)</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力逃がし装置配管：85m 原子炉建屋中心：101m 主排気筒：76m <p>(7号機)</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力逃がし装置配管：61m 原子炉建屋中心：37m 主排気筒：58m 	放出源から評価点までの距離は、保守的な評価となるように水平距離として設定	—

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

放出源	評価点	相対濃度 (s/m ³)	相対線量 (Gy/Bq)
6号機格納容器 圧力逃がし装置配管	中央制御室 中心	5.1×10^{-4}	3.8×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	4.7×10^{-4}	3.7×10^{-18}
7号機格納容器 圧力逃がし装置配管	中央制御室 中心	8.5×10^{-4}	6.4×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	9.8×10^{-4}	7.4×10^{-18}
6号機 原子炉建屋中心	中央制御室 中心	9.5×10^{-4}	3.8×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	9.1×10^{-4}	3.7×10^{-18}
7号機 原子炉建屋中心	中央制御室 中心	1.7×10^{-3}	6.3×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	2.0×10^{-3}	7.2×10^{-18}
6号機主排気筒	中央制御室 中心	5.1×10^{-4}	3.8×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	4.8×10^{-4}	3.7×10^{-18}
7号機主排気筒	中央制御室 中心	8.4×10^{-4}	6.4×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	9.8×10^{-4}	7.4×10^{-18}

注記*：被ばく評価には有効数字2桁（3桁目を四捨五入）の相対濃度及び相対線量を用いる。

表4-26 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価用線源強度 (1/2)

(代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

エネルギー(MeV)		積算線源強度*1(photons) (単一号機当たり)						
下限	上限*2	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
—	1.00×10^{-2}	2.7×10^{19}	1.3×10^{20}	3.2×10^{20}	6.1×10^{20}	9.6×10^{20}	1.4×10^{21}	1.8×10^{21}
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	2.7×10^{19}	1.3×10^{20}	3.2×10^{20}	6.1×10^{20}	9.6×10^{20}	1.4×10^{21}	1.8×10^{21}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	3.2×10^{19}	1.5×10^{20}	3.7×10^{20}	6.7×10^{20}	1.0×10^{21}	1.4×10^{21}	1.8×10^{21}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	5.1×10^{20}	2.9×10^{21}	7.7×10^{21}	1.5×10^{22}	2.4×10^{22}	3.4×10^{22}	4.5×10^{22}
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	1.5×10^{18}	5.0×10^{18}	1.0×10^{19}	1.6×10^{19}	2.4×10^{19}	3.3×10^{19}	4.3×10^{19}
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	1.0×10^{18}	3.3×10^{18}	6.6×10^{18}	1.1×10^{19}	1.6×10^{19}	2.2×10^{19}	2.9×10^{19}
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	7.4×10^{19}	4.3×10^{20}	1.1×10^{21}	2.2×10^{21}	3.5×10^{21}	5.0×10^{21}	6.7×10^{21}
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	3.7×10^{20}	2.1×10^{21}	5.7×10^{21}	1.1×10^{22}	1.8×10^{22}	2.5×10^{22}	3.4×10^{22}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	1.2×10^{18}	2.9×10^{18}	4.8×10^{18}	7.0×10^{18}	9.5×10^{18}	1.2×10^{19}	1.5×10^{19}
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	1.2×10^{20}	3.2×10^{20}	4.4×10^{20}	5.0×10^{20}	5.4×10^{20}	5.8×10^{20}	6.1×10^{20}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	2.3×10^{20}	6.5×10^{20}	8.9×10^{20}	1.0×10^{21}	1.1×10^{21}	1.2×10^{21}	1.2×10^{21}
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	3.6×10^{19}	1.2×10^{20}	2.6×10^{20}	4.7×10^{20}	7.2×10^{20}	1.0×10^{21}	1.4×10^{21}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	1.8×10^{19}	5.9×10^{19}	1.3×10^{20}	2.3×10^{20}	3.6×10^{20}	5.1×10^{20}	6.8×10^{20}
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	2.7×10^{19}	6.6×10^{19}	1.0×10^{20}	1.3×10^{20}	1.6×10^{20}	1.8×10^{20}	2.0×10^{20}
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	9.1×10^{17}	2.2×10^{18}	3.4×10^{18}	4.4×10^{18}	5.3×10^{18}	6.0×10^{18}	6.7×10^{18}
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	4.0×10^{19}	9.6×10^{19}	1.5×10^{20}	1.9×10^{20}	2.3×10^{20}	2.7×10^{20}	3.0×10^{20}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	4.6×10^{19}	1.1×10^{20}	1.7×10^{20}	2.2×10^{20}	2.6×10^{20}	3.0×10^{20}	3.4×10^{20}
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	1.3×10^{19}	2.5×10^{19}	3.8×10^{19}	5.0×10^{19}	6.0×10^{19}	6.9×10^{19}	7.7×10^{19}
8.00×10^{-1}	1.00×10^0	2.5×10^{19}	5.1×10^{19}	7.6×10^{19}	9.9×10^{19}	1.2×10^{20}	1.4×10^{20}	1.5×10^{20}
1.00×10^0	1.33×10^0	2.1×10^{19}	3.2×10^{19}	3.9×10^{19}	4.5×10^{19}	4.9×10^{19}	5.2×10^{19}	5.4×10^{19}
1.33×10^0	1.34×10^0	6.4×10^{17}	9.8×10^{17}	1.2×10^{18}	1.4×10^{18}	1.5×10^{18}	1.6×10^{18}	1.6×10^{18}
1.34×10^0	1.50×10^0	1.0×10^{19}	1.6×10^{19}	1.9×10^{19}	2.2×10^{19}	2.4×10^{19}	2.5×10^{19}	2.6×10^{19}
1.50×10^0	1.66×10^0	3.4×10^{18}	4.2×10^{18}	4.5×10^{18}	4.7×10^{18}	4.8×10^{18}	4.9×10^{18}	4.9×10^{18}
1.66×10^0	2.00×10^0	7.2×10^{18}	9.0×10^{18}	9.6×10^{18}	9.9×10^{18}	1.0×10^{19}	1.0×10^{19}	1.1×10^{19}
2.00×10^0	2.50×10^0	1.5×10^{19}	1.6×10^{19}	1.7×10^{19}	1.7×10^{19}	1.7×10^{19}	1.8×10^{19}	1.8×10^{19}
2.50×10^0	3.00×10^0	5.5×10^{17}	5.6×10^{17}	5.7×10^{17}	5.8×10^{17}	5.9×10^{17}	5.9×10^{17}	6.0×10^{17}
3.00×10^0	3.50×10^0	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}
3.50×10^0	4.00×10^0	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}
4.00×10^0	4.50×10^0	1.6×10^6	3.4×10^6	5.2×10^6	7.0×10^6	8.7×10^6	1.1×10^7	1.2×10^7
4.50×10^0	5.00×10^0	1.6×10^6	3.4×10^6	5.2×10^6	7.0×10^6	8.7×10^6	1.1×10^7	1.2×10^7
5.00×10^0	5.50×10^0	1.6×10^6	3.4×10^6	5.2×10^6	7.0×10^6	8.7×10^6	1.1×10^7	1.2×10^7
5.50×10^0	6.00×10^0	1.6×10^6	3.4×10^6	5.2×10^6	7.0×10^6	8.7×10^6	1.1×10^7	1.2×10^7
6.00×10^0	6.50×10^0	1.9×10^5	3.9×10^5	5.9×10^5	8.0×10^5	1.0×10^6	1.2×10^6	1.4×10^6
6.50×10^0	7.00×10^0	1.9×10^5	3.9×10^5	5.9×10^5	8.0×10^5	1.0×10^6	1.2×10^6	1.4×10^6
7.00×10^0	7.50×10^0	1.9×10^5	3.9×10^5	5.9×10^5	8.0×10^5	1.0×10^6	1.2×10^6	1.4×10^6
7.50×10^0	8.00×10^0	1.9×10^5	3.9×10^5	5.9×10^5	8.0×10^5	1.0×10^6	1.2×10^6	1.4×10^6
8.00×10^0	1.00×10^1	5.7×10^4	1.2×10^5	1.8×10^5	2.5×10^5	3.1×10^5	3.7×10^5	4.3×10^5
1.00×10^1	1.20×10^1	2.8×10^4	6.0×10^4	9.1×10^4	1.2×10^5	1.5×10^5	1.9×10^5	2.2×10^5
1.20×10^1	1.40×10^1	0	0	0	0	0	0	0
1.40×10^1	2.00×10^1	0	0	0	0	0	0	0
2.00×10^1	3.00×10^1	0	0	0	0	0	0	0
3.00×10^1	5.00×10^1	0	0	0	0	0	0	0

注記*1 : 有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

*2 : 代表エネルギー

表4-26 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価用線源強度 (2/2)
(格納容器ベントの実施を想定する場合)

エネルギー(MeV)		積算線源強度*1(photons) (単一号機当たり)						
下限	上限*2	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
—	1.00×10^{-2}	2.7×10^{19}	1.4×10^{20}	2.6×10^{20}	3.6×10^{20}	4.5×10^{20}	5.3×10^{20}	6.0×10^{20}
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	2.7×10^{19}	1.4×10^{20}	2.6×10^{20}	3.6×10^{20}	4.5×10^{20}	5.3×10^{20}	6.0×10^{20}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	3.1×10^{19}	1.6×10^{20}	2.9×10^{20}	4.0×10^{20}	4.8×10^{20}	5.5×10^{20}	6.1×10^{20}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	5.0×10^{20}	3.1×10^{21}	6.0×10^{21}	8.6×10^{21}	1.1×10^{22}	1.3×10^{22}	1.5×10^{22}
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	1.5×10^{18}	5.2×10^{18}	8.3×10^{18}	1.1×10^{19}	1.3×10^{19}	1.5×10^{19}	1.6×10^{19}
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	1.0×10^{18}	3.5×10^{18}	5.5×10^{18}	7.2×10^{18}	8.6×10^{18}	9.8×10^{18}	1.1×10^{19}
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	7.3×10^{19}	4.5×10^{20}	8.9×10^{20}	1.3×10^{21}	1.6×10^{21}	1.9×10^{21}	2.2×10^{21}
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	3.6×10^{20}	2.2×10^{21}	4.5×10^{21}	6.4×10^{21}	8.1×10^{21}	9.6×10^{21}	1.1×10^{22}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	1.2×10^{18}	3.0×10^{18}	4.2×10^{18}	5.1×10^{18}	5.8×10^{18}	6.4×10^{18}	7.0×10^{18}
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	1.1×10^{20}	3.4×10^{20}	4.1×10^{20}	4.3×10^{20}	4.4×10^{20}	4.5×10^{20}	4.6×10^{20}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	2.3×10^{20}	6.8×10^{20}	8.2×10^{20}	8.6×10^{20}	8.8×10^{20}	9.0×10^{20}	9.1×10^{20}
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	3.5×10^{19}	1.2×10^{20}	2.2×10^{20}	3.0×10^{20}	3.8×10^{20}	4.5×10^{20}	5.2×10^{20}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	1.8×10^{19}	6.1×10^{19}	1.1×10^{20}	1.5×10^{20}	1.9×10^{20}	2.3×10^{20}	2.6×10^{20}
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	2.7×10^{19}	6.7×10^{19}	8.6×10^{19}	9.6×10^{19}	1.0×10^{20}	1.1×10^{20}	1.1×10^{20}
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	9.0×10^{17}	2.2×10^{18}	2.9×10^{18}	3.2×10^{18}	3.4×10^{18}	3.6×10^{18}	3.8×10^{18}
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	4.0×10^{19}	9.7×10^{19}	1.3×10^{20}	1.4×10^{20}	1.5×10^{20}	1.6×10^{20}	1.7×10^{20}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	4.5×10^{19}	1.1×10^{20}	1.4×10^{20}	1.6×10^{20}	1.7×10^{20}	1.8×10^{20}	1.9×10^{20}
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	1.3×10^{19}	2.5×10^{19}	2.9×10^{19}	3.2×10^{19}	3.4×10^{19}	3.6×10^{19}	3.7×10^{19}
8.00×10^{-1}	1.00×10^0	2.5×10^{19}	5.1×10^{19}	5.9×10^{19}	6.4×10^{19}	6.8×10^{19}	7.2×10^{19}	7.5×10^{19}
1.00×10^0	1.33×10^0	2.1×10^{19}	3.2×10^{19}	3.5×10^{19}	3.7×10^{19}	3.7×10^{19}	3.8×10^{19}	3.8×10^{19}
1.33×10^0	1.34×10^0	6.3×10^{17}	9.8×10^{17}	1.1×10^{18}	1.1×10^{18}	1.1×10^{18}	1.2×10^{18}	1.2×10^{18}
1.34×10^0	1.50×10^0	1.0×10^{19}	1.6×10^{19}	1.7×10^{19}	1.8×10^{19}	1.8×10^{19}	1.8×10^{19}	1.9×10^{19}
1.50×10^0	1.66×10^0	3.4×10^{18}	4.2×10^{18}	4.3×10^{18}	4.3×10^{18}	4.3×10^{18}	4.3×10^{18}	4.3×10^{18}
1.66×10^0	2.00×10^0	7.1×10^{18}	8.9×10^{18}	9.1×10^{18}	9.2×10^{18}	9.2×10^{18}	9.2×10^{18}	9.2×10^{18}
2.00×10^0	2.50×10^0	1.5×10^{19}	1.6×10^{19}	1.6×10^{19}	1.6×10^{19}	1.6×10^{19}	1.6×10^{19}	1.6×10^{19}
2.50×10^0	3.00×10^0	5.3×10^{17}	5.4×10^{17}	5.4×10^{17}	5.4×10^{17}	5.5×10^{17}	5.5×10^{17}	5.5×10^{17}
3.00×10^0	3.50×10^0	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}
3.50×10^0	4.00×10^0	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}
4.00×10^0	4.50×10^0	1.7×10^6	3.5×10^6	5.4×10^6	7.2×10^6	9.0×10^6	1.1×10^7	1.3×10^7
4.50×10^0	5.00×10^0	1.7×10^6	3.5×10^6	5.4×10^6	7.2×10^6	9.0×10^6	1.1×10^7	1.3×10^7
5.00×10^0	5.50×10^0	1.7×10^6	3.5×10^6	5.4×10^6	7.2×10^6	9.0×10^6	1.1×10^7	1.3×10^7
5.50×10^0	6.00×10^0	1.7×10^6	3.5×10^6	5.4×10^6	7.2×10^6	9.0×10^6	1.1×10^7	1.3×10^7
6.00×10^0	6.50×10^0	1.9×10^5	4.0×10^5	6.1×10^5	8.3×10^5	1.0×10^6	1.2×10^6	1.5×10^6
6.50×10^0	7.00×10^0	1.9×10^5	4.0×10^5	6.1×10^5	8.3×10^5	1.0×10^6	1.2×10^6	1.5×10^6
7.00×10^0	7.50×10^0	1.9×10^5	4.0×10^5	6.1×10^5	8.3×10^5	1.0×10^6	1.2×10^6	1.5×10^6
7.50×10^0	8.00×10^0	1.9×10^5	4.0×10^5	6.1×10^5	8.3×10^5	1.0×10^6	1.2×10^6	1.5×10^6
8.00×10^0	1.00×10^1	5.9×10^4	1.2×10^5	1.9×10^5	2.5×10^5	3.2×10^5	3.8×10^5	4.5×10^5
1.00×10^1	1.20×10^1	2.9×10^4	6.2×10^4	9.4×10^4	1.3×10^5	1.6×10^5	1.9×10^5	2.2×10^5
1.20×10^1	1.40×10^1	0	0	0	0	0	0	0
1.40×10^1	2.00×10^1	0	0	0	0	0	0	0
2.00×10^1	3.00×10^1	0	0	0	0	0	0	0
3.00×10^1	5.00×10^1	0	0	0	0	0	0	0

注記*1 : 有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

*2 : 代表エネルギー

表 4-27 スカイシャインガンマ線の評価に用いるよう素フィルタの体積線源の線源強度
(格納容器ベント開始直後)

エネルギー (MeV)		線源強度 (photons/s)
下限	上限 (代表エネルギー)	よう素フィルタ*1, *2
—	2.00×10^{-2}	約 7.1×10^{16}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約 2.1×10^{16}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約 1.0×10^{16}
4.50×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約 1.3×10^{16}
7.00×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約 1.0×10^{16}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約 5.0×10^{15}
1.50×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約 1.9×10^{16}
3.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約 9.8×10^{16}
4.50×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約 3.0×10^{17}
7.00×10^{-1}	1.00×10^0	約 1.6×10^{17}
1.00×10^0	1.50×10^0	約 3.8×10^{16}
1.50×10^0	2.00×10^0	約 4.0×10^{15}
2.00×10^0	2.50×10^0	約 2.4×10^{15}
2.50×10^0	3.00×10^0	約 5.6×10^{13}
3.00×10^0	4.00×10^0	0
4.00×10^0	6.00×10^0	0
6.00×10^0	8.00×10^0	0
8.00×10^0	1.10×10^1	0

注記*1 : よう素フィルタ本体 2 基分の線源強度を示す。

*2 : 格納容器圧力逃がし装置に流入する有機よう素及び無機よう素の総量の線源強度

表4-28 地表面への沈着速度の条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
地表面への沈着速度	エアロゾル：1.2cm/s 無機よう素：1.2cm/s 有機よう素： 4.0×10^{-3} cm/s 希ガス：沈着無し	線量目標値評価指針*1 （降水時における沈着率は乾燥時の2～3倍大きい）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 Vol2*2より設定 有機よう素の乾性沈着速度はNRPB-R322*3より設定	4.2.(2)d. 放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。

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

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

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

表4-29 グランドシャイン線評価用線源強度 (1/3)

(両号機において代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

エネルギー(MeV)		単位面積当たりの積算線源強度*1(photons/m ²) (6号機及び7号機合計)						
下限	上限*2	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
—	2.00×10^{-2}	7.9×10^{12}	2.3×10^{13}	3.9×10^{13}	5.5×10^{13}	7.1×10^{13}	8.8×10^{13}	1.0×10^{14}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	1.3×10^{13}	4.5×10^{13}	8.8×10^{13}	1.4×10^{14}	1.9×10^{14}	2.5×10^{14}	3.1×10^{14}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	3.3×10^{12}	1.1×10^{13}	2.2×10^{13}	3.3×10^{13}	4.6×10^{13}	5.9×10^{13}	7.3×10^{13}
4.50×10^{-2}	7.00×10^{-2}	2.3×10^{12}	6.9×10^{12}	1.2×10^{13}	1.7×10^{13}	2.1×10^{13}	2.6×10^{13}	3.0×10^{13}
7.00×10^{-2}	1.00×10^{-1}	3.6×10^{12}	1.4×10^{13}	2.9×10^{13}	4.8×10^{13}	7.0×10^{13}	9.5×10^{13}	1.2×10^{14}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	1.7×10^{12}	4.6×10^{12}	7.6×10^{12}	1.0×10^{13}	1.3×10^{13}	1.5×10^{13}	1.7×10^{13}
1.50×10^{-1}	3.00×10^{-1}	2.3×10^{13}	7.3×10^{13}	1.4×10^{14}	2.2×10^{14}	3.1×10^{14}	4.0×10^{14}	5.0×10^{14}
3.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	9.2×10^{13}	3.7×10^{14}	8.0×10^{14}	1.4×10^{15}	2.0×10^{15}	2.8×10^{15}	3.6×10^{15}
4.50×10^{-1}	7.00×10^{-1}	2.2×10^{14}	5.8×10^{14}	9.1×10^{14}	1.2×10^{15}	1.5×10^{15}	1.7×10^{15}	1.9×10^{15}
7.00×10^{-1}	1.00×10^0	7.6×10^{13}	1.8×10^{14}	2.9×10^{14}	3.9×10^{14}	4.7×10^{14}	5.5×10^{14}	6.3×10^{14}
1.00×10^0	1.50×10^0	5.4×10^{13}	9.7×10^{13}	1.3×10^{14}	1.5×10^{14}	1.7×10^{14}	1.8×10^{14}	2.0×10^{14}
1.50×10^0	2.00×10^0	1.2×10^{13}	1.8×10^{13}	2.0×10^{13}	2.2×10^{13}	2.2×10^{13}	2.3×10^{13}	2.4×10^{13}
2.00×10^0	2.50×10^0	2.0×10^{12}	3.6×10^{12}	4.6×10^{12}	5.5×10^{12}	6.1×10^{12}	6.7×10^{12}	7.1×10^{12}
2.50×10^0	3.00×10^0	2.2×10^{10}	4.8×10^{10}	7.3×10^{10}	9.4×10^{10}	1.1×10^{11}	1.3×10^{11}	1.4×10^{11}
3.00×10^0	4.00×10^0	5.3×10^7	7.2×10^7	8.9×10^7	1.0×10^8	1.1×10^8	1.2×10^8	1.2×10^8
4.00×10^0	6.00×10^0	2.4×10^1	9.0×10^1	1.8×10^2	2.9×10^2	4.0×10^2	5.2×10^2	6.5×10^2
6.00×10^0	8.00×10^0	2.8×10^0	1.0×10^1	2.1×10^1	3.3×10^1	4.6×10^1	6.0×10^1	7.5×10^1
8.00×10^0	1.10×10^1	3.2×10^{-1}	1.2×10^0	2.4×10^0	3.8×10^0	5.3×10^0	7.0×10^0	8.6×10^0

注記*1 : 有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

*2 : 代表エネルギー

表 4-29 グランドシャイン線評価用線源強度 (2/3)

(6号機：格納容器ベント実施 7号機：代替循環冷却系を用いて事象収束)

エネルギー(MeV)		単位面積当たりの積算線源強度*1(photons/m ²) (6号機及び7号機合計)						
下限	上限*2	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
—	2.00×10 ⁻²	7.9×10 ¹²	3.2×10 ¹³	5.4×10 ¹³	7.3×10 ¹³	9.1×10 ¹³	1.1×10 ¹⁴	1.2×10 ¹⁴
2.00×10 ⁻²	3.00×10 ⁻²	1.3×10 ¹³	6.3×10 ¹³	1.2×10 ¹⁴	1.9×10 ¹⁴	2.5×10 ¹⁴	3.1×10 ¹⁴	3.7×10 ¹⁴
3.00×10 ⁻²	4.50×10 ⁻²	3.3×10 ¹²	1.6×10 ¹³	3.0×10 ¹³	4.5×10 ¹³	5.9×10 ¹³	7.3×10 ¹³	8.7×10 ¹³
4.50×10 ⁻²	7.00×10 ⁻²	2.3×10 ¹²	9.4×10 ¹²	1.6×10 ¹³	2.2×10 ¹³	2.8×10 ¹³	3.2×10 ¹³	3.7×10 ¹³
7.00×10 ⁻²	1.00×10 ⁻¹	3.6×10 ¹²	2.0×10 ¹³	4.2×10 ¹³	6.5×10 ¹³	8.9×10 ¹³	1.1×10 ¹⁴	1.4×10 ¹⁴
1.00×10 ⁻¹	1.50×10 ⁻¹	1.7×10 ¹²	6.2×10 ¹²	1.0×10 ¹³	1.4×10 ¹³	1.6×10 ¹³	1.9×10 ¹³	2.1×10 ¹³
1.50×10 ⁻¹	3.00×10 ⁻¹	2.2×10 ¹³	1.0×10 ¹⁴	2.0×10 ¹⁴	2.9×10 ¹⁴	3.9×10 ¹⁴	4.8×10 ¹⁴	5.7×10 ¹⁴
3.00×10 ⁻¹	4.50×10 ⁻¹	9.2×10 ¹³	5.5×10 ¹⁴	1.2×10 ¹⁵	1.9×10 ¹⁵	2.6×10 ¹⁵	3.3×10 ¹⁵	4.1×10 ¹⁵
4.50×10 ⁻¹	7.00×10 ⁻¹	2.2×10 ¹⁴	8.4×10 ¹⁴	1.3×10 ¹⁵	1.6×10 ¹⁵	1.9×10 ¹⁵	2.1×10 ¹⁵	2.3×10 ¹⁵
7.00×10 ⁻¹	1.00×10 ⁰	7.6×10 ¹³	2.8×10 ¹⁴	3.9×10 ¹⁴	5.0×10 ¹⁴	5.9×10 ¹⁴	6.7×10 ¹⁴	7.4×10 ¹⁴
1.00×10 ⁰	1.50×10 ⁰	5.4×10 ¹³	1.3×10 ¹⁴	1.6×10 ¹⁴	1.9×10 ¹⁴	2.1×10 ¹⁴	2.2×10 ¹⁴	2.3×10 ¹⁴
1.50×10 ⁰	2.00×10 ⁰	1.2×10 ¹³	2.2×10 ¹³	2.4×10 ¹³	2.5×10 ¹³	2.6×10 ¹³	2.7×10 ¹³	2.7×10 ¹³
2.00×10 ⁰	2.50×10 ⁰	2.0×10 ¹²	4.9×10 ¹²	5.9×10 ¹²	6.7×10 ¹²	7.3×10 ¹²	7.7×10 ¹²	8.1×10 ¹²
2.50×10 ⁰	3.00×10 ⁰	2.1×10 ¹⁰	7.5×10 ¹⁰	9.9×10 ¹⁰	1.2×10 ¹¹	1.3×10 ¹¹	1.5×10 ¹¹	1.6×10 ¹¹
3.00×10 ⁰	4.00×10 ⁰	4.9×10 ⁷	7.6×10 ⁷	1.0×10 ⁸	1.2×10 ⁸	1.3×10 ⁸	1.4×10 ⁸	1.4×10 ⁸
4.00×10 ⁰	6.00×10 ⁰	2.4×10 ¹	1.2×10 ²	2.5×10 ²	3.8×10 ²	5.2×10 ²	6.7×10 ²	8.1×10 ²
6.00×10 ⁰	8.00×10 ⁰	2.8×10 ⁰	1.4×10 ¹	2.8×10 ¹	4.4×10 ¹	6.0×10 ¹	7.7×10 ¹	9.4×10 ¹
8.00×10 ⁰	1.10×10 ¹	3.2×10 ⁻¹	1.6×10 ⁰	3.3×10 ⁰	5.1×10 ⁰	6.9×10 ⁰	8.8×10 ⁰	1.1×10 ¹

注記*1 : 有効数字 3 桁目を四捨五入した値を記載

*2 : 代表エネルギー

表 4-29 グランドシャイン線評価用線源強度 (3/3)

(6号機：代替循環冷却系を用いて事象収束 7号機：格納容器ベント実施)

エネルギー(MeV)		単位面積当たりの積算線源強度*1 (photons/m ²) (6号機及び7号機合計)						
下限	上限*2	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
—	2.00×10 ⁻²	7.9×10 ¹²	3.9×10 ¹³	6.6×10 ¹³	8.9×10 ¹³	1.1×10 ¹⁴	1.3×10 ¹⁴	1.4×10 ¹⁴
2.00×10 ⁻²	3.00×10 ⁻²	1.3×10 ¹³	7.8×10 ¹³	1.5×10 ¹⁴	2.3×10 ¹⁴	2.9×10 ¹⁴	3.6×10 ¹⁴	4.2×10 ¹⁴
3.00×10 ⁻²	4.50×10 ⁻²	3.3×10 ¹²	1.9×10 ¹³	3.7×10 ¹³	5.4×10 ¹³	7.0×10 ¹³	8.5×10 ¹³	9.9×10 ¹³
4.50×10 ⁻²	7.00×10 ⁻²	2.3×10 ¹²	1.1×10 ¹³	2.0×10 ¹³	2.7×10 ¹³	3.3×10 ¹³	3.8×10 ¹³	4.3×10 ¹³
7.00×10 ⁻²	1.00×10 ⁻¹	3.6×10 ¹²	2.5×10 ¹³	5.3×10 ¹³	7.9×10 ¹³	1.1×10 ¹⁴	1.3×10 ¹⁴	1.6×10 ¹⁴
1.00×10 ⁻¹	1.50×10 ⁻¹	1.6×10 ¹²	7.4×10 ¹²	1.2×10 ¹³	1.6×10 ¹³	1.9×10 ¹³	2.2×10 ¹³	2.4×10 ¹³
1.50×10 ⁻¹	3.00×10 ⁻¹	2.2×10 ¹³	1.3×10 ¹⁴	2.4×10 ¹⁴	3.6×10 ¹⁴	4.6×10 ¹⁴	5.6×10 ¹⁴	6.5×10 ¹⁴
3.00×10 ⁻¹	4.50×10 ⁻¹	9.1×10 ¹³	7.0×10 ¹⁴	1.5×10 ¹⁵	2.3×10 ¹⁵	3.0×10 ¹⁵	3.8×10 ¹⁵	4.6×10 ¹⁵
4.50×10 ⁻¹	7.00×10 ⁻¹	2.2×10 ¹⁴	1.0×10 ¹⁵	1.6×10 ¹⁵	1.9×10 ¹⁵	2.2×10 ¹⁵	2.5×10 ¹⁵	2.7×10 ¹⁵
7.00×10 ⁻¹	1.00×10 ⁰	7.5×10 ¹³	3.5×10 ¹⁴	4.8×10 ¹⁴	5.9×10 ¹⁴	6.9×10 ¹⁴	7.7×10 ¹⁴	8.5×10 ¹⁴
1.00×10 ⁰	1.50×10 ⁰	5.4×10 ¹³	1.5×10 ¹⁴	1.9×10 ¹⁴	2.2×10 ¹⁴	2.4×10 ¹⁴	2.6×10 ¹⁴	2.7×10 ¹⁴
1.50×10 ⁰	2.00×10 ⁰	1.2×10 ¹³	2.5×10 ¹³	2.7×10 ¹³	2.8×10 ¹³	2.9×10 ¹³	3.0×10 ¹³	3.0×10 ¹³
2.00×10 ⁰	2.50×10 ⁰	2.0×10 ¹²	6.0×10 ¹²	7.0×10 ¹²	7.7×10 ¹²	8.3×10 ¹²	8.7×10 ¹²	9.1×10 ¹²
2.50×10 ⁰	3.00×10 ⁰	2.1×10 ¹⁰	9.7×10 ¹⁰	1.2×10 ¹¹	1.4×10 ¹¹	1.5×10 ¹¹	1.7×10 ¹¹	1.7×10 ¹¹
3.00×10 ⁰	4.00×10 ⁰	4.6×10 ⁷	7.9×10 ⁷	1.1×10 ⁸	1.3×10 ⁸	1.4×10 ⁸	1.5×10 ⁸	1.6×10 ⁸
4.00×10 ⁰	6.00×10 ⁰	2.4×10 ¹	1.4×10 ²	3.0×10 ²	4.6×10 ²	6.2×10 ²	7.9×10 ²	9.6×10 ²
6.00×10 ⁰	8.00×10 ⁰	2.8×10 ⁰	1.7×10 ¹	3.4×10 ¹	5.3×10 ¹	7.2×10 ¹	9.1×10 ¹	1.1×10 ²
8.00×10 ⁰	1.10×10 ¹	3.2×10 ⁻¹	1.9×10 ⁰	4.0×10 ⁰	6.1×10 ⁰	8.3×10 ⁰	1.0×10 ¹	1.3×10 ¹

注記*1：有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

*2：代表エネルギー

表4-30 中央制御室換気系設備等条件 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動時間	事象発生から3時間	可搬設備の設置に要する時間遅れや全交流電力電源喪失を考慮し、代替電源からの電源供給開始時間から保守的に設定	4.3(3)f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。
中央制御室待避室陽圧化装置の空気供給量	事故発生から 0～38 時間後 : 0m ³ /h 38～48 時間後* : 95m ³ /h 48～168 時間後 : 0m ³ /h	設計値を基に設定。 なお、代替循環冷却系を用いて事象を収束する号機からの影響に対しては、中央制御室待避室陽圧化装置の効果を考慮しないものとした。	4.2(2)e. 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。

注記* : 格納容器ベントの実施に伴い評価期間中に放出される放射性物質のうち、大部分が放出される期間 (数時間) に余裕を持たせ、中央制御室待避室陽圧化装置による陽圧化時間を10時間と設定

表 4-31 隣接エリア内の積算線源強度 (1/6)

(外気相当線源, 両号機において代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

エネルギー(MeV)		積算線源強度*1(photons/m ³) (6号機及び7号機合計)						
下限	上限*2	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
—	2.00×10 ⁻²	4.6×10 ¹¹	1.9×10 ¹²	4.2×10 ¹²	7.0×10 ¹²	1.0×10 ¹³	1.3×10 ¹³	1.6×10 ¹³
2.00×10 ⁻²	3.00×10 ⁻²	3.0×10 ¹¹	1.2×10 ¹²	2.5×10 ¹²	4.1×10 ¹²	5.6×10 ¹²	7.0×10 ¹²	8.2×10 ¹²
3.00×10 ⁻²	4.50×10 ⁻²	4.0×10 ¹²	2.0×10 ¹³	4.8×10 ¹³	8.3×10 ¹³	1.2×10 ¹⁴	1.6×10 ¹⁴	1.9×10 ¹⁴
4.50×10 ⁻²	7.00×10 ⁻²	2.5×10 ¹⁰	7.2×10 ¹⁰	1.3×10 ¹¹	1.9×10 ¹¹	2.5×10 ¹¹	3.1×10 ¹¹	3.6×10 ¹¹
7.00×10 ⁻²	1.00×10 ⁻¹	3.5×10 ¹²	1.8×10 ¹³	4.3×10 ¹³	7.4×10 ¹³	1.1×10 ¹⁴	1.4×10 ¹⁴	1.7×10 ¹⁴
1.00×10 ⁻¹	1.50×10 ⁻¹	1.3×10 ¹⁰	3.1×10 ¹⁰	4.9×10 ¹⁰	6.8×10 ¹⁰	8.6×10 ¹⁰	1.0×10 ¹¹	1.2×10 ¹¹
1.50×10 ⁻¹	3.00×10 ⁻¹	3.7×10 ¹²	9.3×10 ¹²	1.2×10 ¹³	1.3×10 ¹³	1.3×10 ¹³	1.4×10 ¹³	1.4×10 ¹³
3.00×10 ⁻¹	4.50×10 ⁻¹	4.4×10 ¹¹	1.2×10 ¹²	2.4×10 ¹²	3.9×10 ¹²	5.4×10 ¹²	7.0×10 ¹²	8.4×10 ¹²
4.50×10 ⁻¹	7.00×10 ⁻¹	1.8×10 ¹²	4.6×10 ¹²	7.7×10 ¹²	1.1×10 ¹³	1.4×10 ¹³	1.6×10 ¹³	1.8×10 ¹³
7.00×10 ⁻¹	1.00×10 ⁰	7.5×10 ¹¹	2.0×10 ¹²	3.7×10 ¹²	5.5×10 ¹²	7.2×10 ¹²	8.8×10 ¹²	1.0×10 ¹³
1.00×10 ⁰	1.50×10 ⁰	3.5×10 ¹¹	6.8×10 ¹¹	1.1×10 ¹²	1.4×10 ¹²	1.8×10 ¹²	2.1×10 ¹²	2.4×10 ¹²
1.50×10 ⁰	2.00×10 ⁰	1.0×10 ¹¹	1.4×10 ¹¹	1.7×10 ¹¹	2.1×10 ¹¹	2.4×10 ¹¹	2.7×10 ¹¹	3.0×10 ¹¹
2.00×10 ⁰	2.50×10 ⁰	1.5×10 ¹¹	1.7×10 ¹¹	2.0×10 ¹¹	2.3×10 ¹¹	2.5×10 ¹¹	2.8×10 ¹¹	3.0×10 ¹¹
2.50×10 ⁰	3.00×10 ⁰	7.1×10 ⁹	7.6×10 ⁹	8.2×10 ⁹	8.9×10 ⁹	9.5×10 ⁹	1.0×10 ¹⁰	1.1×10 ¹⁰
3.00×10 ⁰	4.00×10 ⁰	2.0×10 ⁸	2.0×10 ⁸	2.0×10 ⁸	2.0×10 ⁸	2.0×10 ⁸	2.0×10 ⁸	2.0×10 ⁸
4.00×10 ⁰	6.00×10 ⁰	4.7×10 ⁻²	7.8×10 ⁻²	9.7×10 ⁻²	1.1×10 ⁻¹	1.2×10 ⁻¹	1.2×10 ⁻¹	1.2×10 ⁻¹
6.00×10 ⁰	8.00×10 ⁰	5.4×10 ⁻³	9.0×10 ⁻³	1.1×10 ⁻²	1.2×10 ⁻²	1.3×10 ⁻²	1.4×10 ⁻²	1.4×10 ⁻²
8.00×10 ⁰	1.10×10 ¹	6.2×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻³	1.3×10 ⁻³	1.4×10 ⁻³	1.5×10 ⁻³	1.6×10 ⁻³	1.6×10 ⁻³

注記*1 : 有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

*2 : 代表エネルギー

表 4-31 隣接エリア内の積算線源強度 (2/6)

(外気相当線源, 6号機:格納容器ベント実施 7号機:代替循環冷却系を用いて事象収束)

エネルギー(MeV)		積算線源強度*1(photons/m ³) (6号機及び7号機合計)						
下限	上限*2	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
—	2.00×10 ⁻²	4.6×10 ¹¹	1.2×10 ¹⁴	1.2×10 ¹⁴	1.2×10 ¹⁴	1.2×10 ¹⁴	1.3×10 ¹⁴	1.3×10 ¹⁴
2.00×10 ⁻²	3.00×10 ⁻²	3.0×10 ¹¹	6.9×10 ¹³	7.1×10 ¹³	7.2×10 ¹³	7.4×10 ¹³	7.6×10 ¹³	7.7×10 ¹³
3.00×10 ⁻²	4.50×10 ⁻²	4.0×10 ¹²	1.4×10 ¹⁵	1.4×10 ¹⁵	1.5×10 ¹⁵	1.5×10 ¹⁵	1.5×10 ¹⁵	1.5×10 ¹⁵
4.50×10 ⁻²	7.00×10 ⁻²	2.5×10 ¹⁰	3.0×10 ¹²	3.0×10 ¹²	3.1×10 ¹²	3.1×10 ¹²	3.2×10 ¹²	3.2×10 ¹²
7.00×10 ⁻²	1.00×10 ⁻¹	3.4×10 ¹²	1.2×10 ¹⁵	1.3×10 ¹⁵	1.3×10 ¹⁵	1.3×10 ¹⁵	1.3×10 ¹⁵	1.4×10 ¹⁵
1.00×10 ⁻¹	1.50×10 ⁻¹	1.3×10 ¹⁰	7.4×10 ¹¹	7.6×10 ¹¹	7.7×10 ¹¹	7.8×10 ¹¹	8.0×10 ¹¹	8.1×10 ¹¹
1.50×10 ⁻¹	3.00×10 ⁻¹	3.7×10 ¹²	4.3×10 ¹⁴	4.3×10 ¹⁴	4.3×10 ¹⁴	4.3×10 ¹⁴	4.3×10 ¹⁴	4.3×10 ¹⁴
3.00×10 ⁻¹	4.50×10 ⁻¹	4.3×10 ¹¹	6.5×10 ¹²	7.3×10 ¹²	8.1×10 ¹²	9.1×10 ¹²	1.0×10 ¹³	1.1×10 ¹³
4.50×10 ⁻¹	7.00×10 ⁻¹	1.8×10 ¹²	3.0×10 ¹³	3.2×10 ¹³	3.4×10 ¹³	3.6×10 ¹³	3.8×10 ¹³	3.9×10 ¹³
7.00×10 ⁻¹	1.00×10 ⁰	7.5×10 ¹¹	6.2×10 ¹²	7.3×10 ¹²	8.4×10 ¹²	9.5×10 ¹²	1.0×10 ¹³	1.1×10 ¹³
1.00×10 ⁰	1.50×10 ⁰	3.5×10 ¹¹	1.7×10 ¹²	1.9×10 ¹²	2.1×10 ¹²	2.4×10 ¹²	2.6×10 ¹²	2.7×10 ¹²
1.50×10 ⁰	2.00×10 ⁰	1.0×10 ¹¹	2.6×10 ¹¹	2.8×10 ¹¹	3.0×10 ¹¹	3.2×10 ¹¹	3.4×10 ¹¹	3.6×10 ¹¹
2.00×10 ⁰	2.50×10 ⁰	1.5×10 ¹¹	3.0×10 ¹¹	3.1×10 ¹¹	3.3×10 ¹¹	3.5×10 ¹¹	3.6×10 ¹¹	3.7×10 ¹¹
2.50×10 ⁰	3.00×10 ⁰	6.8×10 ⁹	9.5×10 ⁹	9.9×10 ⁹	1.0×10 ¹⁰	1.1×10 ¹⁰	1.1×10 ¹⁰	1.1×10 ¹⁰
3.00×10 ⁰	4.00×10 ⁰	2.0×10 ⁸	2.0×10 ⁸	2.0×10 ⁸	2.0×10 ⁸	2.0×10 ⁸	2.0×10 ⁸	2.0×10 ⁸
4.00×10 ⁰	6.00×10 ⁰	4.7×10 ⁻²	1.2×10 ⁻¹	1.3×10 ⁻¹	1.3×10 ⁻¹	1.4×10 ⁻¹	1.4×10 ⁻¹	1.4×10 ⁻¹
6.00×10 ⁰	8.00×10 ⁰	5.4×10 ⁻³	1.3×10 ⁻²	1.5×10 ⁻²	1.5×10 ⁻²	1.6×10 ⁻²	1.6×10 ⁻²	1.6×10 ⁻²
8.00×10 ⁰	1.10×10 ¹	6.2×10 ⁻⁴	1.5×10 ⁻³	1.7×10 ⁻³	1.8×10 ⁻³	1.8×10 ⁻³	1.9×10 ⁻³	1.9×10 ⁻³

注記*1 : 有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

*2 : 代表エネルギー

表 4-31 隣接エリア内の積算線源強度 (3/6)

(外気相当線源, 6号機: 代替循環冷却系を用いて事象収束 7号機: 格納容器ベント実施)

エネルギー(MeV)		積算線源強度*1(photons/m ³) (6号機及び7号機合計)						
下限	上限*2	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
—	2.00×10 ⁻²	4.6×10 ¹¹	1.9×10 ¹⁴	2.0×10 ¹⁴	2.0×10 ¹⁴	2.0×10 ¹⁴	2.0×10 ¹⁴	2.0×10 ¹⁴
2.00×10 ⁻²	3.00×10 ⁻²	3.0×10 ¹¹	1.1×10 ¹⁴	1.2×10 ¹⁴	1.2×10 ¹⁴	1.2×10 ¹⁴	1.2×10 ¹⁴	1.2×10 ¹⁴
3.00×10 ⁻²	4.50×10 ⁻²	4.0×10 ¹²	2.3×10 ¹⁵	2.4×10 ¹⁵	2.4×10 ¹⁵	2.4×10 ¹⁵	2.4×10 ¹⁵	2.4×10 ¹⁵
4.50×10 ⁻²	7.00×10 ⁻²	2.5×10 ¹⁰	5.0×10 ¹²	5.0×10 ¹²	5.1×10 ¹²	5.1×10 ¹²	5.1×10 ¹²	5.2×10 ¹²
7.00×10 ⁻²	1.00×10 ⁻¹	3.4×10 ¹²	2.1×10 ¹⁵	2.1×10 ¹⁵	2.1×10 ¹⁵	2.1×10 ¹⁵	2.1×10 ¹⁵	2.2×10 ¹⁵
1.00×10 ⁻¹	1.50×10 ⁻¹	1.3×10 ¹⁰	1.2×10 ¹²	1.2×10 ¹²	1.2×10 ¹²	1.3×10 ¹²	1.3×10 ¹²	1.3×10 ¹²
1.50×10 ⁻¹	3.00×10 ⁻¹	3.7×10 ¹²	7.0×10 ¹⁴	7.1×10 ¹⁴	7.1×10 ¹⁴	7.1×10 ¹⁴	7.1×10 ¹⁴	7.1×10 ¹⁴
3.00×10 ⁻¹	4.50×10 ⁻¹	4.3×10 ¹¹	1.0×10 ¹³	1.1×10 ¹³	1.1×10 ¹³	1.2×10 ¹³	1.2×10 ¹³	1.3×10 ¹³
4.50×10 ⁻¹	7.00×10 ⁻¹	1.8×10 ¹²	4.7×10 ¹³	4.9×10 ¹³	5.0×10 ¹³	5.2×10 ¹³	5.3×10 ¹³	5.3×10 ¹³
7.00×10 ⁻¹	1.00×10 ⁰	7.5×10 ¹¹	9.4×10 ¹²	1.0×10 ¹³	1.1×10 ¹³	1.1×10 ¹³	1.2×10 ¹³	1.2×10 ¹³
1.00×10 ⁰	1.50×10 ⁰	3.5×10 ¹¹	2.4×10 ¹²	2.6×10 ¹²	2.7×10 ¹²	2.8×10 ¹²	3.0×10 ¹²	3.1×10 ¹²
1.50×10 ⁰	2.00×10 ⁰	9.9×10 ¹⁰	3.5×10 ¹¹	3.7×10 ¹¹	3.8×10 ¹¹	3.9×10 ¹¹	4.0×10 ¹¹	4.1×10 ¹¹
2.00×10 ⁰	2.50×10 ⁰	1.4×10 ¹¹	3.9×10 ¹¹	4.0×10 ¹¹	4.1×10 ¹¹	4.2×10 ¹¹	4.3×10 ¹¹	4.3×10 ¹¹
2.50×10 ⁰	3.00×10 ⁰	6.6×10 ⁹	1.1×10 ¹⁰	1.1×10 ¹⁰	1.1×10 ¹⁰	1.2×10 ¹⁰	1.2×10 ¹⁰	1.2×10 ¹⁰
3.00×10 ⁰	4.00×10 ⁰	1.9×10 ⁸	1.9×10 ⁸	1.9×10 ⁸	1.9×10 ⁸	1.9×10 ⁸	1.9×10 ⁸	1.9×10 ⁸
4.00×10 ⁰	6.00×10 ⁰	4.7×10 ⁻²	1.5×10 ⁻¹	1.5×10 ⁻¹	1.6×10 ⁻¹	1.6×10 ⁻¹	1.6×10 ⁻¹	1.6×10 ⁻¹
6.00×10 ⁰	8.00×10 ⁰	5.4×10 ⁻³	1.7×10 ⁻²	1.8×10 ⁻²	1.8×10 ⁻²	1.8×10 ⁻²	1.9×10 ⁻²	1.9×10 ⁻²
8.00×10 ⁰	1.10×10 ¹	6.2×10 ⁻⁴	1.9×10 ⁻³	2.0×10 ⁻³	2.1×10 ⁻³	2.1×10 ⁻³	2.1×10 ⁻³	2.2×10 ⁻³

注記*1 : 有効数字 3 桁目を四捨五入した値を記載

*2 : 代表エネルギー

表 4-31 隣接エリア内の積算線源強度 (4/6)

(中央制御室内線源, 両号機において代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

エネルギー(MeV)		積算線源強度*1(photons/20800m ³) (6号機及び7号機合計)						
下限	上限*2	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
—	2.00×10 ⁻²	6.2×10 ¹⁵	3.1×10 ¹⁶	7.4×10 ¹⁶	1.3×10 ¹⁷	1.9×10 ¹⁷	2.5×10 ¹⁷	3.0×10 ¹⁷
2.00×10 ⁻²	3.00×10 ⁻²	3.4×10 ¹⁵	1.8×10 ¹⁶	4.1×10 ¹⁶	7.0×10 ¹⁶	9.8×10 ¹⁶	1.2×10 ¹⁷	1.5×10 ¹⁷
3.00×10 ⁻²	4.50×10 ⁻²	6.1×10 ¹⁶	3.5×10 ¹⁷	8.9×10 ¹⁷	1.6×10 ¹⁸	2.3×10 ¹⁸	3.1×10 ¹⁸	3.8×10 ¹⁸
4.50×10 ⁻²	7.00×10 ⁻²	2.4×10 ¹⁴	8.7×10 ¹⁴	1.7×10 ¹⁵	2.6×10 ¹⁵	3.7×10 ¹⁵	4.7×10 ¹⁵	5.6×10 ¹⁵
7.00×10 ⁻²	1.00×10 ⁻¹	5.3×10 ¹⁶	3.1×10 ¹⁷	7.9×10 ¹⁷	1.4×10 ¹⁸	2.1×10 ¹⁸	2.8×10 ¹⁸	3.4×10 ¹⁸
1.00×10 ⁻¹	1.50×10 ⁻¹	9.6×10 ¹³	2.5×10 ¹⁴	4.1×10 ¹⁴	5.8×10 ¹⁴	7.5×10 ¹⁴	9.3×10 ¹⁴	1.1×10 ¹⁵
1.50×10 ⁻¹	3.00×10 ⁻¹	5.0×10 ¹⁶	1.4×10 ¹⁷	1.9×10 ¹⁷	2.0×10 ¹⁷	2.1×10 ¹⁷	2.2×10 ¹⁷	2.2×10 ¹⁷
3.00×10 ⁻¹	4.50×10 ⁻¹	1.4×10 ¹⁵	2.2×10 ¹⁵	2.5×10 ¹⁵	2.8×10 ¹⁵	2.9×10 ¹⁵	3.1×10 ¹⁵	3.2×10 ¹⁵
4.50×10 ⁻¹	7.00×10 ⁻¹	3.7×10 ¹⁵	6.8×10 ¹⁵	8.3×10 ¹⁵	8.7×10 ¹⁵	8.9×10 ¹⁵	9.1×10 ¹⁵	9.2×10 ¹⁵
7.00×10 ⁻¹	1.00×10 ⁰	1.3×10 ¹⁵	1.4×10 ¹⁵	1.5×10 ¹⁵	1.5×10 ¹⁵	1.5×10 ¹⁵	1.6×10 ¹⁵	1.6×10 ¹⁵
1.00×10 ⁰	1.50×10 ⁰	8.3×10 ¹⁴	8.4×10 ¹⁴	8.5×10 ¹⁴	8.5×10 ¹⁴	8.6×10 ¹⁴	8.6×10 ¹⁴	8.6×10 ¹⁴
1.50×10 ⁰	2.00×10 ⁰	5.2×10 ¹⁴	5.3×10 ¹⁴	5.3×10 ¹⁴	5.3×10 ¹⁴	5.3×10 ¹⁴	5.3×10 ¹⁴	5.3×10 ¹⁴
2.00×10 ⁰	2.50×10 ⁰	1.6×10 ¹⁵	1.7×10 ¹⁵	1.7×10 ¹⁵	1.7×10 ¹⁵	1.7×10 ¹⁵	1.7×10 ¹⁵	1.7×10 ¹⁵
2.50×10 ⁰	3.00×10 ⁰	6.8×10 ¹³	6.8×10 ¹³	6.8×10 ¹³	6.8×10 ¹³	6.8×10 ¹³	6.8×10 ¹³	6.8×10 ¹³
3.00×10 ⁰	4.00×10 ⁰	1.9×10 ¹²	1.9×10 ¹²	1.9×10 ¹²	1.9×10 ¹²	1.9×10 ¹²	1.9×10 ¹²	1.9×10 ¹²
4.00×10 ⁰	6.00×10 ⁰	1.3×10 ²	1.3×10 ²	1.3×10 ²	1.3×10 ²	1.3×10 ²	1.3×10 ²	1.3×10 ²
6.00×10 ⁰	8.00×10 ⁰	1.5×10 ¹	1.5×10 ¹	1.5×10 ¹	1.5×10 ¹	1.5×10 ¹	1.5×10 ¹	1.5×10 ¹
8.00×10 ⁰	1.10×10 ¹	1.7×10 ⁰	1.7×10 ⁰	1.7×10 ⁰	1.7×10 ⁰	1.7×10 ⁰	1.7×10 ⁰	1.7×10 ⁰

注記*1 : 有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

*2 : 代表エネルギー

表 4-31 隣接エリア内の積算線源強度 (5/6)

(中央制御室内線源, 6号機:格納容器ベント実施 7号機:代替循環冷却系を用いて事象収束)

エネルギー(MeV)		積算線源強度*1(photons/20800m ³) (6号機及び7号機合計)						
下限	上限*2	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
—	2.00×10 ⁻²	6.2×10 ¹⁵	2.2×10 ¹⁸	2.4×10 ¹⁸	2.4×10 ¹⁸	2.5×10 ¹⁸	2.5×10 ¹⁸	2.6×10 ¹⁸
2.00×10 ⁻²	3.00×10 ⁻²	3.3×10 ¹⁵	1.3×10 ¹⁸	1.4×10 ¹⁸	1.4×10 ¹⁸	1.4×10 ¹⁸	1.5×10 ¹⁸	1.5×10 ¹⁸
3.00×10 ⁻²	4.50×10 ⁻²	6.1×10 ¹⁶	2.7×10 ¹⁹	2.9×10 ¹⁹	3.0×10 ¹⁹	3.0×10 ¹⁹	3.1×10 ¹⁹	3.1×10 ¹⁹
4.50×10 ⁻²	7.00×10 ⁻²	2.4×10 ¹⁴	5.3×10 ¹⁶	5.6×10 ¹⁶	5.7×10 ¹⁶	5.8×10 ¹⁶	5.9×10 ¹⁶	6.0×10 ¹⁶
7.00×10 ⁻²	1.00×10 ⁻¹	5.2×10 ¹⁶	2.4×10 ¹⁹	2.6×10 ¹⁹	2.6×10 ¹⁹	2.7×10 ¹⁹	2.7×10 ¹⁹	2.8×10 ¹⁹
1.00×10 ⁻¹	1.50×10 ⁻¹	9.4×10 ¹³	1.2×10 ¹⁶	1.3×10 ¹⁶	1.3×10 ¹⁶	1.3×10 ¹⁶	1.3×10 ¹⁶	1.3×10 ¹⁶
1.50×10 ⁻¹	3.00×10 ⁻¹	5.0×10 ¹⁶	6.8×10 ¹⁸	7.1×10 ¹⁸	7.1×10 ¹⁸	7.1×10 ¹⁸	7.1×10 ¹⁸	7.2×10 ¹⁸
3.00×10 ⁻¹	4.50×10 ⁻¹	1.4×10 ¹⁵	5.1×10 ¹⁶	5.3×10 ¹⁶	5.3×10 ¹⁶	5.3×10 ¹⁶	5.3×10 ¹⁶	5.3×10 ¹⁶
4.50×10 ⁻¹	7.00×10 ⁻¹	3.7×10 ¹⁵	2.2×10 ¹⁷	2.3×10 ¹⁷	2.3×10 ¹⁷	2.3×10 ¹⁷	2.3×10 ¹⁷	2.3×10 ¹⁷
7.00×10 ⁻¹	1.00×10 ⁰	1.3×10 ¹⁵	9.0×10 ¹⁵	9.4×10 ¹⁵	9.4×10 ¹⁵	9.4×10 ¹⁵	9.4×10 ¹⁵	9.4×10 ¹⁵
1.00×10 ⁰	1.50×10 ⁰	8.2×10 ¹⁴	1.2×10 ¹⁵	1.2×10 ¹⁵	1.2×10 ¹⁵	1.2×10 ¹⁵	1.2×10 ¹⁵	1.2×10 ¹⁵
1.50×10 ⁰	2.00×10 ⁰	5.1×10 ¹⁴	6.8×10 ¹⁴	6.8×10 ¹⁴	6.8×10 ¹⁴	6.8×10 ¹⁴	6.8×10 ¹⁴	6.8×10 ¹⁴
2.00×10 ⁰	2.50×10 ⁰	1.6×10 ¹⁵	2.4×10 ¹⁵	2.4×10 ¹⁵	2.4×10 ¹⁵	2.4×10 ¹⁵	2.4×10 ¹⁵	2.4×10 ¹⁵
2.50×10 ⁰	3.00×10 ⁰	6.5×10 ¹³	7.5×10 ¹³	7.5×10 ¹³	7.5×10 ¹³	7.5×10 ¹³	7.5×10 ¹³	7.5×10 ¹³
3.00×10 ⁰	4.00×10 ⁰	1.8×10 ¹²	1.8×10 ¹²	1.8×10 ¹²	1.8×10 ¹²	1.8×10 ¹²	1.8×10 ¹²	1.8×10 ¹²
4.00×10 ⁰	6.00×10 ⁰	1.2×10 ²	1.2×10 ²	1.2×10 ²	1.2×10 ²	1.2×10 ²	1.2×10 ²	1.2×10 ²
6.00×10 ⁰	8.00×10 ⁰	1.4×10 ¹	1.4×10 ¹	1.4×10 ¹	1.4×10 ¹	1.4×10 ¹	1.4×10 ¹	1.4×10 ¹
8.00×10 ⁰	1.10×10 ¹	1.6×10 ⁰	1.6×10 ⁰	1.6×10 ⁰	1.6×10 ⁰	1.6×10 ⁰	1.6×10 ⁰	1.6×10 ⁰

注記*1 : 有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

*2 : 代表エネルギー

表 4-31 隣接エリア内の積算線源強度 (6/6)

(中央制御室内線源, 6号機:代替循環冷却系を用いて事象収束 7号機:格納容器ベント実施)

エネルギー(MeV)		積算線源強度*1(photons/20800m ³) (6号機及び7号機合計)						
下限	上限*2	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
—	2.00×10 ⁻²	6.1×10 ¹⁵	3.7×10 ¹⁸	3.9×10 ¹⁸	4.0×10 ¹⁸	4.0×10 ¹⁸	4.1×10 ¹⁸	4.1×10 ¹⁸
2.00×10 ⁻²	3.00×10 ⁻²	3.3×10 ¹⁵	2.1×10 ¹⁸	2.3×10 ¹⁸	2.3×10 ¹⁸	2.4×10 ¹⁸	2.4×10 ¹⁸	2.4×10 ¹⁸
3.00×10 ⁻²	4.50×10 ⁻²	6.0×10 ¹⁶	4.4×10 ¹⁹	4.8×10 ¹⁹	4.8×10 ¹⁹	4.9×10 ¹⁹	4.9×10 ¹⁹	5.0×10 ¹⁹
4.50×10 ⁻²	7.00×10 ⁻²	2.4×10 ¹⁴	8.8×10 ¹⁶	9.3×10 ¹⁶	9.4×10 ¹⁶	9.5×10 ¹⁶	9.5×10 ¹⁶	9.6×10 ¹⁶
7.00×10 ⁻²	1.00×10 ⁻¹	5.2×10 ¹⁶	3.9×10 ¹⁹	4.2×10 ¹⁹	4.3×10 ¹⁹	4.3×10 ¹⁹	4.4×10 ¹⁹	4.4×10 ¹⁹
1.00×10 ⁻¹	1.50×10 ⁻¹	9.3×10 ¹³	2.0×10 ¹⁶	2.1×10 ¹⁶	2.1×10 ¹⁶	2.2×10 ¹⁶	2.2×10 ¹⁶	2.2×10 ¹⁶
1.50×10 ⁻¹	3.00×10 ⁻¹	4.9×10 ¹⁶	1.1×10 ¹⁹	1.2×10 ¹⁹	1.2×10 ¹⁹	1.2×10 ¹⁹	1.2×10 ¹⁹	1.2×10 ¹⁹
3.00×10 ⁻¹	4.50×10 ⁻¹	1.4×10 ¹⁵	8.3×10 ¹⁶	8.7×10 ¹⁶	8.7×10 ¹⁶	8.7×10 ¹⁶	8.7×10 ¹⁶	8.7×10 ¹⁶
4.50×10 ⁻¹	7.00×10 ⁻¹	3.6×10 ¹⁵	3.6×10 ¹⁷	3.8×10 ¹⁷	3.8×10 ¹⁷	3.8×10 ¹⁷	3.8×10 ¹⁷	3.8×10 ¹⁷
7.00×10 ⁻¹	1.00×10 ⁰	1.3×10 ¹⁵	1.4×10 ¹⁶	1.5×10 ¹⁶	1.5×10 ¹⁶	1.5×10 ¹⁶	1.5×10 ¹⁶	1.5×10 ¹⁶
1.00×10 ⁰	1.50×10 ⁰	8.0×10 ¹⁴	1.4×10 ¹⁵	1.4×10 ¹⁵	1.4×10 ¹⁵	1.4×10 ¹⁵	1.4×10 ¹⁵	1.4×10 ¹⁵
1.50×10 ⁰	2.00×10 ⁰	5.0×10 ¹⁴	7.8×10 ¹⁴	7.8×10 ¹⁴	7.8×10 ¹⁴	7.8×10 ¹⁴	7.8×10 ¹⁴	7.8×10 ¹⁴
2.00×10 ⁰	2.50×10 ⁰	1.6×10 ¹⁵	2.9×10 ¹⁵	2.9×10 ¹⁵	2.9×10 ¹⁵	2.9×10 ¹⁵	2.9×10 ¹⁵	2.9×10 ¹⁵
2.50×10 ⁰	3.00×10 ⁰	6.4×10 ¹³	8.0×10 ¹³	8.0×10 ¹³	8.0×10 ¹³	8.0×10 ¹³	8.0×10 ¹³	8.0×10 ¹³
3.00×10 ⁰	4.00×10 ⁰	1.8×10 ¹²	1.8×10 ¹²	1.8×10 ¹²	1.8×10 ¹²	1.8×10 ¹²	1.8×10 ¹²	1.8×10 ¹²
4.00×10 ⁰	6.00×10 ⁰	1.1×10 ²	1.1×10 ²	1.1×10 ²	1.1×10 ²	1.1×10 ²	1.1×10 ²	1.1×10 ²
6.00×10 ⁰	8.00×10 ⁰	1.3×10 ¹	1.3×10 ¹	1.3×10 ¹	1.3×10 ¹	1.3×10 ¹	1.3×10 ¹	1.3×10 ¹
8.00×10 ⁰	1.10×10 ¹	1.5×10 ⁰	1.5×10 ⁰	1.5×10 ⁰	1.5×10 ⁰	1.5×10 ⁰	1.5×10 ⁰	1.5×10 ⁰

注記*1 : 有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

*2 : 代表エネルギー

表 4-32 各班の 7 日間の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷が発生した場合）に係る被ばく評価結果の内訳（中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（1/3）（両号機において代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）（単位：mSv）*1*2

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
A 班	^{1直} 約 21*3	^{1直} 約 18	^{2直} 約 22	—	—	—	—	約 61
B 班	—	—	—	^{2直} 約 23*4	—	^{2直} 約 24*4	—	約 47
C 班	—	—	^{1直} 約 21	^{1直} 約 22	^{2直} 約 24	—	—	約 67
D 班	—	—	—	—	^{1直} 約 23	^{1直} 約 24	^{2直} 約 14*5	約 61
E 班	^{2直} 約 16*3	^{2直} 約 20	—	—	—	—	^{1直} 約 33*5	約 69

- 注記*1：入退域時においてマスク（PF=1000）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：中央制御室内で事故後1日目のみマスク（PF=1000）の着用を考慮。6時間当たり18分間外すものとして評価
 *4：特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫
 *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2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、評価期間終了直前に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2直の被ばく線量は、7日目2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（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量を示している。

表 4-32 各班の 7 日間の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷が発生した場合）に係る被ばく評価結果の内訳（中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（2/3）（6号機：格納容器ベント実施 7号機：代替循環冷却系を用いて事象収束）（単位：mSv）*1*2

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
A 班	^{1直} 約 21*3	^{1直} 約 31	—	^{2直} 約 25	—	—	—	約 77
B 班	—	—	^{2直} 約 27*4	—	^{2直} 約 24*4	^{2直} 約 23*4	—	約 73
C 班	—	—	^{1直} 約 39	^{1直} 約 25	—	—	^{2直} 約 13*4*5	約 77
D 班	—	—	—	—	^{1直} 約 24	^{1直} 約 23	^{1直} 約 31*4*5	約 78
E 班	^{2直} 約 16*3	^{2直} 約 41	—	—	—	—	—	約 58

- 注記*1：入退域時においてマスク（PF=1000）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：中央制御室内で事故後1日目のみマスク（PF=1000）の着用を考慮。6時間当たり18分間外すものとして評価
 *4：特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫
 *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2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、評価期間終了直前に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2直の被ばく線量は、7日目2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（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量を示している。

表4-32 各班の7日間の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷が発生した場合）に係る被ばく評価結果の内訳（中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（3/3）（6号機：代替循環冷却系を用いて事象収束 7号機：格納容器ベント実施）（単位：mSv）*1*2

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	^{1直} 約21*3	^{1直} 約44	—	^{2直} 約24	—	—	—	約88
B班	—	—	^{2直} 約28*4	—	^{2直} 約21*4	^{2直} 約19*4	—	約69
C班	—	—	^{1直} 約50	^{1直} 約26	—	—	^{2直} 約11*4,*5	約86
D班	—	—	—	—	^{1直} 約22	^{1直} 約20	^{1直} 約26*4,*5	約69
E班	^{2直} 約16*3	^{2直} 約56	—	—	—	—	—	約72

注記*1：入退域時においてマスク（PF=1000）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：中央制御室内で事故後1日目のみマスク（PF=1000）の着用を考慮。6時間当たり18分間外すものとして評価
 *4：特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫
 *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2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、評価期間終了直前に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2直の被ばく線量は、7日目2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（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量を示している。

表4-33 各班の7日間の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷が発生した場合）に係る被ばく評価結果の内訳（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（1/3）（両号機において代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）（単位：mSv）*1

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	^{1直} 約262	^{1直} 約21	^{2直} 約26	—	—	—	—	約309
B班	—	—	—	^{2直} 約28*2	—	^{2直} 約29*2	—	約57
C班	—	—	^{1直} 約25	^{1直} 約27	^{2直} 約29	—	—	約81
D班	—	—	—	—	^{1直} 約29	^{1直} 約29	^{2直} 約18*3	約77
E班	^{2直} 約28	^{2直} 約23	—	—	—	—	^{1直} 約38*3	約90

注記*1：入退域時においてマスク（PF=1000）の着用を考慮
 *2：特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫
 *3：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2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、評価期間終了直前に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2直の被ばく線量は、7日目2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（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量を示している。

表4-33 各班の7日間の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷が発生した場合）に係る被ばく評価結果の内訳（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（2/3）（6号機：格納容器ベント実施 7号機：代替循環冷却系を用いて事象収束）（単位：mSv）*1

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	^{1直} 約 257	^{1直} 約 41	—	^{2直} 約 28	—	—	—	約 325
B班	—	—	^{2直} 約 29*2	—	^{2直} 約 27*2	^{2直} 約 26*2	—	約 82
C班	—	—	^{1直} 約 42	^{1直} 約 28	—	—	^{2直} 約 16*2, *3	約 86
D班	—	—	—	—	^{1直} 約 27	^{1直} 約 27	^{1直} 約 34*2, *3	約 88
E班	^{2直} 約 28	^{2直} 約 45	—	—	—	—	—	約 74

注記*1：入退域時においてマスク（PF=1000）の着用を考慮

*2：特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫

*3：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2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2直の被ばく線量は、7日目2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（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量を示している。

表4-33 各班の7日間の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷が発生した場合）に係る被ばく評価結果の内訳（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（3/3）（6号機：代替循環冷却系を用いて事象収束 7号機：格納容器ベント実施）（単位：mSv）*1

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	^{1直} 約 252	^{1直} 約 59	—	^{2直} 約 25	—	—	—	約 337
B班	—	—	^{2直} 約 30*2	—	^{2直} 約 23*2	^{2直} 約 21*2	—	約 74
C班	—	—	^{1直} 約 52	^{1直} 約 27	—	—	^{2直} 約 13*2, *3	約 92
D班	—	—	—	—	^{1直} 約 24	^{1直} 約 22	^{1直} 約 28*2, *3	約 75
E班	^{2直} 約 28	^{2直} 約 60	—	—	—	—	—	約 89

注記*1：入退域時においてマスク（PF=1000）の着用を考慮

*2：特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫

*3：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2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2直の被ばく線量は、7日目2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（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量を示している。

表 4-34 中央制御室（炉心の著しい損傷が発生した場合）の運転員に及ぼす実効線量の内訳（中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（1/3）（両号機において代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）*

	被ばく経路	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	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	1.2×10^{-1}	0.1以下	0.1以下					1.5×10^{-1}
		放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく	6.1×10^{-1}	3.5×10^{-1}	4.1×10^{-1}					1.4×10^0
		室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	1.4×10^1	1.8×10^0	2.5×10^0					1.8×10^1
		(内訳) 外部被ばく(室内線源)	5.3×10^{-1}	1.1×10^0	1.6×10^0					3.2×10^0
		外部被ばく(隣接エリア内線源)	0.1以下	0.1以下	0.1以下					1.8×10^{-1}
		内部被ばく	1.3×10^1	6.2×10^{-1}	9.4×10^{-1}					1.4×10^1
		地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	1.2×10^0	1.2×10^0	8.9×10^{-1}					3.2×10^0
	小計	1.5×10^1	3.3×10^0	3.9×10^0					2.3×10^1	
	入退域時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	8.8×10^{-1}	2.3×10^0	3.6×10^0					6.8×10^0
		大気中に放出された放射性物質による被ばく	7.8×10^{-1}	2.2×10^0	3.1×10^0					6.1×10^0
		(内訳) 外部被ばく	7.4×10^{-1}	2.1×10^0	2.8×10^0					5.6×10^0
		内部被ばく	0.1以下	1.4×10^{-1}	2.5×10^{-1}					4.4×10^{-1}
		地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	4.3×10^0	1.0×10^1	1.1×10^1					2.6×10^1
		小計	6.0×10^0	1.5×10^1	1.8×10^1					3.9×10^1
合計		2.1×10^1	1.8×10^1	2.2×10^1					6.1×10^1	
B 班	室内作業時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく				0.1以下		0.1以下	0.1以下	
		放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく				4.2×10^{-1}		3.4×10^{-1}	7.6×10^{-1}	
		室内に取り込まれた放射性物質による被ばく				2.9×10^0		3.0×10^0	5.8×10^0	
		(内訳) 外部被ばく(室内線源)				1.7×10^0		1.8×10^0	3.5×10^0	
		外部被ばく(隣接エリア内線源)				0.1以下		0.1以下	0.1以下	
		内部被ばく				1.1×10^0		1.2×10^0	2.3×10^0	
		地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく				7.9×10^{-1}		6.5×10^{-1}	1.4×10^0	
	小計				4.1×10^0		3.9×10^0	8.0×10^0		
	入退域時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく				4.1×10^0		5.1×10^0	9.2×10^0	
		大気中に放出された放射性物質による被ばく				3.3×10^0		3.0×10^0	6.2×10^0	
		(内訳) 外部被ばく				3.0×10^0		2.7×10^0	5.7×10^0	
		内部被ばく				2.8×10^{-1}		2.9×10^{-1}	5.7×10^{-1}	
		地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく				1.1×10^1		1.2×10^1	2.3×10^1	
		小計				1.9×10^1		2.0×10^1	3.9×10^1	
合計					2.3×10^1		2.4×10^1	4.7×10^1		
C 班	室内作業時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく			0.1以下	0.1以下			0.1以下	
		放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく			4.3×10^{-1}	4.6×10^{-1}	3.9×10^{-1}			1.3×10^0
		室内に取り込まれた放射性物質による被ばく			2.5×10^0	3.0×10^0	3.0×10^0			8.5×10^0
		(内訳) 外部被ばく(室内線源)			1.6×10^0	1.8×10^0	1.8×10^0			5.2×10^0
		外部被ばく(隣接エリア内線源)			0.1以下	0.1以下	0.1以下			1.6×10^{-1}
		内部被ばく			9.0×10^{-1}	1.1×10^0	1.2×10^0			3.2×10^0
		地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく			9.7×10^{-1}	8.5×10^{-1}	7.1×10^{-1}			2.5×10^0
	小計			3.9×10^0	4.3×10^0	4.1×10^0			1.2×10^1	
	入退域時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく				3.2×10^0	3.6×10^0	4.6×10^0		1.1×10^1
		大気中に放出された放射性物質による被ばく				2.9×10^0	3.2×10^0	3.2×10^0		9.3×10^0
		(内訳) 外部被ばく				2.7×10^0	2.9×10^0	2.9×10^0		8.5×10^0
		内部被ばく				2.2×10^{-1}	2.7×10^{-1}	2.9×10^{-1}		7.8×10^{-1}
		地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく				1.1×10^1	1.1×10^1	1.2×10^1		3.4×10^1
		小計				1.7×10^1	1.8×10^1	1.9×10^1		5.5×10^1
合計					2.1×10^1	2.2×10^1	2.4×10^1		6.7×10^1	
D 班	室内作業時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく					0.1以下	0.1以下	0.1以下	
		放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく				4.4×10^{-1}	4.0×10^{-1}	2.7×10^{-1}	1.1×10^0	
		室内に取り込まれた放射性物質による被ばく				3.2×10^0	3.3×10^0	2.7×10^0	9.2×10^0	
		(内訳) 外部被ばく(室内線源)				1.9×10^0	1.9×10^0	1.6×10^0	5.5×10^0	
		外部被ばく(隣接エリア内線源)				0.1以下	0.1以下	0.1以下	1.3×10^{-1}	
		内部被ばく				1.2×10^0	1.3×10^0	1.1×10^0	3.6×10^0	
		地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく				7.8×10^{-1}	7.0×10^{-1}	5.9×10^{-1}	2.1×10^0	
	小計				4.5×10^0	4.4×10^0	3.5×10^0	1.2×10^1		
	入退域時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく				4.1×10^0	4.6×10^0	2.6×10^0		1.1×10^1
		大気中に放出された放射性物質による被ばく				3.3×10^0	3.1×10^0	1.4×10^0		7.8×10^0
		(内訳) 外部被ばく				3.0×10^0	2.8×10^0	1.2×10^0		7.0×10^0
		内部被ばく				2.9×10^{-1}	2.9×10^{-1}	1.4×10^{-1}		7.2×10^{-1}
		地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく				1.2×10^1	1.2×10^1	6.0×10^0		2.9×10^1
		小計				1.9×10^1	1.9×10^1	1.0×10^1		4.8×10^1
合計					2.3×10^1	2.4×10^1	1.4×10^1		6.1×10^1	
E 班	室内作業時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	1.1×10^{-1}	0.1以下					1.3×10^{-1}	
		放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく	3.4×10^{-1}	3.7×10^{-1}					3.4×10^{-1}	
		室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	1.4×10^0	2.0×10^0					3.1×10^0	
		(内訳) 外部被ばく(室内線源)	6.7×10^{-1}	1.3×10^0					1.8×10^0	
		外部被ばく(隣接エリア内線源)	0.1以下	0.1以下					0.1以下	
		内部被ばく	6.5×10^{-1}	6.9×10^{-1}					1.2×10^0	
		地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	1.1×10^0	1.1×10^0					6.7×10^{-1}	
	小計	2.9×10^0	3.5×10^0					4.1×10^0		
	入退域時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	2.3×10^0	3.2×10^0					7.7×10^0	
		大気中に放出された放射性物質による被ばく	1.8×10^0	2.6×10^0					2.9×10^0	
		(内訳) 外部被ばく	1.7×10^0	2.5×10^0					2.6×10^0	
		内部被ばく	1.1×10^{-1}	1.9×10^{-1}					2.9×10^{-1}	
		地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	9.3×10^0	1.1×10^1					1.8×10^1	
		小計	1.3×10^1	1.7×10^1					2.9×10^1	
合計		1.6×10^1	2.0×10^1					3.3×10^1		

注記* : 有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

表 4-34 中央制御室（炉心の著しい損傷が発生した場合）の運転員に及ぼす実効線量の内訳（中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（2/3）（6号機：格納容器ベント実施 7号機：代替循環冷却系を用いて事象収束）*

被ばく経路		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	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	1.1×10^{-1}	0.1以下		4.7×10^{-1}				6.0×10^{-1}
		放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく	6.0×10^{-1}	9.7×10^{-1}		2.6×10^{-1}				1.8×10^0
		室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	1.3×10^1	7.1×10^0		2.3×10^0				2.3×10^1
		(内訳) 外部被ばく(室内線源)	5.2×10^{-1}	4.7×10^0		1.6×10^0				6.8×10^0
		外部被ばく(隣接エリア内線源)	0.1以下	1.6×10^{-1}		0.1以下				2.7×10^{-1}
		内部被ばく	1.3×10^1	2.2×10^0		6.8×10^{-1}				1.6×10^1
		地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	1.2×10^0	2.0×10^0		8.5×10^{-1}				4.1×10^0
	小計	1.5×10^1	1.0×10^1		3.8×10^0				2.9×10^1	
	入退域時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	8.7×10^{-1}	2.4×10^0		5.5×10^0				8.8×10^0
		大気中に放出された放射性物質による被ばく	7.8×10^{-1}	3.4×10^0		2.5×10^0				6.6×10^0
		(内訳) 外部被ばく	7.4×10^{-1}	3.1×10^0		2.3×10^0				6.1×10^0
		内部被ばく	0.1以下	2.8×10^{-1}		1.9×10^{-1}				5.2×10^{-1}
		地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	4.3×10^0	1.5×10^1		1.3×10^1				3.2×10^1
		小計	5.9×10^0	2.1×10^1		2.1×10^1				4.8×10^1
合計		2.1×10^1	3.1×10^1		2.5×10^1				7.7×10^1	
B班	室内作業時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく			7.5×10^{-1}	3.2×10^{-1}	2.5×10^{-1}		1.3×10^0	
		放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく			2.7×10^{-1}	2.4×10^{-1}	2.1×10^{-1}		7.2×10^{-1}	
		室内に取り込まれた放射性物質による被ばく			2.4×10^0	2.2×10^0	2.1×10^0		6.8×10^0	
		(内訳) 外部被ばく(室内線源)			1.8×10^0	1.5×10^0	1.4×10^0		4.7×10^0	
		外部被ばく(隣接エリア内線源)			0.1以下	0.1以下	0.1以下		1.2×10^{-1}	
		内部被ばく			5.9×10^{-1}	7.2×10^{-1}	7.2×10^{-1}		2.0×10^0	
		地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく			1.1×10^0	7.3×10^{-1}	6.4×10^{-1}		2.5×10^0	
	小計			4.5×10^0	3.5×10^0	3.2×10^0		1.1×10^1		
	入退域時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく			5.9×10^0	5.5×10^0	5.6×10^0		1.7×10^1	
		大気中に放出された放射性物質による被ばく			2.5×10^0	2.4×10^0	2.2×10^0		7.1×10^0	
		(内訳) 外部被ばく			2.4×10^0	2.2×10^0	2.0×10^0		6.5×10^0	
		内部被ばく			1.6×10^{-1}	2.0×10^{-1}	1.9×10^{-1}		5.6×10^{-1}	
		地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく			1.4×10^1	1.2×10^1	1.2×10^1		3.8×10^1	
		小計			2.2×10^1	2.0×10^1	1.9×10^1		6.2×10^1	
合計				2.7×10^1	2.4×10^1	2.3×10^1		7.3×10^1		
C班	室内作業時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく			8.3×10^{-1}	5.1×10^{-1}		2.1×10^{-1}	1.5×10^0	
		放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく			2.9×10^{-1}	2.9×10^{-1}			1.7×10^{-1}	
		室内に取り込まれた放射性物質による被ばく			1.3×10^1	2.4×10^0			1.9×10^0	
		(内訳) 外部被ばく(室内線源)			1.2×10^1	1.7×10^0			1.2×10^0	
		外部被ばく(隣接エリア内線源)			0.1以下	0.1以下			1.3×10^{-1}	
		内部被ばく			6.9×10^{-1}	6.9×10^{-1}			2.0×10^0	
		地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく			1.2×10^0	9.3×10^{-1}			5.8×10^{-1}	
	小計			1.5×10^1	4.2×10^0			2.8×10^0		
	入退域時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく			6.8×10^0	5.5×10^0			3.5×10^0	
		大気中に放出された放射性物質による被ばく			2.5×10^0	2.5×10^0			1.0×10^0	
		(内訳) 外部被ばく			2.4×10^0	2.3×10^0			9.0×10^{-1}	
		内部被ばく			1.5×10^{-1}	1.8×10^{-1}			0.1 以下	
		地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく			1.5×10^1	1.3×10^1			5.7×10^0	
		小計			2.4×10^1	2.1×10^1			1.0×10^1	
合計				3.9×10^1	2.5×10^1			1.3×10^1		
D班	室内作業時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく				3.5×10^{-1}	2.7×10^{-1}	2.3×10^{-1}	8.6×10^{-1}	
		放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく				2.8×10^{-1}	2.5×10^{-1}	2.1×10^{-1}	7.4×10^{-1}	
		室内に取り込まれた放射性物質による被ばく				2.5×10^0	2.4×10^0	2.2×10^0	7.0×10^0	
		(内訳) 外部被ばく(室内線源)				1.7×10^0	1.6×10^0	1.4×10^0	4.6×10^0	
		外部被ばく(隣接エリア内線源)				0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下	
		内部被ばく				7.7×10^{-1}	7.9×10^{-1}	7.7×10^{-1}	2.3×10^0	
		地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく				8.0×10^{-1}	7.0×10^{-1}	6.5×10^{-1}	2.1×10^0	
	小計				3.9×10^0	3.6×10^0	3.3×10^0	1.1×10^1		
	入退域時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく				5.3×10^0	5.4×10^0	8.3×10^0	1.9×10^1	
		大気中に放出された放射性物質による被ばく				2.5×10^0	2.3×10^0	2.2×10^0	6.9×10^0	
		(内訳) 外部被ばく				2.3×10^0	2.1×10^0	2.0×10^0	6.3×10^0	
		内部被ばく				1.9×10^{-1}	2.0×10^{-1}	2.0×10^{-1}	5.9×10^{-1}	
		地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく				1.2×10^1	1.2×10^1	1.7×10^1	4.1×10^1	
		小計				2.0×10^1	2.0×10^1	2.8×10^1	6.7×10^1	
合計					2.4×10^1	2.3×10^1	3.1×10^1	7.8×10^1		
E班	室内作業時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	1.0×10^{-1}	2.9×10^0					3.0×10^0	
		放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく	3.3×10^{-1}	3.2×10^0					3.6×10^0	
		室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	1.4×10^0	6.3×10^0					7.6×10^0	
		(内訳) 外部被ばく(室内線源)	6.6×10^{-1}	3.1×10^0					3.7×10^0	
		外部被ばく(隣接エリア内線源)	0.1以下	2.3×10^0					2.4×10^0	
		内部被ばく	6.4×10^{-1}	8.8×10^{-1}					1.5×10^0	
		地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	1.1×10^0	1.9×10^0					3.0×10^0	
	小計	2.9×10^0	1.4×10^1					1.7×10^1		
	入退域時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	2.4×10^0	5.2×10^0					7.5×10^0	
		大気中に放出された放射性物質による被ばく	1.8×10^0	3.6×10^0					5.4×10^0	
		(内訳) 外部被ばく	1.7×10^0	3.4×10^0					5.0×10^0	
		内部被ばく	1.1×10^{-1}	2.9×10^{-1}					3.9×10^{-1}	
		地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	9.3×10^0	1.8×10^1					2.8×10^1	
		小計	1.3×10^1	2.7×10^1					4.1×10^1	
合計		1.6×10^1	4.1×10^1					5.8×10^1		

注記* : 有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

表4-34 中央制御室（炉心の著しい損傷が発生した場合）の運転員に及ぼす実効線量の内訳（中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（3/3）（6号機：代替循環冷却系を用いて事象収束 7号機：格納容器ベント実施）*

被ばく経路		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	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	1.2×10 ⁻¹	0.1以下		2.9×10 ⁻¹			4.3×10 ⁻¹	
		放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく	5.9×10 ⁻¹	1.4×10 ⁰		1.6×10 ⁻¹			2.1×10 ⁰	
		室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	1.3×10 ¹	1.1×10 ¹		1.9×10 ⁰			2.6×10 ¹	
		(内訳) 外部被ばく (室内線源)	5.1×10 ⁻¹	7.5×10 ⁰		1.4×10 ⁰			9.5×10 ⁰	
		外部被ばく (隣接エリア内線源)	0.1以下	2.5×10 ⁻¹		0.1以下			3.5×10 ⁻¹	
		内部被ばく	1.2×10 ¹	3.4×10 ⁰		4.1×10 ⁻¹			1.6×10 ¹	
	入退域時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	1.2×10 ⁰	2.7×10 ⁰		9.4×10 ⁻¹			4.8×10 ⁰	
		放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく	1.2×10 ⁰	2.7×10 ⁰		9.4×10 ⁻¹			4.8×10 ⁰	
		(内訳) 外部被ばく (室内線源)	1.2×10 ⁰	2.7×10 ⁰		9.4×10 ⁻¹			4.8×10 ⁰	
		外部被ばく (隣接エリア内線源)	0.1以下	2.5×10 ⁻¹		0.1以下			3.5×10 ⁻¹	
		内部被ばく	1.2×10 ¹	3.4×10 ⁰		4.1×10 ⁻¹			1.6×10 ¹	
		合計	2.1×10 ¹	4.4×10 ¹		2.4×10 ¹			8.8×10 ¹	
	B班	室内作業時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく			4.6×10 ⁻¹	2.0×10 ⁻¹	1.5×10 ⁻¹		8.2×10 ⁻¹
			放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく			1.7×10 ⁻¹	1.4×10 ⁻¹	1.3×10 ⁻¹		4.4×10 ⁻¹
			室内に取り込まれた放射性物質による被ばく			2.4×10 ⁰	1.8×10 ⁰	1.6×10 ⁰		5.7×10 ⁰
			(内訳) 外部被ばく (室内線源)			2.0×10 ⁰	1.3×10 ⁰	1.1×10 ⁰		4.4×10 ⁰
			外部被ばく (隣接エリア内線源)			0.1以下	0.1以下	0.1以下		1.1×10 ⁻¹
			内部被ばく			3.6×10 ⁻¹	4.4×10 ⁻¹	4.4×10 ⁻¹		1.2×10 ⁰
		入退域時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく			1.3×10 ⁰	7.7×10 ⁻¹	6.7×10 ⁻¹		2.7×10 ⁰
			放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく			4.3×10 ⁰	2.9×10 ⁰	2.5×10 ⁰		9.7×10 ⁰
(内訳) 外部被ばく (室内線源)					2.0×10 ⁰	1.6×10 ⁰	1.4×10 ⁰		5.0×10 ⁰	
外部被ばく (隣接エリア内線源)					1.9×10 ⁰	1.5×10 ⁰	1.3×10 ⁰		4.7×10 ⁰	
内部被ばく					0.1以下	0.1以下	0.1以下		2.7×10 ⁻¹	
合計					2.4×10 ¹	1.8×10 ¹	1.7×10 ¹		5.9×10 ¹	
C班		室内作業時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく			5.1×10 ⁻¹	3.2×10 ⁻¹		1.3×10 ⁻¹	9.6×10 ⁻¹
			放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく			1.9×10 ⁻¹	1.8×10 ⁻¹		1.0×10 ⁻¹	4.7×10 ⁻¹
			室内に取り込まれた放射性物質による被ばく			1.9×10 ¹	2.1×10 ⁰		1.3×10 ⁰	2.3×10 ¹
			(内訳) 外部被ばく (室内線源)			1.9×10 ¹	1.6×10 ⁰		1.1×10 ⁰	9.3×10 ⁰
			外部被ばく (隣接エリア内線源)			0.1以下	0.1以下		0.1以下	1.2×10 ⁻¹
			内部被ばく			5.6×10 ⁻¹	4.2×10 ⁻¹		4.0×10 ⁻¹	1.4×10 ⁰
	入退域時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく			1.4×10 ⁰	1.0×10 ⁰		5.9×10 ⁻¹	3.0×10 ⁰	
		放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく			2.1×10 ¹	3.6×10 ⁰		2.2×10 ⁰	2.7×10 ¹	
		(内訳) 外部被ばく (室内線源)			2.1×10 ⁰	1.8×10 ⁰		5.7×10 ⁻¹	4.4×10 ⁰	
		外部被ばく (隣接エリア内線源)			0.1以下	0.1以下		0.1以下	2.1×10 ⁻¹	
		内部被ばく			2.0×10 ¹	1.6×10 ¹		5.7×10 ⁰	4.1×10 ¹	
		合計			2.8×10 ¹	2.6×10 ¹		1.1×10 ¹	8.6×10 ¹	
	D班	室内作業時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく				2.2×10 ⁻¹	1.7×10 ⁻¹	1.4×10 ⁻¹	5.3×10 ⁻¹
			放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく				1.7×10 ⁻¹	1.5×10 ⁻¹	1.3×10 ⁻¹	4.4×10 ⁻¹
			室内に取り込まれた放射性物質による被ばく				2.0×10 ⁰	1.8×10 ⁰	1.6×10 ⁰	5.4×10 ⁰
			(内訳) 外部被ばく (室内線源)				1.5×10 ⁰	1.3×10 ⁰	1.1×10 ⁰	3.9×10 ⁰
			外部被ばく (隣接エリア内線源)				0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下
			内部被ばく				4.7×10 ⁻¹	4.8×10 ⁻¹	4.6×10 ⁻¹	1.4×10 ⁰
入退域時		原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく				8.4×10 ⁻¹	7.3×10 ⁻¹	6.6×10 ⁻¹	2.2×10 ⁰	
		放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく				3.2×10 ⁰	2.9×10 ⁰	2.5×10 ⁰	8.6×10 ⁰	
		(内訳) 外部被ばく (室内線源)				1.7×10 ⁰	1.5×10 ⁰	1.4×10 ⁰	4.6×10 ⁰	
		外部被ばく (隣接エリア内線源)				1.6×10 ⁰	1.4×10 ⁰	1.3×10 ⁰	4.3×10 ⁰	
		内部被ばく				0.1以下	0.1以下	0.1以下	2.9×10 ⁻¹	
		合計				1.9×10 ¹	1.7×10 ¹	2.3×10 ¹	6.0×10 ¹	
E班		室内作業時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	1.1×10 ⁻¹	1.8×10 ⁰					1.9×10 ⁰
			放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく	3.3×10 ⁻¹	5.2×10 ⁰					5.5×10 ⁰
			室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	1.4×10 ⁰	9.3×10 ⁰					1.1×10 ¹
			(内訳) 外部被ばく (室内線源)	6.6×10 ⁻¹	4.4×10 ⁰					5.0×10 ⁰
			外部被ばく (隣接エリア内線源)	0.1以下	3.9×10 ⁰					3.9×10 ⁰
			内部被ばく	6.4×10 ⁻¹	1.1×10 ⁰					1.7×10 ⁰
	入退域時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	1.1×10 ⁰	2.5×10 ⁰					3.6×10 ⁰	
		放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく	2.9×10 ⁰	1.9×10 ¹					2.2×10 ¹	
		(内訳) 外部被ばく (室内線源)	2.4×10 ⁰	4.8×10 ⁰					7.2×10 ⁰	
		外部被ばく (隣接エリア内線源)	1.8×10 ⁰	4.6×10 ⁰					6.3×10 ⁰	
		内部被ばく	1.6×10 ⁰	4.2×10 ⁰					5.8×10 ⁰	
		合計	1.3×10 ¹	3.7×10 ¹					5.0×10 ¹	

注記* : 有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

表4-35 中央制御室（炉心の著しい損傷が発生した場合）の運転員に及ぼす実効線量の内訳（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（1/3）（両号機において代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）*

被ばく経路		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	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	1.2×10^{-1}	0.1以下	0.1以下					1.5×10^{-1}
		放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく	6.1×10^{-1}	3.5×10^{-1}	4.1×10^{-1}					1.4×10^0
		室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	2.5×10^2	4.6×10^0	6.7×10^0					2.7×10^2
		(内訳) 外部被ばく(室内線源)	5.3×10^{-1}	1.1×10^0	1.6×10^0					3.2×10^0
		外部被ばく(隣接エリア内線源)	0.1以下	0.1以下	0.1以下					1.8×10^{-1}
		内部被ばく	2.5×10^2	3.4×10^0	5.1×10^0					2.6×10^2
	入退域時	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	1.2×10^0	1.2×10^0	8.9×10^{-1}					3.2×10^0
		小計	2.6×10^2	6.1×10^0	8.0×10^0					2.7×10^2
		原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	8.8×10^{-1}	2.3×10^0	3.6×10^0					6.8×10^0
		大気中に放出された放射性物質による被ばく	7.8×10^{-1}	2.2×10^0	3.1×10^0					6.1×10^0
		(内訳) 外部被ばく	7.4×10^{-1}	2.1×10^0	2.8×10^0					5.6×10^0
		内部被ばく	0.1以下	1.4×10^{-1}	2.5×10^{-1}					4.4×10^{-1}
	合計	2.6×10^2	2.1×10^1	2.6×10^1					3.1×10^2	
	B班	室内作業時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく				0.1以下		0.1以下	0.1以下
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく						4.2×10^{-1}		3.4×10^{-1}	7.6×10^{-1}	
室内に取り込まれた放射性物質による被ばく						7.8×10^0		8.1×10^0	1.6×10^1	
(内訳) 外部被ばく(室内線源)						1.7×10^0		1.8×10^0	3.5×10^0	
外部被ばく(隣接エリア内線源)						0.1以下		0.1以下	0.1以下	
内部被ばく						6.0×10^0		6.3×10^0	1.2×10^1	
入退域時		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				7.9×10^{-1}		6.5×10^{-1}	1.4×10^0	
		小計				9.0×10^0		9.1×10^0	1.8×10^1	
		原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく				4.1×10^0		5.1×10^0	9.2×10^0	
		大気中に放出された放射性物質による被ばく				3.3×10^0		3.0×10^0	6.2×10^0	
		(内訳) 外部被ばく				3.0×10^0		2.7×10^0	5.7×10^0	
		内部被ばく				2.8×10^{-1}		2.9×10^{-1}	5.7×10^{-1}	
合計					1.9×10^1		2.0×10^1	3.9×10^1		
C班		室内作業時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく			0.1以下		0.1以下		0.1以下
	放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく					4.3×10^{-1}		4.6×10^{-1}	3.9×10^{-1}	
	室内に取り込まれた放射性物質による被ばく					6.5×10^0		7.9×10^0	8.2×10^0	
	(内訳) 外部被ばく(室内線源)					1.6×10^0		1.8×10^0	1.8×10^0	
	外部被ばく(隣接エリア内線源)					0.1以下		0.1以下	0.1以下	
	内部被ばく					4.9×10^0		6.1×10^0	6.3×10^0	
	入退域時	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				9.7×10^{-1}		8.5×10^{-1}	7.1×10^{-1}	
		小計				7.9×10^0		9.3×10^0	9.3×10^0	
		原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく				3.2×10^0		3.6×10^0	4.6×10^0	
		大気中に放出された放射性物質による被ばく				2.9×10^0		3.2×10^0	3.2×10^0	
		(内訳) 外部被ばく				2.7×10^0		2.9×10^0	2.9×10^0	
		内部被ばく				2.2×10^{-1}		2.7×10^{-1}	2.9×10^{-1}	
	合計				1.7×10^1		1.8×10^1	1.9×10^1		
	D班	室内作業時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく					0.1以下		0.1以下
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく						4.4×10^{-1}		4.0×10^{-1}	2.7×10^{-1}	
室内に取り込まれた放射性物質による被ばく						8.7×10^0		8.9×10^0	7.4×10^0	
(内訳) 外部被ばく(室内線源)						1.9×10^0		1.9×10^0	1.6×10^0	
外部被ばく(隣接エリア内線源)						0.1以下		0.1以下	0.1以下	
内部被ばく						6.7×10^0		6.9×10^0	5.8×10^0	
入退域時		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				7.8×10^{-1}		7.0×10^{-1}	5.9×10^{-1}	
		小計				1.0×10^1		1.0×10^1	8.3×10^0	
		原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく				4.1×10^0		4.6×10^0	2.6×10^0	
		大気中に放出された放射性物質による被ばく				3.3×10^0		3.1×10^0	1.4×10^0	
		(内訳) 外部被ばく				3.0×10^0		2.8×10^0	1.2×10^0	
		内部被ばく				2.9×10^{-1}		2.9×10^{-1}	1.4×10^{-1}	
合計					1.9×10^1		1.9×10^1	1.0×10^1		
E班		室内作業時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	1.1×10^{-1}	0.1以下					
	放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく		3.4×10^{-1}	3.7×10^{-1}						
	室内に取り込まれた放射性物質による被ばく		1.3×10^1	5.1×10^0						
	(内訳) 外部被ばく(室内線源)		6.7×10^{-1}	1.3×10^0						
	外部被ばく(隣接エリア内線源)		0.1以下	0.1以下						
	内部被ばく		1.3×10^1	3.8×10^0						
	入退域時	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	1.1×10^0	1.1×10^0						
		小計	1.5×10^1	6.6×10^0						
		原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	2.3×10^0	3.2×10^0						
		大気中に放出された放射性物質による被ばく	1.8×10^0	2.6×10^0						
		(内訳) 外部被ばく	1.7×10^0	2.5×10^0						
		内部被ばく	1.1×10^{-1}	1.9×10^{-1}						
	合計	2.8×10^1	2.3×10^1							

注記* : 有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

表4-35 中央制御室（炉心の著しい損傷が発生した場合）の運転員に及ぼす実効線量の内訳（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（2/3）（6号機：格納容器ベント実施 7号機：代替循環冷却系を用いて事象収束）*

班	作業時	被ばく経路	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	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	1.1×10 ⁻¹	0.1以下		4.7×10 ⁻¹				6.0×10 ⁻¹
		放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく	6.0×10 ⁻¹	9.7×10 ⁻¹		2.6×10 ⁻¹				1.8×10 ⁰
		室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	2.5×10 ²	1.7×10 ¹		5.3×10 ⁰				2.7×10 ²
		(内訳) 外部被ばく(室内線源)	5.2×10 ⁻¹	4.7×10 ⁰		1.6×10 ⁰				6.8×10 ⁰
		外部被ばく(隣接エリア内線源)	0.1以下	1.6×10 ⁻¹		0.1以下				2.7×10 ⁻¹
	内部被ばく	2.5×10 ²	1.2×10 ¹		3.7×10 ⁰				2.6×10 ²	
	地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	1.2×10 ⁰	2.0×10 ⁰		8.5×10 ⁻¹				4.1×10 ⁰	
	小計	2.5×10 ²	2.0×10 ¹		6.9×10 ⁰				2.8×10 ²	
	入退域時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	8.7×10 ⁻¹	2.4×10 ⁰		5.5×10 ⁰				8.8×10 ⁰
		大気中に放出された放射性物質による被ばく	7.8×10 ⁻¹	3.4×10 ⁰		2.5×10 ⁰				6.6×10 ⁰
(内訳) 外部被ばく		7.4×10 ⁻¹	3.1×10 ⁰		2.3×10 ⁰				6.1×10 ⁰	
内部被ばく		0.1以下	2.8×10 ⁻¹		1.9×10 ⁻¹				5.2×10 ⁻¹	
地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく		4.3×10 ⁰	1.5×10 ¹		1.3×10 ¹				3.2×10 ¹	
小計	5.9×10 ⁰	2.1×10 ¹		2.1×10 ¹				4.8×10 ¹		
合計	2.6×10 ²	4.1×10 ¹		2.8×10 ¹				3.3×10 ²		
B班	室内作業時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく			7.5×10 ⁻¹	3.2×10 ⁻¹	2.5×10 ⁻¹		1.3×10 ⁰	
		放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく			2.7×10 ⁻¹	2.4×10 ⁻¹	2.1×10 ⁻¹		7.2×10 ⁻¹	
		室内に取り込まれた放射性物質による被ばく			5.1×10 ⁰	5.5×10 ⁰	5.3×10 ⁰		1.6×10 ¹	
		(内訳) 外部被ばく(室内線源)			1.8×10 ⁰	1.5×10 ⁰	1.4×10 ⁰		4.7×10 ⁰	
		外部被ばく(隣接エリア内線源)			0.1以下	0.1以下	0.1以下		1.2×10 ⁻¹	
	内部被ばく			3.2×10 ⁰	3.9×10 ⁰	3.9×10 ⁰		1.1×10 ¹		
	地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく			1.1×10 ⁰	7.3×10 ⁻¹	6.4×10 ⁻¹		2.5×10 ⁰		
	小計			7.2×10 ⁰	6.8×10 ⁰	6.4×10 ⁰		2.0×10 ¹		
	入退域時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく			5.9×10 ⁰	5.5×10 ⁰	5.6×10 ⁰		1.7×10 ¹	
		大気中に放出された放射性物質による被ばく			2.5×10 ⁰	2.4×10 ⁰	2.2×10 ⁰		7.1×10 ⁰	
(内訳) 外部被ばく				2.4×10 ⁰	2.2×10 ⁰	2.0×10 ⁰		6.5×10 ⁰		
内部被ばく				1.6×10 ⁻¹	2.0×10 ⁻¹	1.9×10 ⁻¹		5.6×10 ⁻¹		
地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく				1.4×10 ¹	1.2×10 ¹	1.2×10 ¹		3.8×10 ¹		
小計			2.2×10 ¹	2.0×10 ¹	1.9×10 ¹		6.2×10 ¹			
合計			2.9×10 ¹	2.7×10 ¹	2.6×10 ¹		8.2×10 ¹			
C班	室内作業時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく			8.3×10 ⁻¹	5.1×10 ⁻¹		2.1×10 ⁻¹	1.5×10 ⁰	
		放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく			2.9×10 ⁻¹	2.9×10 ⁻¹			1.7×10 ⁻¹	
		室内に取り込まれた放射性物質による被ばく			1.6×10 ¹	5.5×10 ⁰			4.8×10 ⁰	
		(内訳) 外部被ばく(室内線源)			1.2×10 ¹	1.7×10 ⁰			1.2×10 ¹	
		外部被ばく(隣接エリア内線源)			0.1以下	0.1以下			0.1以下	
	内部被ばく			3.8×10 ⁰	3.8×10 ⁰			3.6×10 ⁰		
	地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく			1.2×10 ⁰	9.3×10 ⁻¹			5.8×10 ⁻¹		
	小計			1.8×10 ¹	7.3×10 ⁰			5.8×10 ⁰		
	入退域時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく			6.8×10 ⁰	5.5×10 ⁰			3.5×10 ⁰	
		大気中に放出された放射性物質による被ばく			2.5×10 ⁰	2.5×10 ⁰			1.0×10 ⁰	
(内訳) 外部被ばく				2.4×10 ⁰	2.3×10 ⁰			9.0×10 ⁻¹		
内部被ばく				1.5×10 ⁻¹	1.8×10 ⁻¹			0.1以下		
地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく				1.5×10 ¹	1.3×10 ¹			5.7×10 ⁰		
小計			2.4×10 ¹	2.1×10 ¹			1.0×10 ¹			
合計			4.2×10 ¹	2.8×10 ¹			1.6×10 ¹			
D班	室内作業時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく				3.5×10 ⁻¹	2.7×10 ⁻¹	2.3×10 ⁻¹	8.6×10 ⁻¹	
		放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく				2.8×10 ⁻¹	2.5×10 ⁻¹	2.1×10 ⁻¹	7.4×10 ⁻¹	
		室内に取り込まれた放射性物質による被ばく				5.9×10 ⁰	5.9×10 ⁰	5.6×10 ⁰	1.7×10 ¹	
		(内訳) 外部被ばく(室内線源)				1.7×10 ⁰	1.6×10 ⁰	1.4×10 ⁰	4.6×10 ⁰	
		外部被ばく(隣接エリア内線源)				0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下	
	内部被ばく				4.2×10 ⁰	4.3×10 ⁰	4.2×10 ⁰	1.3×10 ¹		
	地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく				8.0×10 ⁻¹	7.0×10 ⁻¹	6.5×10 ⁻¹	2.1×10 ⁰		
	小計				7.3×10 ⁰	7.1×10 ⁰	6.7×10 ⁰	2.1×10 ¹		
	入退域時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく				5.3×10 ⁰	5.4×10 ⁰	8.3×10 ⁰	1.9×10 ¹	
		大気中に放出された放射性物質による被ばく				2.5×10 ⁰	2.3×10 ⁰	2.2×10 ⁰	6.9×10 ⁰	
(内訳) 外部被ばく					2.3×10 ⁰	2.1×10 ⁰	2.0×10 ⁰	6.3×10 ⁰		
内部被ばく					1.9×10 ⁻¹	2.0×10 ⁻¹	2.0×10 ⁻¹	5.9×10 ⁻¹		
地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく					1.2×10 ¹	1.2×10 ¹	1.7×10 ¹	4.1×10 ¹		
小計				2.0×10 ¹	2.0×10 ¹	2.8×10 ¹	6.7×10 ¹			
合計				2.7×10 ¹	2.7×10 ¹	3.4×10 ¹	8.8×10 ¹			
E班	室内作業時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	1.0×10 ⁻¹	2.9×10 ⁰					3.0×10 ⁰	
		放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく	3.3×10 ⁻¹	3.2×10 ⁰					3.6×10 ⁰	
		室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	1.3×10 ¹	1.0×10 ¹					2.3×10 ¹	
		(内訳) 外部被ばく(室内線源)	6.6×10 ⁻¹	3.1×10 ⁰					3.7×10 ⁰	
		外部被ばく(隣接エリア内線源)	0.1以下	2.3×10 ⁰					2.4×10 ⁰	
	内部被ばく	1.3×10 ¹	4.8×10 ⁰					1.7×10 ¹		
	地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	1.1×10 ⁰	1.9×10 ⁰					3.0×10 ⁰		
	小計	1.5×10 ¹	1.8×10 ¹					3.3×10 ¹		
	入退域時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	2.4×10 ⁰	5.2×10 ⁰					7.5×10 ⁰	
		大気中に放出された放射性物質による被ばく	1.8×10 ⁰	3.6×10 ⁰					5.4×10 ⁰	
(内訳) 外部被ばく		1.7×10 ⁰	3.4×10 ⁰					5.0×10 ⁰		
内部被ばく		1.1×10 ⁻¹	2.9×10 ⁻¹					3.9×10 ⁻¹		
地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく		9.3×10 ⁰	1.8×10 ¹					2.8×10 ¹		
小計	1.3×10 ¹	2.7×10 ¹					4.1×10 ¹			
合計	2.8×10 ¹	4.5×10 ¹					7.4×10 ¹			

注記* : 有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

表4-35 中央制御室（炉心の著しい損傷が発生した場合）の運転員に及ぼす実効線量の内訳（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（3/3）（6号機：代替循環冷却系を用いて事象収束7号機：格納容器ベント実施）*

被ばく経路		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	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	1.2×10 ⁻¹	0.1以下		2.9×10 ⁻¹				4.3×10 ⁻¹
		放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく	5.9×10 ⁻¹	1.4×10 ⁰		1.6×10 ⁻¹				2.1×10 ⁰
		室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	2.4×10 ²	2.7×10 ¹		3.7×10 ⁰				2.7×10 ²
		（内訳） 外部被ばく（室内線源）	5.1×10 ⁻¹	7.5×10 ⁰		1.4×10 ⁰				9.5×10 ⁰
		外部被ばく（隣接エリア内線源）	0.1以下	2.5×10 ⁻¹		0.1以下				3.5×10 ⁻¹
		内部被ばく	2.4×10 ²	1.9×10 ¹		2.3×10 ⁰				2.7×10 ²
	地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	1.2×10 ⁰	2.7×10 ⁰		9.4×10 ⁻¹				4.8×10 ⁰	
	小計	2.5×10 ²	3.1×10 ¹		5.1×10 ⁰				2.8×10 ²	
	入退域時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	8.7×10 ⁻¹	2.4×10 ⁰		4.0×10 ⁰				7.3×10 ⁰
		大気中に放出された放射性物質による被ばく	7.8×10 ⁻¹	4.5×10 ⁰		1.8×10 ⁰				7.0×10 ⁰
		（内訳） 外部被ばく	7.3×10 ⁻¹	4.0×10 ⁰		1.7×10 ⁰				6.4×10 ⁰
		内部被ばく	0.1以下	4.5×10 ⁻¹		0.1以下				5.9×10 ⁻¹
地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく		4.3×10 ⁰	2.1×10 ¹		1.4×10 ¹				4.0×10 ¹	
小計		5.9×10 ⁰	2.8×10 ¹		2.0×10 ¹				5.4×10 ¹	
合計	2.5×10 ²	5.9×10 ¹		2.5×10 ¹				3.4×10 ²		
B班	室内作業時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく			4.6×10 ⁻¹	2.0×10 ⁻¹	1.5×10 ⁻¹		8.2×10 ⁻¹	
		放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく			1.7×10 ⁻¹	1.4×10 ⁻¹	1.3×10 ⁻¹		4.4×10 ⁻¹	
		室内に取り込まれた放射性物質による被ばく			4.0×10 ⁰	3.7×10 ⁰	3.5×10 ⁰		1.1×10 ¹	
		（内訳） 外部被ばく（室内線源）			2.0×10 ⁰	1.3×10 ⁰	1.1×10 ⁰		4.4×10 ⁰	
		外部被ばく（隣接エリア内線源）			0.1以下	0.1以下	0.1以下		1.1×10 ⁻¹	
		内部被ばく			2.0×10 ⁰	2.4×10 ⁰	2.4×10 ⁰		6.7×10 ⁰	
	地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく			1.3×10 ⁰	7.7×10 ⁻¹	6.7×10 ⁻¹		2.7×10 ⁰		
	小計			5.9×10 ⁰	4.8×10 ⁰	4.5×10 ⁰		1.5×10 ¹		
	入退域時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく			4.9×10 ⁰	3.7×10 ⁰	3.4×10 ⁰		1.2×10 ¹	
		大気中に放出された放射性物質による被ばく			2.0×10 ⁰	1.6×10 ⁰	1.4×10 ⁰		5.0×10 ⁰	
		（内訳） 外部被ばく			1.9×10 ⁰	1.5×10 ⁰	1.3×10 ⁰		4.7×10 ⁰	
		内部被ばく			0.1以下	0.1以下	0.1以下		2.7×10 ⁻¹	
地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく				1.7×10 ¹	1.3×10 ¹	1.2×10 ¹		4.2×10 ¹		
小計				2.4×10 ¹	1.8×10 ¹	1.7×10 ¹		5.9×10 ¹		
合計			3.0×10 ¹	2.3×10 ¹	2.1×10 ¹		7.4×10 ¹			
C班	室内作業時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく			5.1×10 ⁻¹	3.2×10 ⁻¹		1.3×10 ⁻¹	9.6×10 ⁻¹	
		放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく			1.9×10 ⁻¹	1.8×10 ⁻¹			4.7×10 ⁻¹	
		室内に取り込まれた放射性物質による被ばく			2.2×10 ¹	4.0×10 ⁰			3.1×10 ⁰	
		（内訳） 外部被ばく（室内線源）			1.9×10 ¹	1.6×10 ⁰			9.3×10 ⁻¹	
		外部被ばく（隣接エリア内線源）			0.1以下	0.1以下			0.1以下	
		内部被ばく			3.1×10 ⁰	2.3×10 ⁰			2.2×10 ⁰	
	地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく			1.4×10 ⁰	1.0×10 ⁰			5.9×10 ⁻¹		
	小計			2.4×10 ¹	5.5×10 ⁰			4.0×10 ⁰		
	入退域時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく			6.4×10 ⁰	4.5×10 ⁰			2.3×10 ⁰	
		大気中に放出された放射性物質による被ばく			2.1×10 ⁰	1.8×10 ⁰			6.1×10 ⁻¹	
		（内訳） 外部被ばく			2.1×10 ⁰	1.8×10 ⁰			5.7×10 ⁻¹	
		内部被ばく			0.1以下	0.1以下			0.1以下	
地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく				2.0×10 ¹	1.6×10 ¹			5.7×10 ⁰		
小計				2.8×10 ¹	2.2×10 ¹			8.6×10 ⁰		
合計			5.2×10 ¹	2.7×10 ¹			1.3×10 ¹			
D班	室内作業時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく				2.2×10 ⁻¹	1.7×10 ⁻¹	1.4×10 ⁻¹	5.3×10 ⁻¹	
		放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく				1.7×10 ⁻¹	1.5×10 ⁻¹	1.3×10 ⁻¹	4.4×10 ⁻¹	
		室内に取り込まれた放射性物質による被ばく				4.0×10 ⁰	3.9×10 ⁰	3.7×10 ⁰	1.2×10 ¹	
		（内訳） 外部被ばく（室内線源）				1.5×10 ⁰	1.3×10 ⁰	1.1×10 ⁰	3.9×10 ⁰	
		外部被ばく（隣接エリア内線源）				0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下	
		内部被ばく				2.5×10 ⁰	2.6×10 ⁰	2.5×10 ⁰	7.7×10 ⁰	
	地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく				8.4×10 ⁻¹	7.3×10 ⁻¹	6.6×10 ⁻¹	2.2×10 ⁰		
	小計				5.3×10 ⁰	5.0×10 ⁰	4.6×10 ⁰	1.5×10 ¹		
	入退域時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく				3.8×10 ⁰	3.5×10 ⁰	4.9×10 ⁰	1.2×10 ¹	
		大気中に放出された放射性物質による被ばく				1.7×10 ⁰	1.5×10 ⁰	1.4×10 ⁰	4.6×10 ⁰	
		（内訳） 外部被ばく				1.6×10 ⁰	1.4×10 ⁰	1.3×10 ⁰	4.3×10 ⁰	
		内部被ばく				0.1以下	0.1以下	0.1以下	2.9×10 ⁻¹	
地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく					1.4×10 ¹	1.2×10 ¹	1.7×10 ¹	4.3×10 ¹		
小計					1.9×10 ¹	1.7×10 ¹	2.3×10 ¹	6.0×10 ¹		
合計				2.4×10 ¹	2.2×10 ¹	2.8×10 ¹	7.5×10 ¹			
E班	室内作業時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	1.1×10 ⁻¹	1.8×10 ⁰					1.9×10 ⁰	
		放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく	3.3×10 ⁻¹	5.2×10 ⁰					5.5×10 ⁰	
		室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	1.3×10 ¹	1.4×10 ¹					2.7×10 ¹	
		（内訳） 外部被ばく（室内線源）	6.6×10 ⁻¹	4.4×10 ⁰					5.0×10 ⁰	
		外部被ばく（隣接エリア内線源）	0.1以下	3.9×10 ⁰					3.9×10 ⁰	
		内部被ばく	1.2×10 ¹	5.8×10 ⁰					1.8×10 ¹	
	地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	1.1×10 ⁰	2.5×10 ⁰					3.6×10 ⁰		
	小計	1.5×10 ¹	2.3×10 ¹					3.8×10 ¹		
	入退域時	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	2.4×10 ⁰	4.8×10 ⁰					7.2×10 ⁰	
		大気中に放出された放射性物質による被ばく	1.8×10 ⁰	4.6×10 ⁰					6.3×10 ⁰	
		（内訳） 外部被ばく	1.6×10 ⁰	4.2×10 ⁰					5.8×10 ⁰	
		内部被ばく	1.1×10 ⁻¹	4.2×10 ⁻¹					5.3×10 ⁻¹	
地面上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく		9.3×10 ⁰	2.8×10 ¹					3.7×10 ¹		
小計		1.3×10 ¹	3.7×10 ¹					5.0×10 ¹		
合計	2.8×10 ¹	6.0×10 ¹					8.9×10 ¹			

注記*：有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

表4-36 酸素及び二酸化炭素濃度許容濃度

項目	許容濃度	備考
酸素濃度	18vol%以上	「労働安全衛生法（酸素欠乏症等防止規則）」を準拠 （事務作業に従事する労働者が主として使用する室内は当該濃度以上とする換気設備の性能を要求。）
二酸化炭素濃度	0.5vol%以下	「労働安全衛生法（事務所衛生基準規則）」を準拠 （事務作業に従事する労働者が主として使用する室内は当該濃度以下とする換気設備の性能を要求。）

表 4-37 中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件

項目		評価条件		設定理由	備考
人数	設計基準事故時	18 人		運転員の人数	—
	炉心の著しい損傷が発生した場合	20 人		運転員の人数に対して余裕を考慮	—
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	0.1 回/h		空気流入率測定試験結果 (A 系 0.16 回/h, B 系 0.18 回/h) を基に保守的に設定	別添 1 参照
	炉心の著しい損傷が発生した場合	~3 h	0 回/h	全交流動力電源喪失によるファン停止を想定。保守的に空気流入率 0 回/h と設定	—
		3 h~	4500 m ³ /h	中央制御室可搬型陽圧化空調機的设计風量 4500~6000m ³ /h を基に保守的に設定	—
中央制御室バウンダリ体積		20800 m ³		中央制御室換気空調系の処理対象となる区画の体積	図 4-22 参照
初期酸素濃度		20.95 Vol%		「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成により引用	—
初期二酸化炭素濃度		0.039 Vol%		「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成に対し保守的に設定	—
酸素消費量		65.52 L/h		「空気調和・衛生工学便覧」より現場作業に係る対応が考えられるため「歩行」より引用	1 人当たりの消費量
二酸化炭素吐出し量		46 L/h		「空気調和・衛生工学便覧」より現場作業に係る対応が考えられるため「中等作業」より引用	1 人当たりの吐出し量

表 4-38 中央制御室待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件

項目	評価条件	設定理由	備考
人数	20 人	中央制御室待避室内にとどまる人数	—
中央制御室待避室 バウンダリ体積	70m ³	処理対象となる区画の体積を保守的に小さめに設定	図 4-22 参照
評価期間	10 時間	被ばく評価上、中央制御室待避室内を空気ポンベにて陽圧化する期間	—
初期酸素濃度	20.95 Vol%	「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成により引用	—
初期二酸化炭素濃度	0.039 Vol%	「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成に対し保守的に設定	—
酸素消費量 (空気ポンベ使用時)	21.84 L/h	「空気調和・衛生工学便覧」より準備を含む現場作業対応がないため「静座」より引用	1 人当たりの消費量
二酸化炭素吐出し量 (空気ポンベ使用時)	22 L/h	「空気調和・衛生工学便覧」より準備を含む現場作業対応がないため「極軽作業」より引用	1 人当たりの吐出し量

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

想定事故シナリオ	起因号機	入射線量(Gy)	ガンマ線発熱量 (kJ/cm ³)	温度上昇(°C)
冷却材喪失	6号機	約 2.3×10^{-2}	約 5.0×10^{-8}	約 2.2×10^{-5}
	7号機	約 3.8×10^{-2}	約 8.2×10^{-8}	約 3.6×10^{-5}
主蒸気管破断	6号機	約 8.6×10^{-5}	約 1.8×10^{-10}	約 8.2×10^{-8}
	7号機	約 1.3×10^{-4}	約 2.8×10^{-10}	約 1.2×10^{-7}

表 5-2 中央制御室遮蔽のガンマ線による温度上昇（炉心の著しい損傷が発生した場合）（両号機において代替循環冷却系を用いて事象収束する場合）

ガンマ線入射経路	起因号機	入射線量(Gy)	ガンマ線発熱量 (kJ/cm ³)	温度上昇(°C)
①クラウドシャイン ガンマ線	6号機	約 2.9×10^{-1}	約 6.2×10^{-7}	約 2.7×10^{-4}
	7号機	約 4.8×10^{-1}	約 1.0×10^{-6}	約 4.6×10^{-4}
②グランドシャイン ガンマ線	6号機	約 3.7×10^0	約 7.9×10^{-6}	約 3.5×10^{-3}
	7号機	約 6.0×10^0	約 1.3×10^{-5}	約 5.7×10^{-3}
合計 (①+②)				約 1.0×10^{-2}

表 5-3 中央制御室遮蔽のガンマ線による温度上昇（炉心の著しい損傷が発生した場合）（6号機：代替循環冷却系を用いて事象収束，7号機：格納容器ベント）

ガンマ線入射経路	起因号機	入射線量(Gy)	ガンマ線発熱量 (kJ/cm ³)	温度上昇(°C)
①クラウドシャイン ガンマ線	6号機	約 2.9×10 ⁻¹	約 6.2×10 ⁻⁷	約 2.7×10 ⁻⁴
	7号機	約 6.9×10 ⁰	約 1.5×10 ⁻⁵	約 6.6×10 ⁻³
②グランドシャイン ガンマ線	6号機	約 3.7×10 ⁰	約 7.9×10 ⁻⁶	約 3.5×10 ⁻³
	7号機	約 9.2×10 ⁰	約 2.0×10 ⁻⁵	約 8.8×10 ⁻³
合計（①+②）				約 1.9×10 ⁻²

表 5-4 中央制御室遮蔽のガンマ線による温度上昇（炉心の著しい損傷が発生した場合）（6号機：格納容器ベント，7号機：代替循環冷却系を用いて事象収束）

ガンマ線入射経路	起因号機	入射線量(Gy)	ガンマ線発熱量 (kJ/cm ³)	温度上昇(°C)
①クラウドシャイン ガンマ線	6号機	約 4.1×10 ⁰	約 8.8×10 ⁻⁶	約 3.9×10 ⁻³
	7号機	約 4.8×10 ⁻¹	約 1.0×10 ⁻⁶	約 4.6×10 ⁻⁴
②グランドシャイン ガンマ線	6号機	約 5.3×10 ⁰	約 1.1×10 ⁻⁵	約 5.0×10 ⁻³
	7号機	約 6.0×10 ⁰	約 1.3×10 ⁻⁵	約 5.7×10 ⁻³
合計（①+②）				約 1.5×10 ⁻²

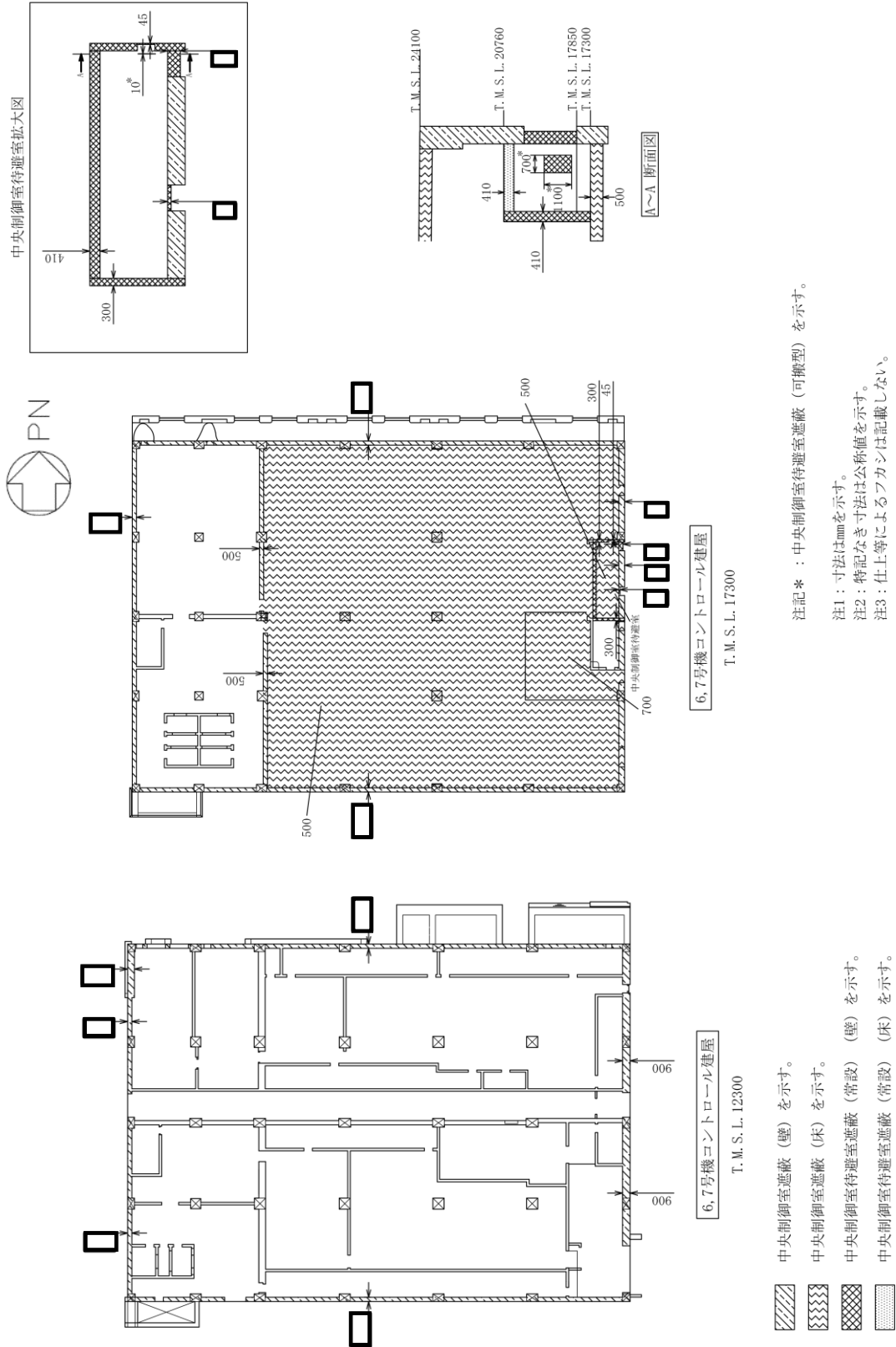


図 4-1 遮蔽構造図 (1/2)

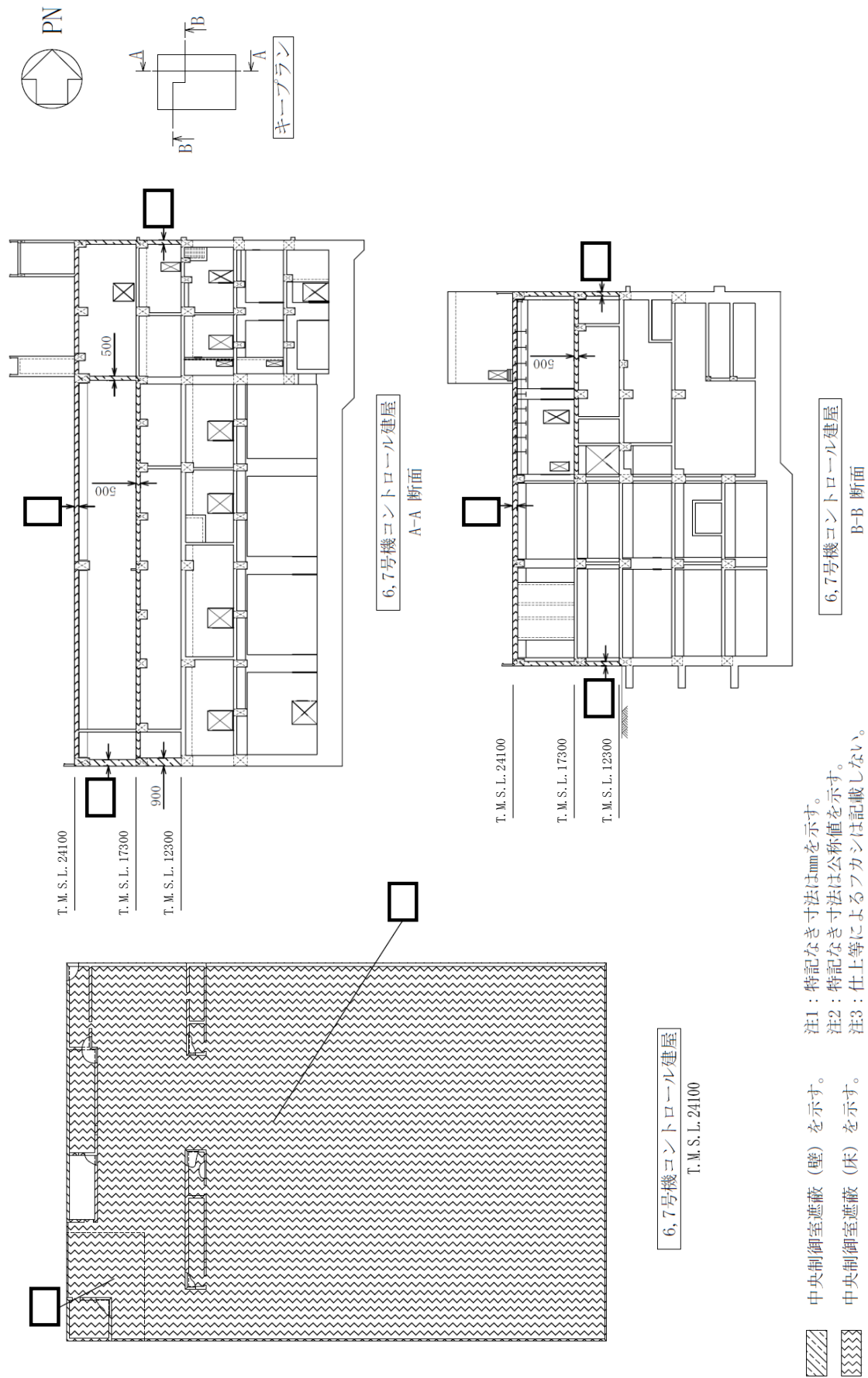


図 4-1 遮蔽構造図 (2/2)

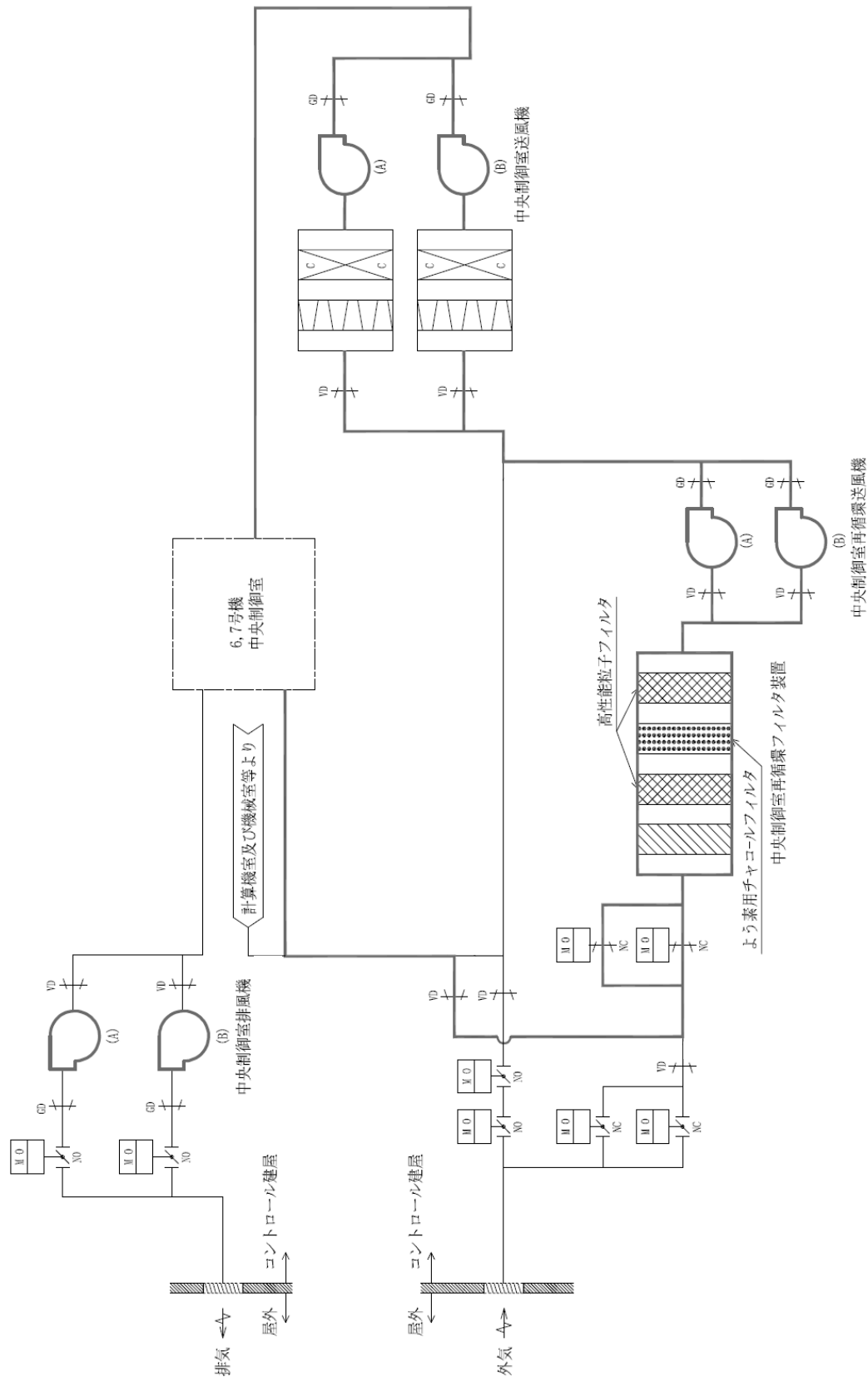


図 4-2 中央制御室換気系統図

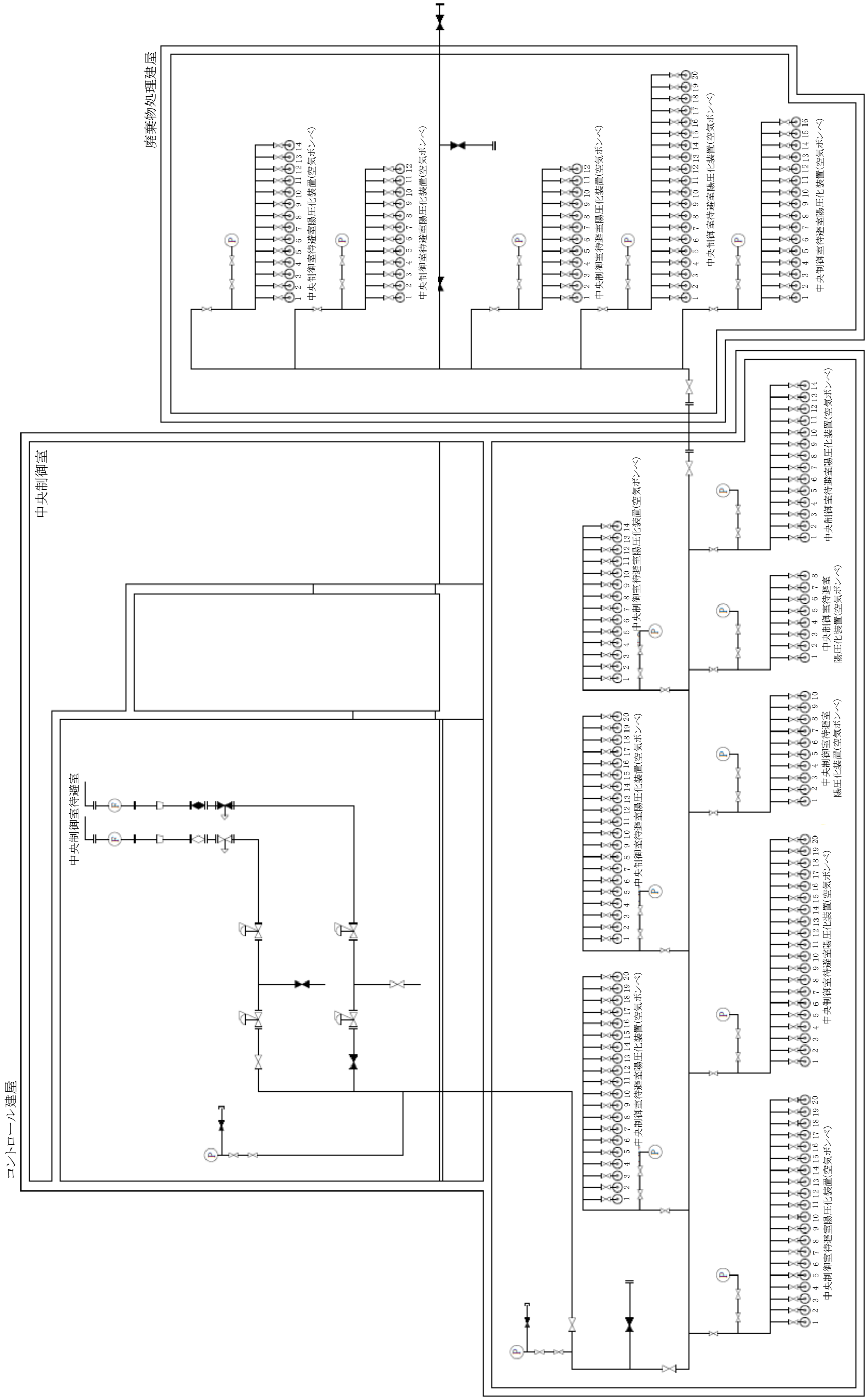


図 4-3 換気設備の系統図 (1/2)
(中央制御室待避室陽圧化装置)

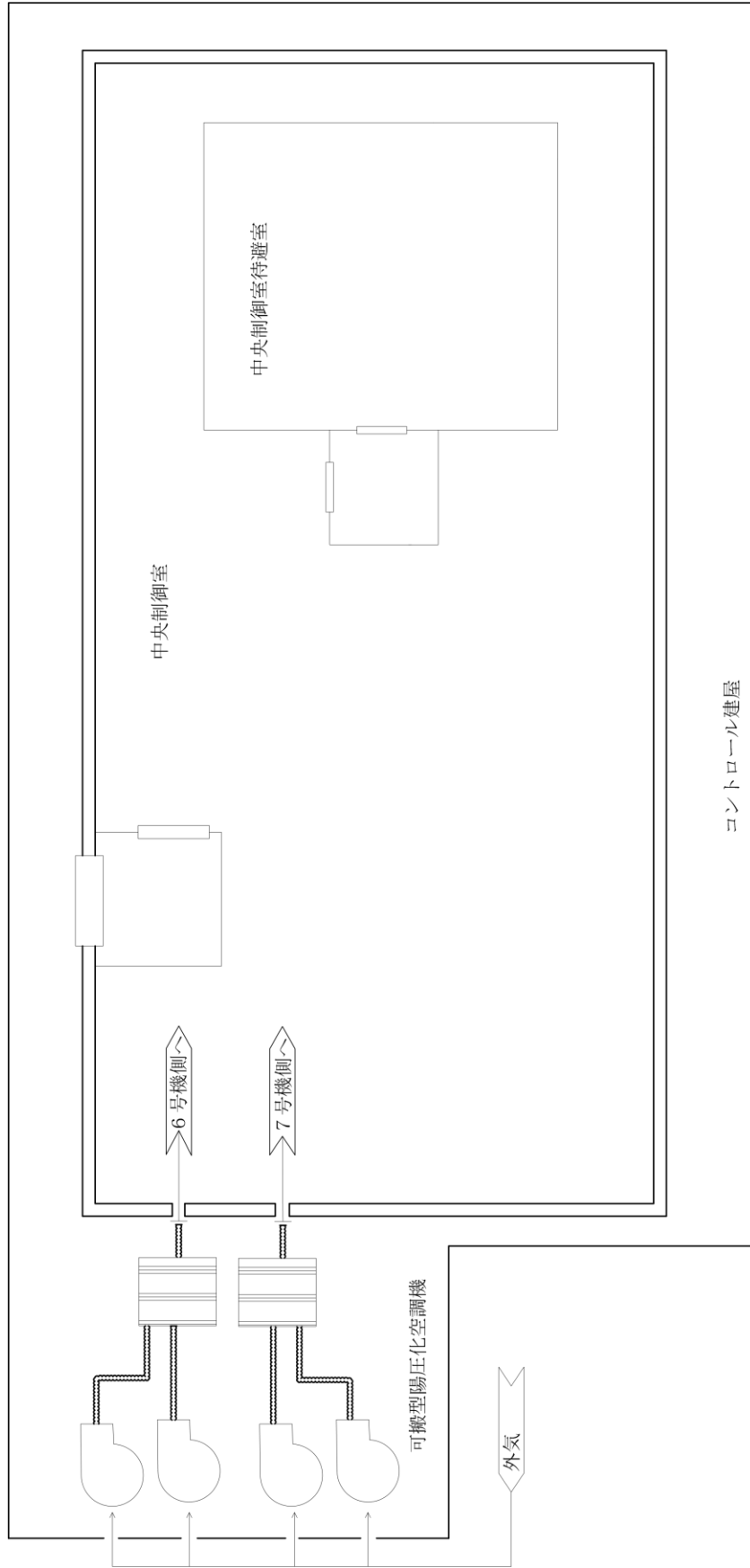
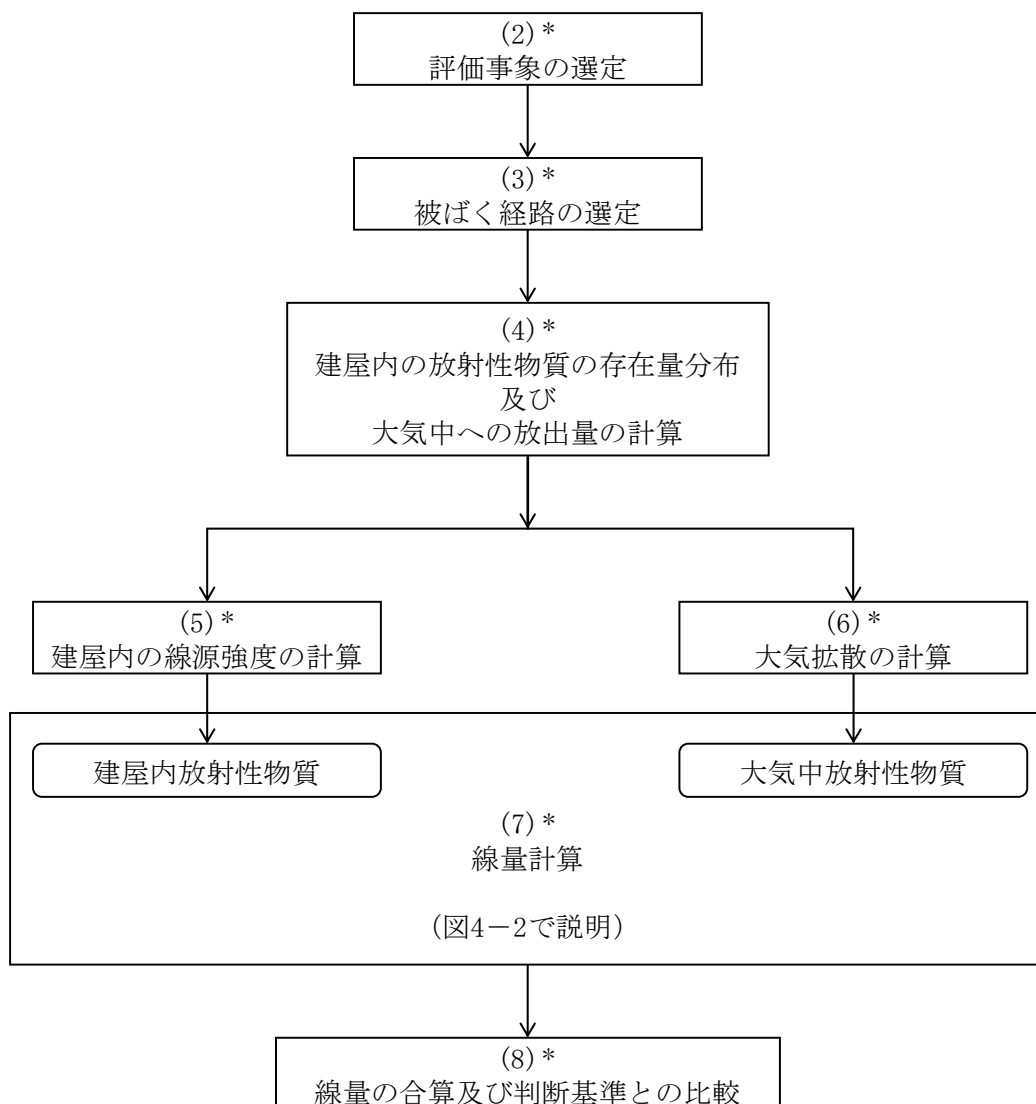


図 4-3 換気設備の系統図 (2/2)
(中央制御室可搬型陽圧化空調機)



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

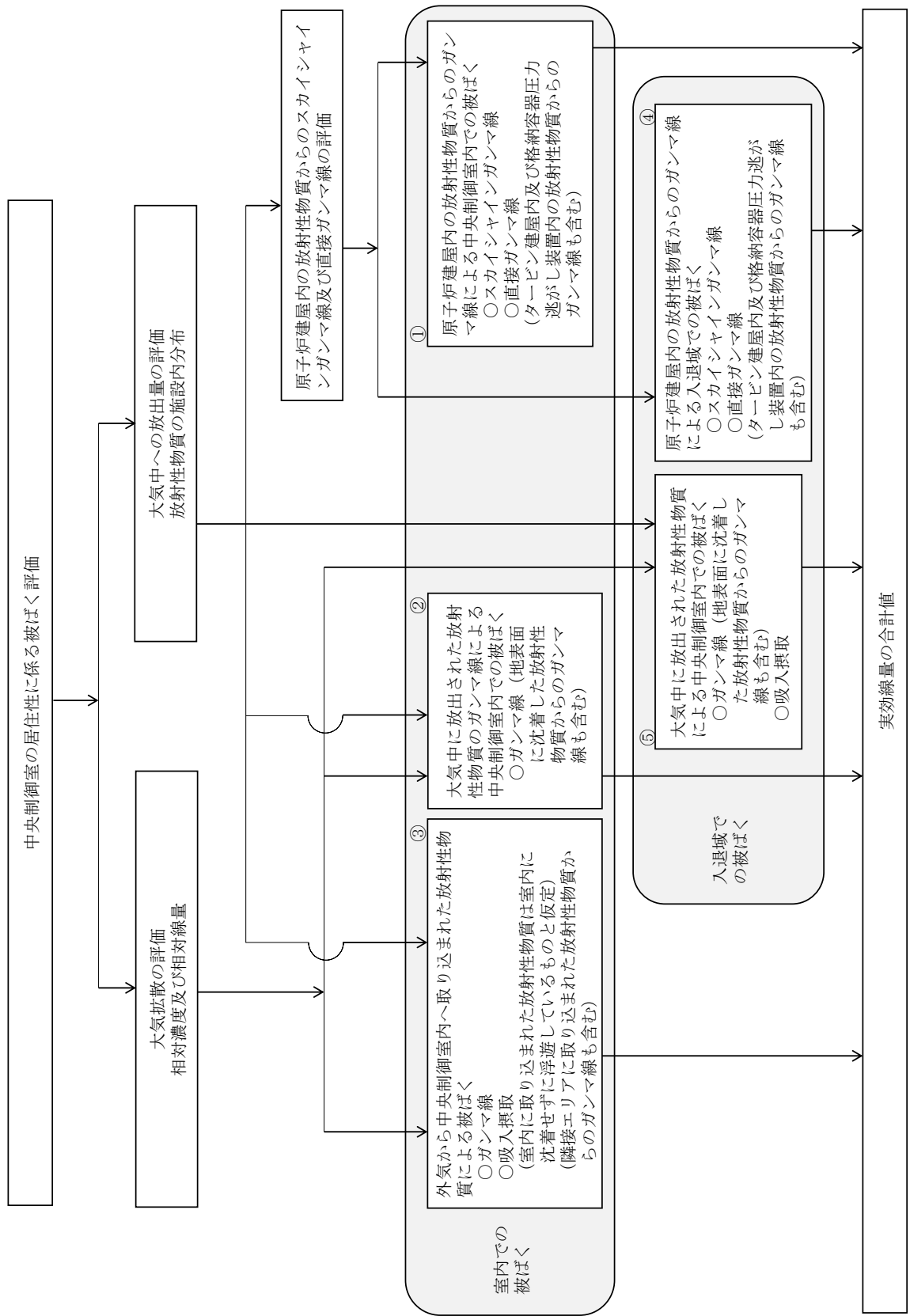


図 4-5 中央制御室の運転員の被ばく経路

中央制御室内滞在時	① 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく (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 放射性雲中の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)
	③ 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく (放射性物質の吸入摂取による内部被ばく) (室内に浮遊している放射性物質からのガンマ線による外部被ばく)
入退域時	④ 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく (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 大気中に放出された放射性物質による被ばく (放射性物質の吸入摂取による内部被ばく) (クラウドシャインガンマ線による外部被ばく)

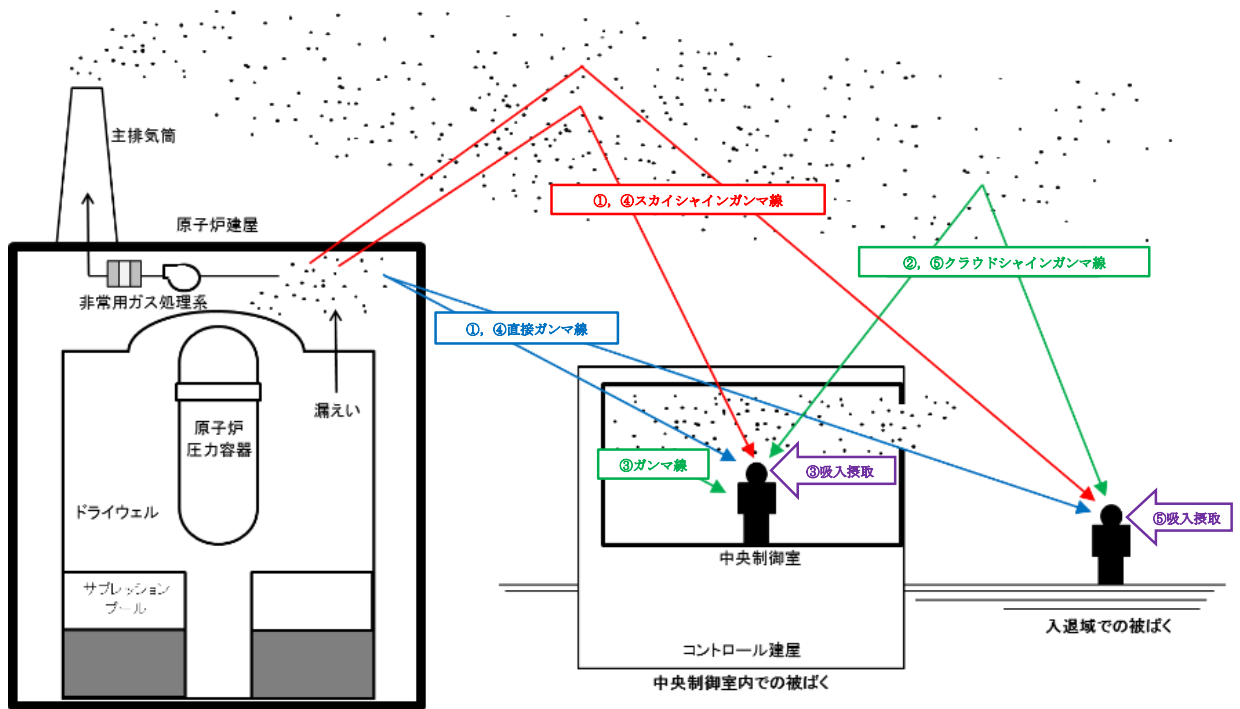


図 4-6 中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージ (1/3)
(原子炉冷却材喪失)

中央制御室内滞在時	① 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく (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 放射性雲中の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)
	③ 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく (放射性物質の吸入摂取による内部被ばく) (室内に浮遊している放射性物質からのガンマ線による外部被ばく)
入退域時	④ 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく (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 大気中に放出された放射性物質による被ばく (放射性物質の吸入摂取による内部被ばく) (クラウドシャインガンマ線による外部被ばく)

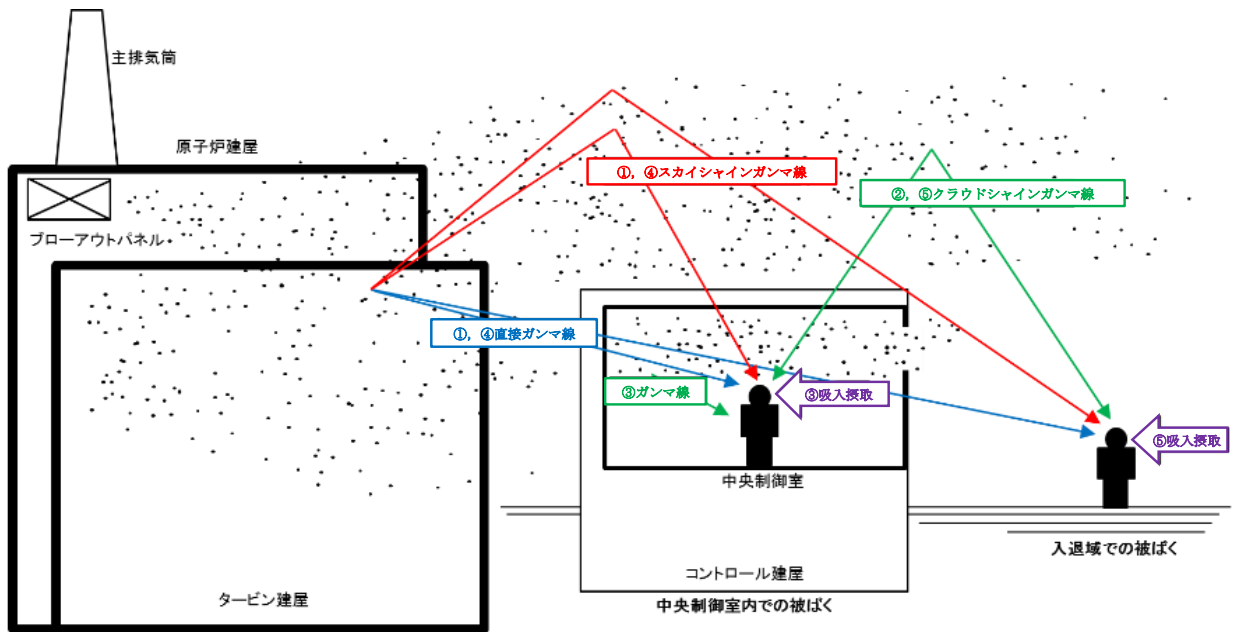


図 4-6 中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージ (2/3)
(主蒸気管破断)

中央制御室内	① 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく (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 放射性雲中の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)
	③ 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく (中央制御室内に浮遊している放射性物質の吸入摂取による内部被ばく) (中央制御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) (隣接エリア内に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)
	④ 地表面に沈着し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による外部被ばく)
入退域	⑤ 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく (直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	⑥ 大気中に放出された放射性物質による被ばく (放射性物質の吸入摂取による内部被ばく) (クラウドシャインガンマ線による外部被ばく)
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく (グラウンドシャインガンマ線による外部被ばく)

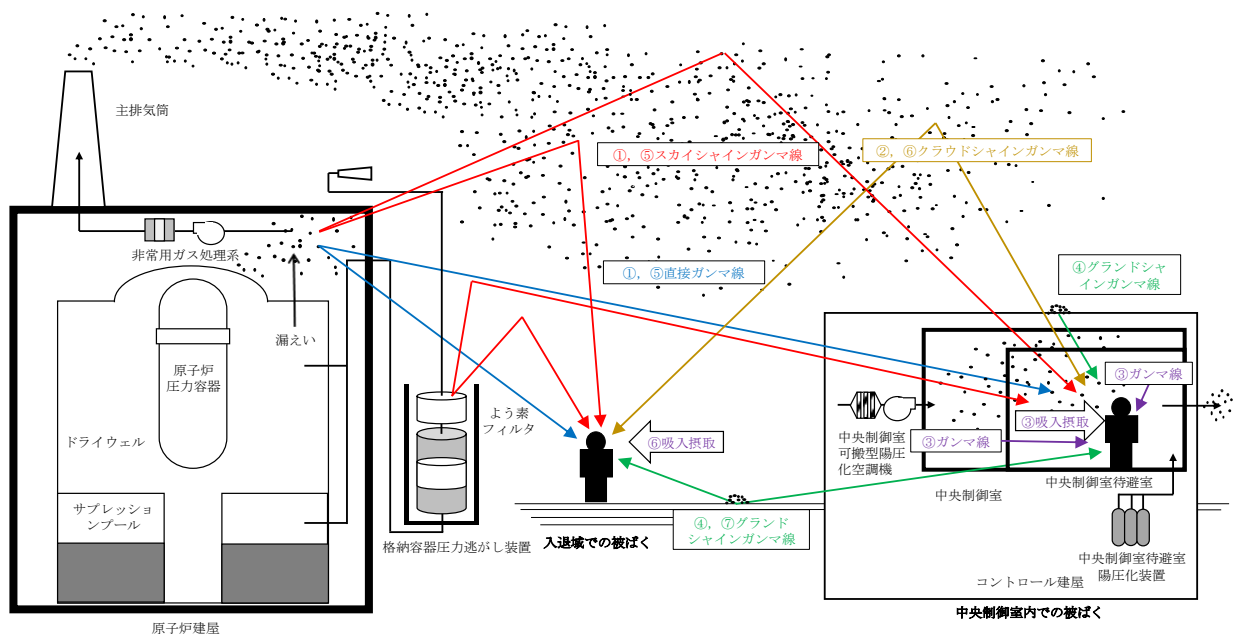
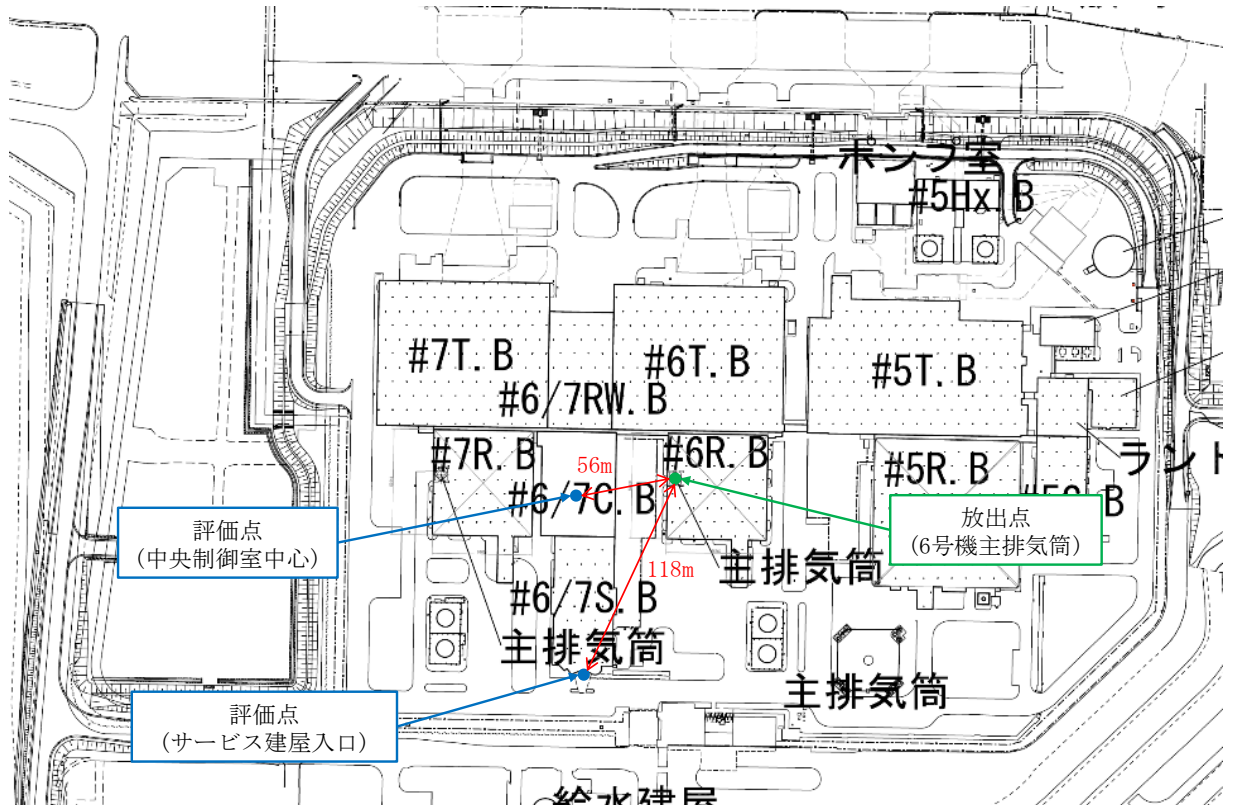
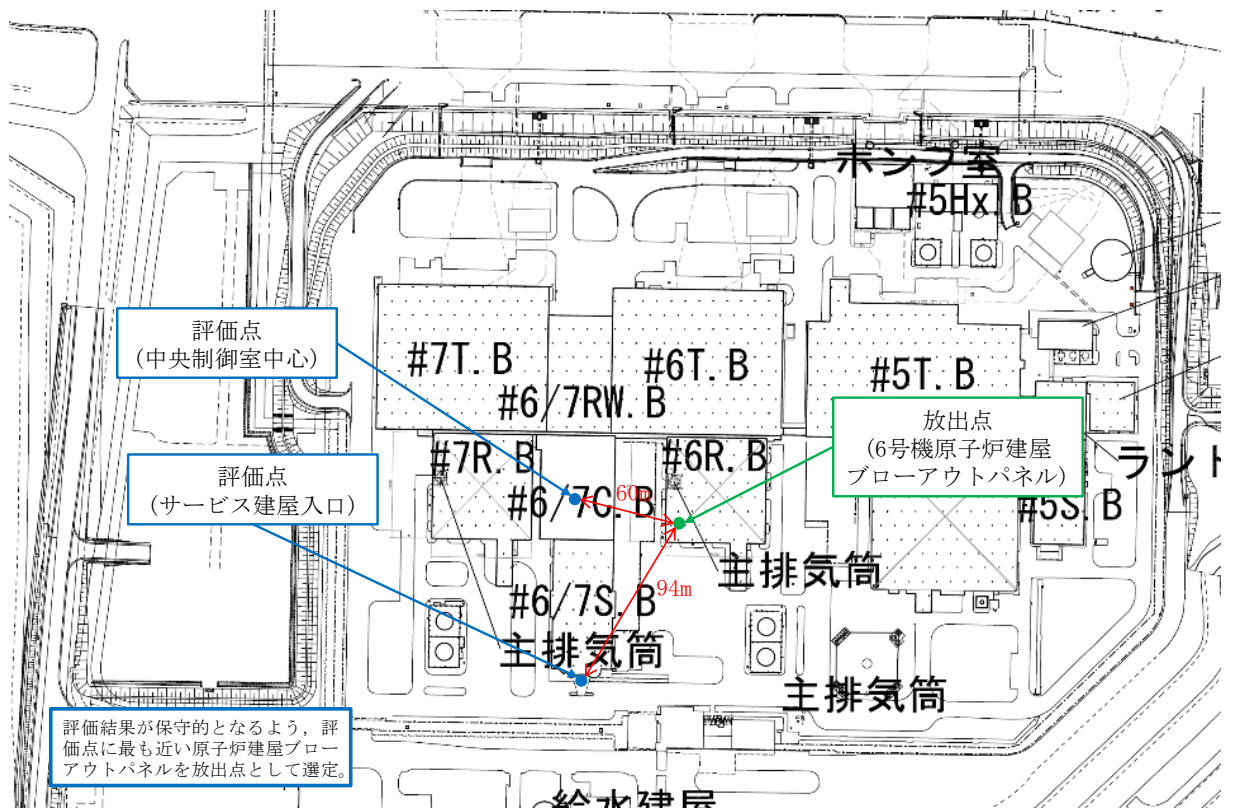


図 4-6 中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージ (3/3)
(炉心の著しい損傷が発生した場合)

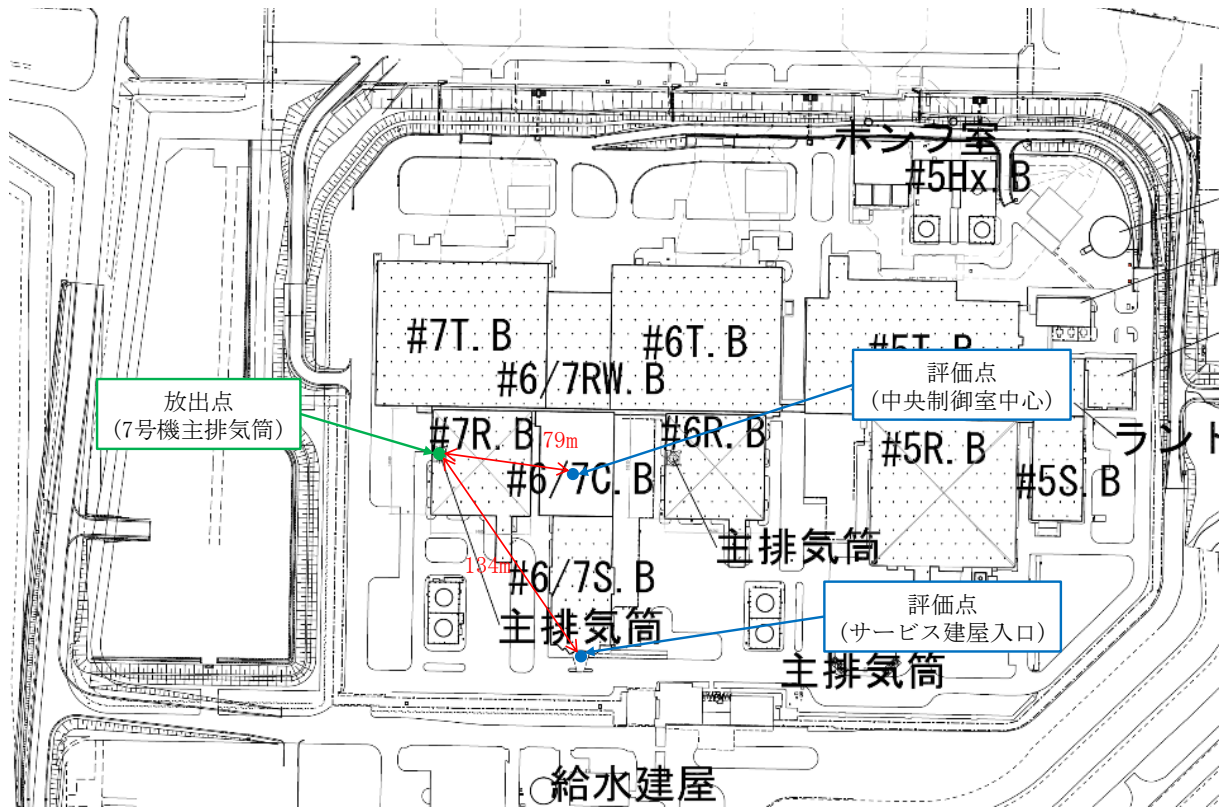


(原子炉冷却材喪失時の放出源と評価点)

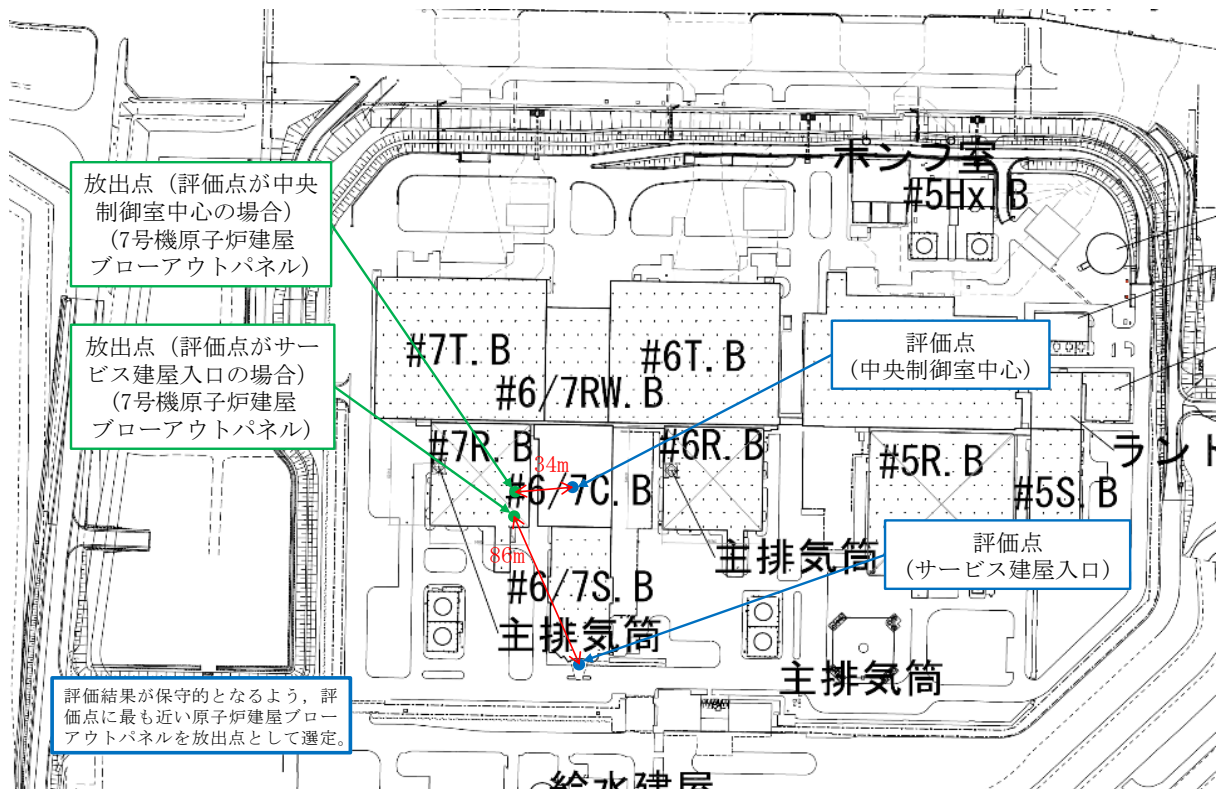


(主蒸気管破断時の放出源と評価点)

図 4-7 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) (1/2) (6号機)

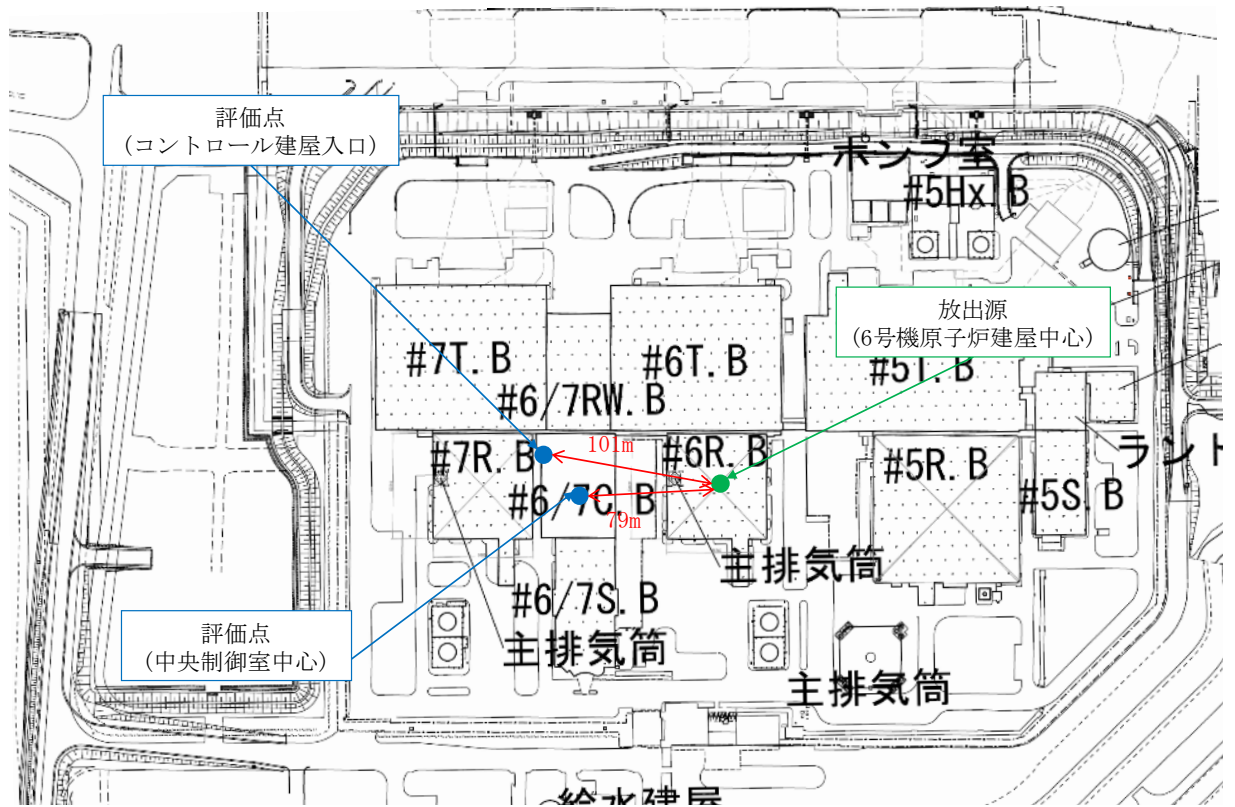


(原子炉冷却材喪失時の放出源と評価点)

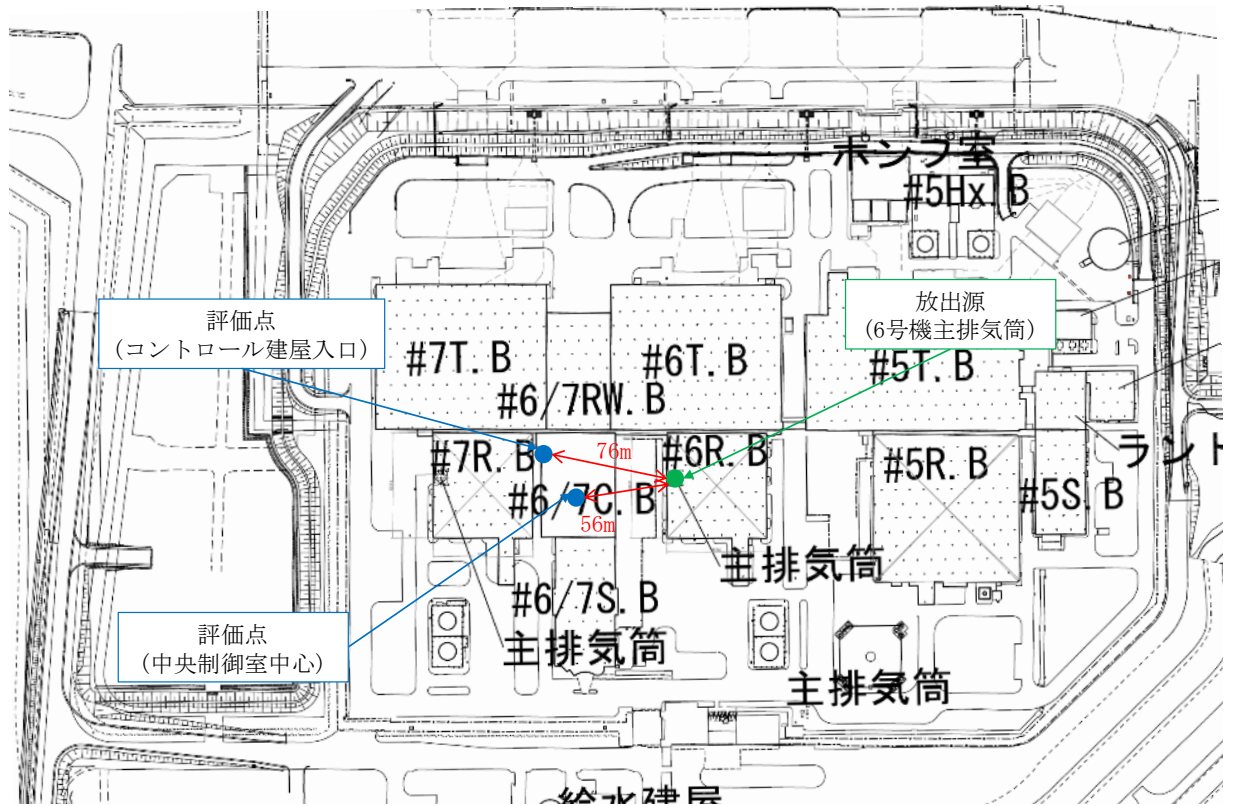


(主蒸気管破断時の放出源と評価点)

図 4-7 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) (2/2) (7号機)

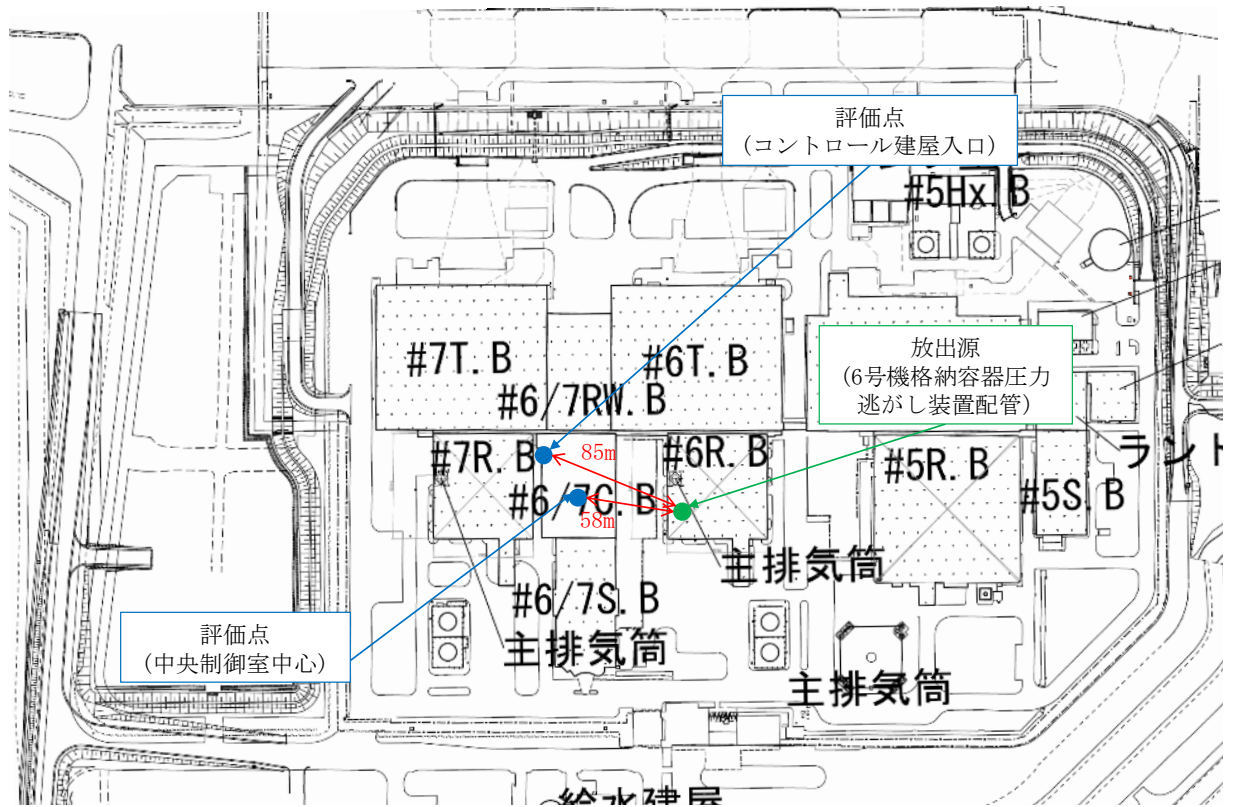


(原子炉建屋からの放出における放出源と評価点)



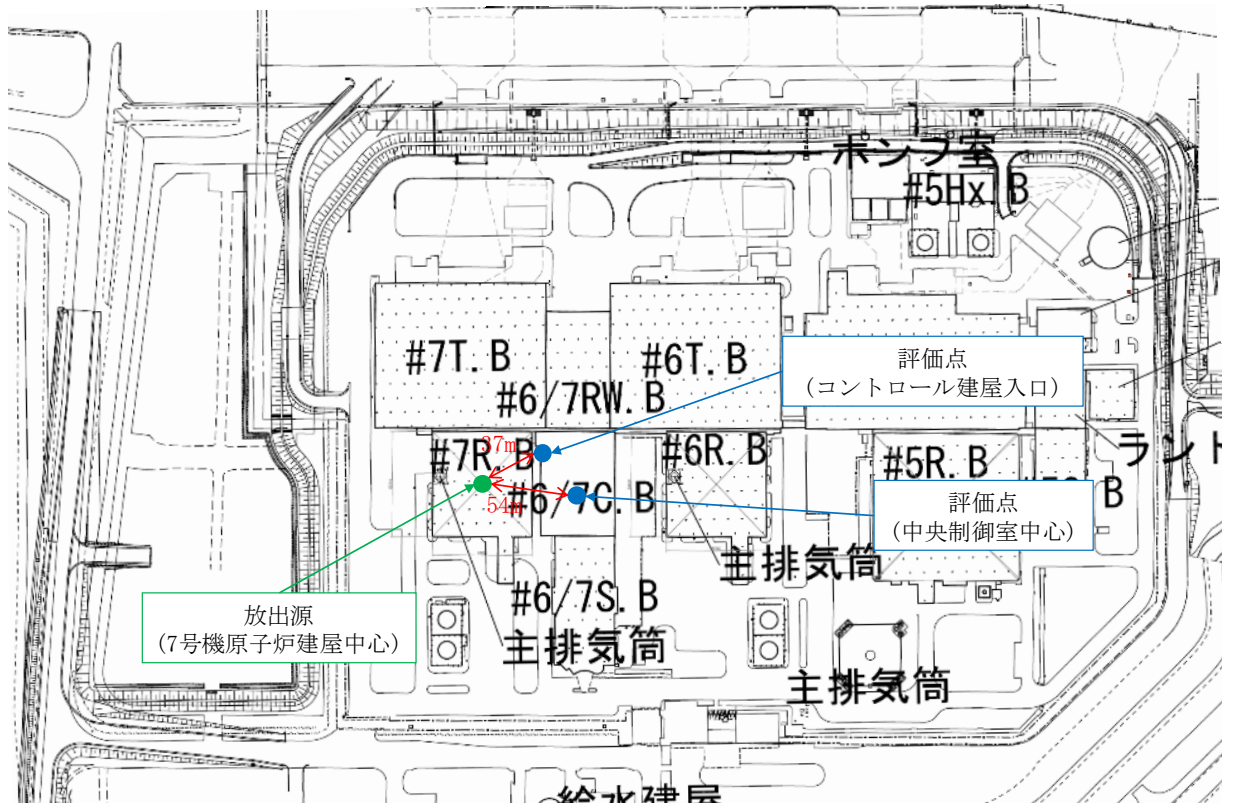
(主排気筒からの放出における放出源と評価点)

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) (1/4)
(6号機)

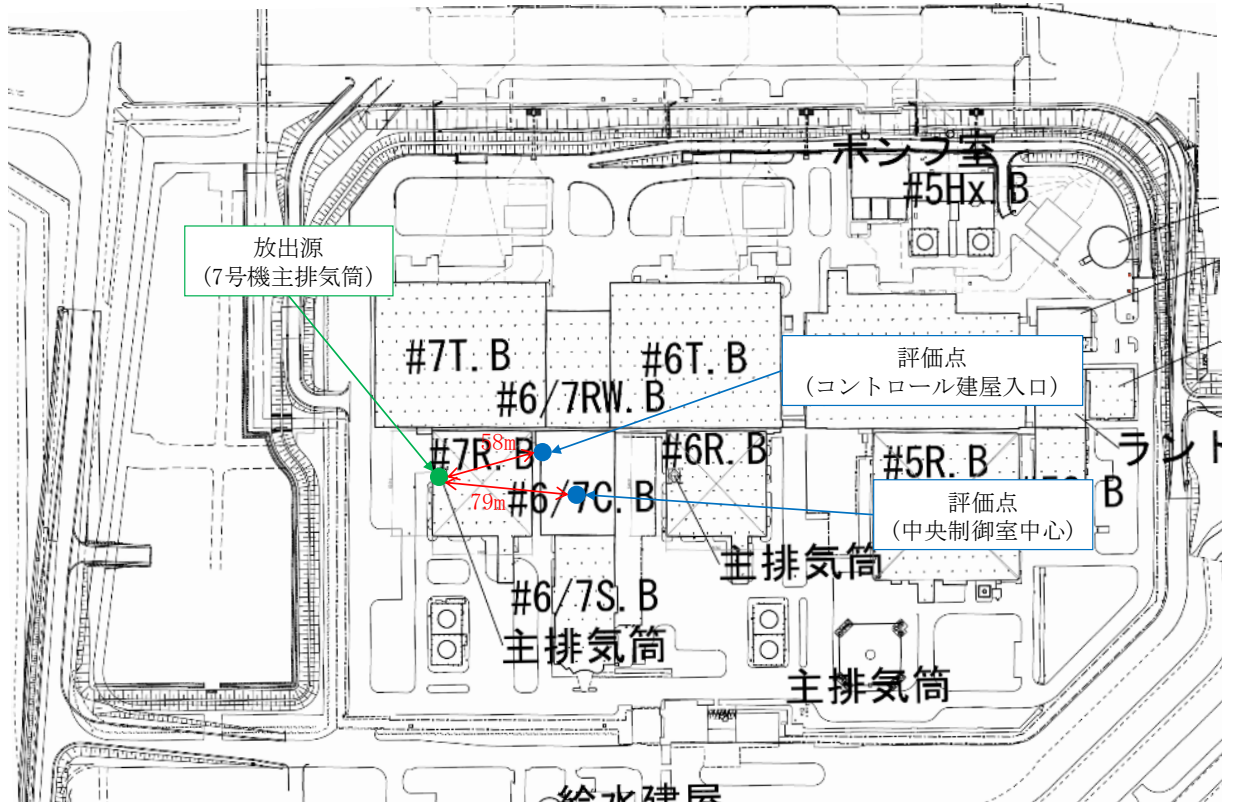


(格納容器圧力逃がし装置からの放出における放出源と評価点)

図 4-8 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) (2/4)
(6号機)

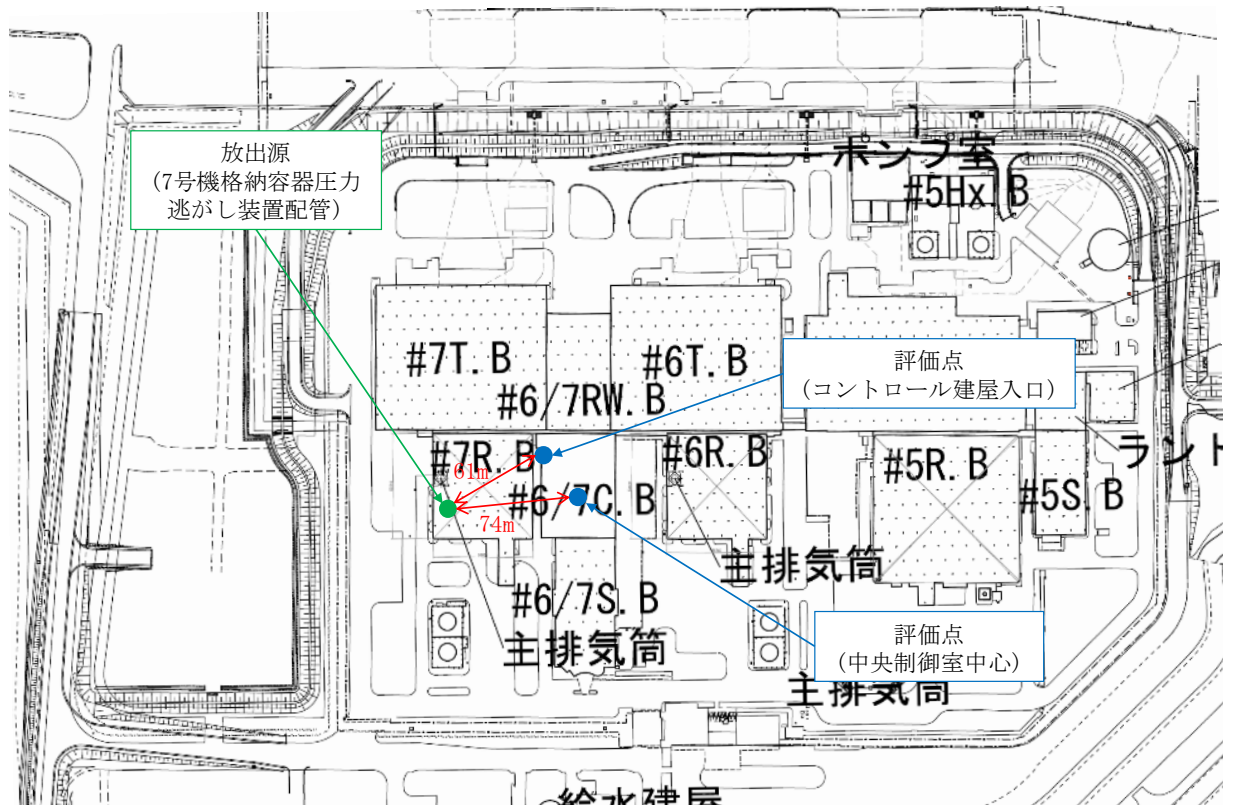


(原子炉建屋からの放出における放出源と評価点)



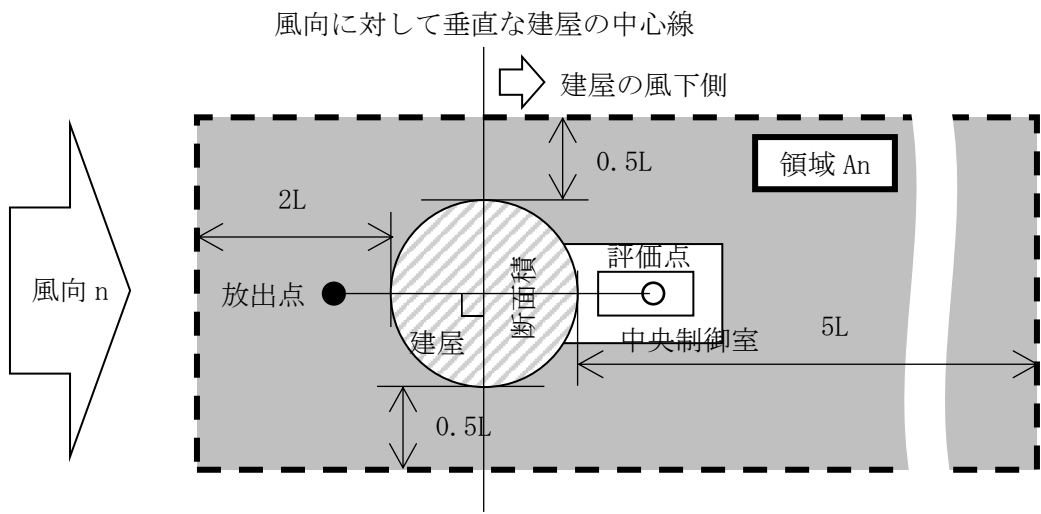
(主排気筒からの放出における放出源と評価点)

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) (3/4)
(7号機)



(格納容器圧力逃がし装置からの放出における放出源と評価点)

図 4-8 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) (4/4)
(7号機)



注：Lは、建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方
 (本評価において、Lは、原子炉建屋高さ (37.7m) が該当する。)

図4-9 建屋影響を考慮する条件 (水平断面での位置関係)

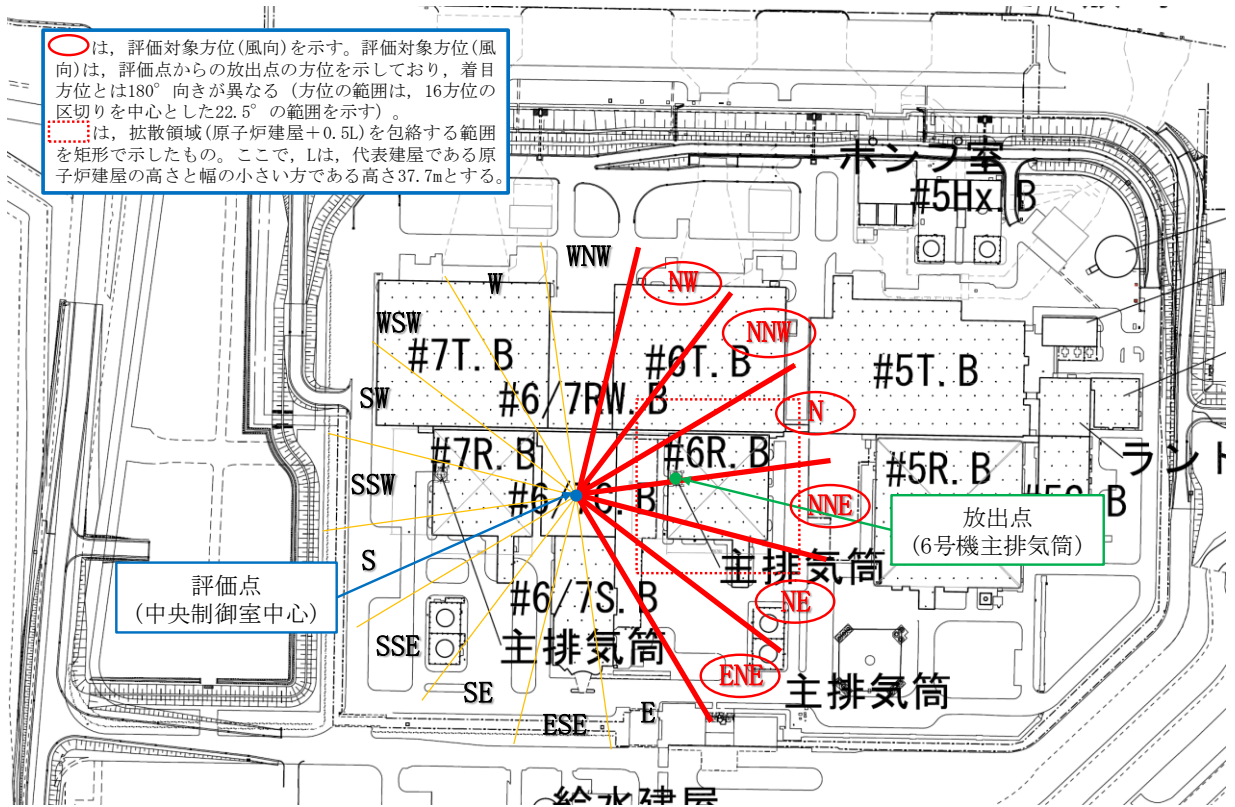


図 4-10 原子炉冷却材喪失時の室内作業時の評価風向 (中央制御室中心) (設計基準事故時)
(1/2) (6号機)

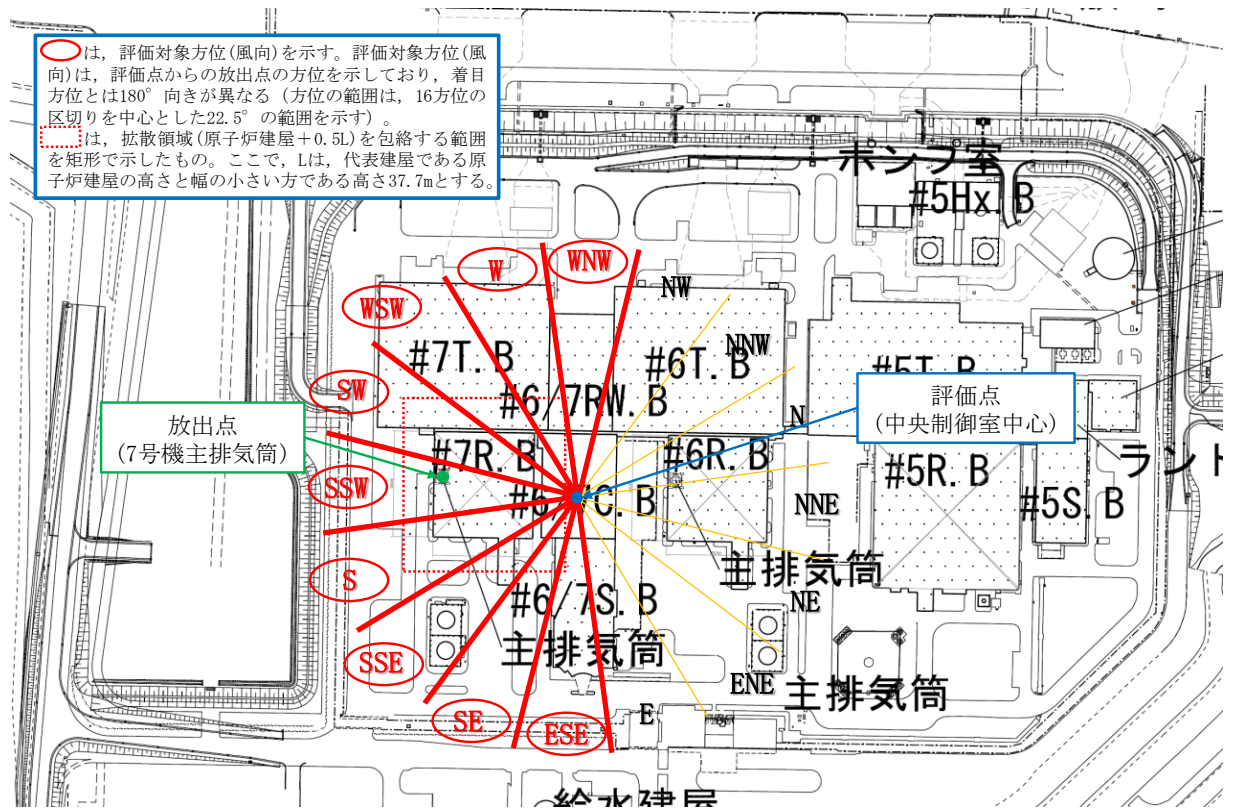


図 4-10 原子炉冷却材喪失時の室内作業時の評価風向 (中央制御室中心) (設計基準事故時)
(2/2) (7号機)

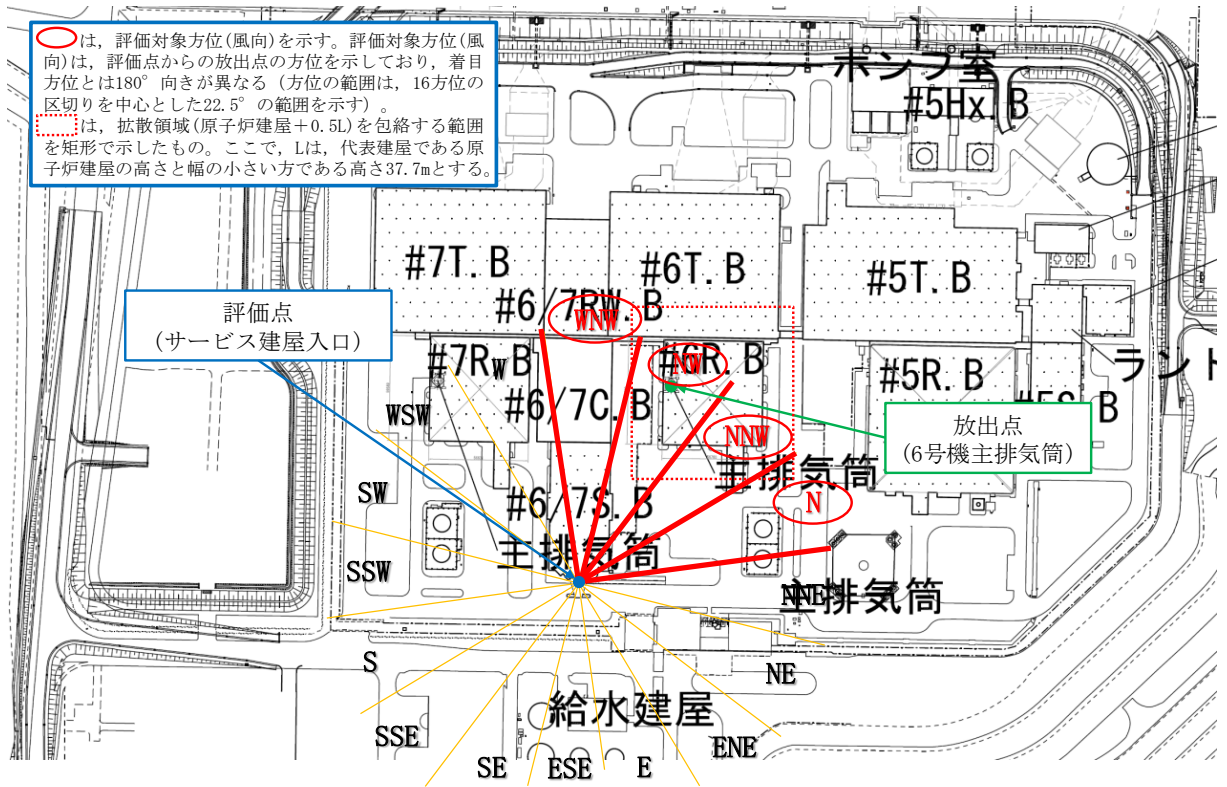


図 4-10 原子炉冷却材喪失時の入退域時の評価風向 (サービス建屋入口) (設計基準事故時)
(1/2) (6号機)

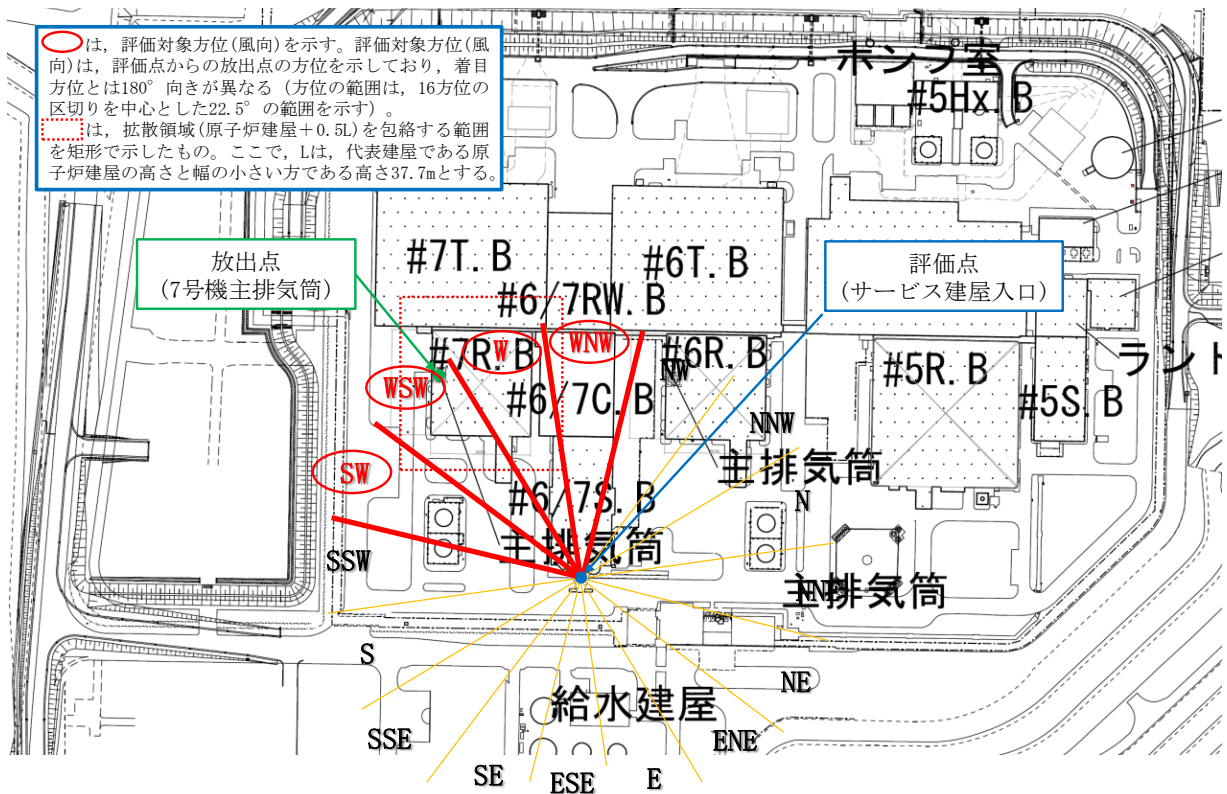


図 4-10 原子炉冷却材喪失時の入退域時の評価風向 (サービス建屋入口) (設計基準事故時)
(2/2) (7号機)

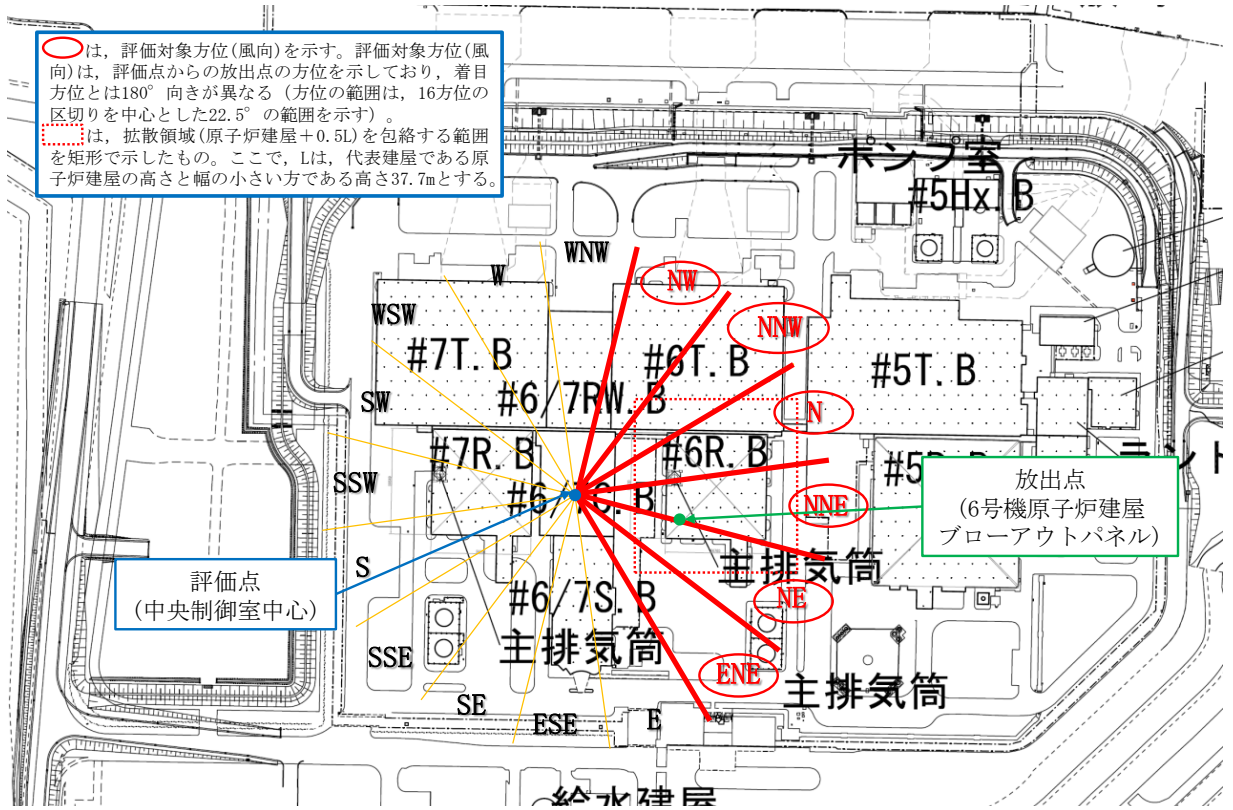


図 4-11 主蒸気管破断時の室内作業時の評価風向(中央制御室中心)(設計基準事故時)
(1/2) (6号機)

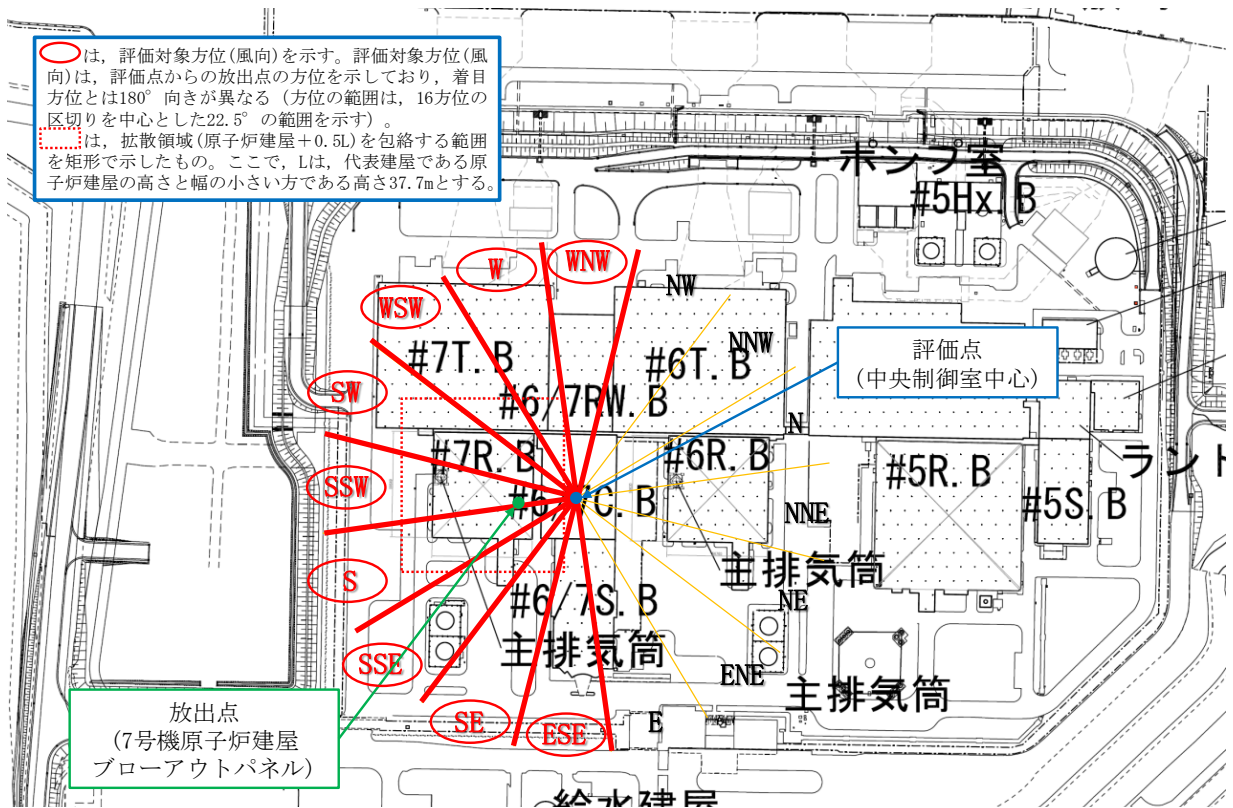


図 4-11 主蒸気管破断時の室内作業時の評価風向(中央制御室中心)(設計基準事故時)
(2/2) (7号機)

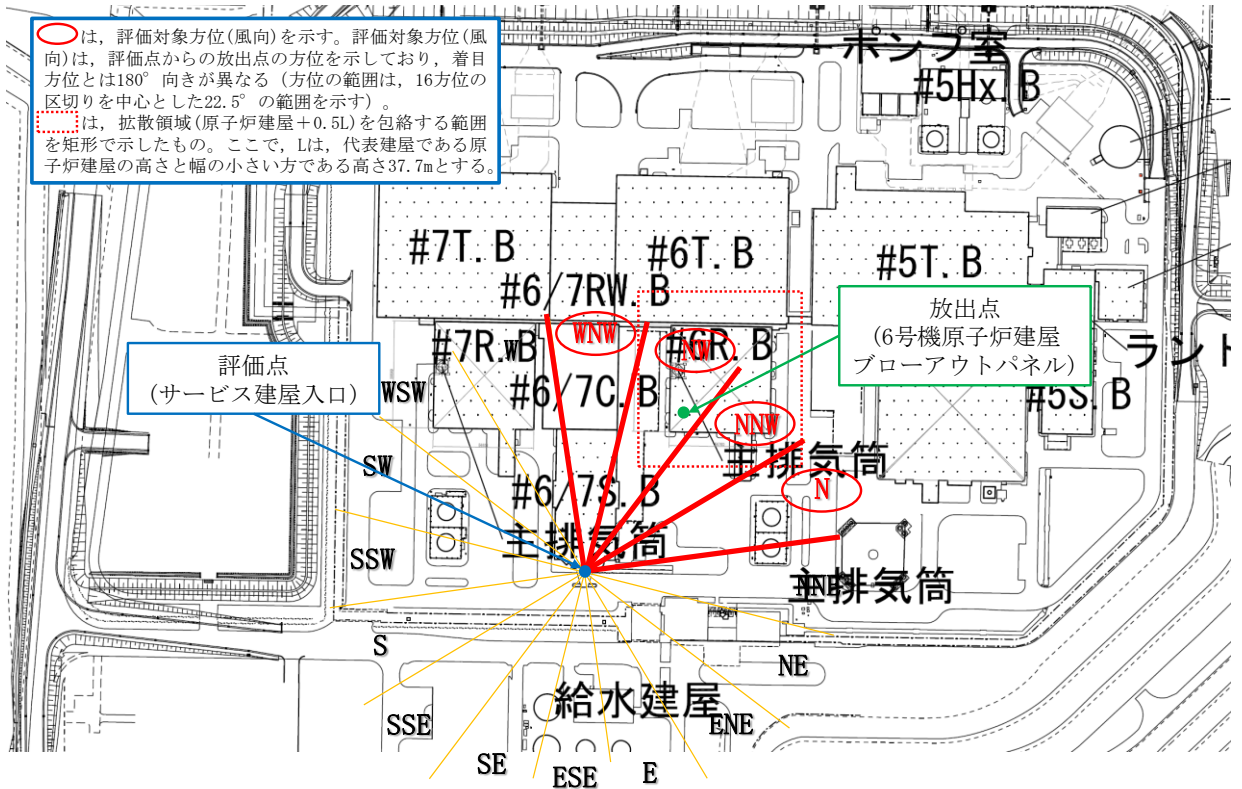


図 4-11 主蒸気管破断時の入退域時の評価風向（サービス建屋入口）（設計基準事故時）
 (1/2) (6号機)

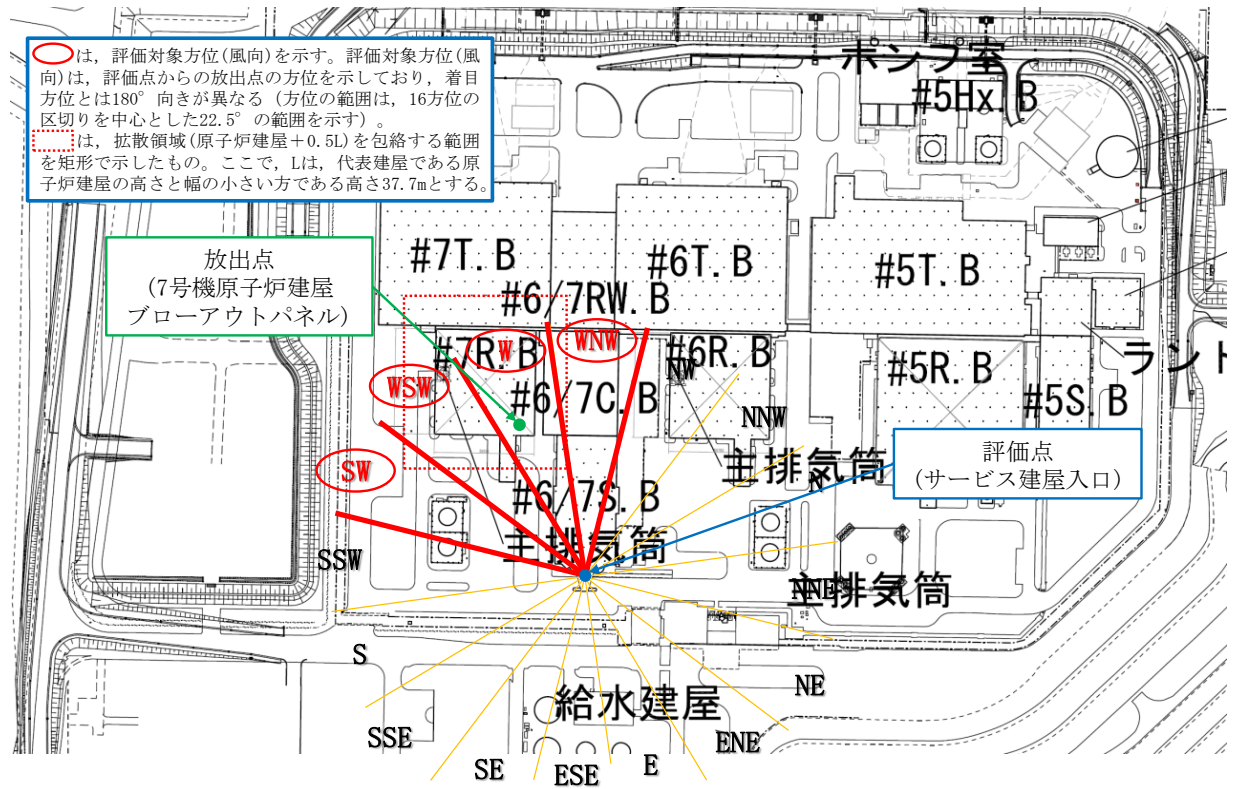


図 4-11 主蒸気管破断時の入退域時の評価風向（サービス建屋入口）（設計基準事故時）
 (2/2) (7号機)

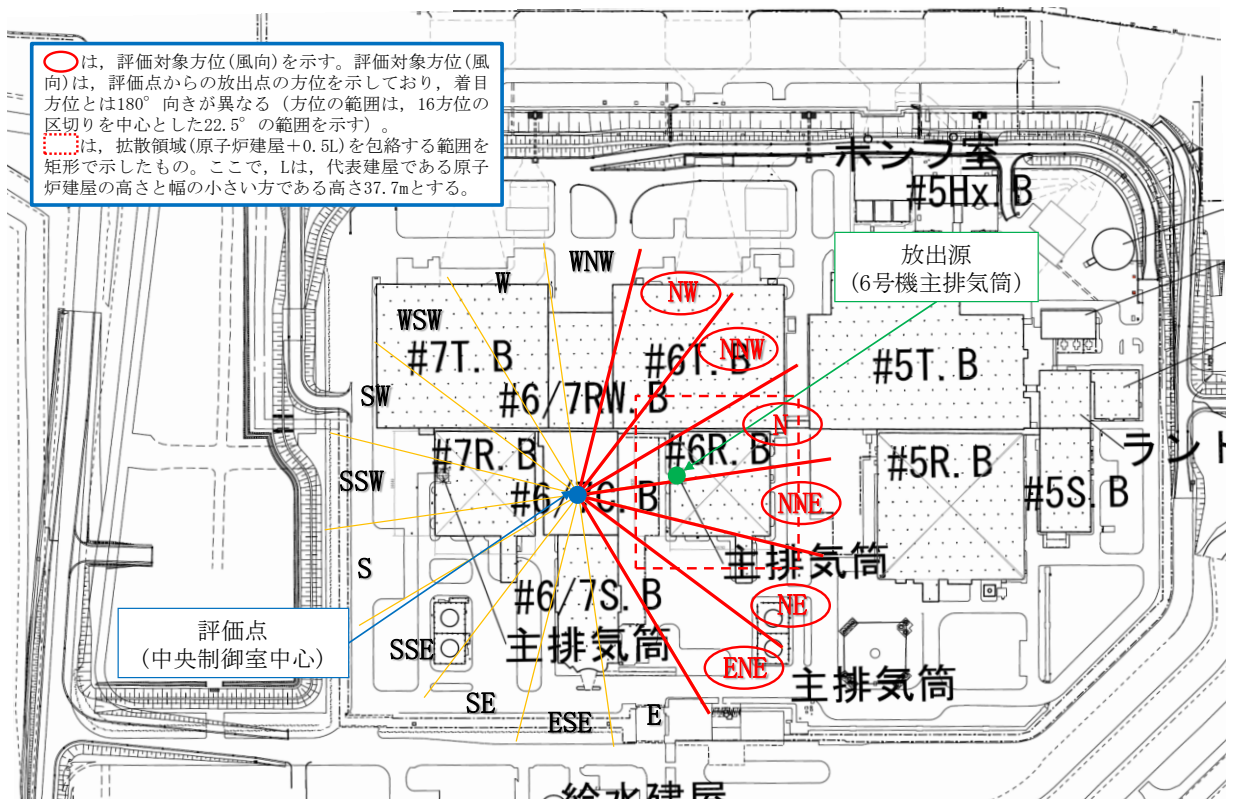


図 4-12 主排気筒放出時の評価風向 (評価点：中央制御室中心)
 (炉心の著しい損傷が発生した場合) (1/2) (6号機)

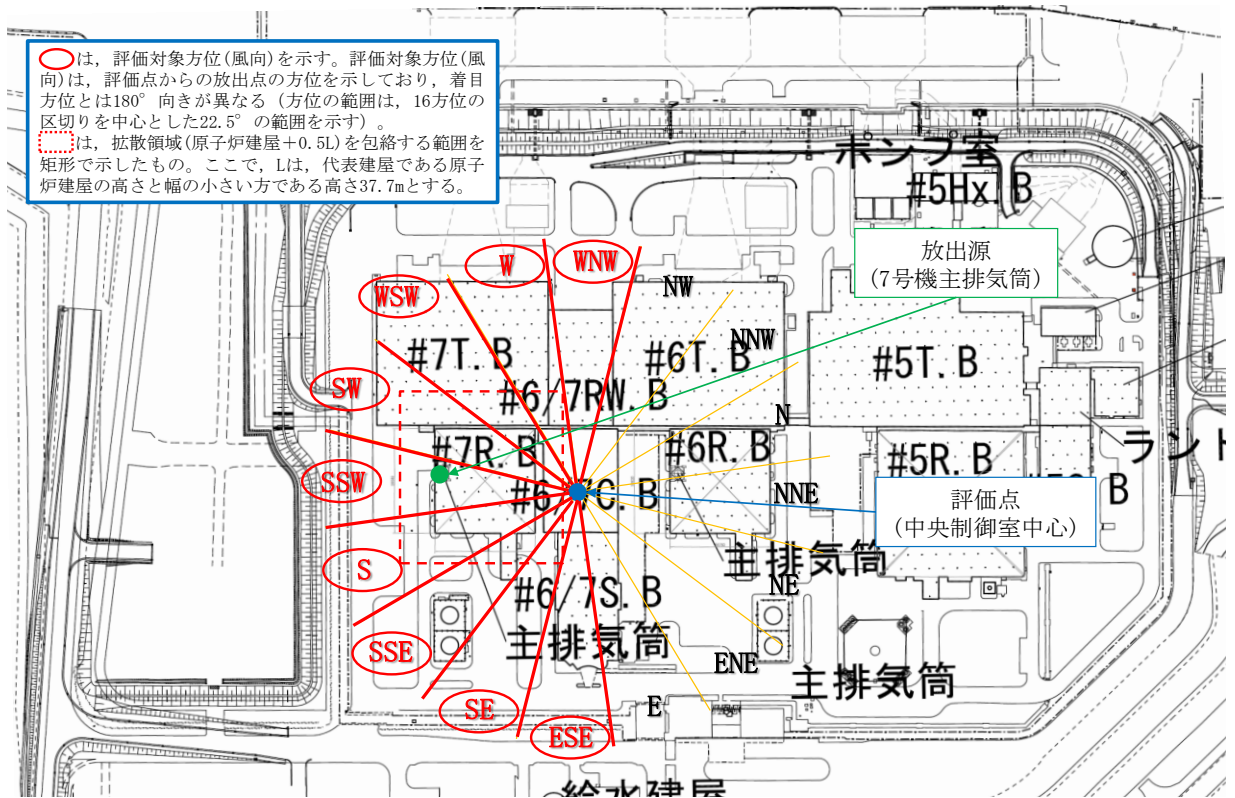


図 4-12 主排気筒放出時の評価風向 (評価点：中央制御室中心)
 (炉心の著しい損傷が発生した場合) (2/2) (7号機)

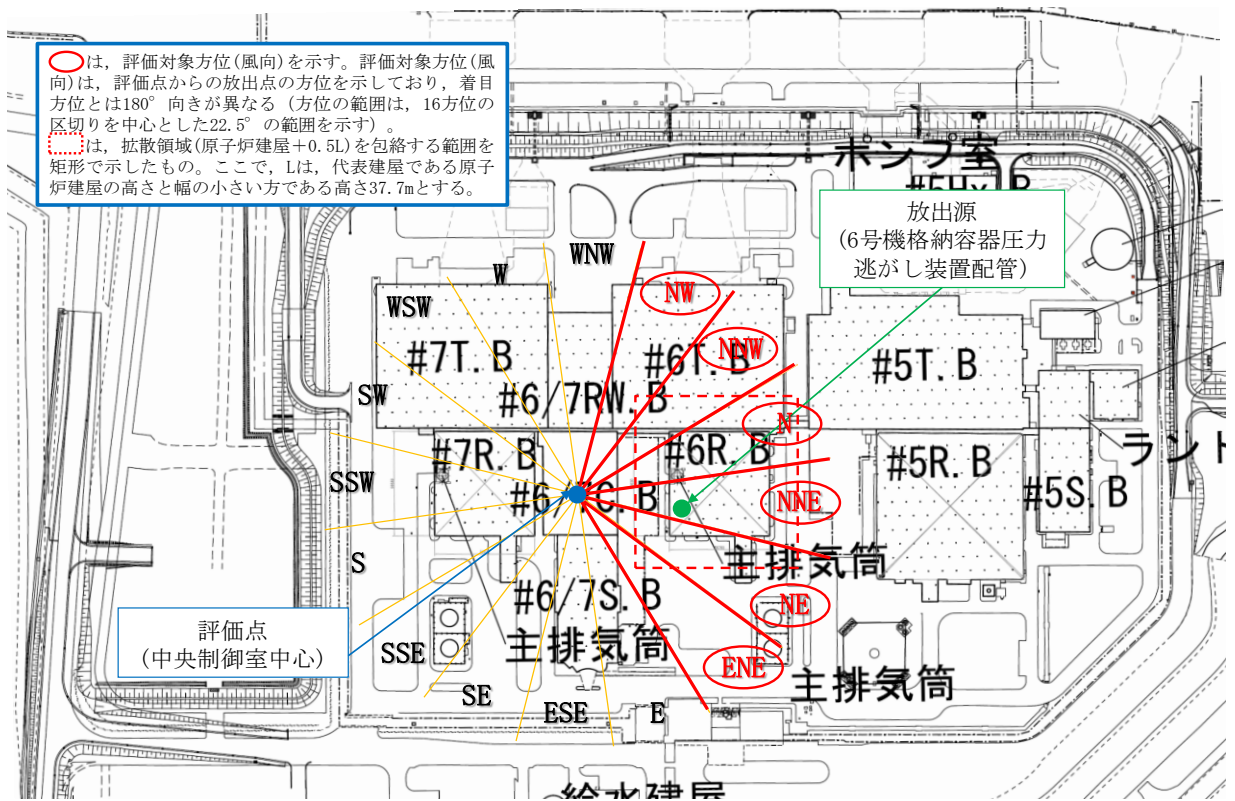


図 4-13 格納容器圧力逃がし装置からの放出時の評価風向 (評価点：中央制御室中心)
(炉心の著しい損傷が発生した場合) (1/2) (6号機)

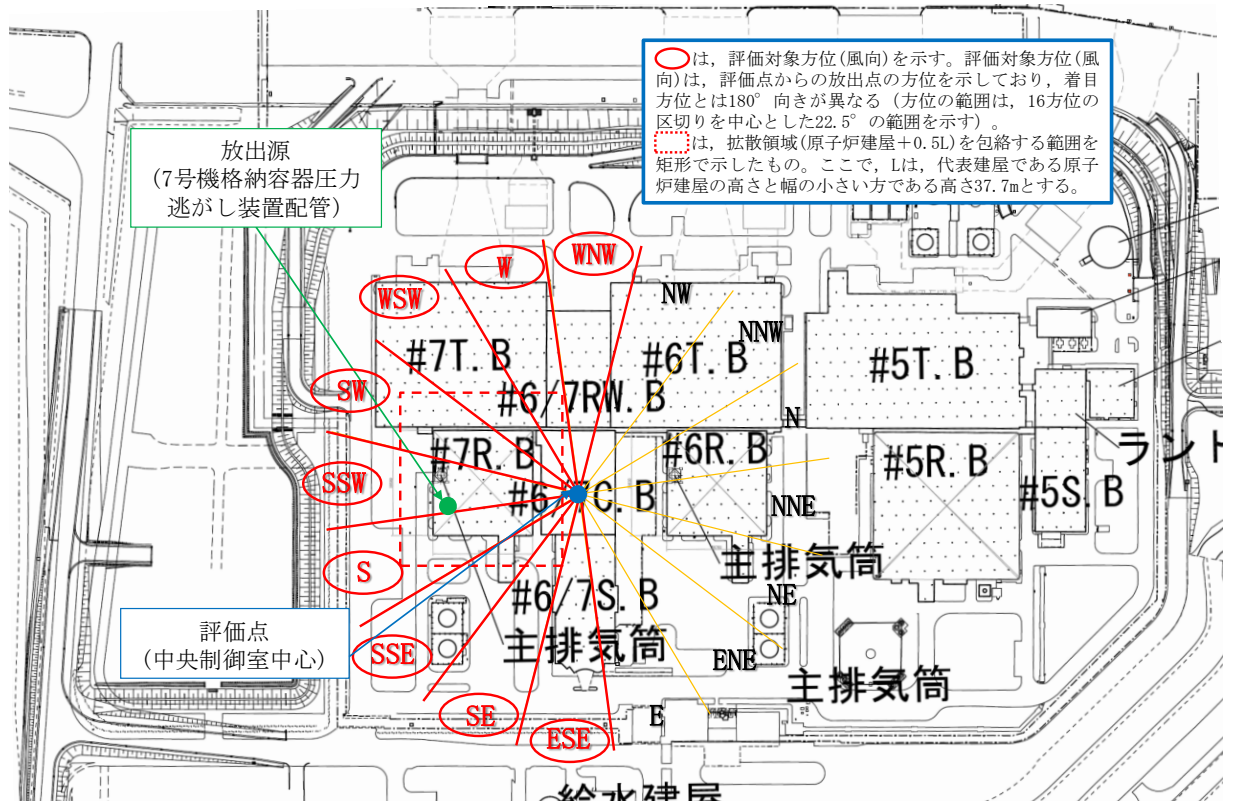


図 4-13 格納容器圧力逃がし装置からの放出時の評価風向 (評価点：中央制御室中心)
(炉心の著しい損傷が発生した場合) (2/2) (7号機)

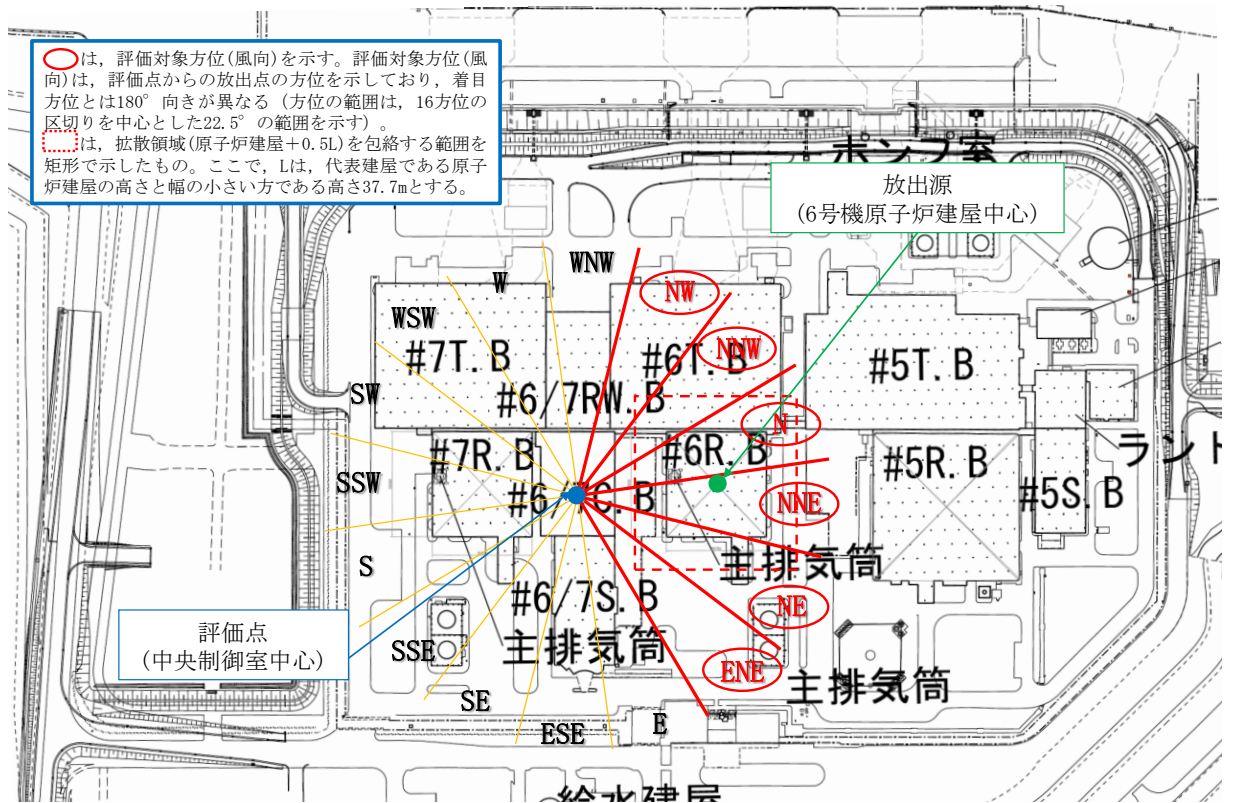


図 4-14 原子炉建屋漏えい時の評価風向（評価点：中央制御室中心）
（炉心の著しい損傷が発生した場合）（1/2）（6号機）

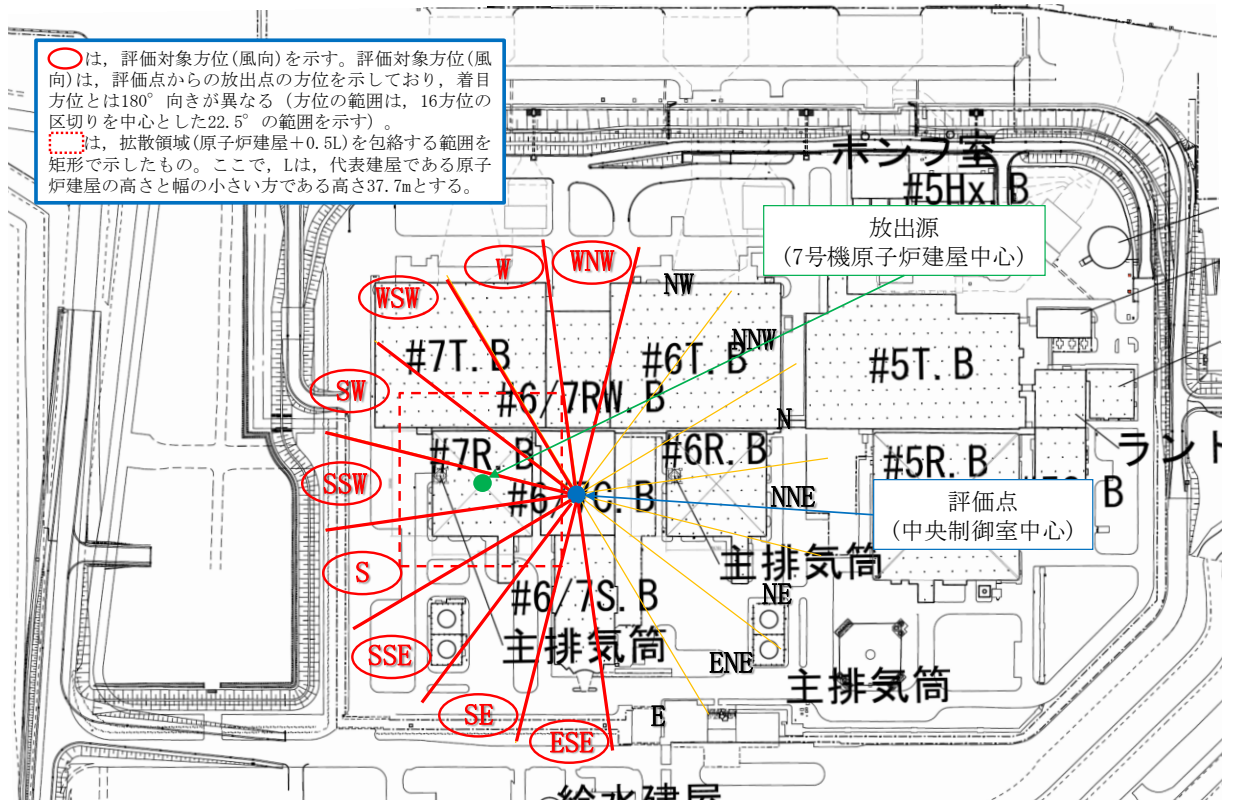


図 4-14 原子炉建屋漏えい時の評価風向（評価点：中央制御室中心）
（炉心の著しい損傷が発生した場合）（2/2）（7号機）

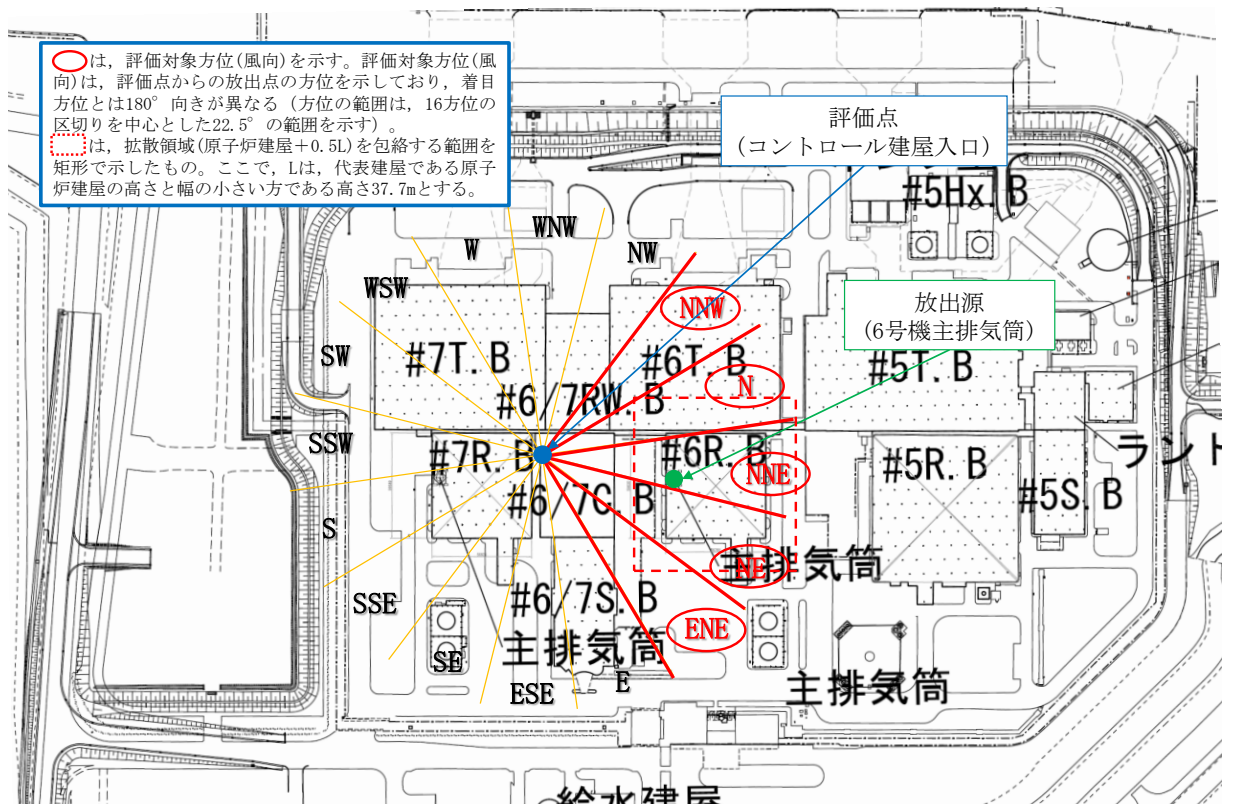


図 4-15 主排気筒からの放出時の評価風向（評価点：コントロール建屋入口）
（炉心の著しい損傷が発生した場合）（1/2）（6号機）

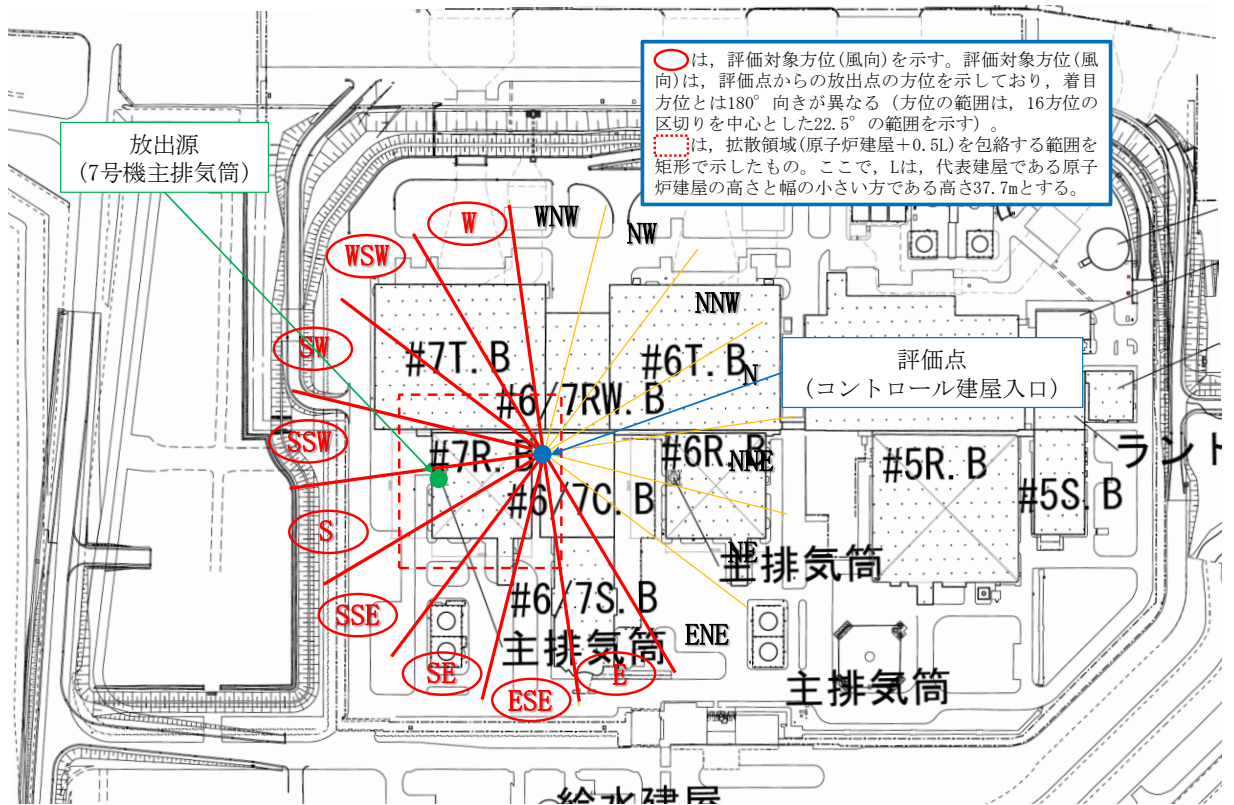


図 4-15 主排気筒からの放出時の評価風向（評価点：コントロール建屋入口）
（炉心の著しい損傷が発生した場合）（2/2）（7号機）

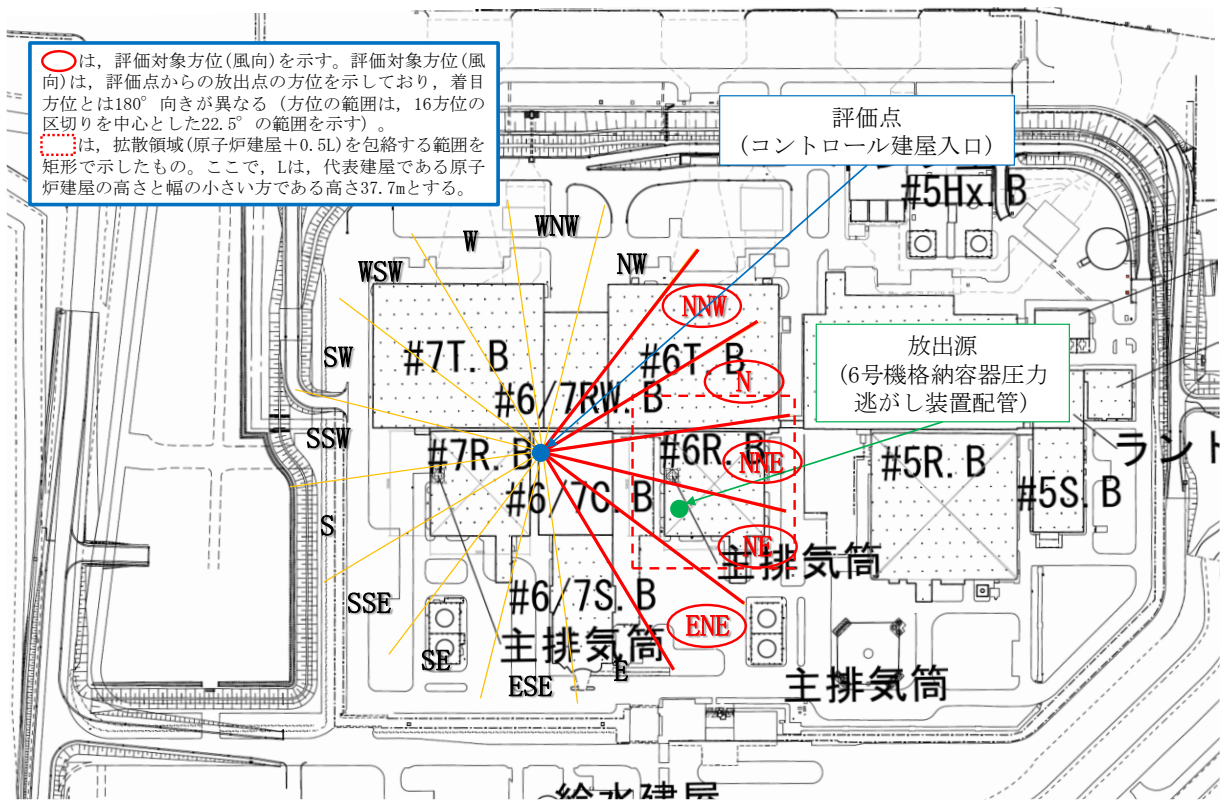


図 4-16 格納容器圧力逃がし装置からの放出時の評価風向 (評価点：コントロール建屋入口)
(炉心の著しい損傷が発生した場合) (1/2) (6号機)

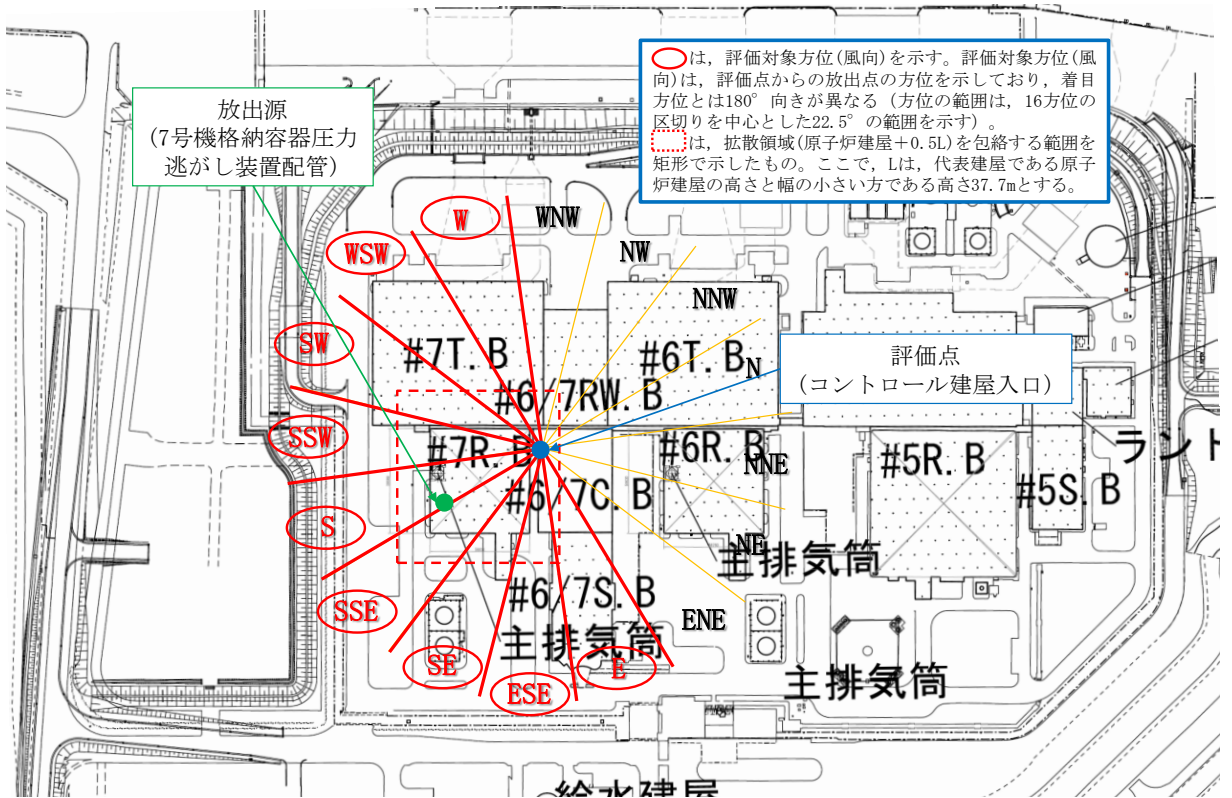


図 4-16 格納容器圧力逃がし装置からの放出時の評価風向 (評価点：コントロール建屋入口)
(炉心の著しい損傷が発生した場合) (2/2) (7号機)

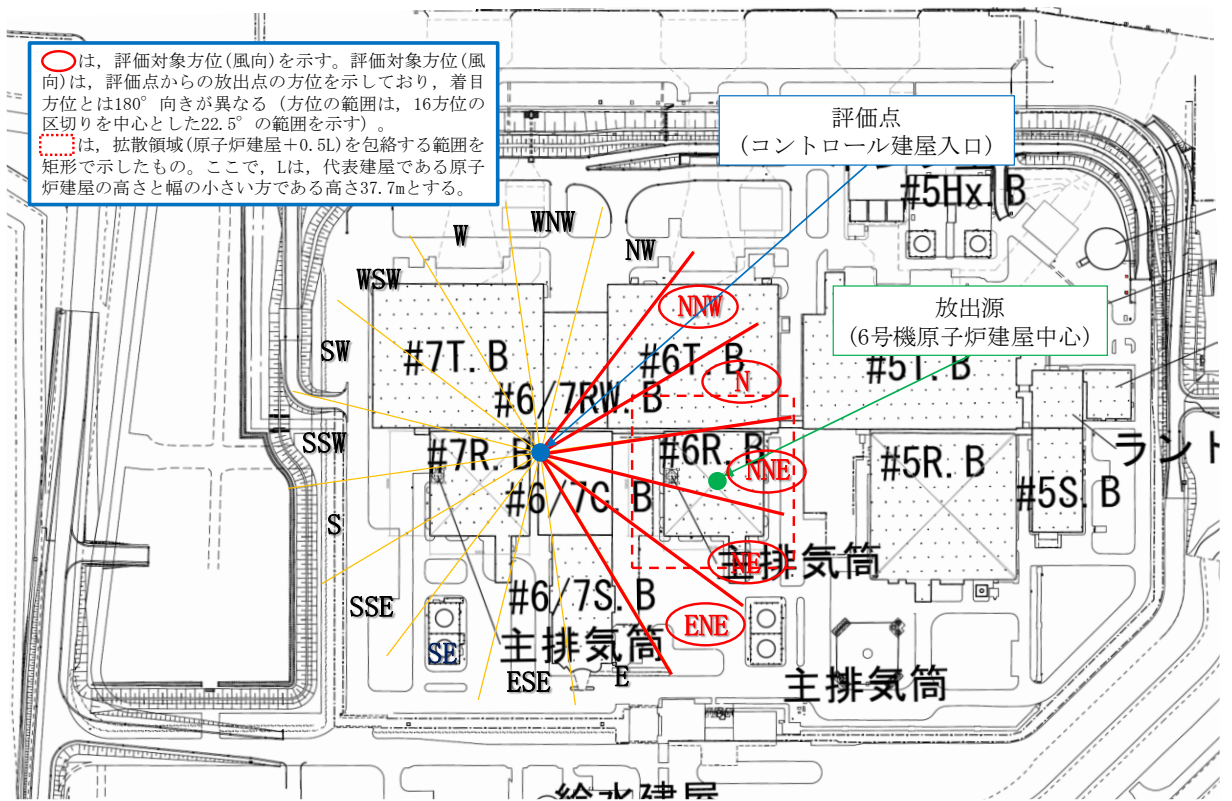


図 4-17 原子炉建屋漏えい時の評価風向 (評価点：コントロール建屋入口)
(炉心の著しい損傷が発生した場合) (1/2) (6号機)

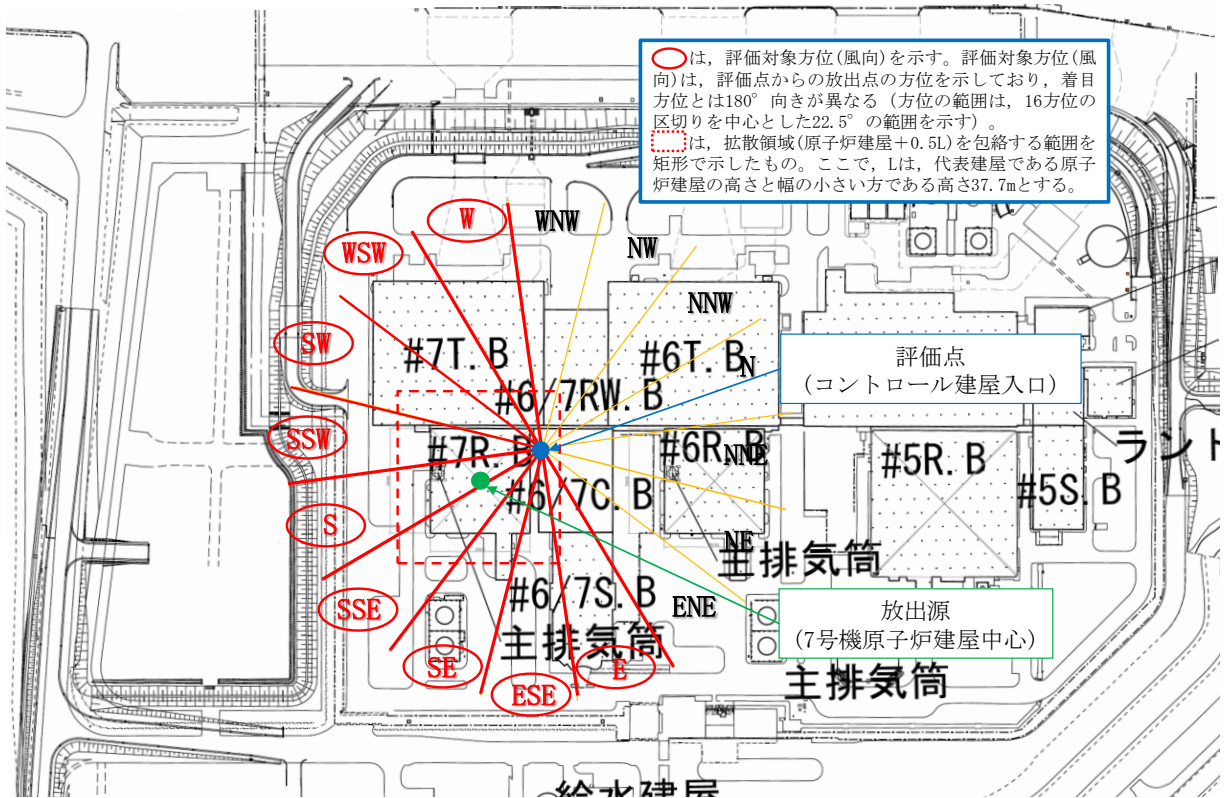


図 4-17 原子炉建屋漏えい時の評価風向 (評価点：コントロール建屋入口)
(炉心の著しい損傷が発生した場合) (2/2) (7号機)

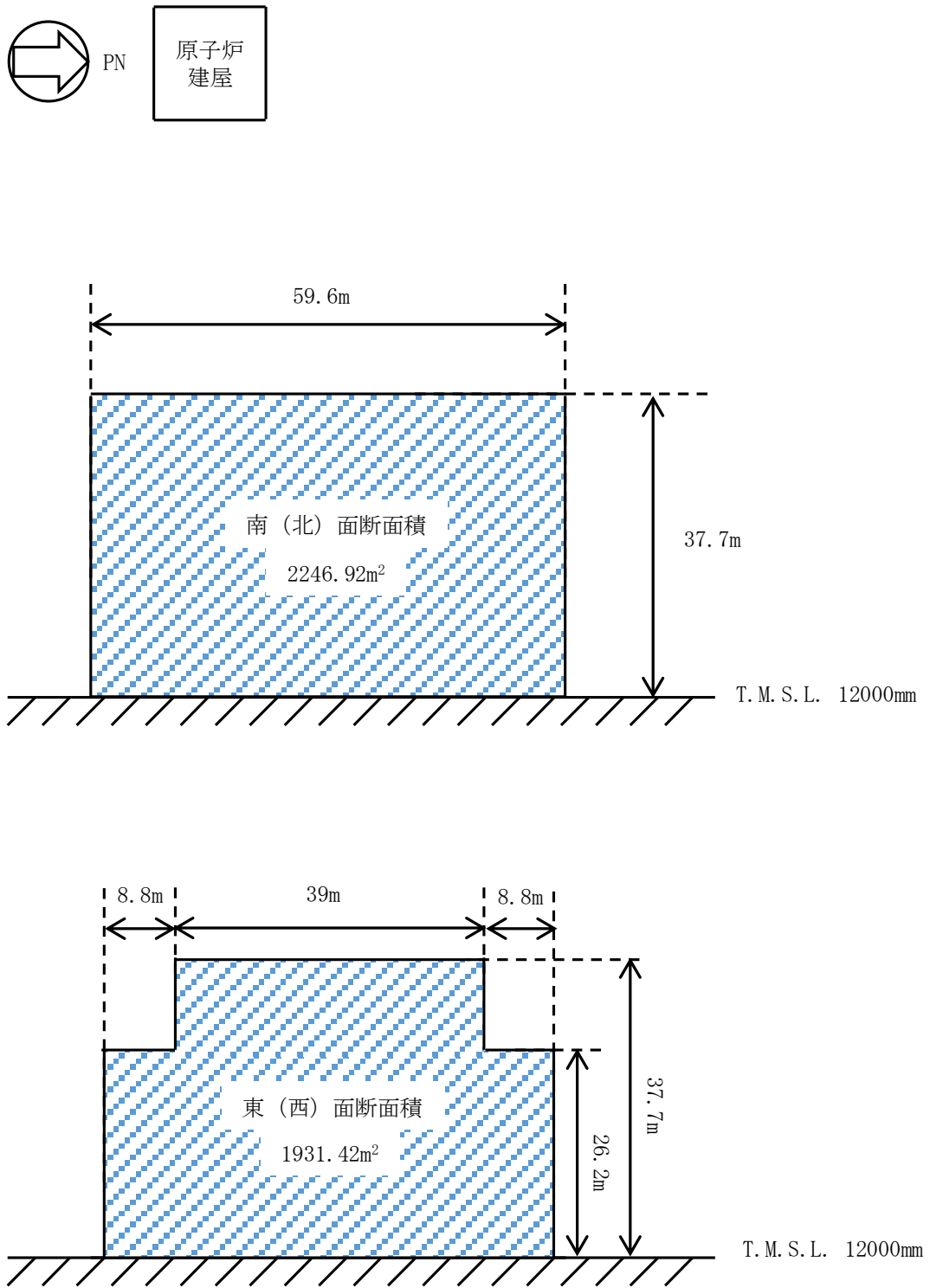


图 4-18 原子炉建屋断面積 (投影面積)

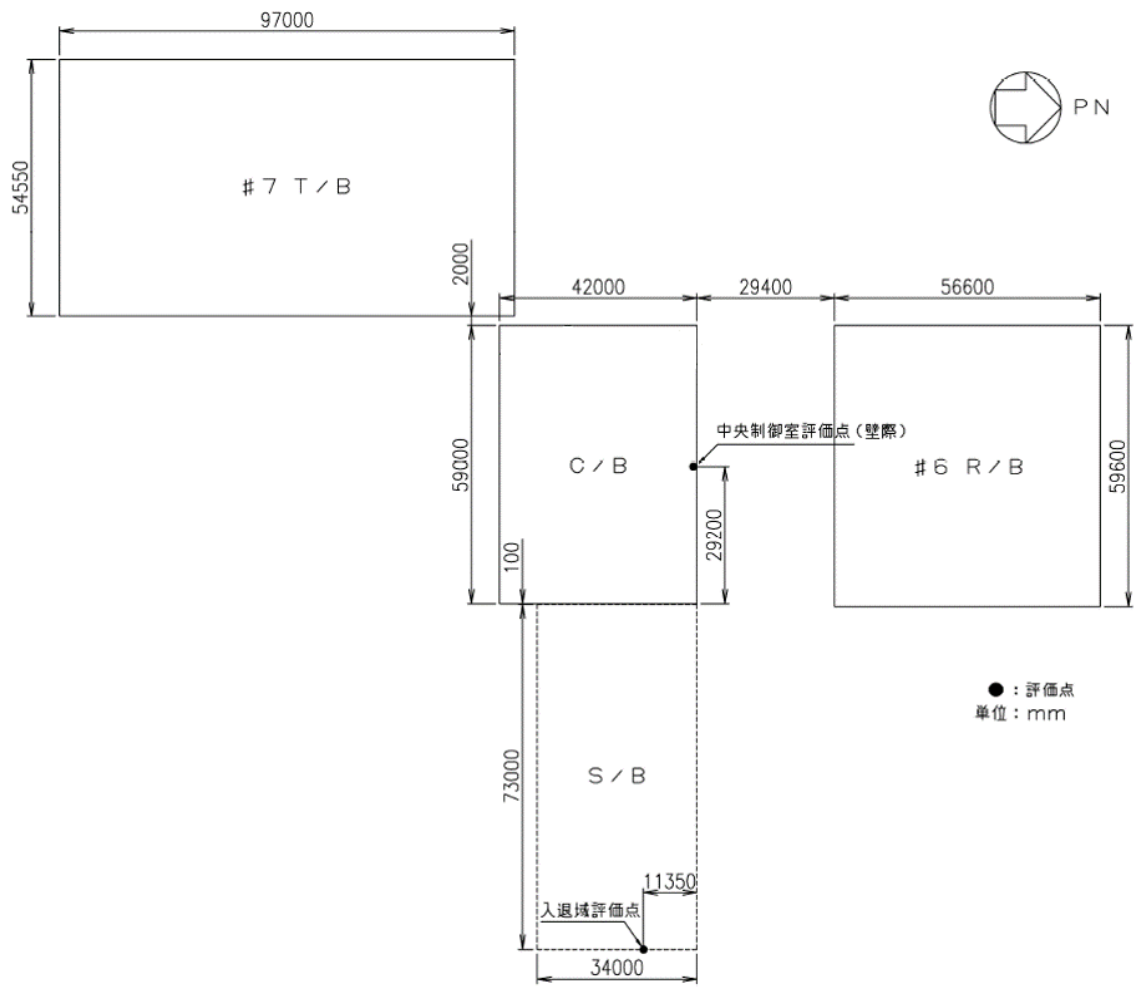


図 4-19 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル (1/5)
(原子炉冷却材喪失時の評価モデル) (6号機)

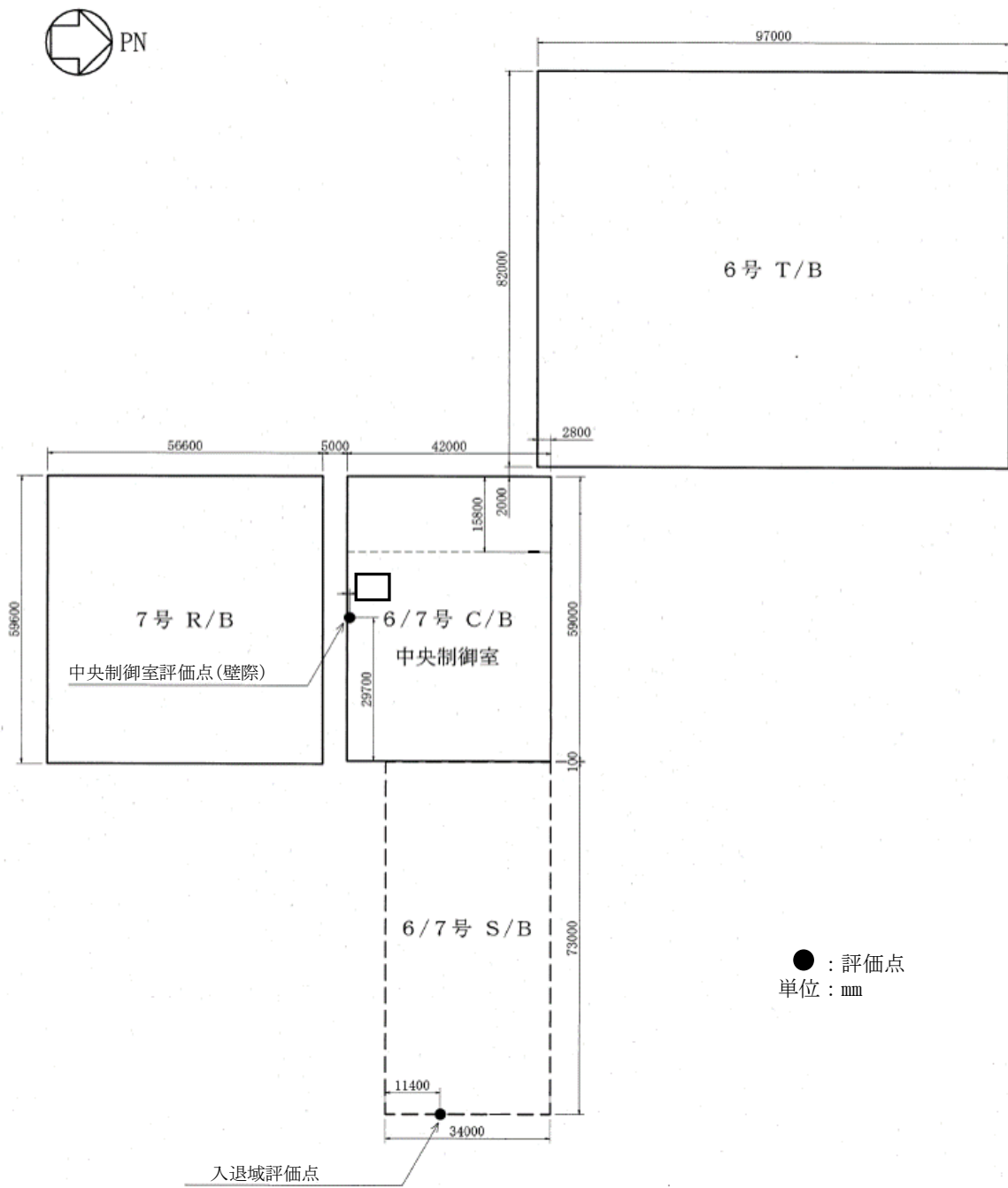


図 4-19 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル (2/5)
(原子炉冷却材喪失時の評価モデル) (7号機)

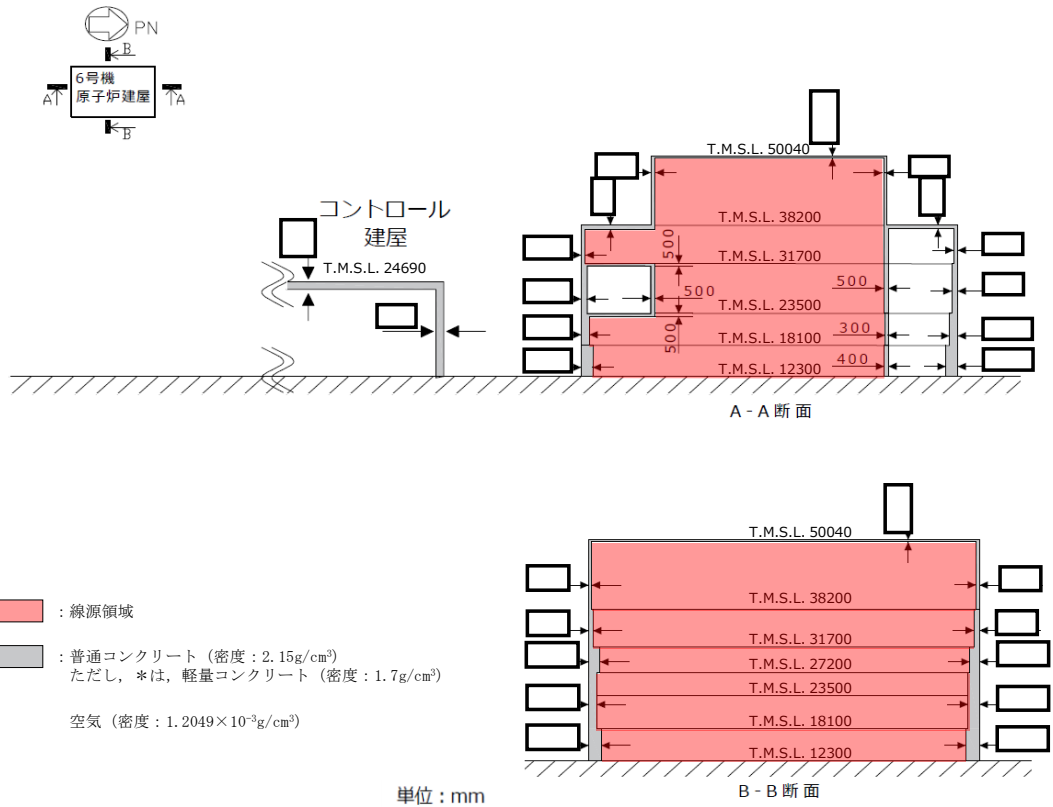


図4-19 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル (3/5)
(原子炉冷却材喪失時の直接ガンマ線評価モデル) (6号機)

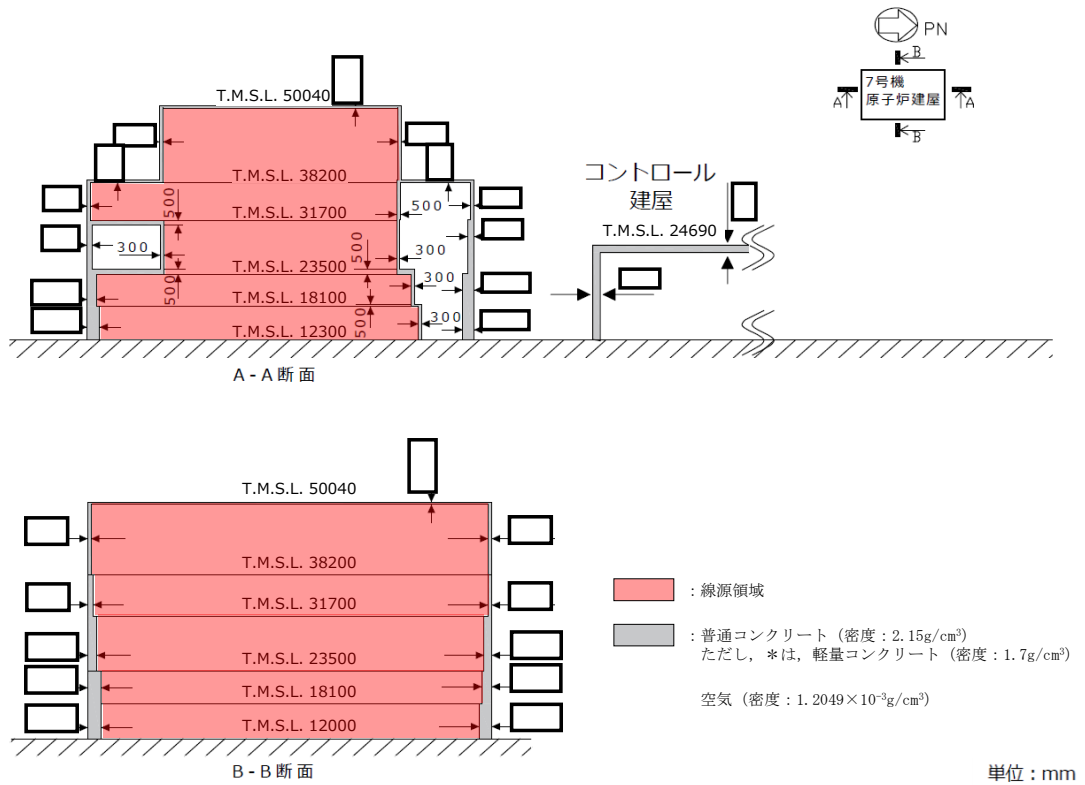
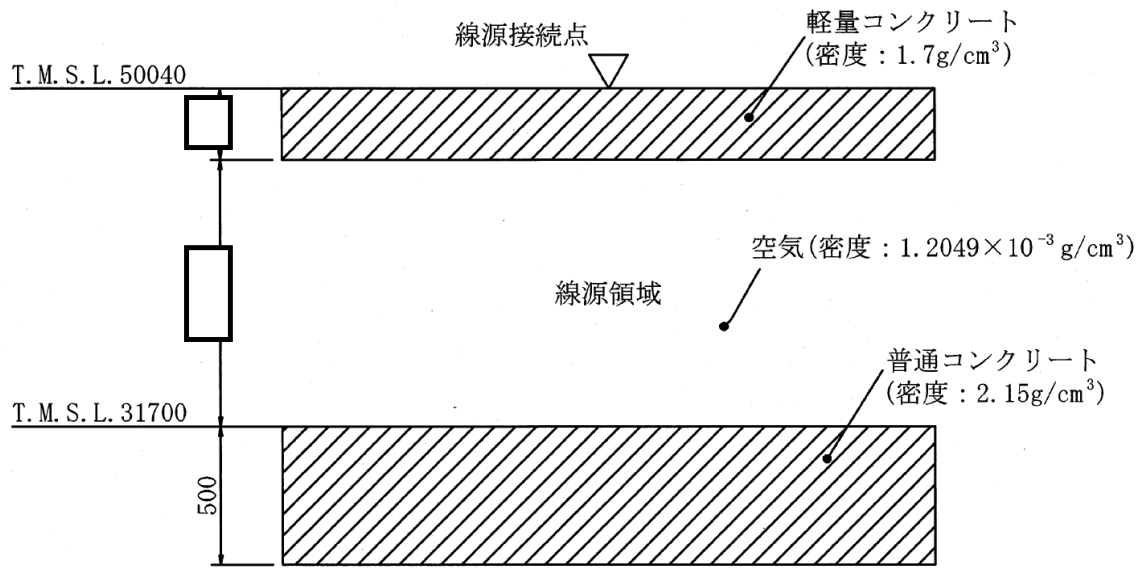
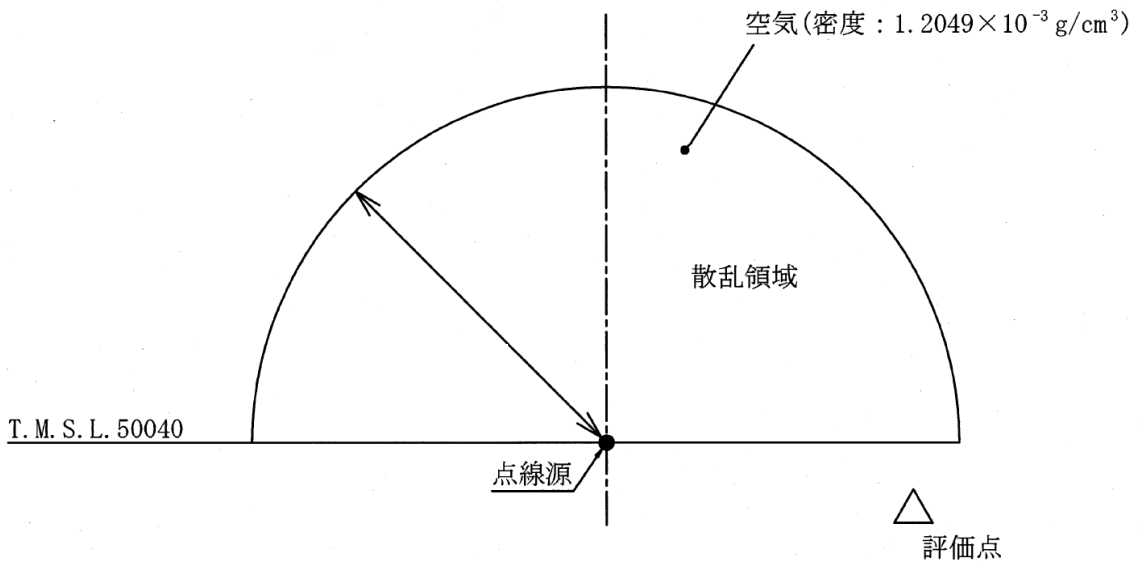


図4-19 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル (4/5)
(原子炉冷却材喪失時の直接ガンマ線評価モデル) (7号機)



線源計算モデル (AN I S Nコードの計算モデル)



散乱計算モデル (G 3 3 - G P 2 Rコードの計算モデル)

(単位: mm)

散乱領域 半径	6号機	室内作業時	1000m
		入退域時	1000m
	7号機	室内作業時	200m
		入退域時	200m

注: 散乱領域の半径は、点線源から評価点までの距離を超える長さを設定する。

図4-19 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル (5/5)
(原子炉冷却材喪失時のスカイシャインガンマ線評価モデル)

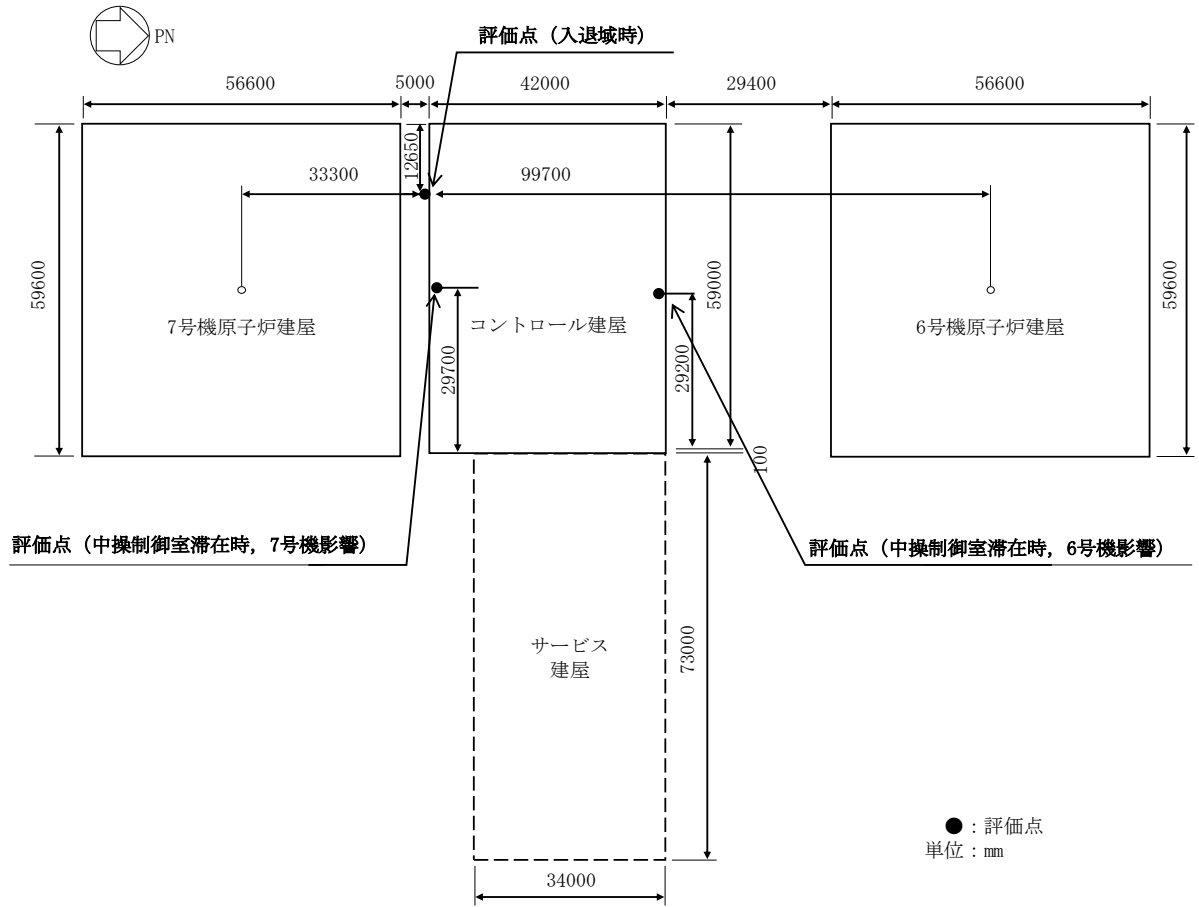


図4-20 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル (1/5)
(炉心の著しい損傷が発生した場合)

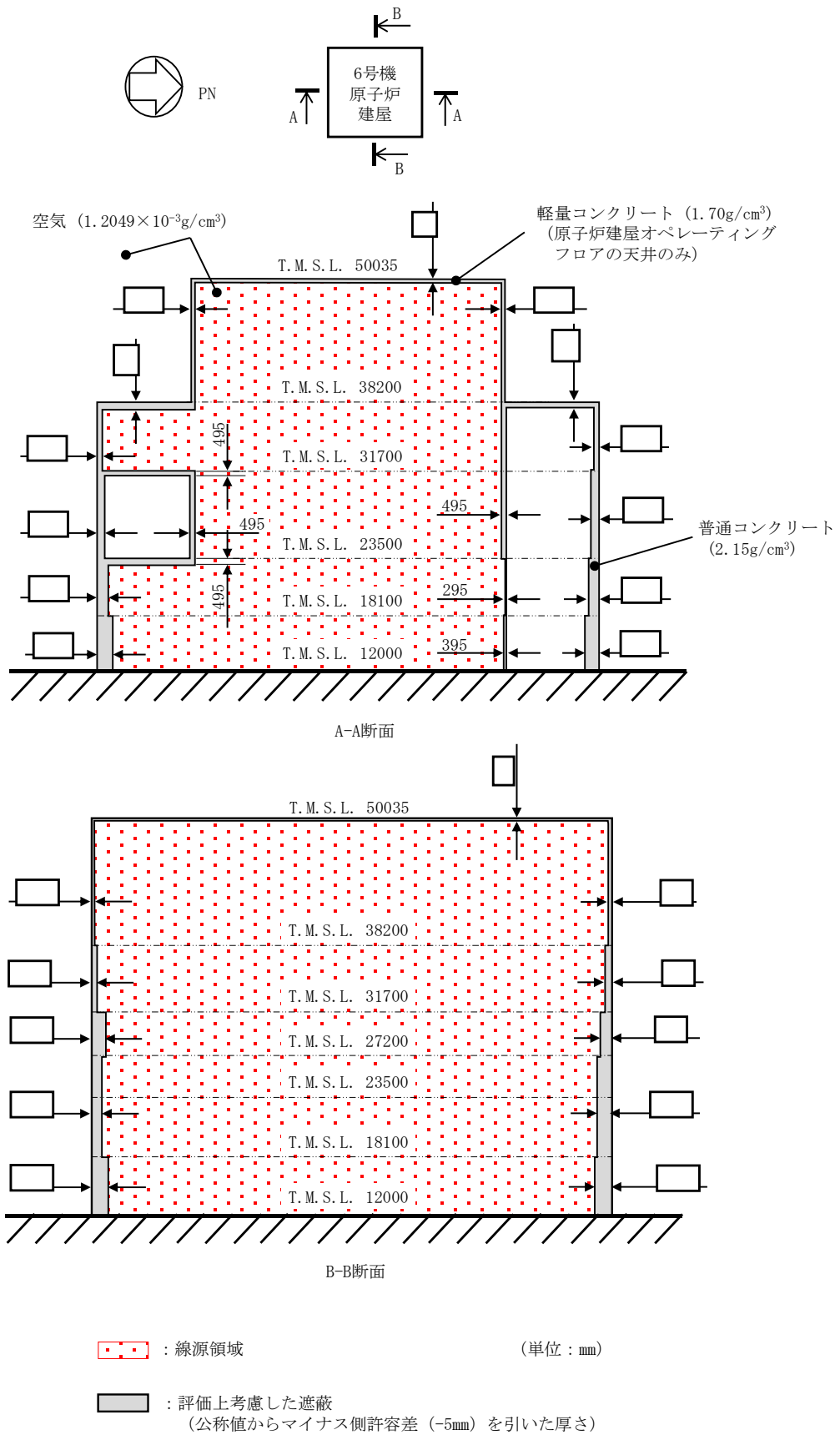


図4-20 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル (2/5)
(炉心の著しい損傷が発生した場合) (直接ガンマ線) (6号機)

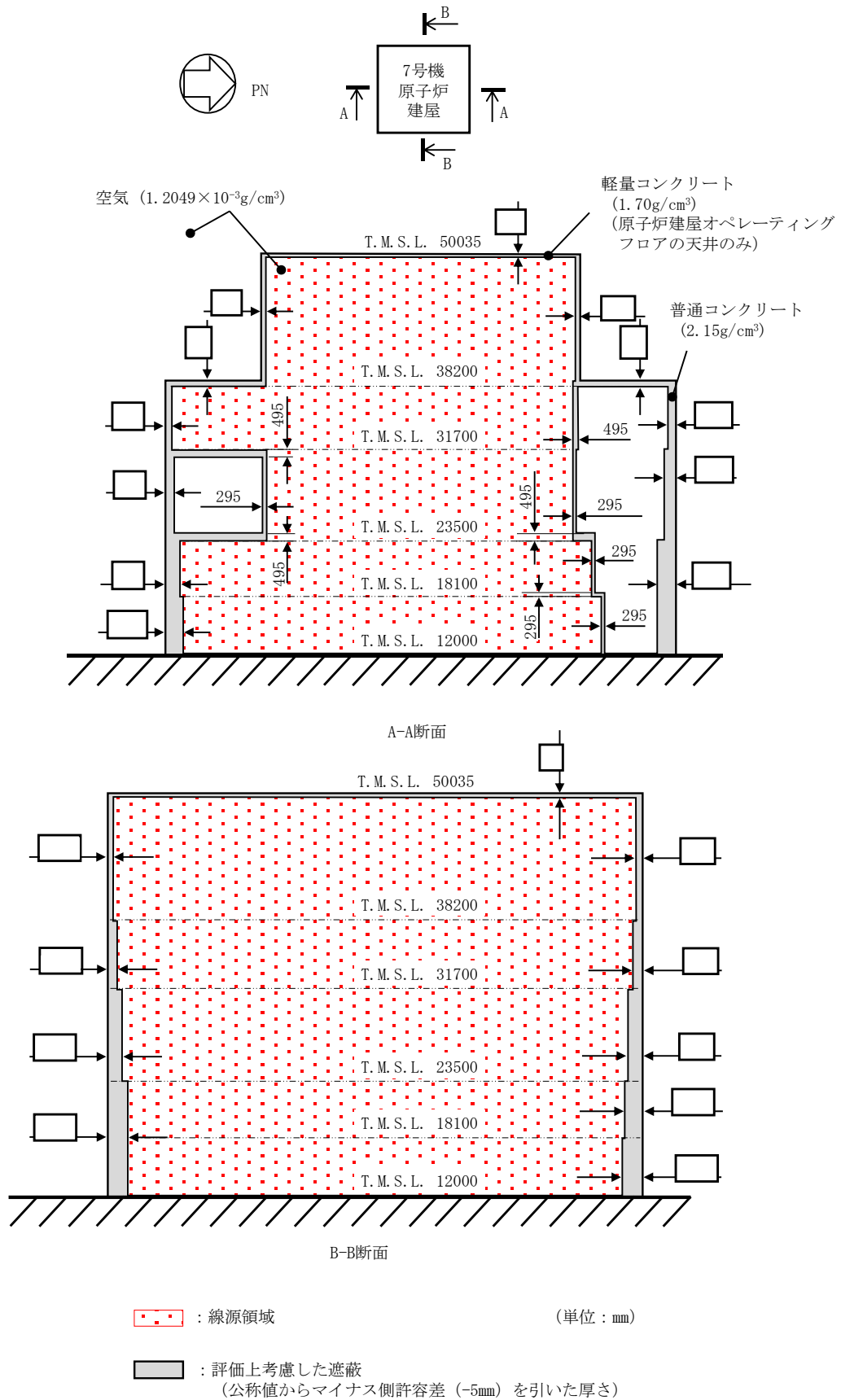


図4-20 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル (3/5)
(炉心の著しい損傷が発生した場合) (直接ガンマ線) (7号機)

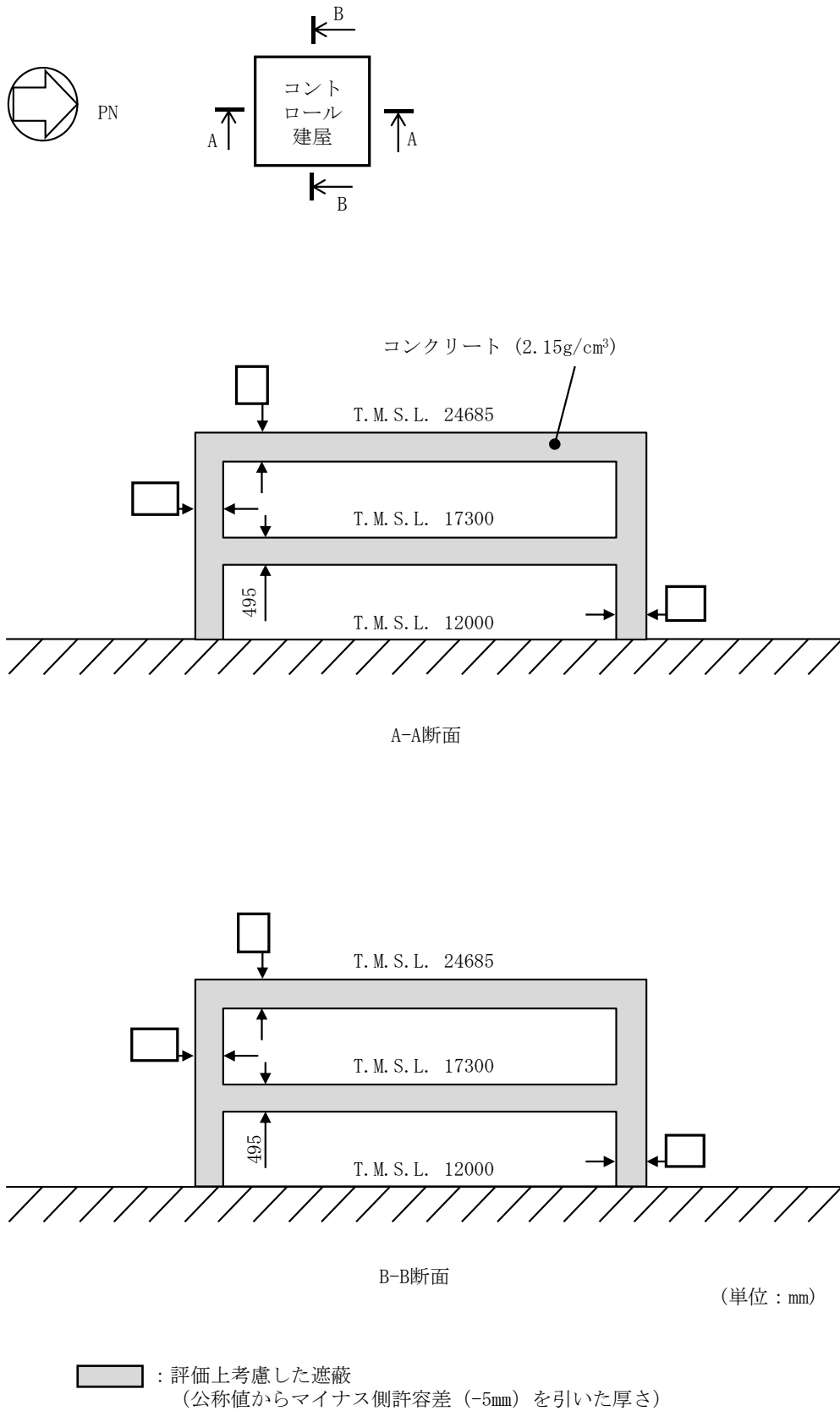
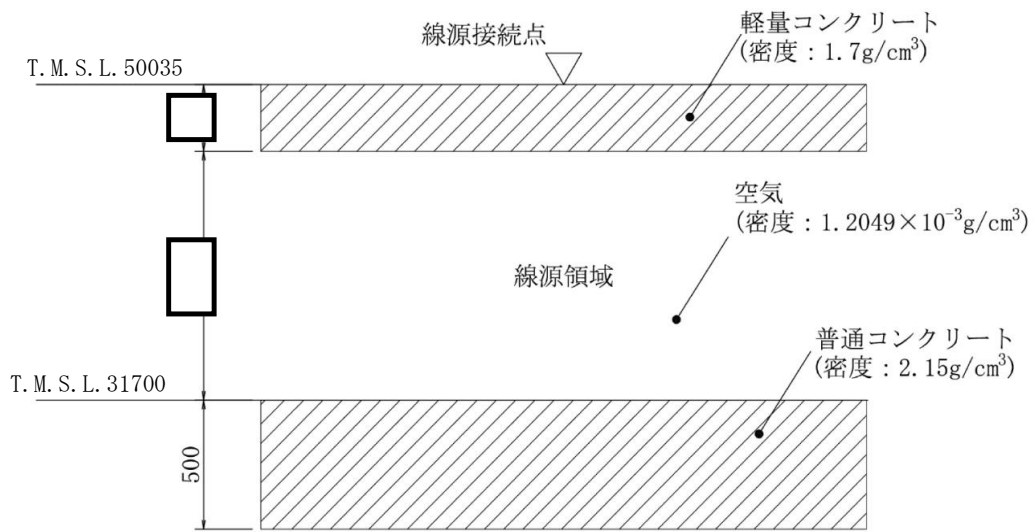
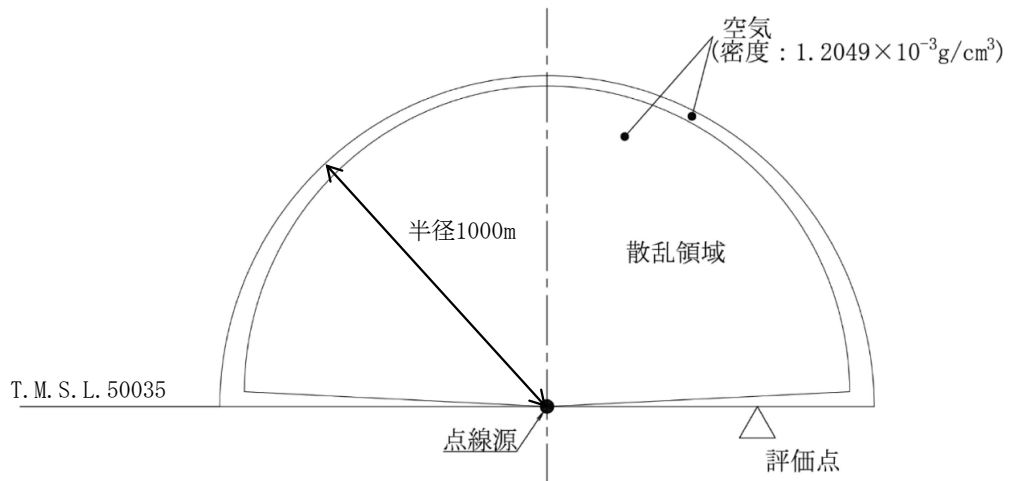


図4-20 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル (4/5)
(炉心の著しい損傷が発生した場合) (直接ガンマ線) (コントロール建屋遮蔽モデル)



線源計算モデル(ANISNコードの計算モデル)



散乱計算モデル(G33-GP2Rコードの計算モデル)

(単位: mm)

注: 遮蔽として考慮する天井コンクリート厚さ(□)は公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた厚さ。また、散乱領域の半径は、点線源から評価点までの距離を超える長さを設定する。

図4-20 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル (5/5)
(炉心の著しい損傷が発生した場合) (スカイシャインガンマ線)

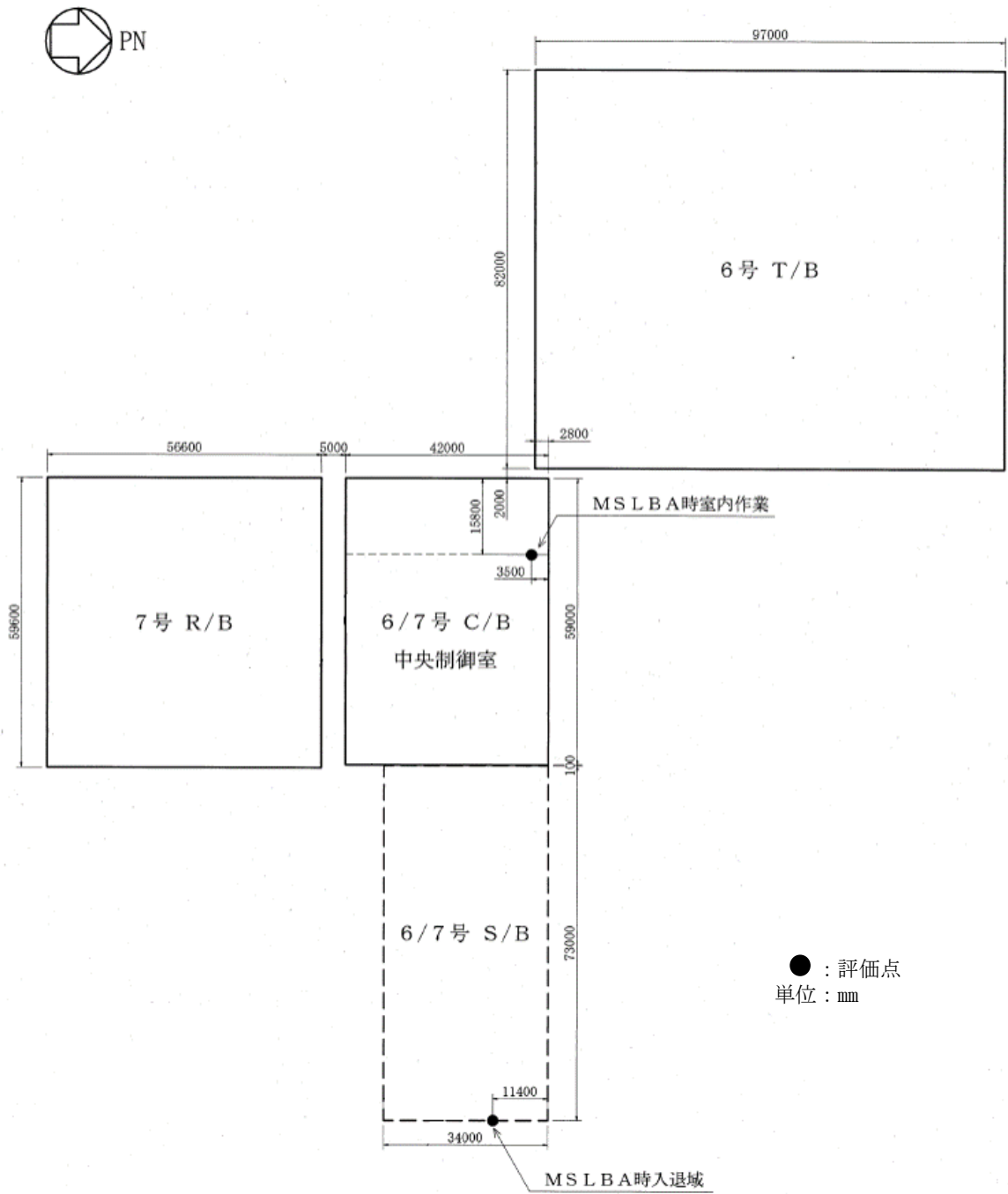


図4-21 主蒸気管破断時の評価モデル (1/5) (6号機)

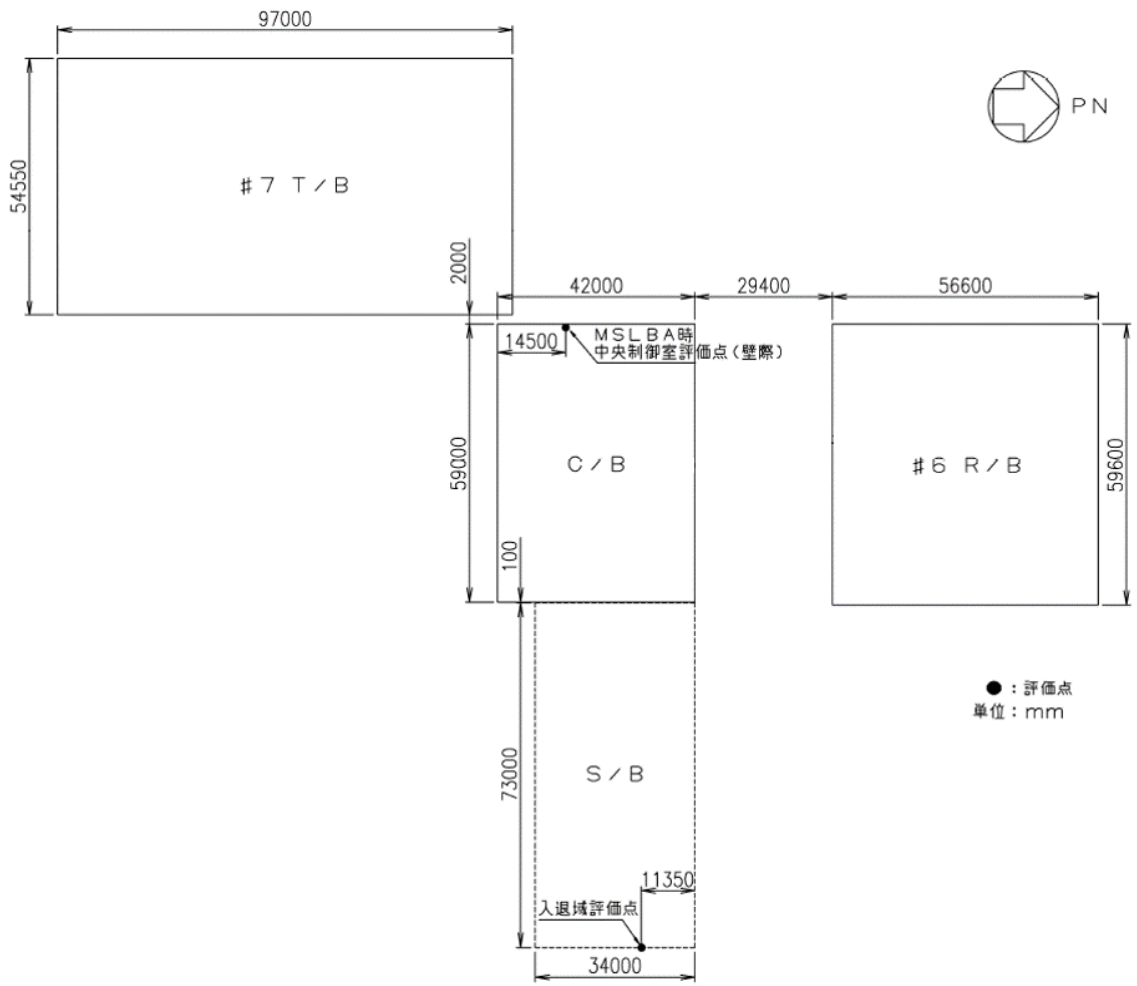


図4-21 主蒸気管破断時の評価モデル (2/5) (7号機)

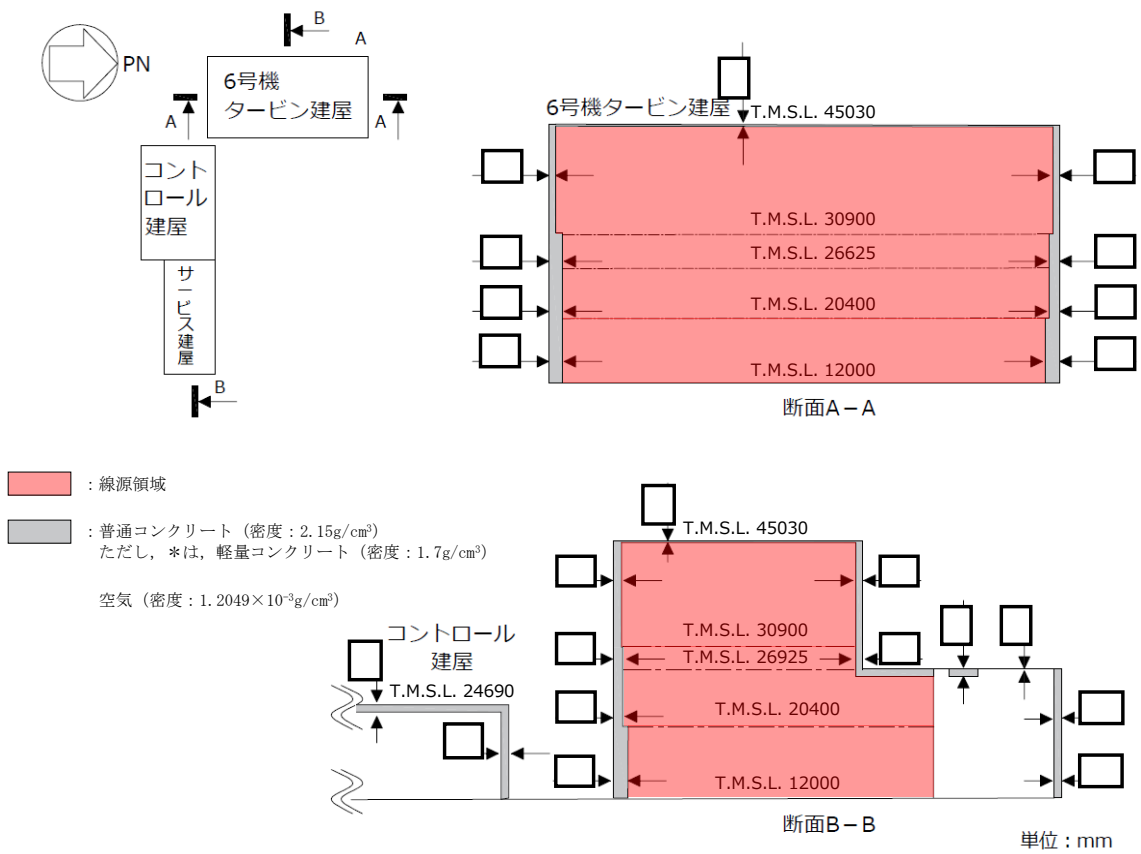


図4-21 主蒸気管破断時の評価モデル (3/5) (直接ガンマ線) (6号機)

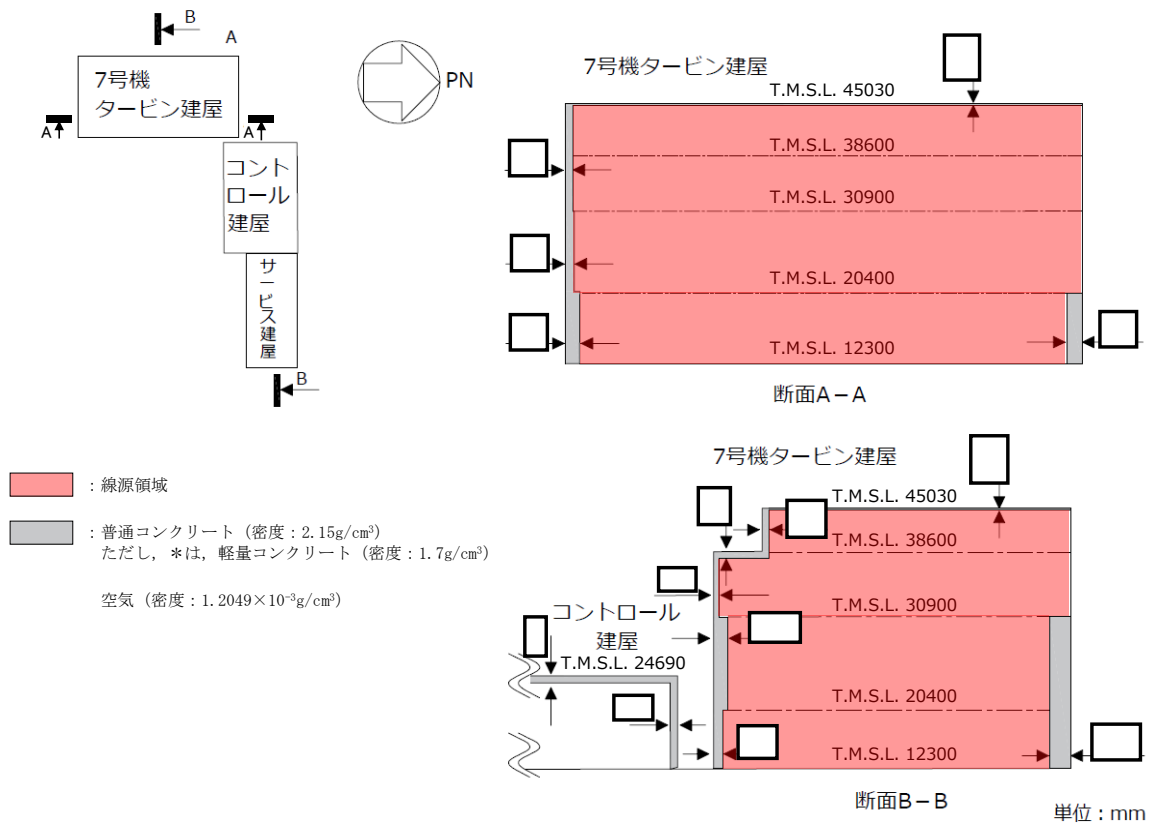
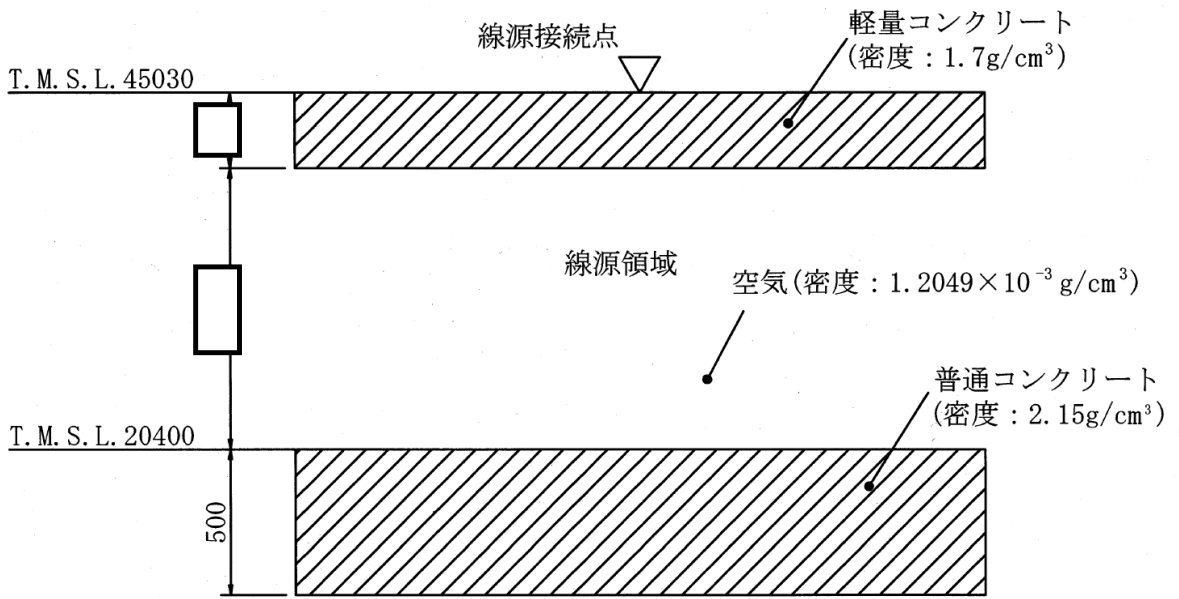
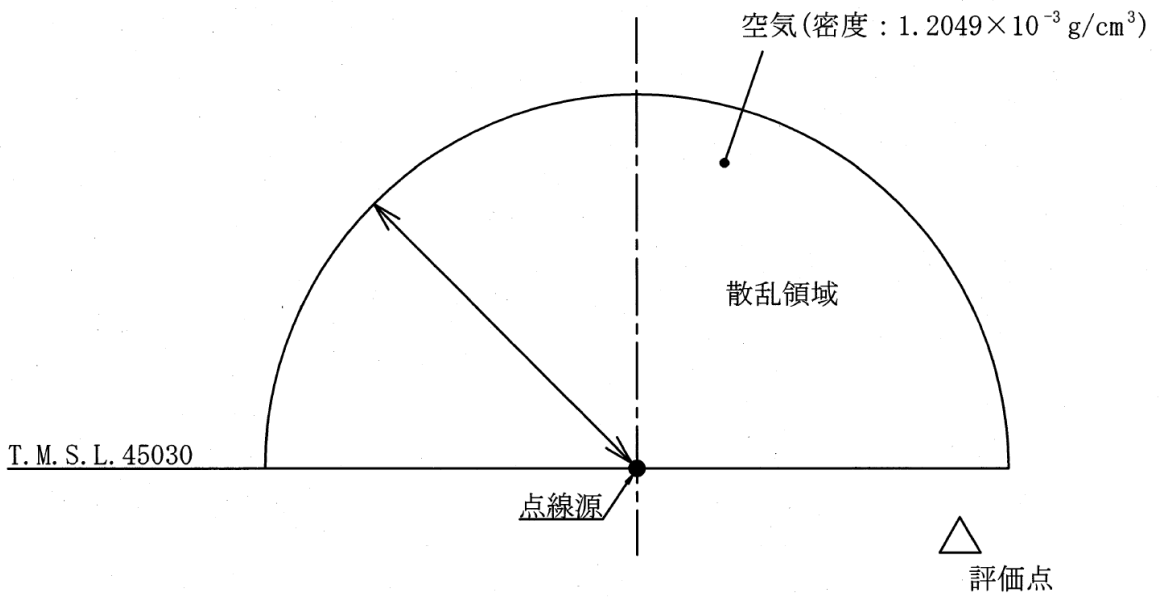


図4-21 主蒸気管破断時の評価モデル（4/5）（直接ガンマ線）（7号機）



線源計算モデル(AN I S Nコードの計算モデル)



散乱計算モデル(G 3 3-G P 2 Rコードの計算モデル)

散乱領域 半径	6号機	室内作業時	200m
		入退域時	300m
	7号機	室内作業時	1000m
		入退域時	1000m

(単位: mm)

注: 散乱領域の半径は、点線源から評価点までの距離を超える長さを設定する。

図4-21 主蒸気管破断時の評価モデル (5/5) (スカイシャインガンマ線)

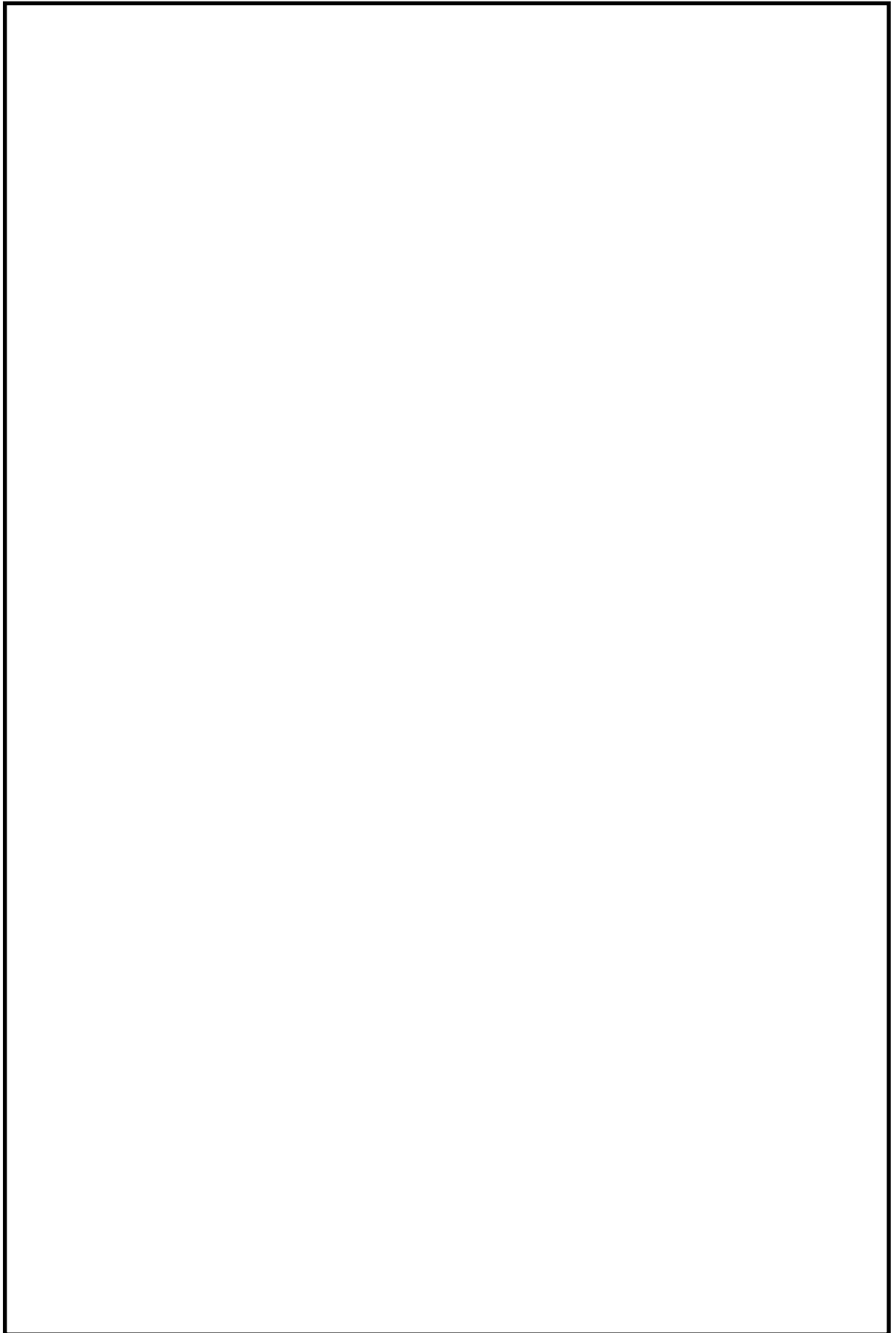


図 4-22 中央制御室及び中央制御室待避室バウンダリ体積

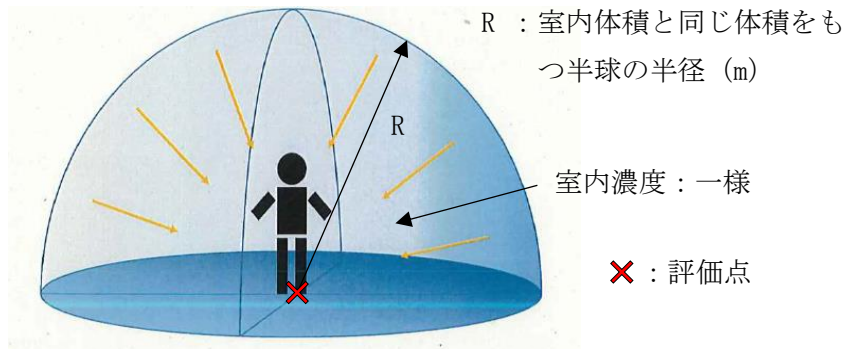


図 4-23 室内に取り込まれた放射性物質による外部被ばくの評価モデル図

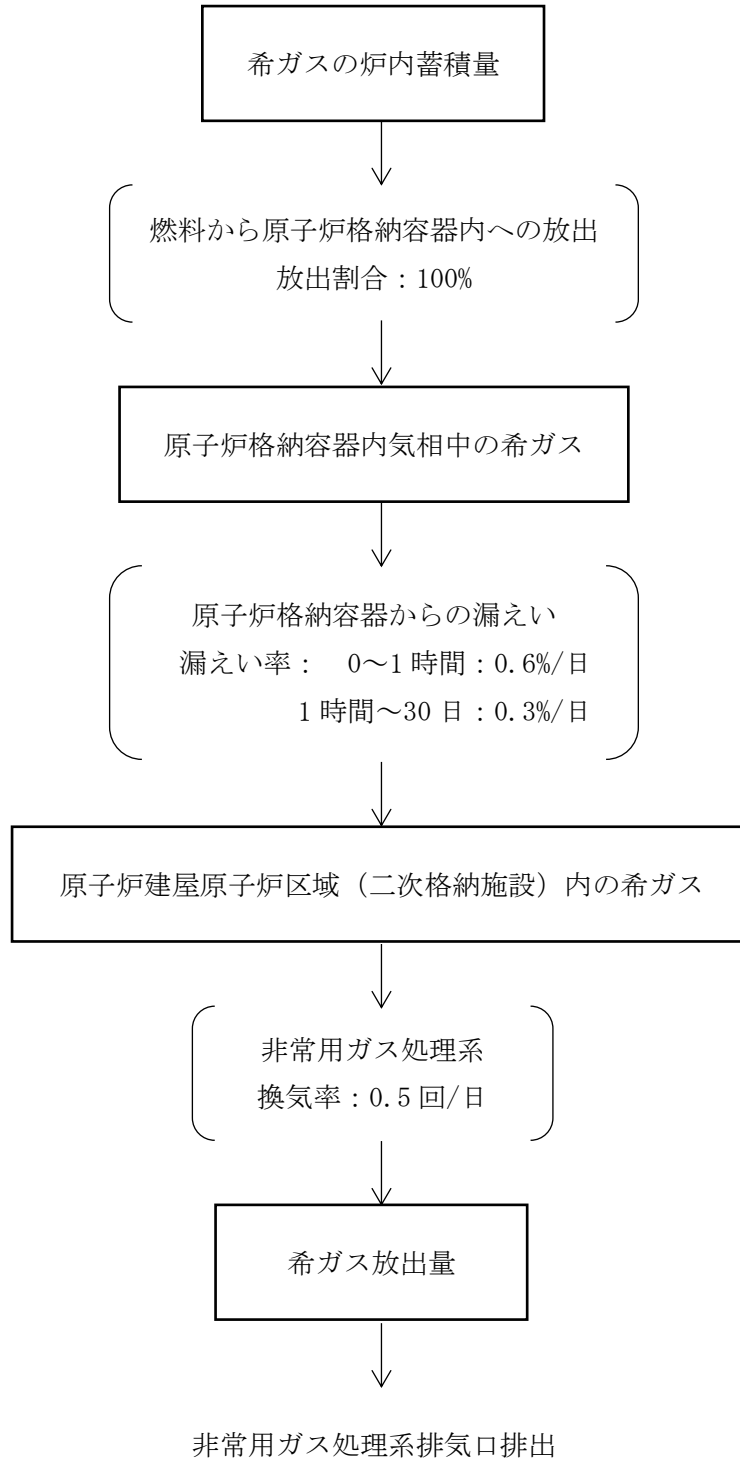


図 4-24 原子炉冷却材喪失時の希ガスの大気放出過程（設計基準事故時）

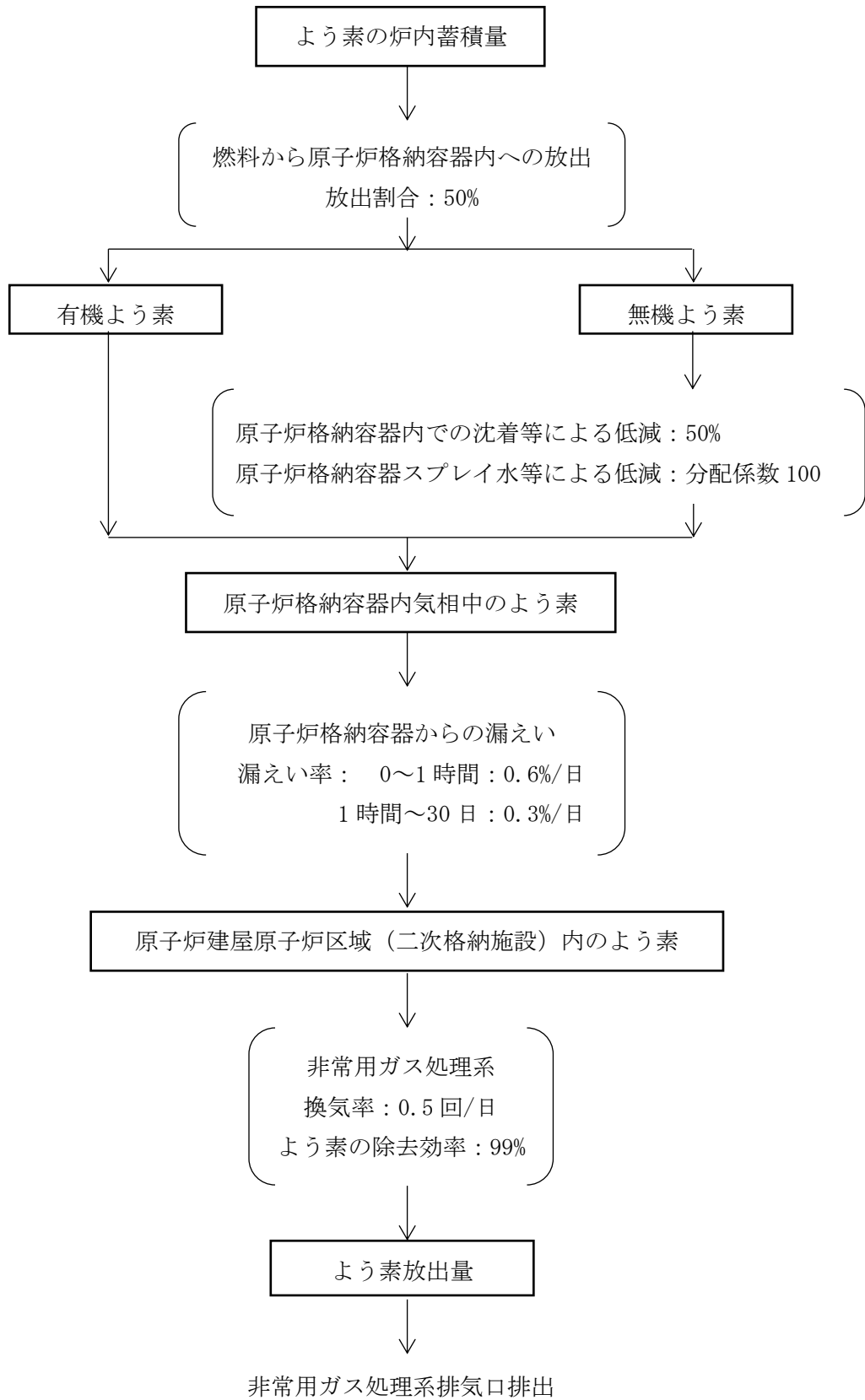


図 4-25 原子炉冷却材喪失時のよう素の大気放出過程（設計基準事故時）

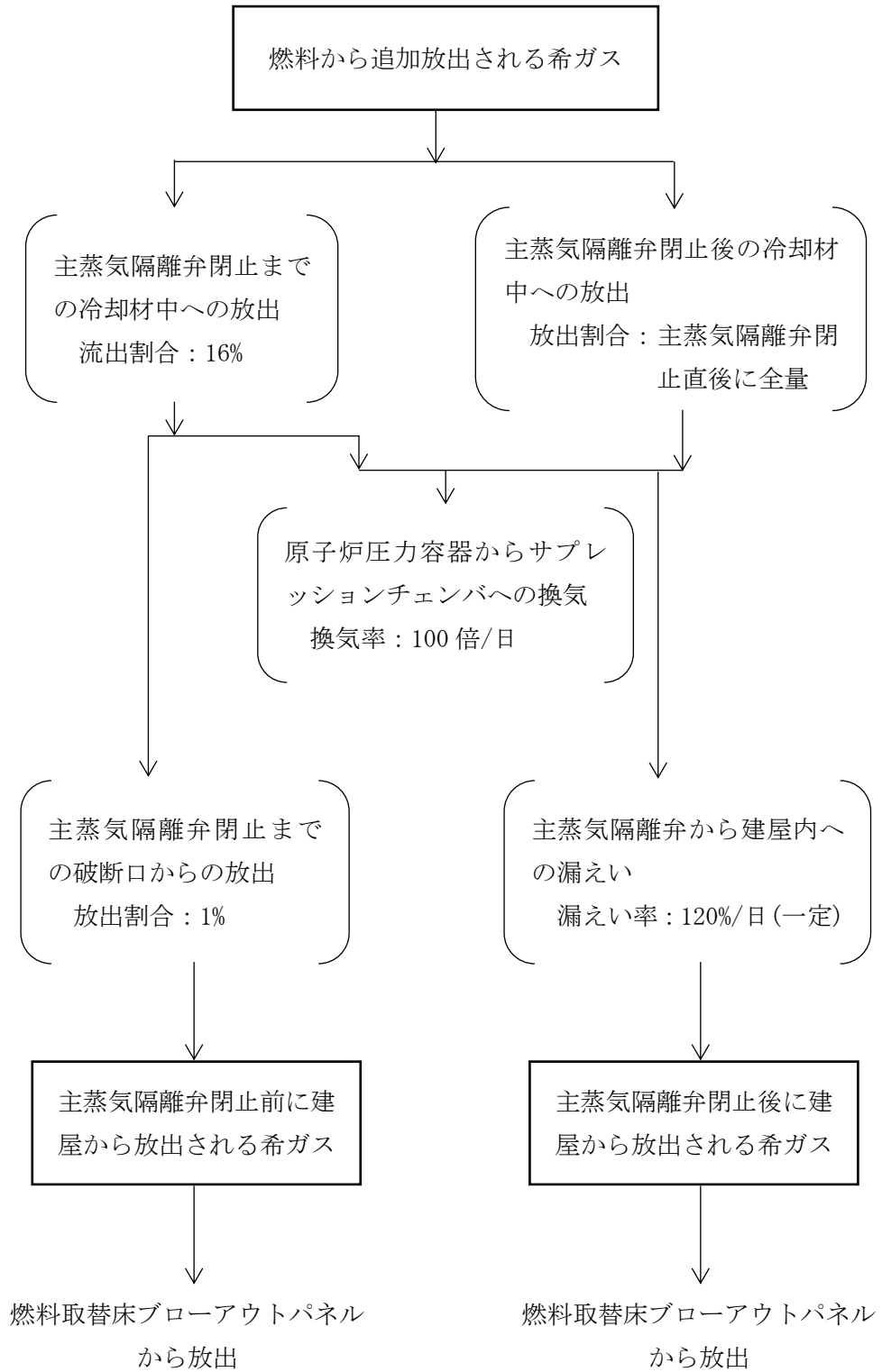


図 4-26 主蒸気管破断時の希ガスの大気放出過程（設計基準事故時）

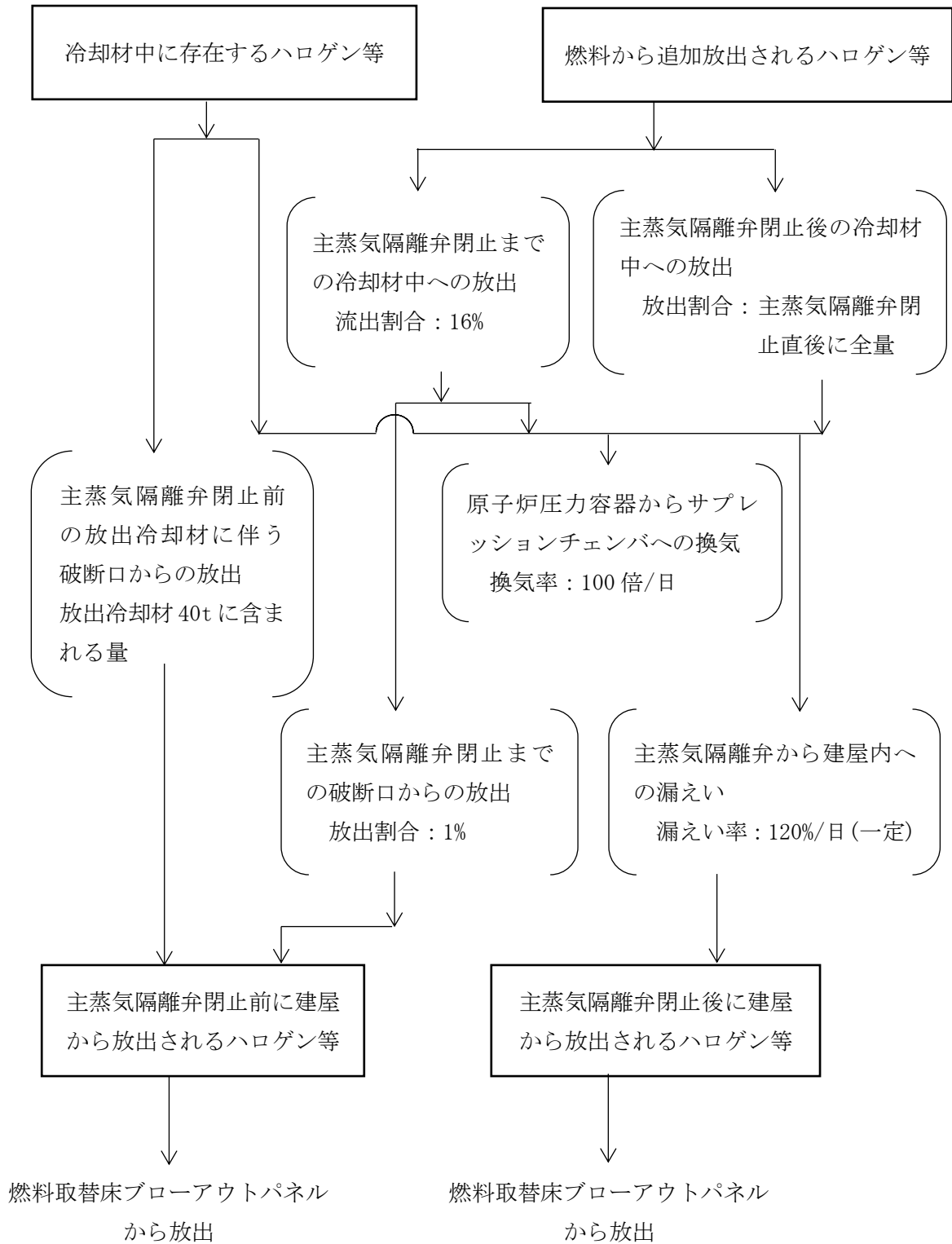


図 4-27 主蒸気管破断時のハロゲン等の大気放出過程（設計基準事故時）

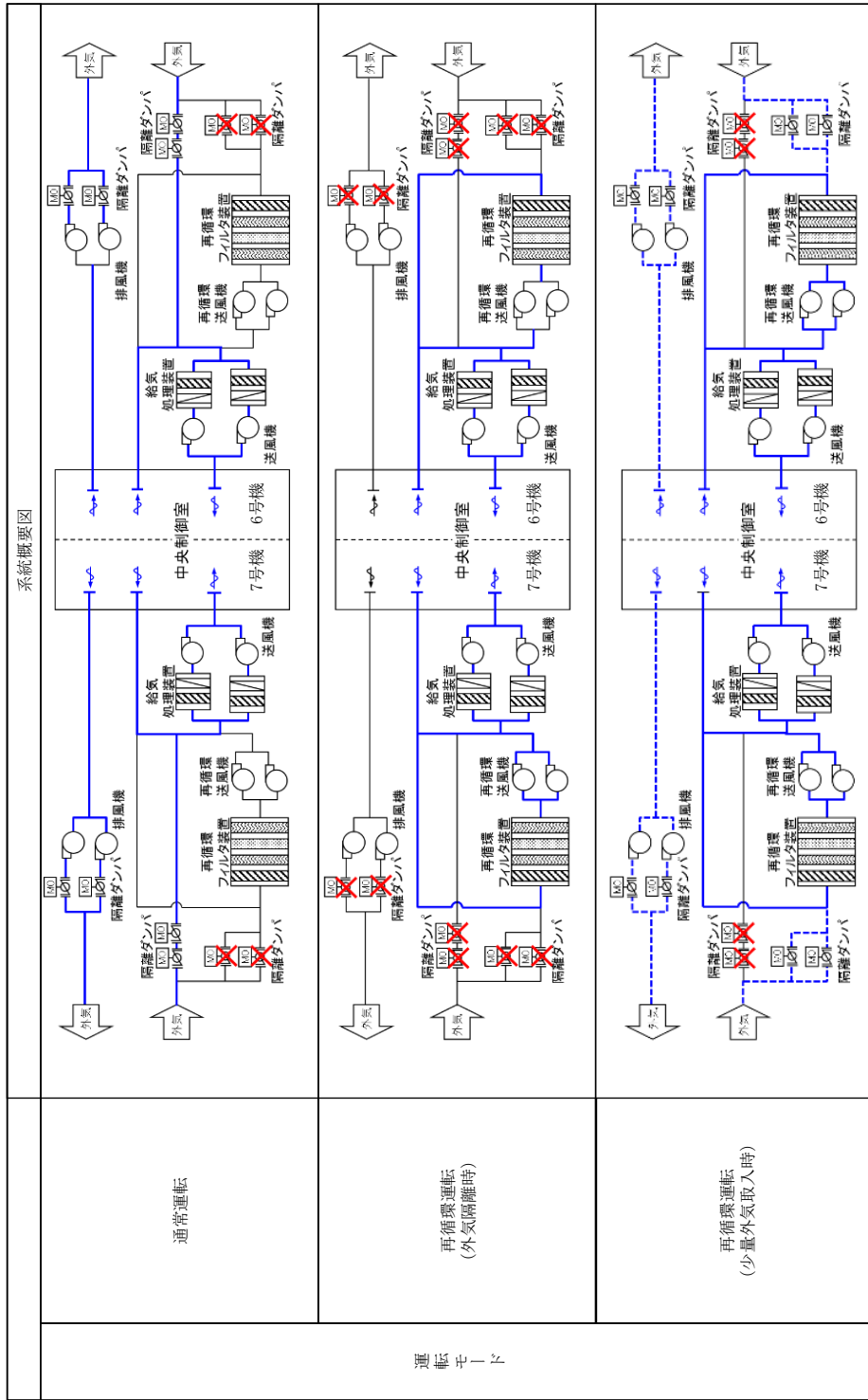
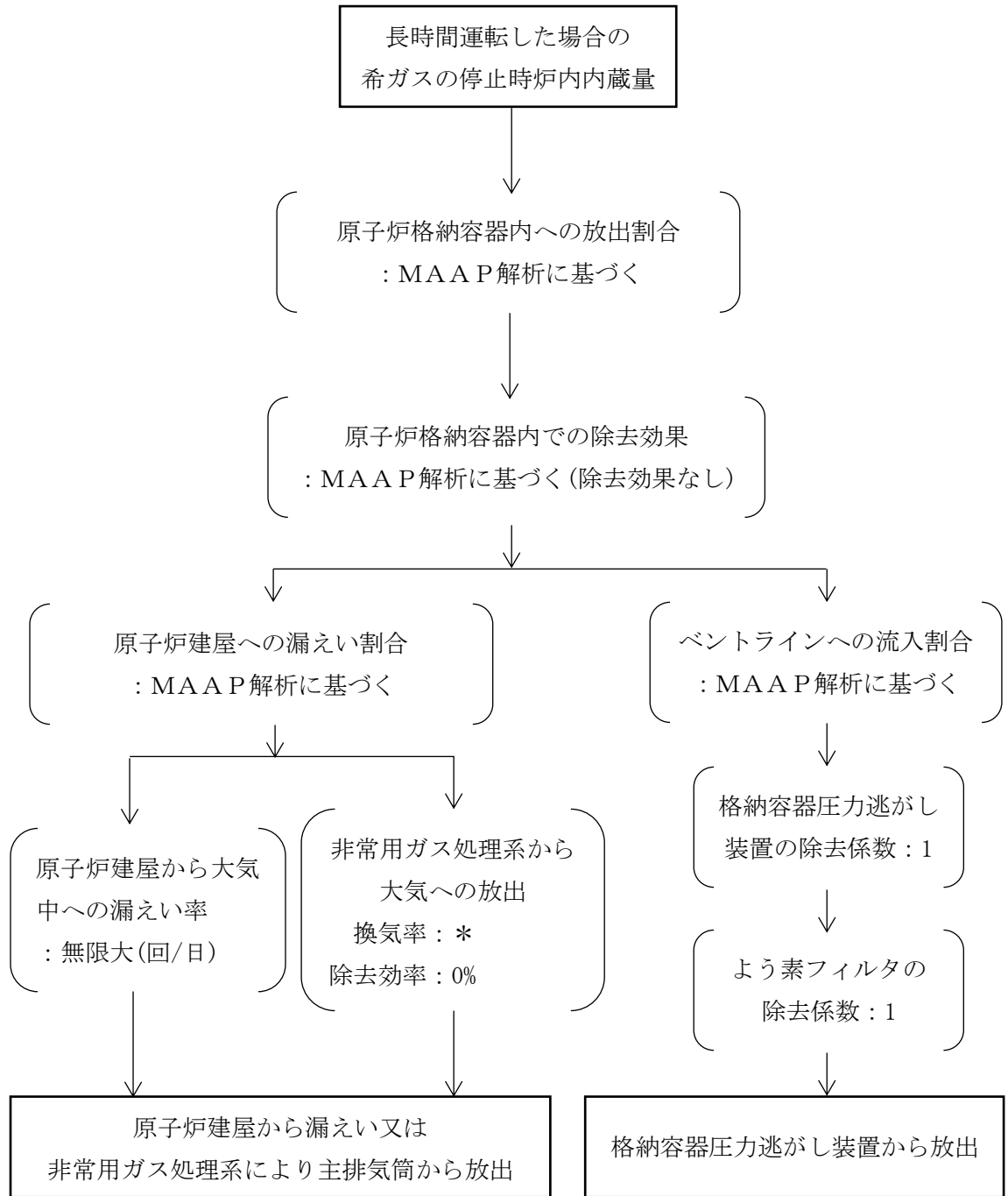
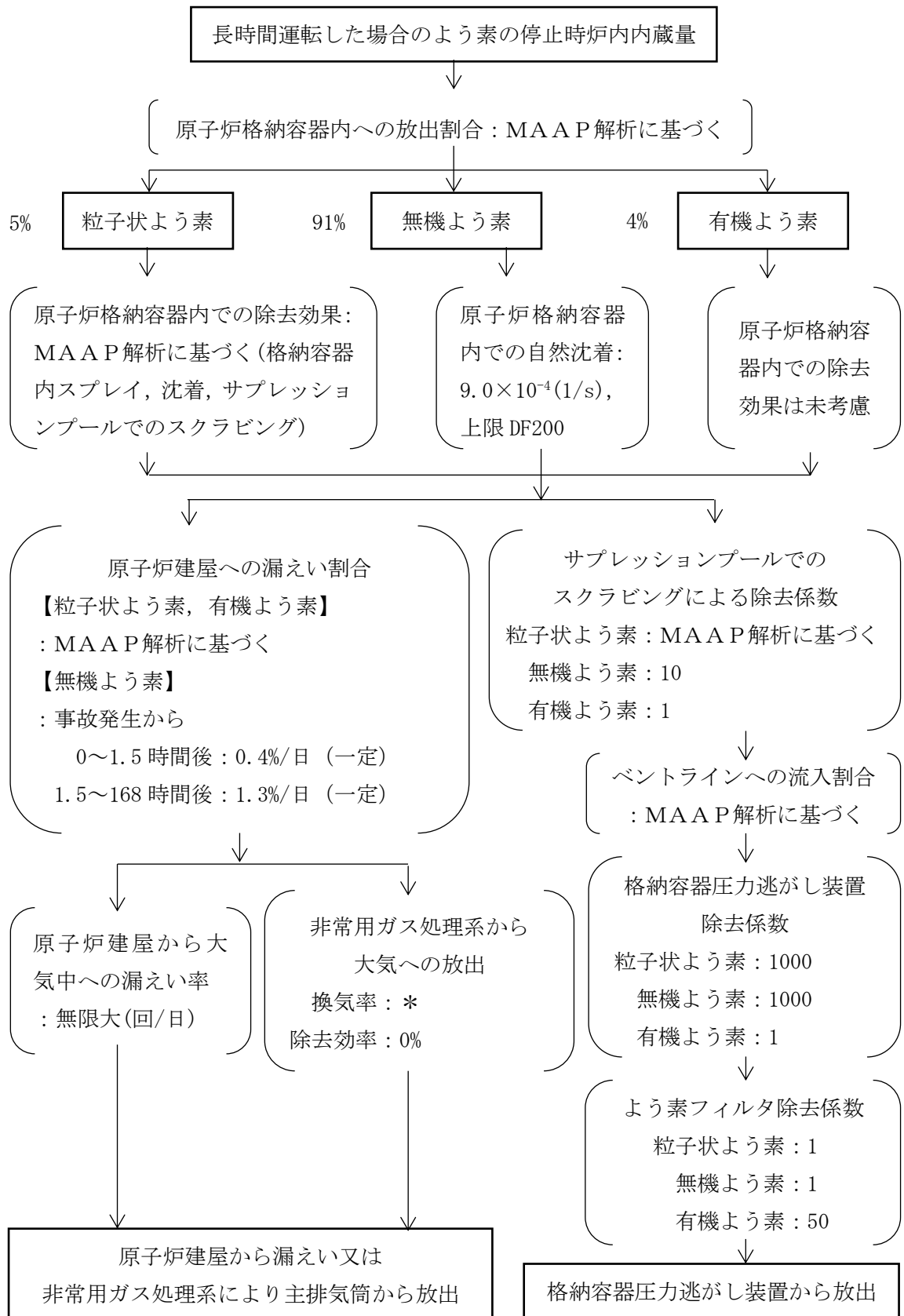


図 4-28 6号機及び7号機中央制御室換気空調系の運転モード



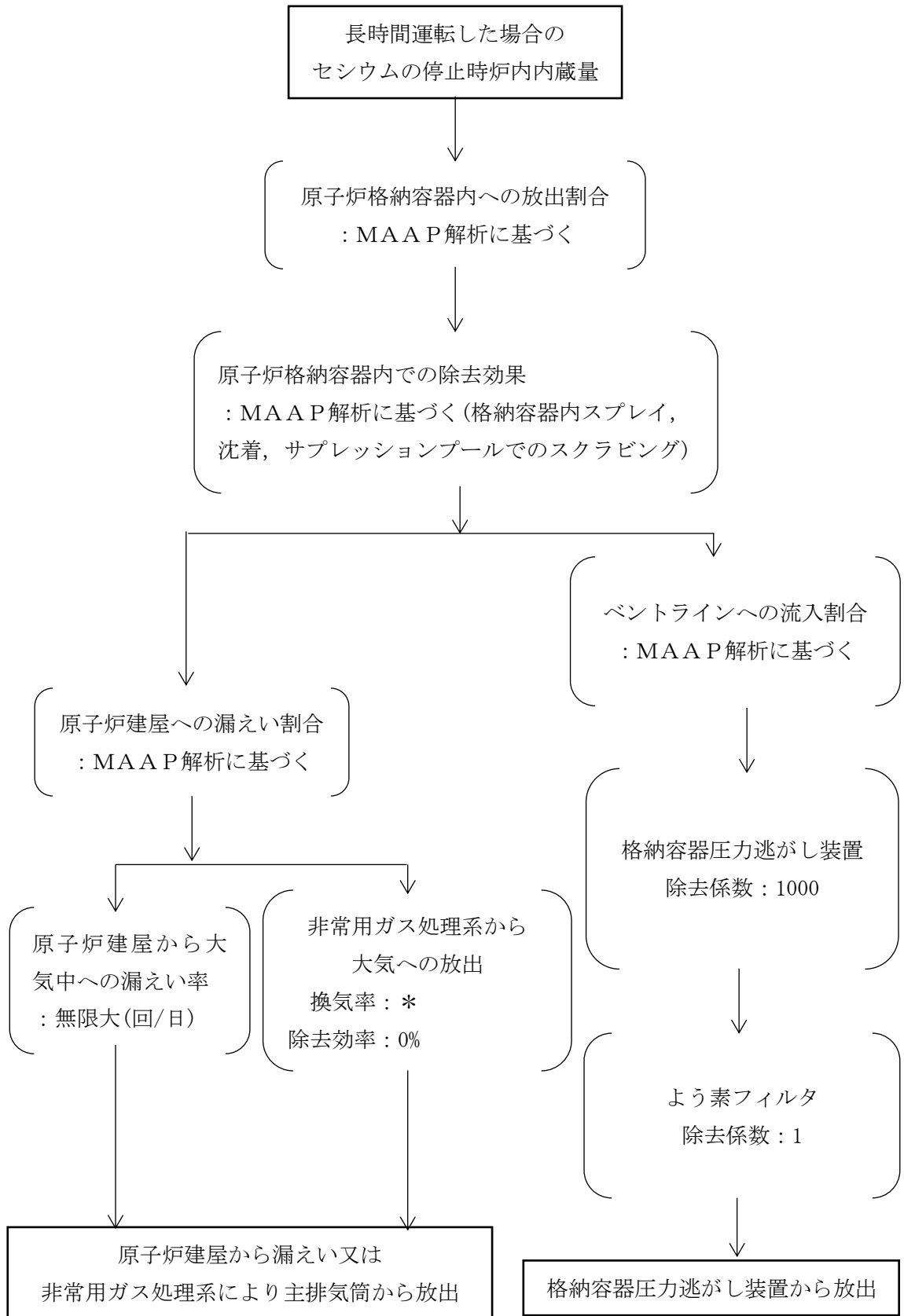
注記* : 非常用ガス処理系の定格風量 2000m³/h による換気率 () により屋外に放出 (ただし、原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) 内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5(回/日)を用いて評価)

図 4-29 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)



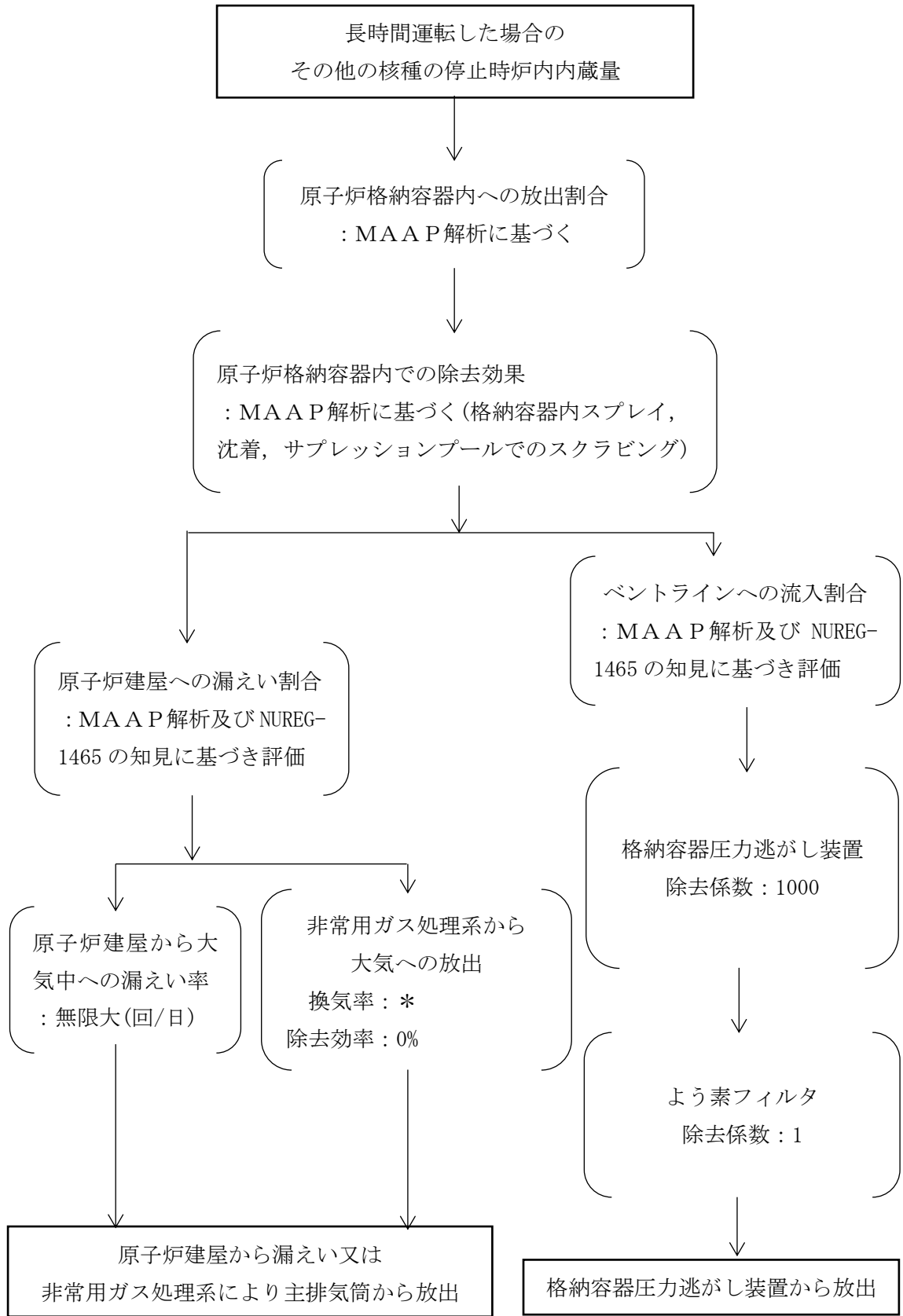
注記*：非常用ガス処理系の定格風量 2000m³/h による換気率 () により屋外に放出 (ただし、原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) 内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5(回/日)を用いて評価)

図 4-30 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)



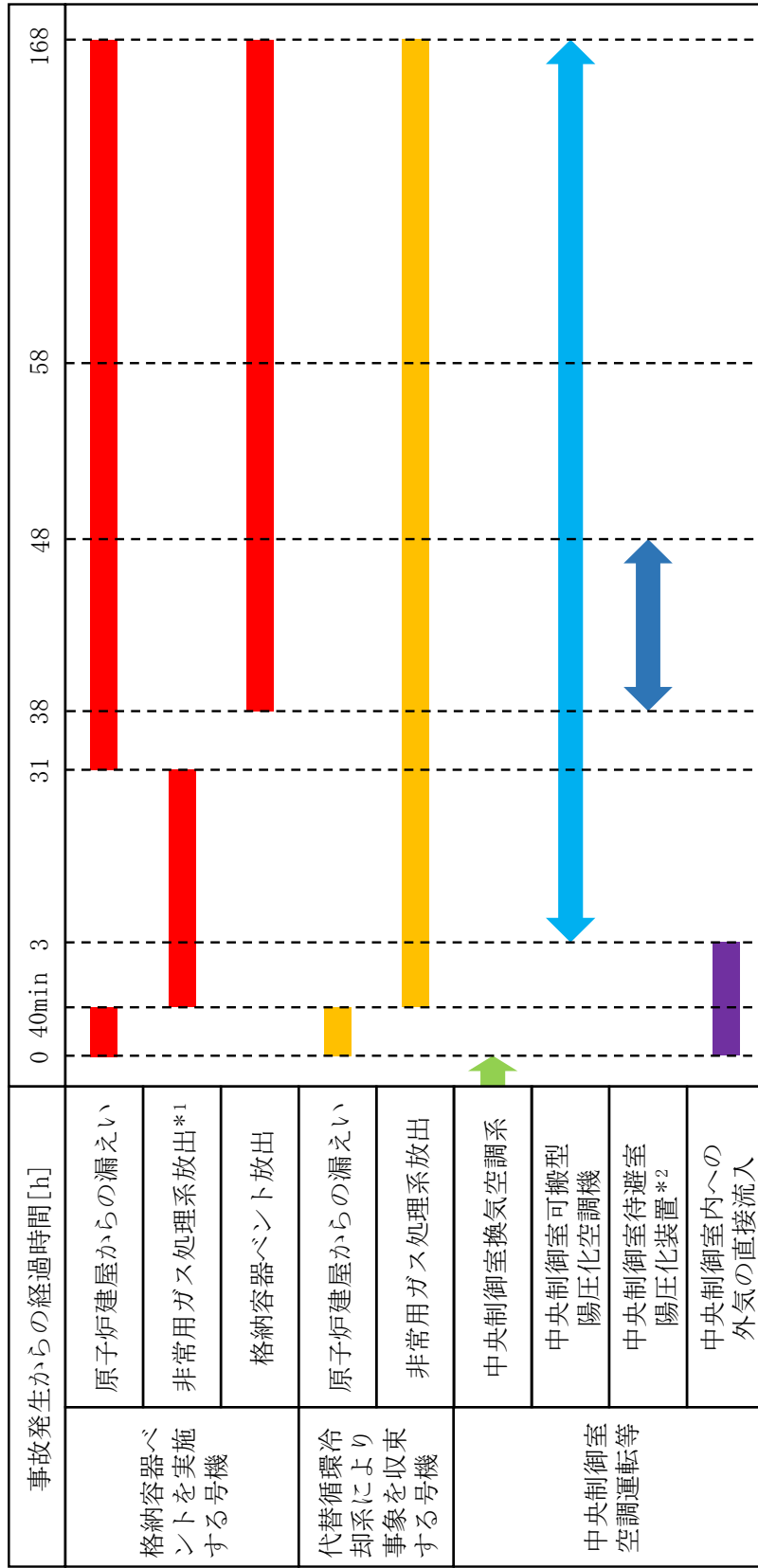
注記* : 非常用ガス処理系の定格風量 2000m³/h による換気率 () により屋外に放出 (ただし、原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) 内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5(回/日)を用いて評価)

図 4-31 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)



注記* : 非常用ガス処理系の定格風量 2000m³/h による換気率 () により屋外に放出 (ただし, 原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) 内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5(回/日)を用いて評価)

図 4-32 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 非常用ガス処理系の停止操作を含めた格納容器ベント準備作業は、格納容器ベント判断（本評価での想定事故シナリオでは事故発生から約52時間後）までに行う運用としている。このうち、非常用ガス処理系の停止操作は数分で完了できることから、本評価では、格納容器ベント判断の1時間程度前（事故発生から31時間後）に非常用ガス処理系を停止することを想定する。

*2 代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合には、非常用ガス処理系は停止しないものとして評価する。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考慮しない。

図 4-33 被ばく評価で想定する空調運用等タイムチャート

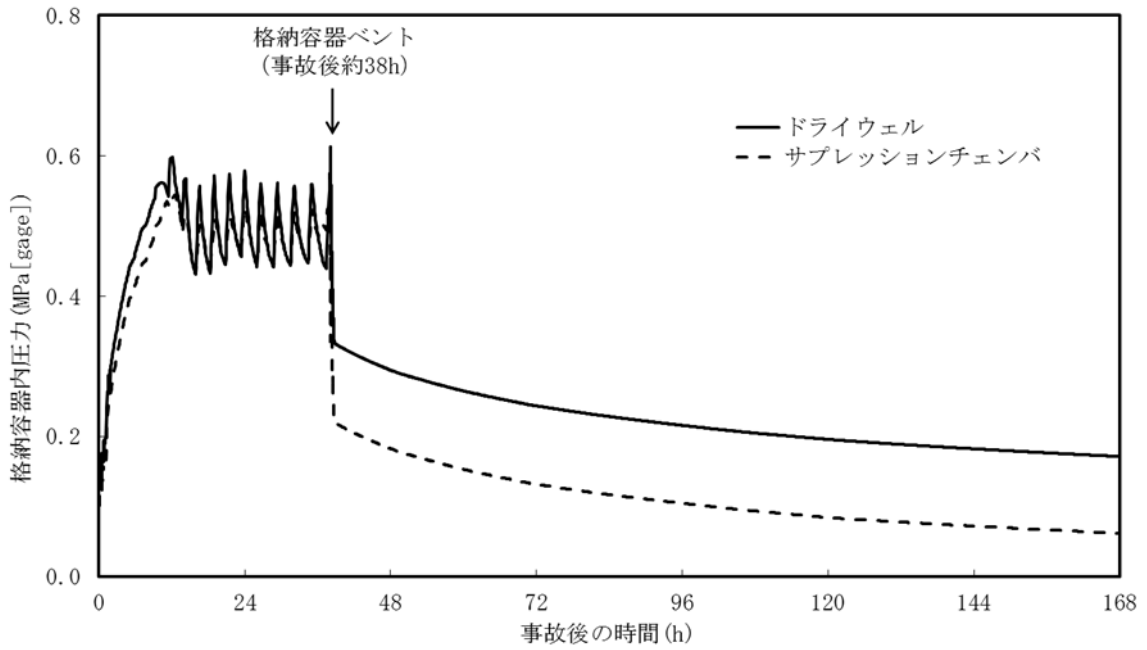


図 4-34 格納容器内圧力の変化 (炉心の著しい損傷が発生した場合) (1/2)
(格納容器ベントを実施する場合)

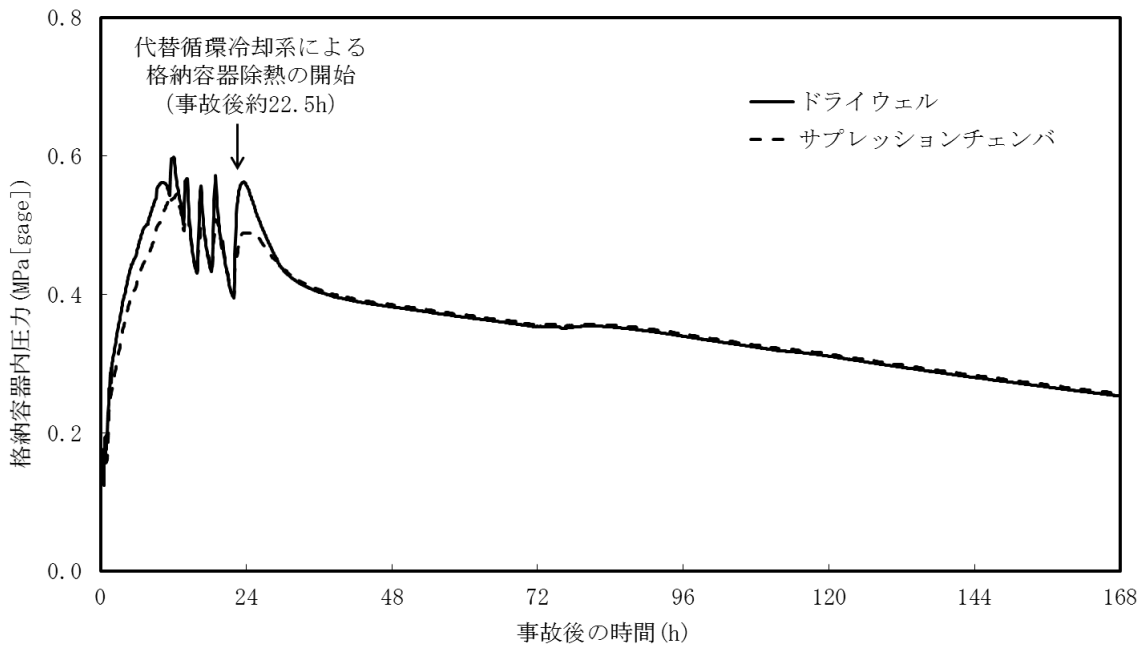


図 4-34 格納容器内圧力の変化 (炉心の著しい損傷が発生した場合) (2/2)
(代替循環冷却系を用いて事象収束する場合)

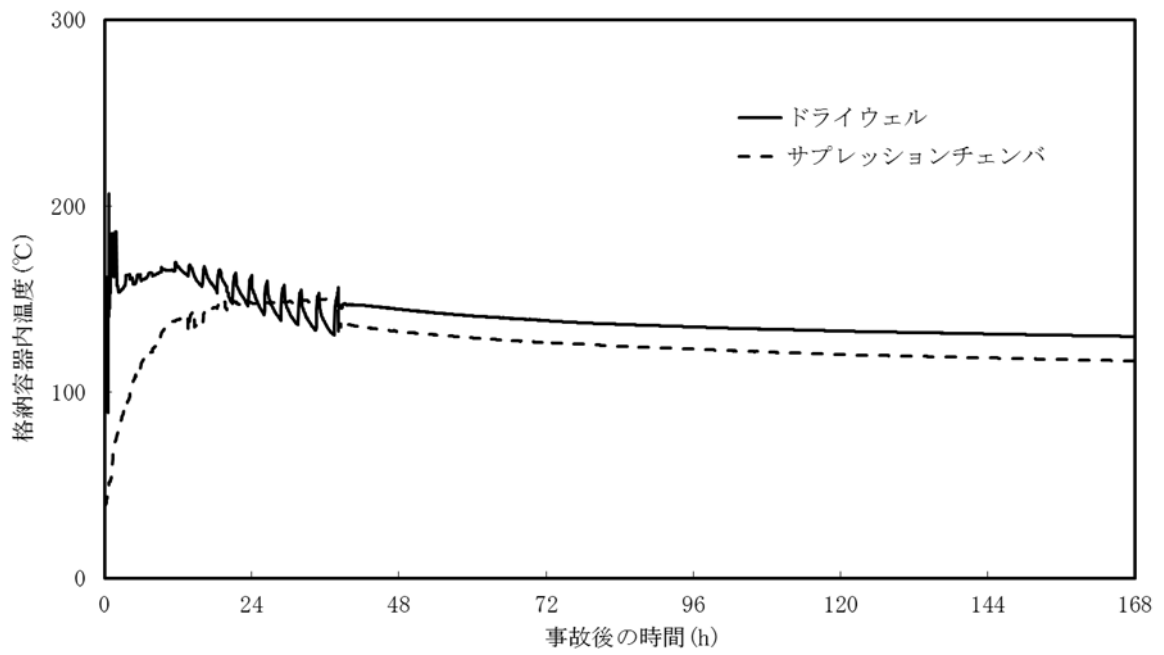


図 4-35 格納容器内温度の変化 (炉心の著しい損傷が発生した場合) (1/2)
(格納容器ベントを実施する場合)

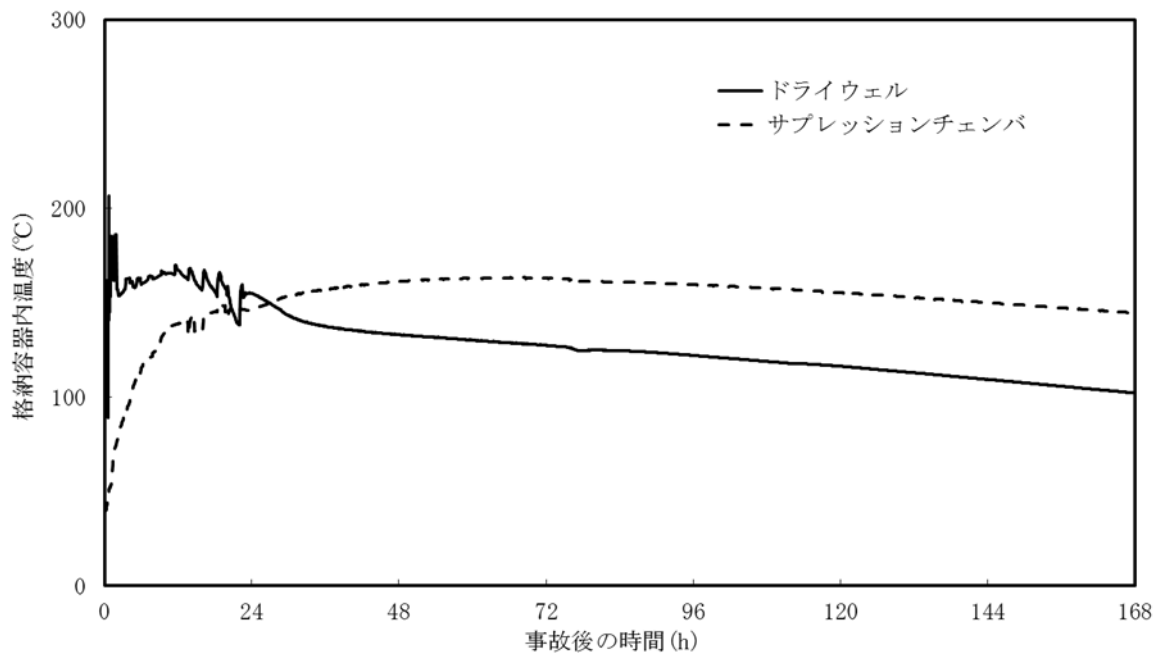
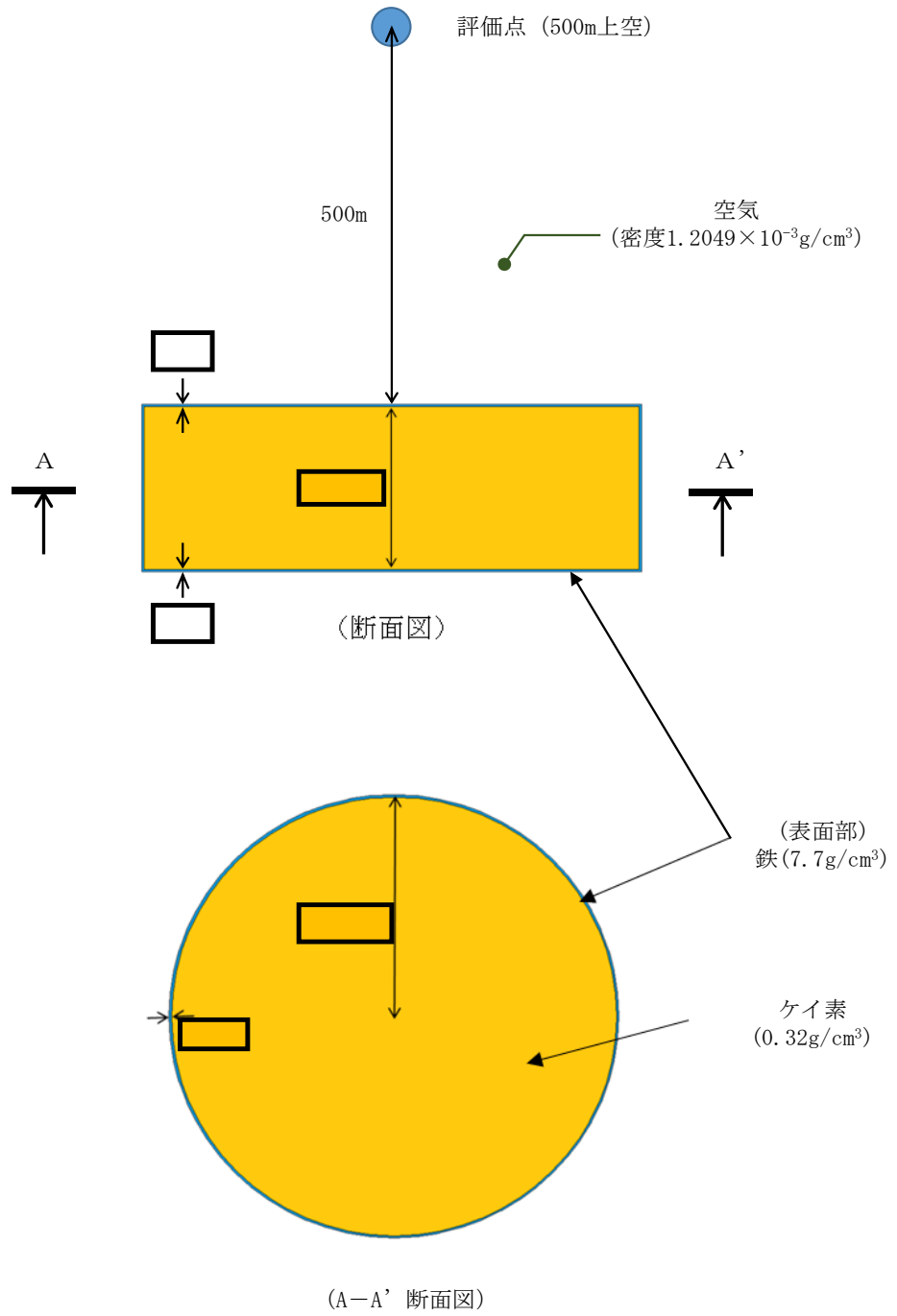


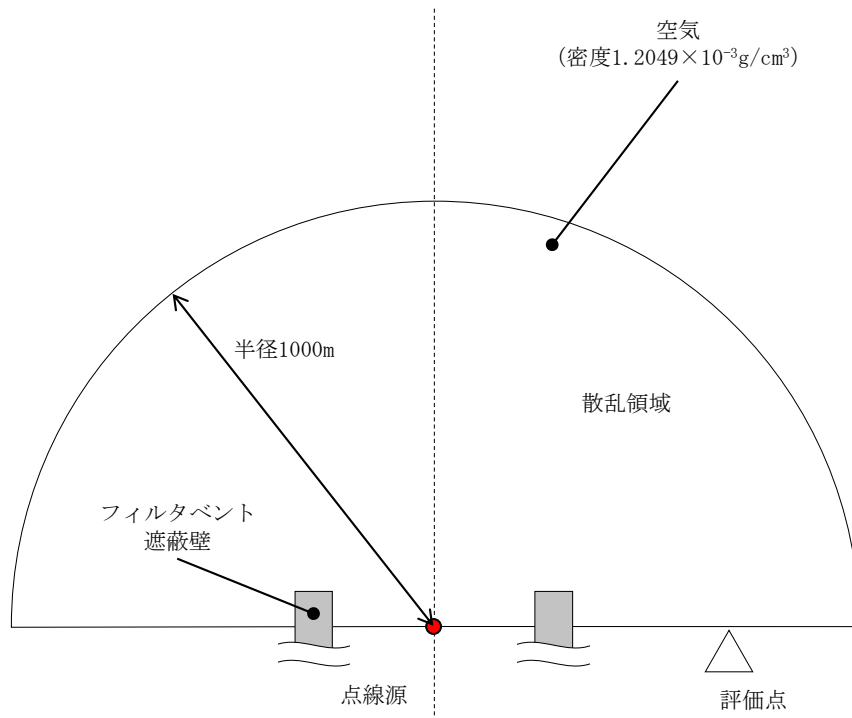
図 4-35 格納容器内温度の変化 (炉心の著しい損傷が発生した場合) (2/2)
(代替循環冷却系を用いて事象収束する場合)



	線源領域	組成	密度
	線源領域	ケイ素	0.32g/cm^3
	—	鉄	7.7g/cm^3

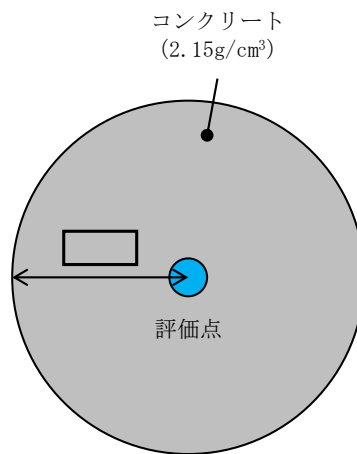
注：よう素フィルタ内部は均質と仮定し、よう素フィルタ内部構造物の嵩密度を設定

図 4-36 体積線源モデル図 (よう素フィルタ)



散乱計算モデル (G 3 3 - G R 2 R コードの計算モデル)

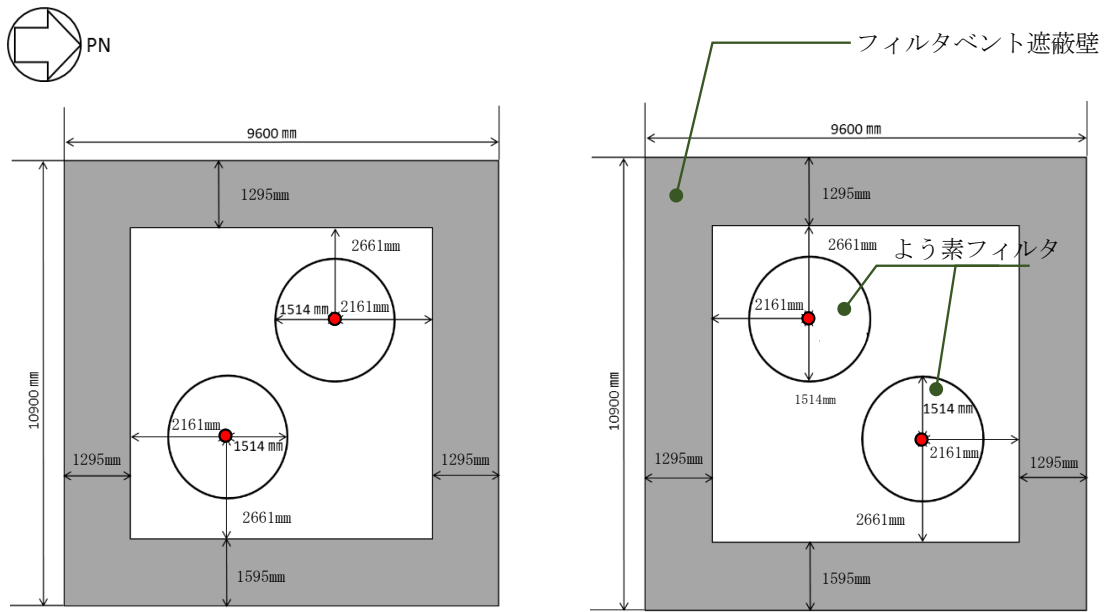
注：散乱領域の半径は、点線源から評価点までの距離を超える長さを設定する。



評価点周りの遮蔽モデル

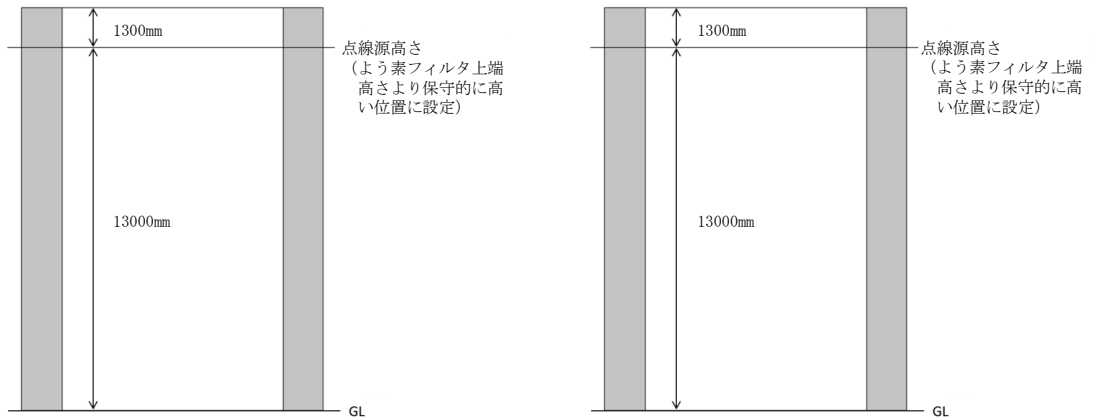
注：遮蔽として考慮するコンクリート厚さは公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた厚さ

図 4-37 よう素フィルタからのスカイシャインガンマ線の評価モデル



(平面図 (6号機フィルタベント建屋))

(平面図 (7号機フィルタベント建屋))



(断面図 (6号機フィルタベント建屋))

(断面図 (7号機フィルタベント建屋))

● : 点線源

注: 遮蔽として考慮するコンクリート厚さは公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた厚さ

図 4-38 よう素フィルタからのスカイシャインガンマ線の評価モデル
(よう素フィルタとフィルタベント遮蔽壁の位置関係)

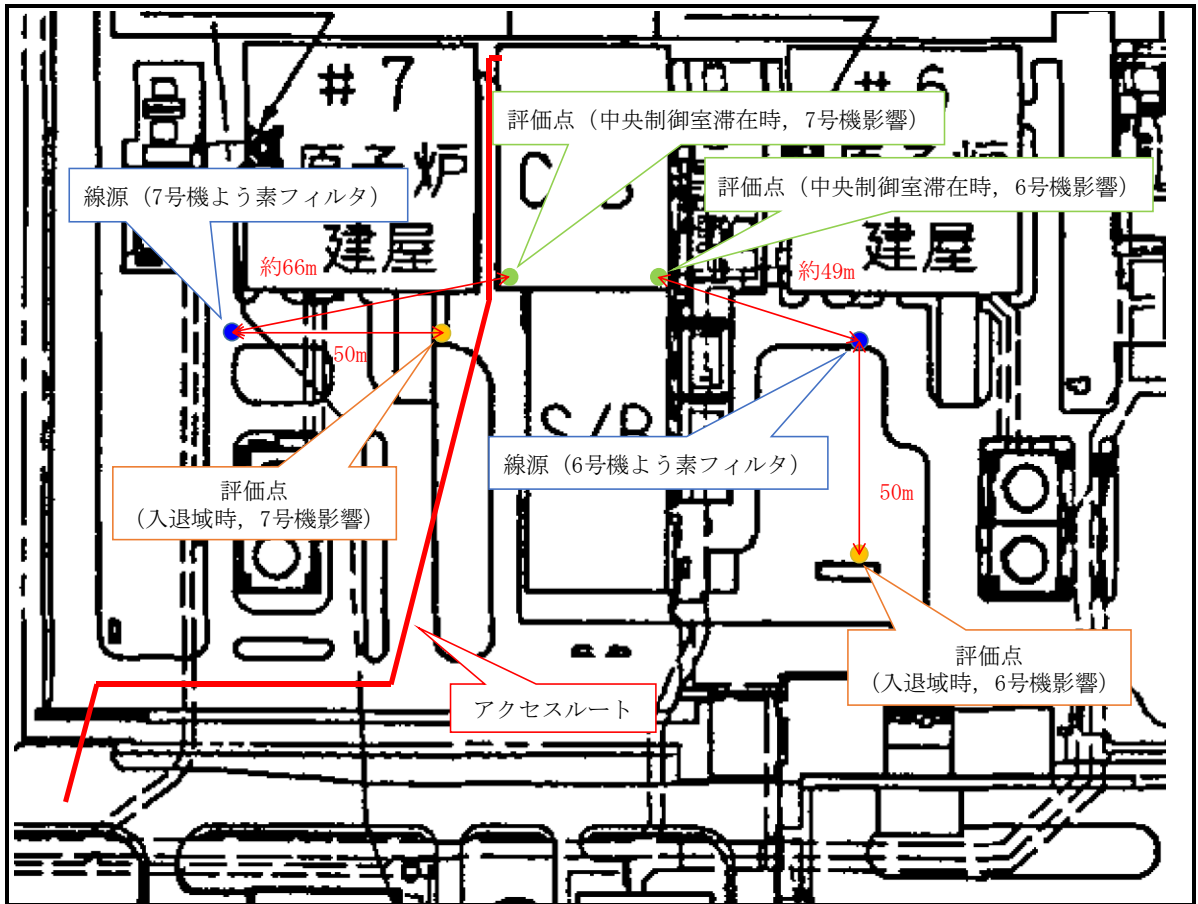


図 4-39 アクセスルート並びに線源及び評価点の位置 (中央制御室滞在時及び入退域時)
 (距離は、フィルタベント建屋中心から評価点までの距離を示す)

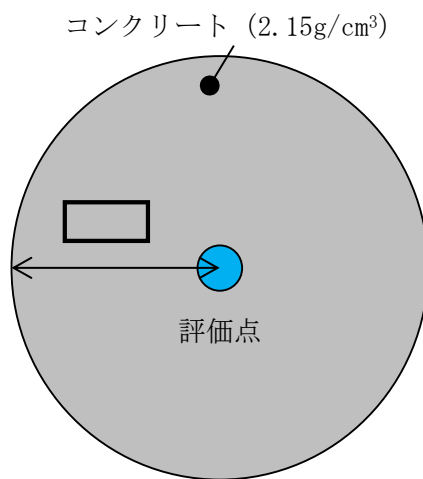


図4-40 クラウドシャインガンマ線に対する遮蔽モデル

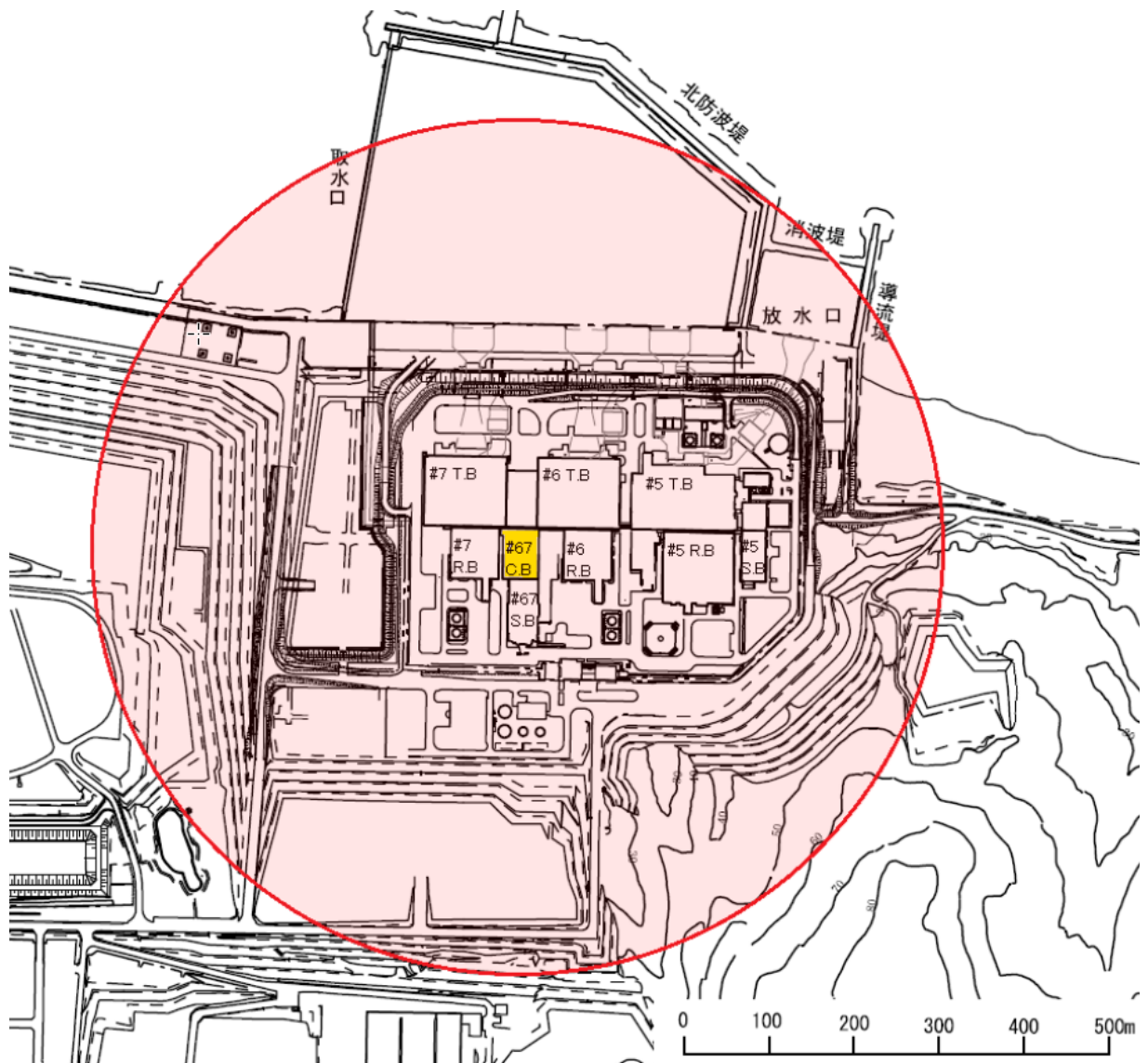


図4-41 中央制御室内被ばく評価時のグランドシャイン評価モデル (1/2)
 (コントロール建屋周辺地形 (赤線内は線源とした領域: 半径500m))

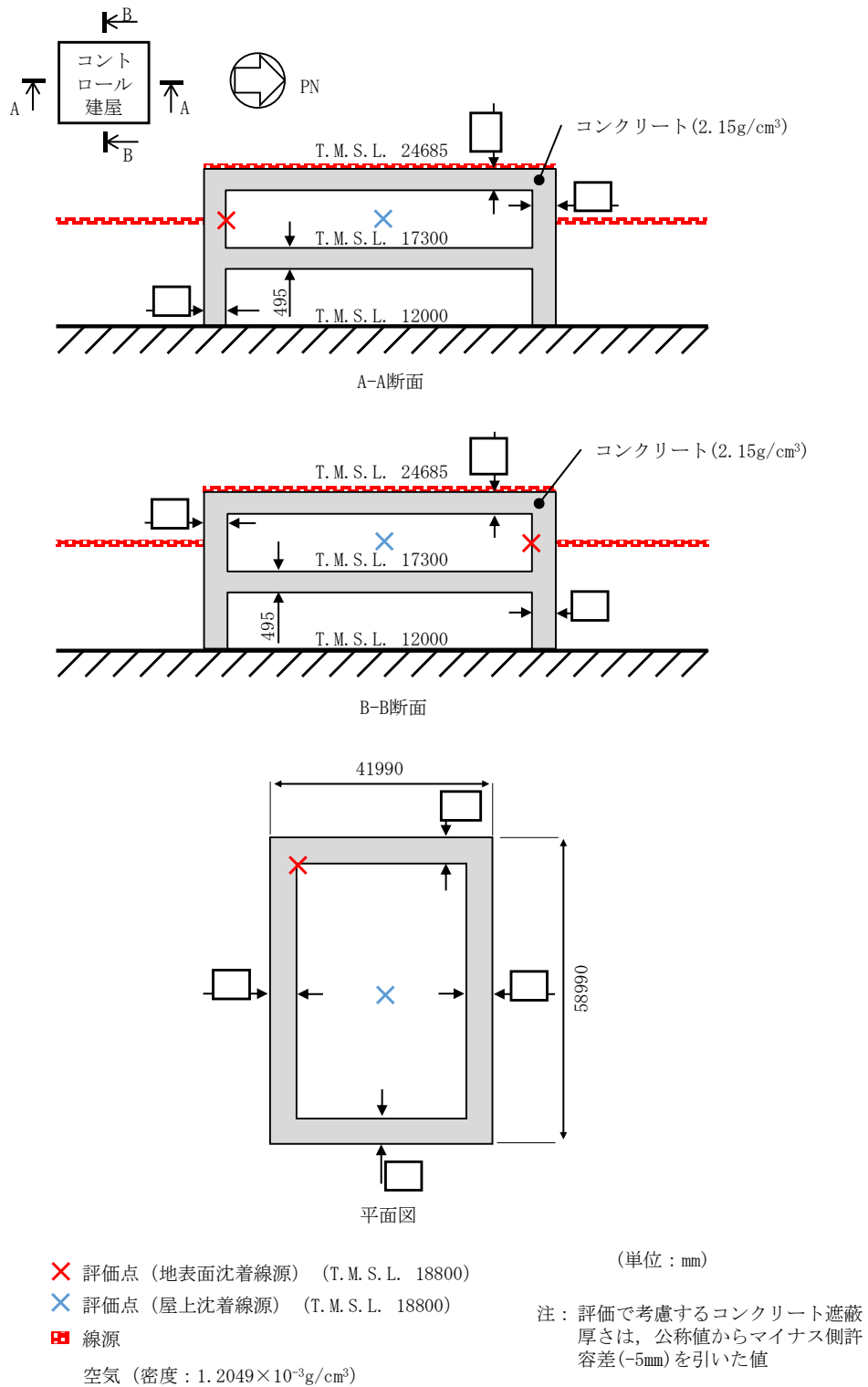
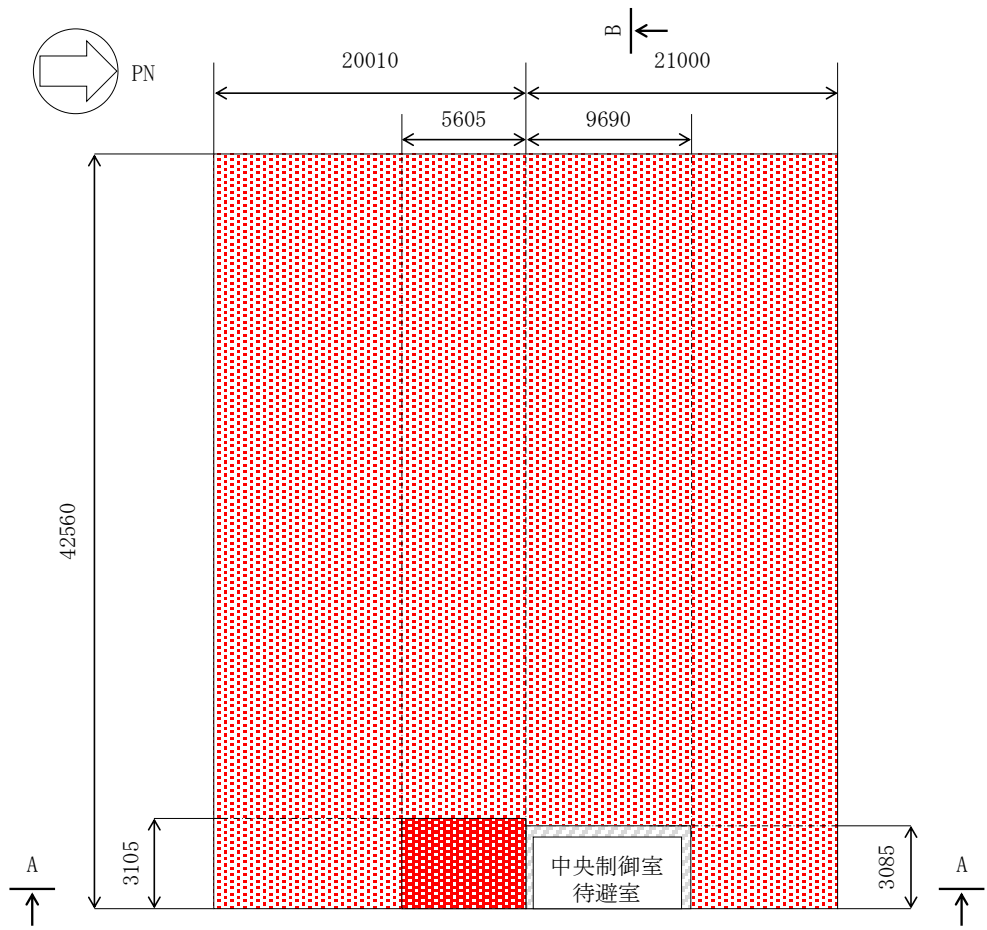
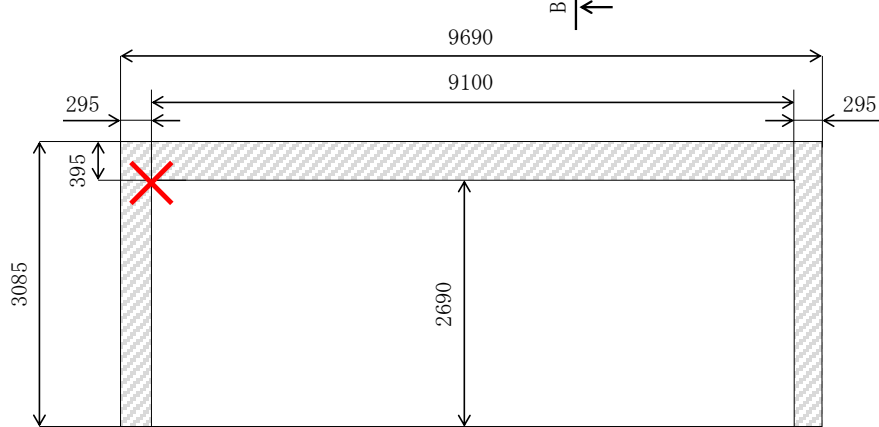


図4-41 中央制御室内被ばく評価時のグランドシャイン評価モデル (2/2)



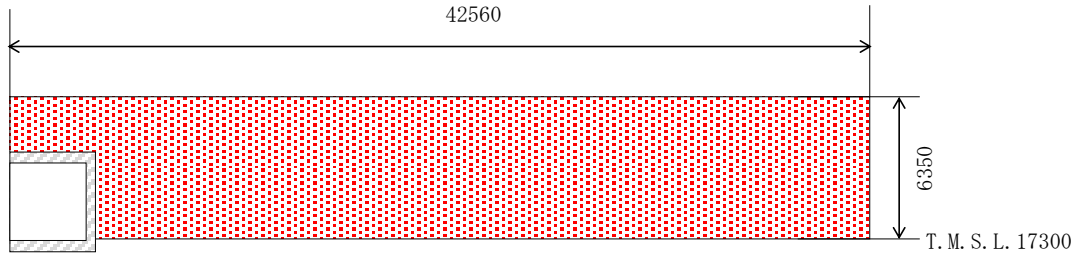
【平面図】



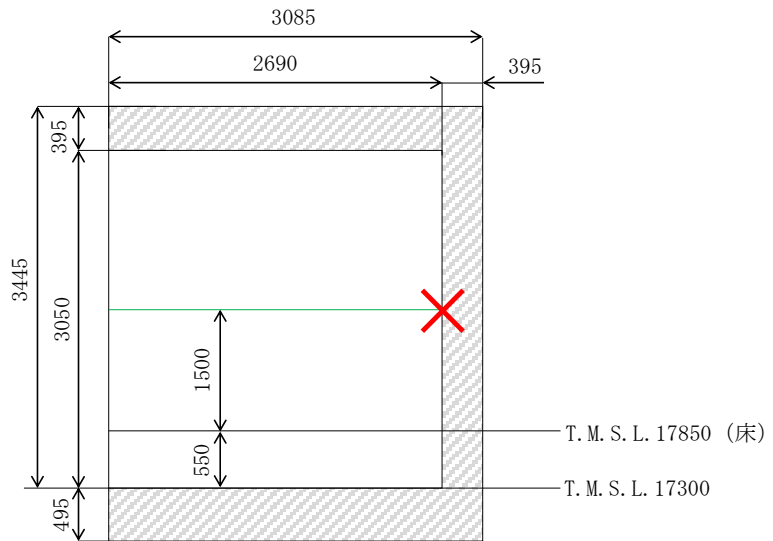
【平面図（中央制御室待避室拡大図）】

- (単位：mm)
- : 線源領域 (中央制御室)
 - : 線源領域 (外気相当)
 - : コンクリート (密度：2.15g/cm³)
 - : 評価点
- 空気 (密度：1.2049×10⁻³g/cm³)
- 注：評価で考慮するコンクリート遮蔽厚さは、公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた値(395mm)の遮蔽は、保守的に400mm厚さをベースとしてマイナス側許容差(-5mm)を考慮した

図 4-42 評価モデル (隣接エリア内の放射性物質からのガンマ線) (1/3)







【B-B断面図】



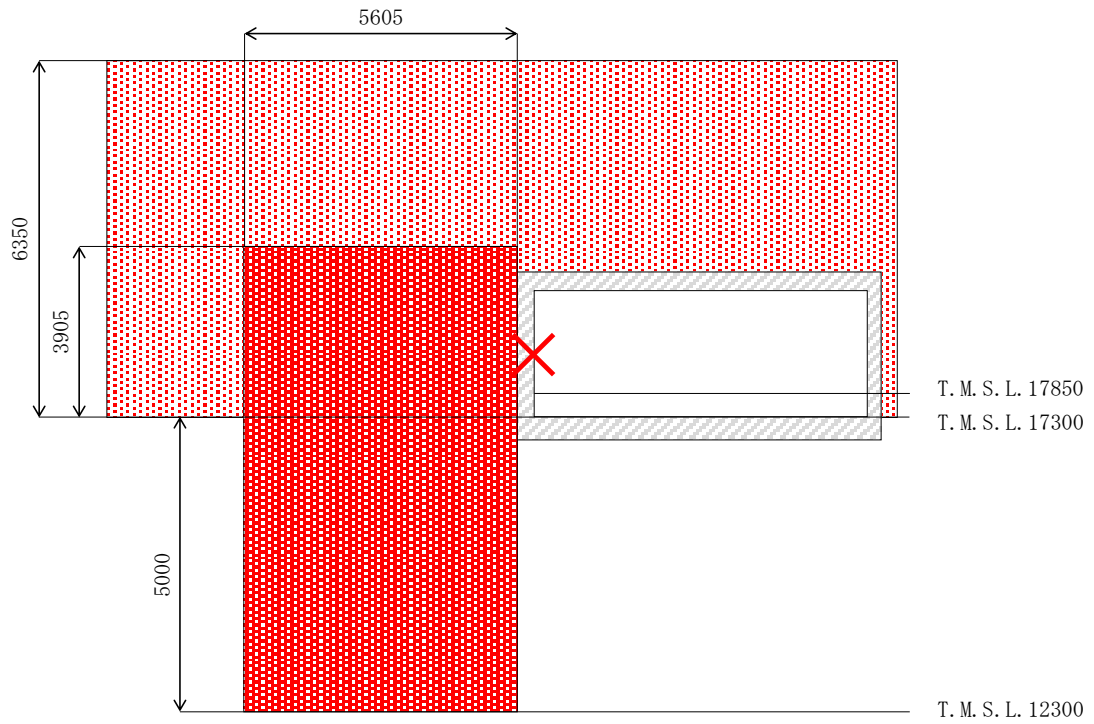
【B-B断面図（中央制御室待避室拡大図）】

(単位：mm)

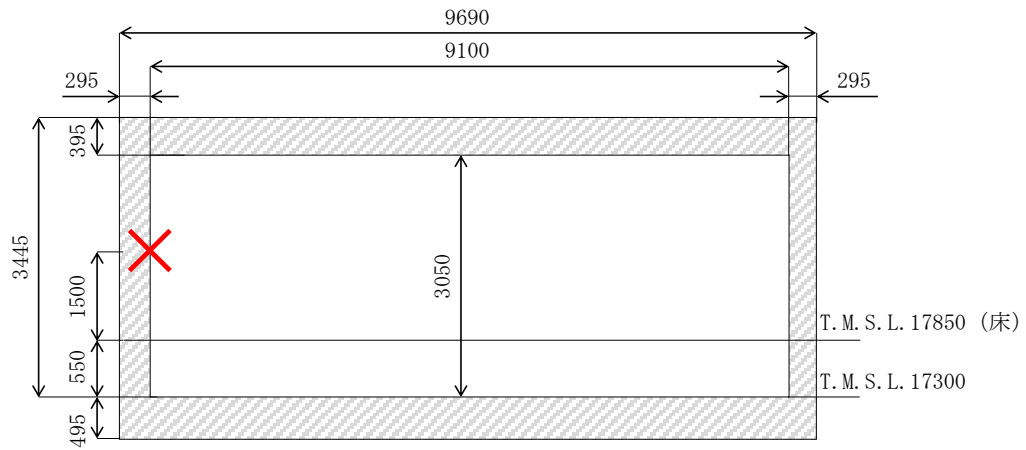
-  : 線源領域（中央制御室）
-  : 線源領域（外気相当）
-  : コンクリート（密度：2.15g/cm³）
-  : 評価点
- 空気（密度：1.2049×10⁻³g/cm³）

注：評価で考慮するコンクリート遮蔽厚さは、公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた値(395mm)の遮蔽は、保守的に400mm厚さをベースとしてマイナス側許容差(-5mm)を考慮した)

図 4-42 評価モデル（隣接エリア内の放射性物質からのガンマ線）(2/3)







【A-A断面図】



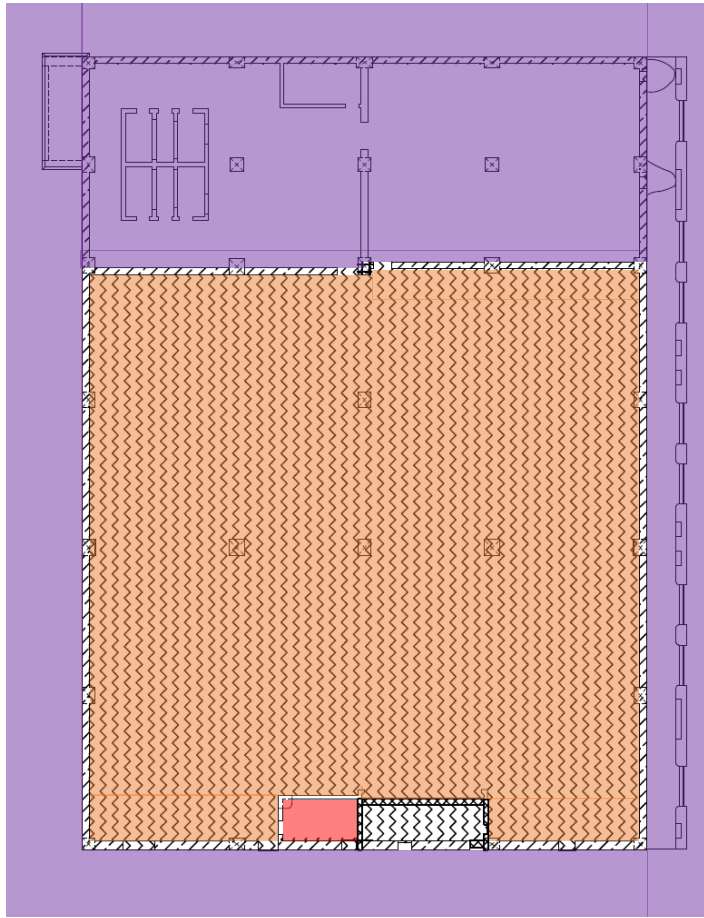
【A-A断面図 (中央制御室待避室拡大図)】

(単位: mm)

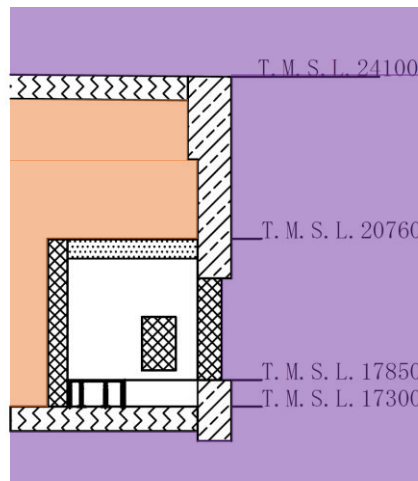
-  : 線源領域 (中央制御室)
-  : 線源領域 (外気相当)
-  : コンクリート (密度: 2.15g/cm³)
-  : 評価点
- 空気 (密度: 1.2049 × 10⁻³g/cm³)

注: 評価で考慮するコンクリート遮蔽厚さは、公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた値 (395mm)の遮蔽は、保守的に400mm厚さをベースとしてマイナス側許容差(-5mm)を考慮した)

図 4-42 評価モデル (隣接エリア内の放射性物質からのガンマ線) (3/3)



【平面図】



【断面図（中央制御室待避室）】

- 中央制御室内線源を想定するエリア
- 外気相当線源を想定するエリア
(空調バウンダリ外)
(一つ下の階までモデル化)
- クラウドシャインガンマ線の影響に
包含されるエリア

(単位：mm)

図 4-43 評価モデルの設定の考え方（隣接エリア内の放射性物質からのガンマ線）

空気流入率測定試験について

被ばく評価手法（内規）の別添資料「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に基づき、柏崎刈羽原子力発電所第6号機及び第7号機中央制御室に対して空気流入率測定試験を実施した結果、空気流入率は最大で0.18回/hであった。試験結果の詳細は第1.1表に示す。

第1.1表 柏崎刈羽原子力発電所第6号機及び第7号機中央制御室空気流入率測定試験結果

項目	内容		
試験日程	平成28年3月10日～平成28年3月12日（6号機及び7号機停止中）		
試験の特徴	柏崎刈羽原子力発電所第6号機及び第7号機中央制御室		
均一化の程度	系統	トレーサガス濃度測定値の場所によるバラツキ： (測定値－平均値) / 平均値 (%)	
	A系	-5.0～+7.7%	B系 -6.2～+7.9%
試験手法	中央制御室バウンダリ内全域において均一化の目安を満足していることから、代表点による試験を実施。		
適用条件	内容	適用	備考
	トレーサガス濃度測定値のバラツキが平均値の±10%以内か。	○	—
	決定係数R ² が0.90以上であること。	—	均一化の目安を満足している。
	①中央制御室の空気流入率が、別区画に比べて小さいこと。	—	均一化の目安を満足している。
	②特異点の除外が、1時点の全測定データ個数の10%以内であること。	—	特異点の除外はない。
③中央制御室以外の空気流入率が大きい区画に、立入規制等の管理的措置を各種マニュアル等に明記し、運転員へ周知すること。	—	特定の区画を除外せず、全ての区画を包含するリーク率で評価している。	
試験結果	系統	空気流入率	
	A系	0.16回/h	誤差を含む値
	B系	0.18回/h	誤差を含む値

中央制御室可搬型陽圧化空調機のフィルタ除去性能の維持について

中央制御室可搬型陽圧化空調機の高性能フィルタ及び活性炭フィルタは、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. 高性能フィルタの放射性微粒子保持容量

中央制御室可搬型陽圧化空調機の高性能フィルタの放射性微粒子保持容量は、1式で1400gとなる。

2. 活性炭フィルタのよう素吸着容量

中央制御室可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタの活性炭充てん量は、2層で2.5kgであり、吸着容量は129gとなる。中央制御室可搬型陽圧化空調機の高性能フィルタ及び活性炭フィルタの保持容量及び吸着容量を第2.1表に示す。

第2.1表 中央制御室可搬型陽圧化空調機のフィルタ保持容量及び吸着容量

	保持容量／吸着容量
高性能フィルタ	1400 g
活性炭フィルタ	129 g

運転員の交替要員体制について

1. 設計基準事故時

(1) 中央制御室滞在時の考慮

運転員の交替を考慮した中央制御室の居住性（設計基準）を評価するに当たり、平常時の直交替である 5 直 2 交替を考慮した。直交替サイクルを第 3.1.1 表に、評価期間 30 日間の直交替スケジュールを第 3.1.2 表に示す。なお、第 3.1.2 表においては、A 班が 1 直に入った際に事故が発生すると仮定している。

第 3.1.1 表 運転員の勤務形態

	中央制御室の滞在時間
1直	8：30～21：25（12時間55分）
2直	21：00～8：55（11時間55分）

第 3.1.2 表 直交替スケジュール（①：1直，②：2直）

	日数																														
	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	①	①	②	②					①	①	②	②					①	①	②	②						①	①	②	②		
B 班											①	①	②	②						①	①	②	②					①	①	②	②
C 班			①	①	②	②																①	①	②	②					①	①
D 班					①	①	②	②					①	①	②	②															
E 班	②	②					①	①	②	②					①	①	②	②						①	①	②	②				

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：198 時間 40 分（1 直 8 回+2 直 8 回）が最大となる。中央制御室の滞在時間割合は以下のように求める。

$$\text{中央制御室の滞在時間割合} = 198\text{h}40\text{m} / (24\text{h} \times 30 \text{日}) \approx 0.275926$$

(2) 入退域時（交替時）の考慮

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

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

2. 炉心の著しい損傷が発生した場合

重大事故時の中央制御室居住性評価における直交替の考慮は、実態の勤務形態（5直2交替）に基づき設定した。

被ばく評価の勤務形態については、事故発生時に1直の中央制御室滞在が開始するものと想定する。

想定する勤務体系は第3.2.1表に示すとおりである。この通常の直交替スケジュールで特定の班が過大な被ばくを受ける場合は、被ばく線量の平準化のため、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫する。なお、入退域時の被ばく評価については、入退域（片道）に必要な時間を15分とし評価を行った。

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

第3.2.1表 想定する勤務体系

	中央制御室の滞在時間
1直	8：30～21：25
2直	21：00～8：55

	1日目	2日目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目
A班	1直	1直	2直	2直	明	休	休
B班	訓	訓	訓	訓	訓	訓	訓
C班	休	休	1直	1直	2直	2直	明
D班	明	休	休	休	1直	1直	2直
E班	2直	2直	明	休	休	休	1直

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

燃料取替床ブローアウトパネル（以下「オペフロ BOP」という。）及び主蒸気系トンネル室ブローアウトパネル（以下「MS トンネル室 BOP」という。）は、主蒸気管破断のようにプラント運転中に原子炉格納容器外で配管が破断した場合等に、高圧の蒸気が原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に漏えい、拡散することにより生じる建屋内の圧力上昇によって建屋内の天井・外壁等が破損することを防止するため、建屋内の圧力を開放する目的で設置している。

オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP 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区域（二次格納施設）内を負圧に維持することが困難となり、放射性物質の放出経路としては主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、オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP の状態と評価条件（放出位置）との関係を以下に示す。

1. 中央制御室の居住性評価（設計基準事故）に係る被ばく評価

(1) 原子炉冷却材喪失

a. 評価条件（放出位置）

主排気筒

被ばく評価手法（内規）では排気筒と原子炉建屋とされている。（第 4.1 表参照）

b. オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP の状態

原子炉冷却材喪失時には原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内でオペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP が開放するほどの圧力上昇は生じないことから、オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP 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、放出経路は主排気筒となる。

c. 結論

オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP の状態を考慮しても、放射性物質の放出位置として主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（評価点に最も近接するオペフロ BOP）

被ばく評価手法（内規）ではブローアウトパネルと原子炉建屋又はタービン建屋とされている。（第 4.1 表参照）

b. オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP の状態

建屋内の圧力上昇によりオペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP が開放する。開放するのはオペフロ BOP 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区域（二次格納施設）内を負圧に維持することが困難となり、放射性物質の放出経路は主排気筒では

なく地上放出として評価点（中央制御室）に最も近接するオペフロ BOP 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、オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP 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

オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP の状態を考慮しても、放射性物質の放出経路として地上放出を設定することは妥当である。

2. 中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価

a. 評価条件（放出位置）

原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）が負圧ではない期間*：地上放出（原子炉建屋中心）

原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）が負圧となる期間：主排気筒

格納容器ベント実施時：格納容器圧力逃がし装置配管

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。

注記*： 「非常用ガス処理系が停止している期間」及び「非常用ガス処理系起動から原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の負圧達成までの期間」を指す。

b. オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP の状態

居住性評価にあたって選定した事象である原子炉冷却材喪失時にはオペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP が開放するほどの原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の圧力上昇は生じないことから、オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP は開放しない。

オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP が開放しないものの、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）が負圧ではない期間においては、地上放出を想定し、放出点としては原子炉建屋中心を設定する。

非常用ガス処理系によって原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の負圧を維持している期間については、放出経路は主排気筒としている。

なお、格納容器ベント実施時には格納容器圧力逃がし装置配管からの放出を想定する。

c. 結論

オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP 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、主排気筒及び格納容器圧力逃がし装置配管を設定しており妥当である。

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

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

中央制御室待避室遮蔽に係るストリーミングの考慮について

中央制御室待避室に設置する出入口開口部又は配管その他の貫通部から、中央制御室待避室遮蔽を透過せず、散乱等によるストリーミングが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

中央制御室待避室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以下の放射線の漏えい防止措置を講ずる。

(1) 出入口開口部は、遮蔽扉とする。また、可搬遮蔽を設置することが可能な設計とする。

2. 配管その他の貫通部に対する考慮

中央制御室待避室の配管その他の貫通部からのストリーミングが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) 貫通部の高さを線源が直接見通せないような位置にする。

計算機プログラム（解析コード）の概要

目 次

1. はじめに	別紙 1-1
2. 解析コードの概要	別紙 1-2
2.1 ANISN ANISN-W	別紙 1-2
2.2 ANISN ANISN-JR	別紙 1-4
2.3 ANISN ANISN-ORNL	別紙 1-6
2.4 G33-GP2R	別紙 1-8
2.5 Modular Accident Analysis Program (MAAP)	別紙 1-10
2.6 ORIGEN2	別紙 1-12
2.7 QAD-CGGP2R	別紙 1-14

1. はじめに

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

2. 解析コードの概要

2.1 ANISN ANISN-W

項目	コード名	ANISN
使用目的		中央制御室の居住性に係る被ばく評価
開発機関		米国オークリッジ国立研究所（(財) 高度情報科学研究機構）
開発時期		1970年（初期開発時期 1967年）
使用したバージョン		ANISN-W
コードの概要		<p>本解析コードは、米国オークリッジ国立研究所で開発された、1次元多群輸送方程式を離散座標 Sn 法で解く計算プログラムである。本解析コードの計算形状は、1次元形状（球、無限平板、無限円筒）であり、中性子及びガンマ線の輸送問題等を解くことができる。本解析コードでは、計算形状内での中性子及びガンマ線の線束が計算され、線量率換算係数またはカーマ係数を乗じることにより、線量率または発熱量を算出することができる。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)		<p>【検証 (Verification)】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・本解析コードは、線量率評価を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、幾何形状条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり、使用目的に記載する評価に適用可能である。 <p>【妥当性確認 (Validation)】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・スカイシャインガンマ線について、固体廃棄物貯蔵庫を線源とした線量評価が、本解析コードとG33コードの結合計算法によって実施されている。 ・この固体廃棄物貯蔵庫での測定値と計算値の比較の詳細が、原子力施設散乱放射線挙動専門委員会の成果報告書（昭和54年3月、財団法人 原子力安全研究協会）*に示されている。 ・測定値と計算値を比較した結果概ね一致していることを確認している。 ・今回の設計基準事故時における中央制御室のスカイシャイン

	<p>ンガンマ線線量評価は、上記結合計算法と合致している。</p> <ul style="list-style-type: none">・また、原子力発電所放射線遮へい設計規程（J E A C 4 6 1 5-2008）（日本電気協会 原子力規格委員会 平成 20 年 6 月）では、事故時の中央制御室遮蔽のための輸送計算コードとして、本解析コードが挙げられている。
--	---

注記*：スカイシャイン線量評価法確立のための調査研究報告書（昭和 54 年 3 月 財団法人 原子力安全研究協会）

2.2 ANISN ANISN-JR

項目	コード名 ANISN
使用目的	中央制御室の居住性に係る被ばく評価
開発機関	米国オークリッジ国立研究所（(財) 高度情報科学研究機構）
開発時期	1977年（初版開発時期 1967年）
使用したバージョン	ANISN-JR
コードの概要	<p>本解析コードは、米国オークリッジ国立研究所で開発された、1次元多群輸送方程式を離散座標 Sn 法で解く計算プログラムである。本解析コードの計算形状は、1次元形状（球、無限平板、無限円筒）であり、中性子及びガンマ線の輸送問題等を解くことができる。本解析コードでは、計算形状内での中性子及びガンマ線の線束が計算され、線量率換算係数またはカーマ係数を乗じることにより、線量率または発熱量を算出することができる。</p>
<p>検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)</p>	<p>【検証 (Verification)】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・本解析コードは、線量率評価を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、幾何形状条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり、使用目的に記載する評価に適用可能である。 <p>【妥当性確認 (Validation)】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・スカイシャインガンマ線について、固体廃棄物貯蔵庫を線源とした線量評価が、本解析コードとG33コードの結合計算法によって実施されている。 ・この固体廃棄物貯蔵庫での測定値と計算値の比較の詳細が、原子力施設散乱放射線挙動専門委員会の成果報告会（昭和54年9月、財団法人 原子力安全研究協会）*に示されている。 ・測定値と計算値を比較した結果、概ね一致していることを確認している。 ・今回の重大事故等時における中央制御室のスカイシャインガンマ線線量評価は、上記統合計算法と合致している。

	<ul style="list-style-type: none">・また、原子力発電所放射線遮へい設計規程（J E A C 4 6 1 5-2008）（日本電気協会 原子力規格委員会 平成 20 年 6 月）では、事故時の中央制御室遮蔽のための輸送計算コードとして、本解析コードが挙げられている。
--	---

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

2.3 ANISN ANISN-ORNL

項目 \ コード名	ANISN
使用目的	中央制御室の居住性に係る被ばく評価
開発機関	米国オークリッジ国立研究所
開発時期	1967年
使用したバージョン	ANISN-ORNL
コードの概要	<p>本解析コードは、米国オークリッジ国立研究所で開発された、1次元多群輸送方程式を離散座標 Sn 法で解く計算プログラムである。本解析コードの計算形状は、1次元形状（球、無限平板、無限円筒）であり、中性子及びガンマ線の輸送問題等を解くことができる。本解析コードでは、計算形状内での中性子及びガンマ線の線束が計算され、線量率換算係数またはカーマ係数を乗じることにより、線量率または発熱量を算出することができる。</p>
<p>検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)</p>	<p>【検証 (Verification)】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・本解析コードは、線量率評価を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、幾何形状条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり、使用目的に記載する評価に適用可能である。 <p>【妥当性確認 (Validation)】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・スカイシャインガンマ線について、固体廃棄物貯蔵庫を線源とした線量評価が、本解析コードとG33コードの結合計算法によって実施されている。 ・この固体廃棄物貯蔵庫での測定値と計算値の比較の詳細が、原子力施設散乱放射線挙動専門委員会の成果報告会(昭和54年9月,財団法人 原子力安全研究協会) *に示されている。 ・測定値と計算値を比較した結果概ね一致していることを確認している。 ・今回の重大事故等時における中央制御室のスカイシャインガンマ線線量評価は、上記統合計算法と合致している。

	<ul style="list-style-type: none">・また、原子力発電所放射線遮へい設計規程（J E A C 4 6 1 5-2008）（日本電気協会 原子力規格委員会 平成 20 年 6 月）では、事故時の中央制御室遮蔽のための輸送計算コードとして、本解析コードが挙げられている。
--	---

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

2.4 G33-GP2R

項目	コード名 G33-GP2R
使用目的	中央制御室の居住性に係る被ばく評価
開発機関	日本原子力研究開発機構（（財）高度情報科学研究機構）
開発時期	2001年（初版開発時期 1964年）
使用したバージョン	1.00
コードの概要	<p>本解析コードは、Los Alamos Scientific Laboratory で開発されたガンマ線多群散乱計算プログラム「G33」をベースとし、旧日本原子力研究所が ICRP1990 年勧告の国内関連法令・規則への取入れに合わせて、実効線量を計算できるように改良した最新バージョンである。</p> <p>本解析コードは、点等方線源からの一回散乱を計算する。散乱は、クライナー仁科の式に基づき計算する。散乱が起こる領域は直角、球、円筒座標により指定し、遮蔽体は平板、球、円筒または二次曲面により入力することができる。</p>
<p>検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)</p>	<p>【検証 (Verification)】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・本解析コードは、線量率評価を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、幾何形状条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり、使用目的に記載する評価に適用可能である。 <p>【妥当性確認 (Validation)】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・スカイシャインガンマ線について、米国 Radiation Research Associates (RRA) が 1977 年に米国カンザス州立大学において ⁶⁰Co 線源を用いたベンチマーク試験を実施している。 ・この RRA での実験値と計算値を比較した詳細が、ガンマ線遮蔽設計ハンドブック（1988 年 1 月、社団法人 日本原子力学会）に示されている。 ・その結果は、天井遮蔽がないケースでは計算値は実験値とよい一致を示しているが、天井遮蔽があるケースでは、計算値

	<p>は実験値について過小評価の傾向がある。</p> <ul style="list-style-type: none">• この原因は、本解析コードが天井透過中の散乱成分を考慮していないためであり、この成分を考慮するため、天井遮蔽までをANISNコードで計算することを推奨している。今回の重大事故等時における中央制御室のスカイシャインガンマ線線量評価では、この計算手法を採用している。• 今回の重大事故等時における中央制御室のスカイシャインガンマ線線量評価は、上記妥当性確認内容と合致している。• また、原子力発電所放射線遮へい設計規程（JEAC4615-2008）（日本電気協会 原子力規格委員会 平成20年6月）では、事故時の中央制御室遮蔽のための点減衰核積分コード／散乱線計算コードとして、QAD/G33が挙げられている。
--	---

2.5 Modular Accident Analysis Program (MAAP)

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

	<p>価並びに格納容器圧力逃がし装置による水素排出評価に使用している。</p> <p>【検証 (Verification)】</p> <p>本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none">・米国プラントの全交流動力喪失事象に関するユーザーズマニュアルの例題を実施して、解析解が開発元の結果を再現していることを確認している。 <p>【妥当性確認 (Validation)】</p> <p>本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none">・炉心損傷事象に関する国際的な標準問題であるスリーマイル島原子力発電所事故を模擬した解析結果が事故データと比較し、おおむね一致するため、シビアアクシデント時の発信用原子炉内の挙動や運転員操作を含む現象モデル全般が妥当であることを確認している。・Heiss Dampf Reaktor (HDR) 炉における実機スケール水素混合実験に対する実機解析を実施し、実機データとおおむね一致するため、原子炉格納容器内の伝熱、流動（水素ガス挙動を含む）に関する現象モデルが妥当であることを確認している。・熔融燃料あるいは融体金属とコンクリートの相互作用に関する Advanced Containment Experiments (ACE) 実験及び Sustained Uranium-Concrete Interactions (SURC) 実験を模擬した実験解析を実施し、熔融炉心の温度とコンクリート侵食深さの時間変化について、実験データとおおむね一致している結果が得られることを確認している。・シビアアクシデント時の全体挙動、原子炉格納容器内の水素ガスの挙動、熔融炉心とコンクリートの相互作用による水素発生 の妥当性を確認しているため、本解析コードは水素濃度評価へ適用できる。・米国原子力規制委員会で整備された NUREG-1465 における原子炉格納容器内ソースタームと本解析コードにおける解析結果の比較を行い、NUREG-1465 のソースタームとほぼ同等であることを確認しているため、本解析コードはソースターム評価へ適用できる。
--	--

2.6 ORIGEN2

項目	コード名 ORIGEN2
使用目的	中央制御室の居住性に係る被ばく評価
開発機関	米国オークリッジ国立研究所 (ORNL)
開発時期	1980 年
使用したバージョン	2.2
コードの概要	<p>本解析コードは、使用済燃料等の核種生成量、崩壊熱量並びに中性子及びガンマ線の線源強度を評価するために ORNL で開発され公開された燃焼計算コードであり、原子力発電所施設、再処理施設、廃棄物処理施設等幅広く設計に利用されている。</p> <p>また、国内の最新の使用済燃料についての評価精度向上を目指し、日本原子力研究所シグマ委員会核種生成量評価ワーキンググループにおいて JENDL 核データセットに基づく ORIGEN2 用ライブラリが作成され、公開されている。</p>
<p>検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)</p>	<p>【検証 (Verification)】</p> <p>本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・計算機能が適正であることは、コード配布時に同梱されたサンプル問題の再現により確認している。 ・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・本解析コードは、燃焼計算によって得られた核種生成量から炉心内蔵量等を評価するコードであり、計算に必要な主な条件は組成、照射条件、核データライブラリである。これら評価条件が与えられれば評価は可能であり、本解析コードは使用目的に記載する評価に適用可能である。 <p>【妥当性確認 (Validation)】</p> <p>本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・米国原子力学会 (ANS) の Nuclear Technology vol. 62 (1983 年 9 月) の「ORIGEN2 :A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristic of Nuclear Materials」において、ANS 標準崩壊熱との比較及び使用済燃料中のウラン、プルトニウム、アメリシウムなどの組成の実測値との比較により妥当性の確認を行っている。 ・日本原子力研究所シグマ委員会にて開発された ORLIBJ ライブラリについては、「JENDL-3.3 に基づく ORIGEN2 用ライブラリ:

	<p>ORLIBJ33」 JAERI-Data/Code 2004-015（2004年11月）等において、核種生成量について照射後試験結果と、本解析コードによる計算値を比較することで妥当性の確認を行っている。</p> <ul style="list-style-type: none">・今回の使用目的に記載する評価は上記妥当性確認内容と合致しており、本解析コードの使用は妥当である。
--	--

2.7 QAD-CGGP2R

項目 \ コード名	QAD-CGGP2R
使用目的	中央制御室の居住性に係る被ばく評価
開発機関	日本原子力研究開発機構（(財) 高度情報科学技術研究機構）
開発時期	2001年（初版開発時期 1967年）
使用したバージョン	1.04
コードの概要	<p>本解析コードは、米国ロスアラモス国立研究所で開発されたガンマ線の物質透過を計算するための点減衰核積分コード「QAD」をベースとし、旧日本原子力研究所がICRP1990年勧告の国内関連法令・規則への取入れに合わせて、実効線量を計算できるように改良した最新バージョンである。</p> <p>本解析コードは、線源を直方体、円筒、球の形状に構成でき、任意の遮蔽体で構成される体系のガンマ線実効線量率を計算する。</p>
<p>検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)</p>	<p>【検証 (Verification)】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・本解析コードは、線量率評価を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、遮蔽体条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり、使用目的に記載する評価に適用可能である。 <p>【妥当性確認 (Validation)】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・JRR-4 散乱実験室でのコンクリート透過実験の実験値（「原子力第1船遮蔽効果確認実験報告書」JNS-4（日本原子力船開発事業団，1967））と計算値を比較した。実験孔からのガンマ線を遮蔽体に入射させ、遮蔽体透過後のガンマ線の線量率の実験値と本計算機コードによる計算値を比較している。 ・実験値と計算値を比較した結果、おおむね一致していることを確認している。 ・上記妥当性確認では、実験孔からのガンマ線を遮蔽体に入射させ、遮蔽体透過後のガンマ線の線量率の実験値と本解析コ

	<p>ードによる計算値を比較している。</p> <ul style="list-style-type: none">原子力発電所放射線遮へい設計規程（J E A C 4 6 1 5 - 2008）（日本電気協会 原子力規格委員会 平成 20 年 6 月）では、点減衰核積分コードによるガンマ線の遮蔽体透過後の線量率計算例として、QADコードが挙げられている。
--	---