

NRA 技術報告

NRA Technical Report Series

「緊急時対応技術マニュアル」の解説 －公衆被ばくの評価方法－

Guide for Emergency Response Technical Manual
- Assessment Methodology for Public Exposure -

小城 烈 和田山 晃大
KOJO Retsu and WADAYAMA Kodai

シビアアクシデント研究部門
Division of Research for Severe Accident

原子力規制庁
長官官房技術基盤グループ
Regulatory Standard and Research Department,
Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

原子力規制委員会
Nuclear Regulation Authority

令和 7 年 8 月
August 2025

本報告は、原子力規制庁長官官房技術基盤グループが行った安全研究等の成果をまとめたものです。原子力規制委員会は、これらの成果が広く利用されることを期待し適時に公表することとしています。

なお、本報告の内容を規制基準、評価ガイド等として審査や検査に活用する場合には、別途原子力規制委員会の判断が行われることとなります。

本報告の内容に関するご質問は、下記にお問い合わせください。

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ シビアアクシデント研究部門
〒106-8450 東京都港区六本木 1-9-9 六本木ファーストビル
電 話：03-5114-2224
ファックス：03-5114-2234

「緊急時対応技術マニュアル」の解説 －公衆被ばくの評価方法－

原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ
シビアアクシデント研究部門
小城 烈 和田山 晃大

要 旨

「緊急時対応技術マニュアル 第1版」（令和5年10月20日原子力規制庁制定）は、実用発電用原子炉で事故が発生した際に、原子力規制庁が原子炉の状態や、放射性物質の放出時の事故の影響を簡便かつ迅速に把握するための参考情報として用いることを目的に定められた。緊急時対応技術マニュアルは、米国原子力規制委員会（NRC）が発行した RTM-96 Response Technical Manual を参考にして定められており、国内のプラント設備、評価の指標、計算条件等が考慮された公衆被ばくの評価方法がまとめられている。この公衆被ばくの評価方法は、「原子力災害対策指針」（平成24年10月31日原子力規制委員会制定、令和6年9月11日原子力規制委員会全部改正）、「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日原子力安全委員会一部改定）、「原子力災害事前対策の策定において参照すべき線量のめやすについて」（平成30年10月17日原子力規制委員会決定）及び「国際原子力機関（IAEA）の一般安全指針（General Safety Requirement Part7）」に準拠している。

緊急時対応技術マニュアルでは、幅広い事故シナリオに対応したイベントツリーを定め、事故シナリオごとに予め計算された実効線量に対して、原子炉出力に応じた補正、放出継続時間に応じた補正、原子炉停止からの経過時間に応じた補正並びに距離、放出高さ及び降雨に応じた補正のための係数を乗じて事故時の状況に応じた実効線量を算出する。このような補正係数を用いた評価方法は RTM-96 を参考としているが、RTM-96 の補正係数は実効線量の評価に対応しておらず、その導出過程も明示されていない。そのため、緊急時対応技術マニュアルでは、実効線量の評価に対応した補正係数が定められている。

緊急時対応技術マニュアルの付属書には、計算の補足説明及び計算根拠がまとめられているが、その記載内容は必要最低限のものであることから、本報告では、緊急時対応技術マニュアルの公衆被ばくの評価方法について、計算方法及び条件並びに実効線量の評価に対応した補正係数の導出過程を解説する。

Guide for Emergency Response Technical Manual
- Assessment Methodology for Public Exposure -

Division of Research for Severe Accident,
Regulatory Standard and Research Department,
Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)
KOJO Retsu and WADAYAMA Kodai

Abstract

The “Emergency Response Technical Manual, 1st Edition” [issued on October 20, 2023 by the Secretariat of the Nuclear Regulation Authority (NRA)] was established to provide reference information that enables the NRA staff to assess the status of nuclear reactors and the impact of accidents involving radioactive material releases quickly and simply during emergencies at practical power reactors. This manual is based on the Response Technical Manual (RTM-96) published by the U.S. Nuclear Regulatory Commission and summarizes methods for assessing public exposure, considering domestic facilities, exposure indices, calculation conditions, and other relevant factors. The exposure assessment method was modified considering “Regulatory Guide for Emergency Preparedness and Response” (issued on October 31, 2012, fully revised on September 11, 2024 by the NRA), “The Guideline of Meteorological Statistics for the Safety Analysis of Nuclear Power Reactor Facilities” (decided on January 28, 1982, partially revised on March 29, 2001 by the Nuclear Safety Commission, Japan), “Reference Dose Level for Nuclear Emergency Preparedness Measures” (decided on September 17, 2018 by the NRA), and; “General Safety Requirements (Part 7)” of the International Atomic Energy Agency.

This manual enables users to perform simple and quick assessments using precalculated effective doses for various accident scenarios expressed in event trees format and multiplying the dose by correction factors for reactor power, release duration, elapsed time from reactor shutdown, environmental conditions, distance, release height, and rainfall. While the assessment method using correction factors is based on RTM-96, the correction factors in RTM-96 do not align with effective dose assessment, and their derivation process is unclear. Therefore, this manual provides correction factors based on the effective dose index.

This report is a guide of the public exposure assessment method in the Emergency Response Technical Manual, explaining the calculation methods, conditions, and derivation process of the correction factors for the effective dose.

目 次

1. 序論	1
1.1. 背景.....	1
1.2. 緊急時対応技術マニュアルの事故の影響の評価について	1
1.3. 本報告の目的.....	2
2. 緊急時対応技術マニュアルの概要	3
2.1. 被ばく評価方法の特徴	3
2.2. 被ばく評価手順について	4
2.3. 標準予測線量について	5
2.3.1. 標準予測線量の概要.....	5
2.3.2. 標準予測線量の事故シナリオ	5
2.4. 補正係数について	13
2.4.1. 出力による補正.....	13
2.4.2. 放出継続時間による補正	13
2.4.3. 原子炉停止後の時間による補正	13
2.4.4. 距離、放出高さ及び降雨の影響による補正	14
2.5. RTM-96 評価手法との比較	14
3. 標準予測線量の計算.....	16
3.1. 標準予測線量の計算方法及び計算条件.....	16
3.1.1. 標準予測線量の計算方法.....	16
3.1.2. 標準予測線量の計算条件	27
3.2. 被ばく計算条件設定に係る技術的検討.....	30
3.2.1. 炉心放出割合	30
3.2.2. ヨウ素の化学形態.....	30
3.2.3. フィルタベントによる除染係数.....	31
3.2.4. 拡散パラメータの低風速補正	31
4. 補正係数の導出根拠.....	37
4.1. 時間補正係数の技術的根拠	37
4.1.1. 時間補正係数	37
4.1.2. 時間補正係数導出のための検討	38
4.1.3. シナリオグループごとの時間補正係数	45
4.2. 距離補正係数の技術的根拠	48
4.2.1. 距離補正係数	48
4.2.2. 距離補正係数導出のための検討	48
4.2.3. 距離補正係数計算結果.....	55

5. 他の評価手法との比較.....	57
5.1. 比較対象とする被ばく評価手法	57
5.1.1. 解析条件	57
5.1.2. 放出量の条件	58
5.1.3. 実効線量の比較結果.....	59
5.2. 比較のまとめ.....	59
6. まとめ	62
参考文献一覧	63
付録 1 放射性物質の壊変と娘核種生成	67
付録 2 緊急時対応技術マニュアルにおける時間の定義.....	69
付録 3 地表面への沈着の仮定についての補足.....	73
執筆者一覧	77

表目次

表 2.3.1 標準予測線量を設定した事故シナリオのまとめ.....	6
表 3.1.1 初期炉心インベントリ、半減期及び壊変定数	23
表 3.1.2 炉心放出割合 (CRF)	24
表 3.1.3 緩和効果による低減割合 (RDF)	24
表 3.1.4 環境への放出割合 (EF)	25
表 3.1.5 拡散パラメータ σ の設定パラメータ	25
表 3.1.6 線量換算係数.....	26
表 3.1.7 標準予測線量の計算条件.....	27
表 3.1.8 標準予測線量の放出開始時間の計算条件	28
表 3.1.9 標準予測線量の放出開始時間の計算条件 (SGTR)	29
表 3.1.10 標準予測線量の放出開始時間の計算条件 (バイパス)	29
表 3.2.1 ヨウ素の化学形態ごとの組成割合	34
表 3.2.2 ヨウ素の吸入による実効線量の線量換算係数	34
表 3.2.3 ヨウ素の形態別の除染係数及び低減割合	34
表 4.1.1 環境への放出割合に対する事故シナリオのグループ化.....	42
表 4.1.2 時間補正係数を定めるシナリオグループ化	43
表 5.2.1 評価条件の比較.....	60
表 5.2.2 放出割合の比較.....	61
表 5.2.3 事前対策のめやす線量に至りうる距離の比較	61

図目次

図 2.1.1 従来の被ばく線量計算とマニュアルの計算の考え方	3
図 2.3.1 PWR 格納容器からの放出（ギャップ放出）の事故シナリオ	7
図 2.3.2 PWR 格納容器からの放出（炉心溶融）の事故シナリオ	7
図 2.3.3 PWR SGTR による放出（燃料棒健全）の事故シナリオ	8
図 2.3.4 PWR SGTR による放出（スパイク放出）の事故シナリオ	8
図 2.3.5 PWR SGTR による放出（ギャップ放出）の事故シナリオ	9
図 2.3.6 PWR SGTR による放出（炉心溶融）の事故シナリオ	9
図 2.3.7 BWR ドライウェルからの放出（ギャップ放出）の事故シナリオ	10
図 2.3.8 BWR ドライウェルからの放出（炉心溶融）の事故シナリオ	10
図 2.3.9 BWR ウェットウェルからの放出（ギャップ放出）の事故シナリオ	11
図 2.3.10 BWR ウェットウェルからの放出（炉心溶融）の事故シナリオ	11
図 2.3.11 PWR 及び BWR 格納容器バイパスによる放出（ギャップ放出）の事故シナリオ	12
図 2.3.12 PWR 及び BWR 格納容器バイパスによる放出（炉心溶融）の事故シナリオ	12
図 3.2.1 フィルタベントを用いた事故シナリオの DF の感度解析結果（ $\phi 4-1$ ）	35
図 3.2.2 フィルタベントを用いた事故シナリオの DF の感度解析結果（ $\phi 4-2$ ）	35
図 3.2.3 フィルタベントを用いた事故シナリオの DF の感度解析結果（ $\phi 4-5$ ）	36
図 3.2.4 低風速補正の有無による計算結果と RTM-96 の計算結果の比較	36
図 4.1.1 時間補正係数のシナリオグループ化のための解析（標準放出開始時間 1 h）	44
図 4.1.2 時間補正係数グループ化のための解析（標準放出開始時間 24 h）	44
図 4.1.3 時間補正係数グループ化のための解析（フィルタベント）	44
図 4.1.4 時間補正係数（ギャップ放出・フィルタベントなしのシナリオ）	46
図 4.1.5 時間補正係数（炉心溶融・フィルタベントなしの事故シナリオ）	46
図 4.1.6 時間補正係数（ギャップ放出・フィルタベントありのシナリオ）	47
図 4.1.7 時間補正係数（炉心溶融・フィルタベントありのシナリオ）	47
図 4.2.1 降雨なしの場合における事故シナリオごとの感度解析結果	54
図 4.2.2 降雨ありの場合における事故シナリオごとの感度解析結果	54
図 4.2.3 降雨なし及び降雨ありかつフィルタベントを用いた場合の距離補正係数	55
図 4.2.4 降雨ありでフィルタベントを用いない場合の距離補正係数	56
図 5.2.1 防護措置なしの場合の 7 日間実効線量での評価結果の比較 ³⁰	61
付図 1 原子炉停止からの経過時間のイメージ	72
付図 2 被ばく継続時間のイメージ	72

略語表

CRF	Core Release Fraction（炉心放出割合）
DF	Decontamination Factor（除染係数）
EF	Escape Fraction（環境への放出割合）
FGR	Federal Guidance Report（連邦指針レポート）
GSR	General Safety Requirements（一般安全要件）
ICRP	International Commission on Radiological Protection（国際放射線防護委員会）
RDF	Reduction Factors（緩和効果による低減割合）
RTM	Response Technical Manual（緊急時対応技術マニュアル）
SGTR	Steam Generator Tube Rupture（蒸気発生器伝熱管破損）

用語の定義

ガウスプルームモデル	Gaussian Plume Model	大気中での物質の拡散の様子をシミュレーションするモデルの一つ。地形が平坦で建物などの影響がないという仮定の下、風速が時間的、空間的に一様という条件に基づく。放出された物質が風下方向に移流し、風下方向に直角な軸（水平方向及び垂直方向）にガウス分布型で拡散すると仮定する。
ギャップ放出	Gap Release	炉心状態の一つで、燃料被覆管が損傷し、燃料と被覆管のギャップ内の全核分裂生成物が放出される状態。
クラウドシャイン	Cloudshine	公衆の被ばくにおける経路の一つ。 プルーム中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくの経路。
グラウンドシャイン	Groundshine	公衆の被ばくにおける経路の一つ。 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経路。
原子炉容器内炉心熔融	In-vessel Core Melt	炉心状態の一つで、燃料の過熱によって被覆管や燃料の一部が熔融し、原子炉容器内に留まっている状態。
実効線量	Effective Dose	組織・臓器の吸収線量に放射線加重係数を乗じた等価線量に組織加重係数を掛けた値の総和である。組織加重係数は確率的影響の損害に対する各組織・臓器の相対的寄与を表す。
スパイク冷却材放出	Spiked Coolant Release	炉心状態が健全である場合の放出ケースの一つで、スパイク（急激な出力変動、原子炉冷却系の減圧等）により、冷却材中に存在する希ガス以外の放射性物質が急激に放出される状態。通常の冷却材中に含まれる量の100倍に相当する量が放出されると仮定する。
標準予測線量	Precalculated Projected Dose	出力 1,000 MWe のプラントを対象として、評価地点を放出源から風下方向に 1 km の地点とし、地上放出、降雨なし及び防護措置なし

		と仮定した場合の事故シナリオごとに定めた実効線量。
ホールドアップ時間	Hold-up Time	放射性物質が環境へ放出される前に、原子炉格納容器内に滞留する時間。
無機ヨウ素	Elemental Iodine	ヨウ素のうち有機物以外の化学形態のもの。本報告では便宜的に元素状ヨウ素 (I_2) と同義とし、エアロゾル状及び有機物のヨウ素とは区別する。
有機ヨウ素	Organic Iodine	ヨウ素のうち有機物として存在するもの。代表的な物質としてヨウ化メチル (CH_3I) が挙げられる。

1. 序論

1.1. 背景

原子力規制庁は、実用発電用原子炉（以下「プラント」という。）において事故が発生した際、原子力規制庁における緊急時対応センター（以下「ERC」という。）の活動を技術的に支援することを目的に、緊急時対応技術マニュアル 第 1 版¹（以下、「マニュアル」という。）を作成した。マニュアルは、令和 5 年 10 月 4 日に原子力規制委員会に報告され、令和 5 年 10 月 20 日に正式に制定された。マニュアルには、ERC のプラント班が事業者からの報告内容や緊急時対策支援システムの表示データなどを基に、原子炉の状態や放射性物質が環境へ放出された場合の周辺公衆への影響を簡便に評価する手法が記載されている。

1.2. 緊急時対応技術マニュアルの事故の影響の評価について

マニュアルは 1 章と 2 章から構成されており、1 章には原子炉の炉心状態の評価、2 章には原子炉の炉心状態に基づく事故の影響（公衆の被ばく）の評価が記載されている。マニュアルでは、米国原子力規制委員会（以下「NRC」という。）が作成した RTM-96 Response Technical Manual（以下「RTM-96」という。）²のうち、炉心状態の評価に関する A 章、事故の影響評価に関する C 章及び事故の初期における予測線量の評価に関する F 章が参考とされている。マニュアルの利用者は、ERC で活動するプラント班が想定されている。

2 章に記載されている被ばく評価手法では、放射性物質の環境への放出を伴う事故の影響を簡便かつ迅速に推定する。迅速な評価を実現するため、事故シナリオごとに事前に計算された線量（以下「予測線量」という。）が記載されている。この予測線量に、マニュアルの利用者が目的に沿った補正を行うことで、特定の条件を反映した評価が可能となる。

マニュアルでは、原子力規制委員会の「原子力災害事前対策の策定において参照すべき線量のめやすについて」（以下「事前対策のめやす線量」という。）に準じて、実効線量が評価指標として用いられている³。また、放射性物質の環境中の拡散計算には、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」⁴（以下「気象指針」という。）の方法が採用されている。さらに、国内のプラントに導入されているフィルタ付き格納容器ベントシステム（以下「フィルタベント」という。）を用いた事故シナリオの評価も可能とした。

マニュアルは、「結果（実効線量）の数値のオーダーに影響を与えるプラント条件、放出条件及び気象条件のみを考慮しており、平均的気象条件、防護措置がないこと等を仮定し、緊急事態応急対策に影響を与える実効線量について、保守的な仮定のもと

簡易的に評価すること」^(注1)を目的としているが、評価結果の意味を理解せずに利用すると緊急時対応に混乱を与える可能性があるので、「利用者は各手法の内容や手順について事前に習熟しておくことが必要」^(注2)とされている。

1.3. 本報告の目的

マニュアルの付属書4「技術的知見やバックデータなど」には、原子炉の炉心状態に基づく事故の影響の評価における各計算ステップの補足説明及び計算根拠がまとめられているが、その記載内容は必要最低限のものである。本報告では、公衆被ばくの評価方法について、用いられている仮定、計算方法、補正係数の導出方法等を詳細に解説することを目的とした。

(注1) マニュアル 2 章 P.32 より引用¹

(注2) マニュアル 概説 P.2 より引用¹

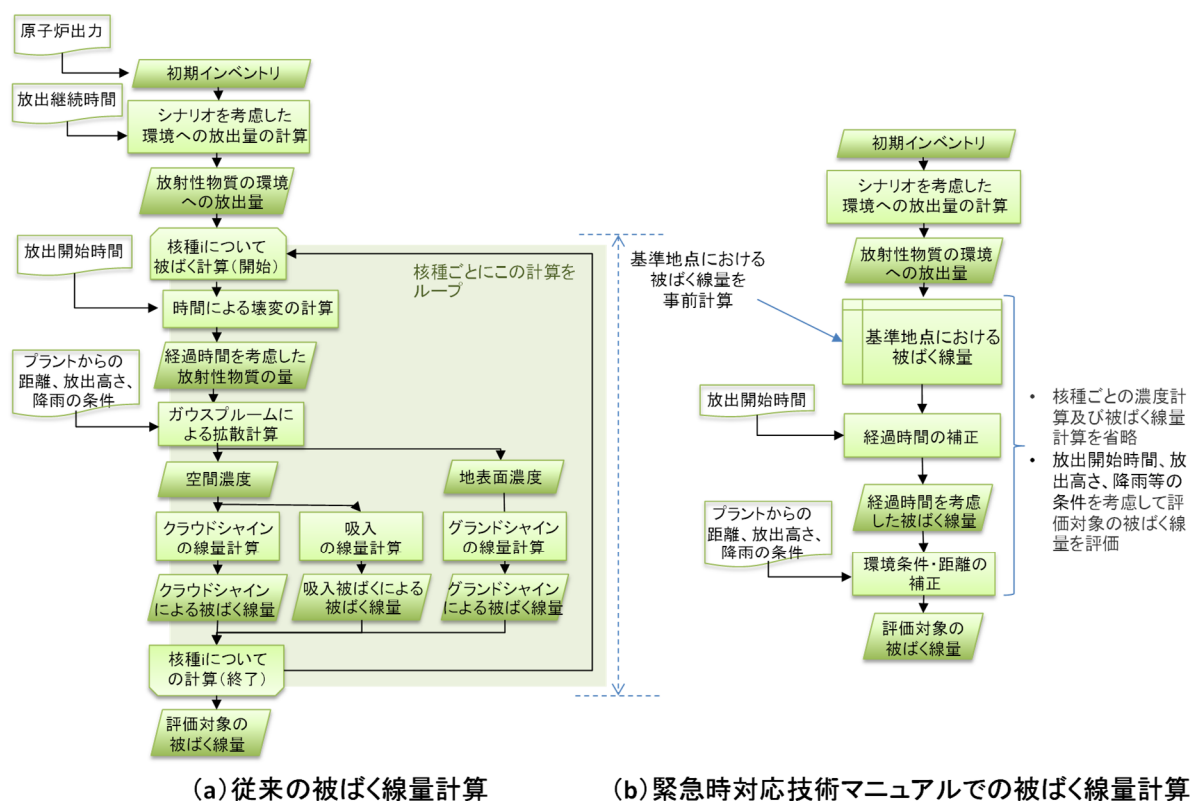
2. 緊急時対応技術マニュアルの概要

2.1. 被ばく評価方法の特徴

従来の被ばく評価の計算^{5,6,7,8}とマニュアルの計算の考え方を図 2.1.1 に示す。

従来の被ばく評価の計算では、図 2.1.1(a)に示すとおり、各対象とする事故シナリオのソースターム（放射性物質の放出時期、放出量、放出継続時間等）を定め、減衰^(注3)、大気拡散、沈着等を核種ごとに計算し、全核種の被ばく線量を合計する。このため、計算量が多く手計算で迅速に実施するのは困難である。

マニュアルでは、図 2.1.1(b)に示すとおり簡便かつ迅速な被ばく評価を実現するために計算を簡略化する工夫が行われている。利用者は事故シナリオのイベントツリーを参照して、予測線量を選択する。これを原子炉停止から放射性物質の環境への放出までの時間、対象プラントからの距離、放出高さ及び降雨に関する条件に応じた補正係数を用いることで、手計算でも迅速な被ばく評価を実施できる。



(a) 従来の被ばく線量計算

(b) 緊急時対応技術マニュアルでの被ばく線量計算

図 2.1.1 従来の被ばく線量計算とマニュアルの計算の考え方

Fig. 2.1.1 Calculation approaches of conventional dose calculations and the emergency response technical manual

(注3)本報告で「減衰」の用語を用いる場合は放射性壊変によるものとする。

2.2. 被ばく評価手順について

マニュアルの 2 章における被ばく評価は、以下の計算ステップ 2-1 から 2-8 に沿って実施される。

ステップ 2-1：施設の状態に応じた放射性物質の放出経路を選定する。

ステップ 2-2：放出経路や放出ケース^(注4)に応じたイベントツリーを選定し、
予測される実効線量（予測線量）を評価する。

ステップ 2-3：予測線量を記録する。

ステップ 2-4：予測線量を原子炉出力に応じて補正する。

ステップ 2-5：予測線量を放出継続時間に応じて補正する。

ステップ 2-6：予測線量を原子炉停止時間に応じて補正する。

ステップ 2-7：予測線量を距離、放出高さ及び降雨の影響により補正する。

ステップ 2-8：事前対策のめやす線量に至るおそれがある範囲を評価する。

対象とする事故シナリオの放出経路や放出ケースに応じたイベントツリーに対応して予測線量が記載されている。本報告では以後、これを「標準予測線量」と称する。

マニュアルの利用者は標準予測線量を元に原子炉停止から放射性物質の環境への放出までの時間、対象プラントからの距離、放出高さ及び降雨に関する条件に応じた被ばく線量を評価する。この評価手順は以下のとおり数式で表現できる。

$$H_s(x) = H_{s,o} \times F^{POW} \times F^{DUR} \times F_t^{TIME} \times F_x^{DIST} \quad \dots\dots\dots (2.1)$$

ここで、

$H_s(x)$ ：事故シナリオ s の評価地点 x における実効線量 [Sv]

x ：放出源から評価地点までの距離 [km]

$H_{s,o}$ ：標準予測線量 [Sv]

F^{POW} ：出力補正係数 [-]

F^{DUR} ：放出継続時間補正係数 [-]

F_t^{TIME} ：原子炉停止後の時間補正係数 [-]

F_x^{DIST} ：距離、放出高さ及び降雨条件の補正係数 [-]

であり、計算ステップと式(2.1)の関係は以下のとおり整理できる。

- ① ステップ 2-1～2-3：評価する事故シナリオの標準予測線量 $H_{s,o}$ を選択する。
- ② ステップ 2-4：標準予測線量 $H_{s,o}$ に出力補正係数 F^{POW} を乗じて、対象プラントの電気出力を反映する。

(注4) マニュアルにおける炉心状態に応じた格納容器への放射性物質の放出ケース

- ③ ステップ 2－5：ステップ 2－4 の実効線量に放出継続時間補正係数 F^{DUR} を乗じて、放出が継続した場合の補正を行う。
- ④ ステップ 2－6：ステップ 2－5 の実効線量に時間補正係数 F_t^{TIME} を乗じて、原子炉停止から放射性物質の環境への放出までの時間における核種の減衰を考慮する。
- ⑤ ステップ 2－7：ステップ 2－6 の実効線量に距離補正係数 F_x^{DIST} を乗じて、放出源からの距離、放出高さ及び降雨の影響を考慮した実効線量を計算する。

2.3. 標準予測線量について

2.3.1. 標準予測線量の概要

標準予測線量は、電気出力 1,000 MWe のプラントを対象として、評価地点を放出源から風下方向に 1km の地点とし、放出継続時間 1 時間、地上放出、降雨なし及び防護措置なしを仮定した場合の実効線量である。標準予測線量はステップ 2－1 ～ 2－3 で選択される実効線量に対応する。

2.3.2. 標準予測線量の事故シナリオ

標準予測線量を定めた事故シナリオを図 2.3.1 から図 2.3.12 までに示す。これらのイベントツリーは PWR 及び BWR に対して炉心状態、放射性物質の炉心から環境への放出経路等の違いを考慮して定められている。

放射性物質の炉心から環境への放出経路による分類は、PWR においては炉心から格納容器に放射性物質が放出される事故シナリオ（シナリオ δ ）、蒸気発生器伝熱管破損（以下「SGTR」という。）シナリオ（シナリオ g ）及び格納容器バイパスシナリオ（シナリオ v ）である^(注5)。BWR については、炉心から格納容器に放射性物質が放出される事故シナリオ（シナリオ δ ）とバイパスシナリオ（シナリオ v ）が定められている。さらに、BWR ではシナリオ δ について、冷却材喪失事故（以下「LOCA」という。）等によりドライウェルに放射性物質が放出される場合と逃し安全弁等によりウェットウェルに放出される場合が区別されている。なお、バイパスシナリオ（シナリオ v ）は PWR 及び BWR で共通のイベントツリーである。

炉心状態について、シナリオ δ 及びシナリオ v ではギャップ放出と炉心溶融の二種類に区分されている。また、シナリオ g では、冷却材が二次系から環境に直接放

^(注5) バイパスシナリオとしては、インターフェイスシステム LOCA シナリオを対象とする。SGTR はバイパス事象であるが、伝熱管の破損形態、二次系における緩和効果等を考慮するため別の事故シナリオとした。なお、SGTR のシナリオであっても二次系がドライアウトしており、緩和効果が期待できない場合には、インターフェイスシステム LOCA に類似するため、バイパスシナリオを用いて評価する旨が、マニュアルに記載されている（マニュアル 2.2、pp.33-34）。

出される場合を想定し、炉心健全時のシナリオとして、通常時とスパイク時における冷却材の環境放出を想定した事故シナリオを加え、通常時の冷却材の環境放出及びスパイク時の冷却材の環境放出、ギャップ放出及び炉心溶融の四種類に区分されている。また、表 2.3.1 に標準予測線量を設定した事故シナリオの炉心状態の概要をまとめる。

各イベントツリーではさらに、緩和効果及び格納容器からの放出形態の組合せを考慮して事故シナリオが定められている。具体的には、緩和効果の有無、緩和の継続時間（ホールドアップ時間^(注6)）、環境への放出割合等の違いを考慮して、事故シナリオが定められている。環境への放出割合は、大規模破損（100 %/h）、隔離失敗（100 %/d）、設計漏えい（design leak）の三種類が定められている。

また、RTM-96 では対象とされていないフィルタベントを用いた事故シナリオ（シナリオ φ ）が定められている。なお、バイパス事象である、シナリオ g 及びシナリオ v については、フィルタベントを経由した環境への放出は想定できないため、フィルタベントを用いた事故シナリオはない。

標準予測線量の具体的な計算方法を本報告の 3 章にまとめる。特にフィルタベントを用いた事故シナリオを考慮する場合の計算方法を明示する。

表 2.3.1 標準予測線量を設定した事故シナリオのまとめ
Table 2.3.1 Summary of accident scenarios for precalculated standard predicted dose

プラ ント	放出経路の違いによる分類		分 類 記 号	炉心状態による分類			
				燃料健全		燃料破損	
				通常	スパ イク	ギャップ放出	炉心溶融
						(フィルタベント有)	
PWR	炉心から格納容器に放射性物質が放出される事故シナリオ		δ	—	—	$\delta 1$ ($\varphi 1$)	$\delta 2$ ($\varphi 2$)
	SGTR シナリオ		g	g_i	g_{ii}	$g 1$	$g 2$
BWR	炉心から格納容器に放射性物質が放出される事故シナリオ	D/W 放出	δ	—	—	$\delta 3$ ($\varphi 3$)	$\delta 4$ ($\varphi 4$)
		W/W 放出		—	—	$\delta 5$ ($\varphi 5$)	$\delta 6$ ($\varphi 6$)
共通	バイパスシナリオ		v	—	—	$v 1$	$v 2$

(注6) 計算における単位時間は 1 時間であるため、マニュアルでは、ホールドアップ時間は、1 時間以下、2-12 時間及び 12 時間超としている。

炉心の状態	格納容器の状態			事故シナリオを示す記号	
	スプレイ	ホールドアップ	放出形態	ベント無	ベント有
ギャップ放出	Spray なし		≤1h	100%/h	δ1-1 φ1-1
			2-12h	100%/h	δ1-2 φ1-2
				100%/d	δ1-3 φ1-3
				design leak	δ1-4 φ1-4
			>12h	100%/h	δ1-5 φ1-5
				100%/d	δ1-6 φ1-6
				design leak	δ1-7 φ1-7
			≤1h	100%/h	δ1-8 φ1-8
			2-12h	100%/h	δ1-9 φ1-9
				100%/d	δ1-10 φ1-10
				design leak	δ1-11 φ1-11
			>12h	100%/h	δ1-12 φ1-12
				100%/d	δ1-13 φ1-13
				design leak	δ1-14 φ1-14

図 2.3.1 PWR 格納容器からの放出（ギャップ放出）の事故シナリオ
Fig. 2.3.1 Scenarios of nuclide releases from the PWR containment (gap release)

炉心の状態	格納容器の状態			事故シナリオを示す記号	
	スプレイ	ホールドアップ	放出形態	ベント無	ベント有
炉心溶融	Spray なし		≤1h	100%/h	δ2-1 φ2-1
			2-12h	100%/h	δ2-2 φ2-2
				100%/d	δ2-3 φ2-3
				design leak	δ2-4 φ2-4
			>12h	100%/h	δ2-5 φ2-5
				100%/d	δ2-6 φ2-6
				design leak	δ2-7 φ2-7
			≤1h	100%/h	δ2-8 φ2-8
			2-12h	100%/h	δ2-9 φ2-9
				100%/d	δ2-10 φ2-10
				design leak	δ2-11 φ2-11
			>12h	100%/h	δ2-12 φ2-12
				100%/d	δ2-13 φ2-13
				design leak	δ2-14 φ2-14

図 2.3.2 PWR 格納容器からの放出（炉心溶融）の事故シナリオ
Fig. 2.3.2 Scenarios of nuclide releases from the PWR containment (core melt)

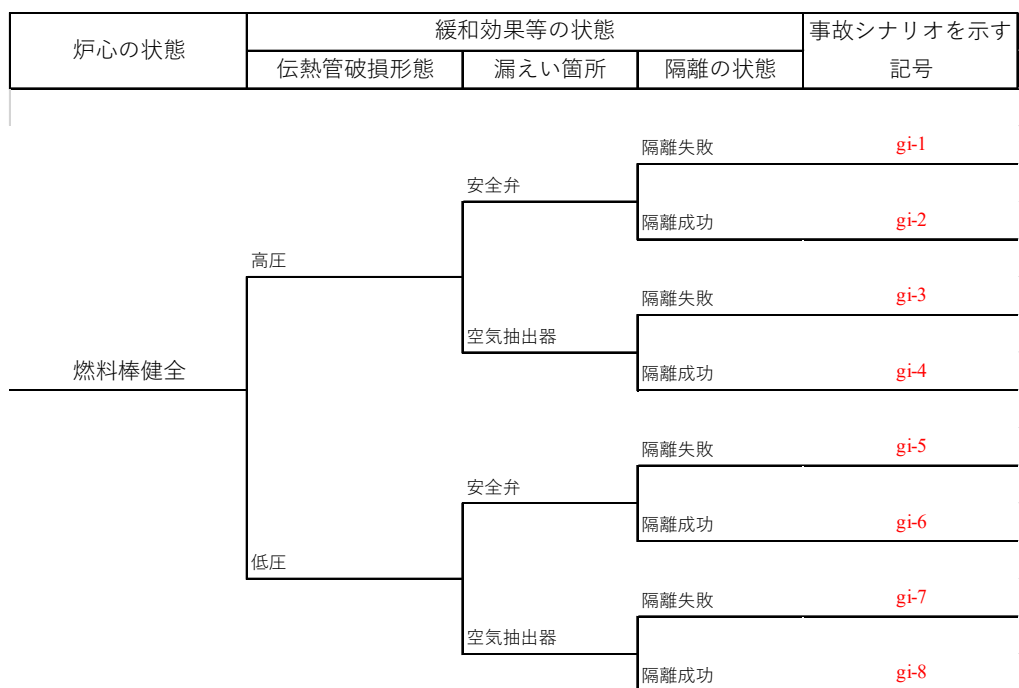


図 2.3.3 PWR SGTR による放出（燃料棒健全）の事故シナリオ

Fig. 2.3.3 Scenarios of nuclide release by SGTR of PWRs (intact)

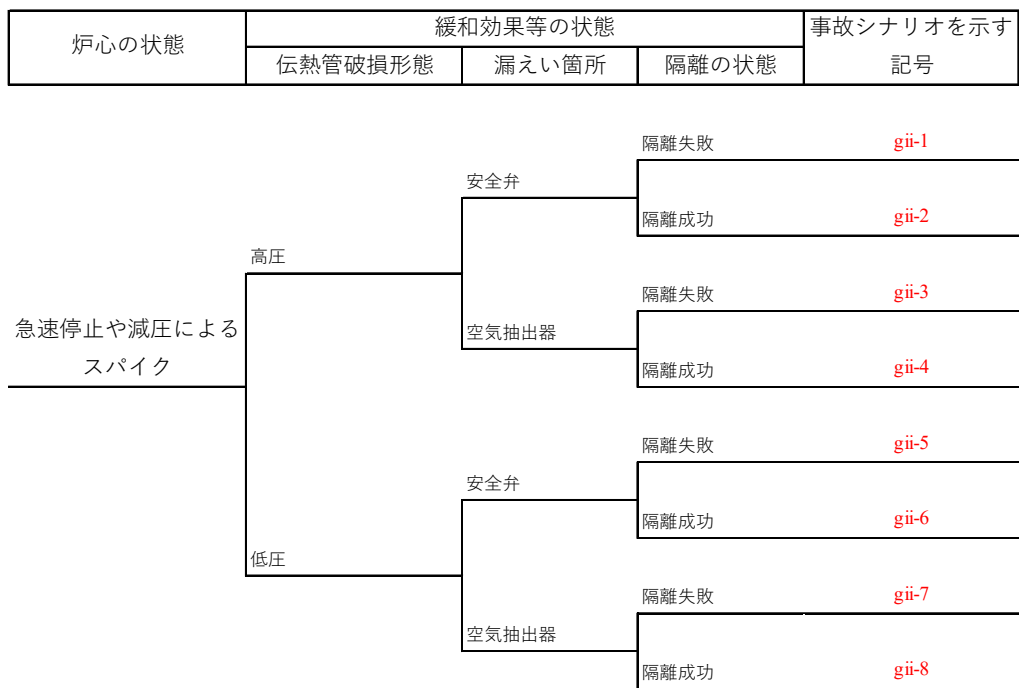


図 2.3.4 PWR SGTR による放出（スパイク放出）の事故シナリオ

Fig. 2.3.4 Scenarios of nuclide release by SGTR of PWRs (spiked coolant release)

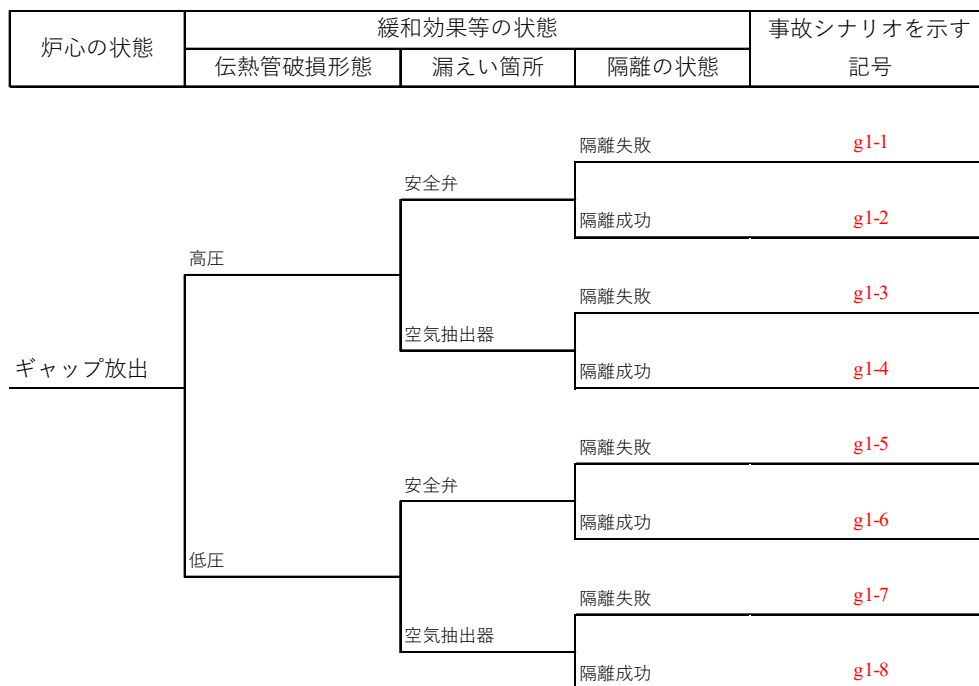


図 2.3.5 PWR SGTR による放出（ギャップ放出）の事故シナリオ
Fig. 2.3.5 Scenarios of nuclide release by SGTR of PWRs (gap release)

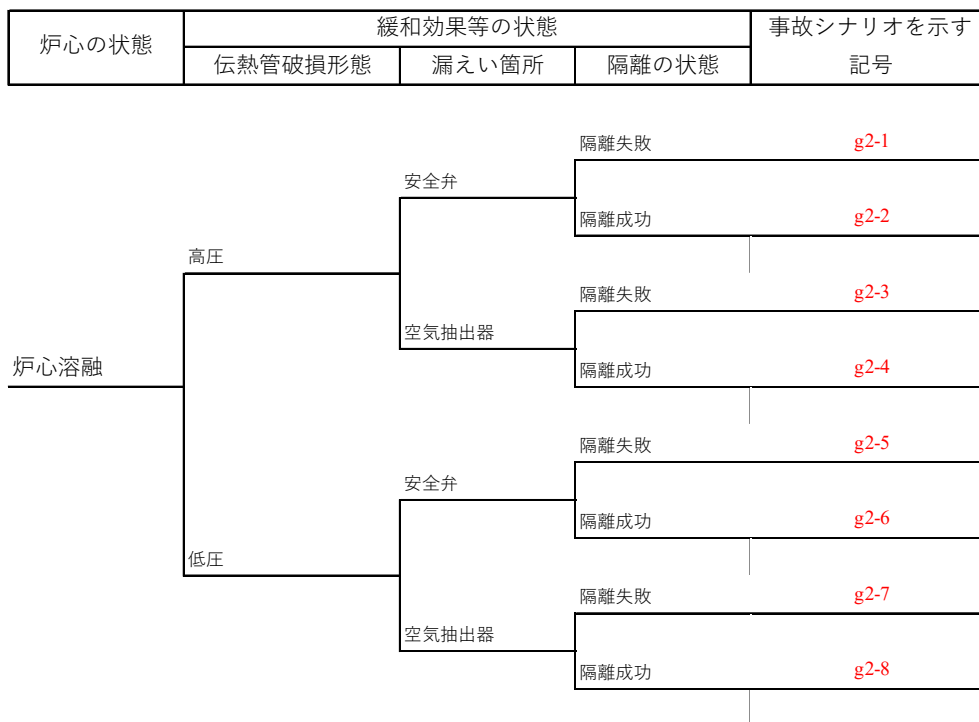


図 2.3.6 PWR SGTR による放出（炉心溶融）の事故シナリオ
Fig. 2.3.6 Scenarios of nuclide release by SGTR of PWRs (core melt)

炉心の状態	格納容器の状態			事故シナリオを示す記号	
	スプレイ	ホールドアップ	放出形態	ベント無	ベント有
ギャップ放出	Spray なし	≦1h	100%/h	δ3-1	φ3-1
			100%/h	δ3-2	φ3-2
		2-12h	100%/d	δ3-3	φ3-3
			design leak	δ3-4	φ3-4
		>12h	100%/h	δ3-5	φ3-5
			100%/d	δ3-6	φ3-6
			design leak	δ3-7	φ3-7
	Spray あり	≦1h	100%/h	δ3-8	φ3-8
			100%/h	δ3-9	φ3-9
		2-12h	100%/d	δ3-10	φ3-10
			design leak	δ3-11	φ3-11
		>12h	100%/h	δ3-12	φ3-12
			100%/d	δ3-13	φ3-13
			design leak	δ3-14	φ3-14

図 2.3.7 BWR ドライウェルからの放出（ギャップ放出）の事故シナリオ
Fig. 2.3.7 Scenarios of nuclide releases from BWR Drywell (gap release)

炉心の状態	格納容器の状態			事故シナリオを示す記号	
	スプレイ	ホールドアップ	放出形態	ベント無	ベント有
炉心溶融	Spray なし	≦1h	100%/h	δ4-1	φ4-1
			100%/h	δ4-2	φ4-2
		2-12h	100%/d	δ4-3	φ4-3
			design leak	δ4-4	φ4-4
		>12h	100%/h	δ4-5	φ4-5
			100%/d	δ4-6	φ4-6
			design leak	δ4-7	φ4-7
	Spray あり	≦1h	100%/h	δ4-8	φ4-8
			100%/h	δ4-9	φ4-9
		2-12h	100%/d	δ4-10	φ4-10
			design leak	δ4-11	φ4-11
		>12h	100%/h	δ4-12	φ4-12
			100%/d	δ4-13	φ4-13
			design leak	δ4-14	φ4-14

図 2.3.8 BWR ドライウェルからの放出（炉心溶融）の事故シナリオ
Fig. 2.3.8 Scenarios of nuclide releases from BWR Drywell (core melt)

炉心の状態	格納容器の状態			事故シナリオを示す記号	
	ウェットウェル状態	ホールドアップ	放出形態	ベント無	ベント有
ギャップ放出	飽和状態	≦1h	100%/h	δ5-1	φ5-1
		2-12h	100%/h	δ5-2	φ5-2
			100%/d	δ5-3	φ5-3
			design leak	δ5-4	φ5-4
		>12h	100%/h	δ5-5	φ5-5
			100%/d	δ5-6	φ5-6
			design leak	δ5-7	φ5-7
	サブクール	≦1h	100%/h	δ5-8	φ5-8
		2-12h	100%/h	δ5-9	φ5-9
			100%/d	δ5-10	φ5-10
			design leak	δ5-11	φ5-11
		>12h	100%/h	δ5-12	φ5-12
			100%/d	δ5-13	φ5-13
			design leak	δ5-14	φ5-14

図 2.3.9 BWR ウェットウェルからの放出（ギャップ放出）の事故シナリオ
Fig. 2.3.9 Scenarios of nuclide releases from the BWR Wetwell (gap release)

炉心の状態	格納容器の状態			事故シナリオを示す記号	
	ウェットウェル状態	ホールドアップ	放出形態	ベント無	ベント有
炉心溶融	飽和状態	≦1h	100%/h	δ6-1	φ6-1
		2-12h	100%/h	δ6-2	φ6-2
			100%/d	δ6-3	φ6-3
			design leak	δ6-4	φ6-4
		>12h	100%/h	δ6-5	φ6-5
			100%/d	δ6-6	φ6-6
			design leak	δ6-7	φ6-7
	サブクール	≦1h	100%/h	δ6-8	φ6-8
		2-12h	100%/h	δ6-9	φ6-9
			100%/d	δ6-10	φ6-10
			design leak	δ6-11	φ6-11
		>12h	100%/h	δ6-12	φ6-12
			100%/d	δ6-13	φ6-13
			design leak	δ6-14	φ6-14

図 2.3.10 BWR ウェットウェルからの放出（炉心溶融）の事故シナリオ
Fig. 2.3.10 Scenarios of nuclide releases from the BWR Wetwell (core melt)

炉心の状態	緩和効果等の状態		事故シナリオを示す 記号
	緩和	放出形態	
ギャップ放出	フィルタ なし	100%/h	v1-1
		100%/d	v1-2
		0.1%/d	v1-3
	フィルタ あり	100%/h	v1-4
		100%/d	v1-5
		0.1%/d	v1-6

図 2.3.11 PWR 及び BWR 格納容器バイパスによる放出（ギャップ放出）の事故シナリオ
Fig. 2.3.11 Scenarios of containment bypass releases of PWRs and BWRs (gap release)

炉心の状態	緩和効果等の状態		事故シナリオを示す 記号
	緩和	放出形態	
炉心溶融	フィルタ なし	100%/h	v2-1
		100%/d	v2-2
		0.1%/d	v2-3
	フィルタ あり	100%/h	v2-4
		100%/d	v2-5
		0.1%/d	v2-6

図 2.3.12 PWR 及び BWR 格納容器バイパスによる放出（炉心溶融）の事故シナリオ
Fig. 2.3.12 Scenarios of containment bypass releases of PWRs and BWRs (core melt)

2.4. 補正係数について

マニュアルの利用者は、事故時の実際の状況に応じて評価を行うため、ステップ 2－1～2－3 で選定した標準予測線量に対して下記に示す補正係数を乗じる。

2.4.1. 出力による補正

評価対象プラントの出力が 1,000 MWe でない場合、評価対象プラントの電気出力と 1,000 MWe の比に相当する出力補正係数 F^{POW} を標準予測線量に乗じる。出力による予測線量の補正はステップ 2－4 に対応する。

2.4.2. 放出継続時間による補正

放出継続時間が 1 時間以上に及ぶ場合には、評価する事故シナリオの放出継続時間[h]に相当する放出継続時間補正係数 F^{DUR} を標準予測線量に乗じる。放出継続時間による予測線量の補正はステップ 2－5 に対応する。

2.4.3. 原子炉停止後の時間による補正

放射性物質の環境への放出開始が原子炉停止から 1 日以上である場合には、時間補正係数 F_t^{TIME} を標準予測線量に乗じる。

時間補正係数はマニュアルの付属書 4 に記載されているように、イベントツリーに記載されている標準予測線量と、放射性物質の環境への放出開始時間が原子炉停止から t 日後である場合の実効線量の比として、以下の式(2.2)で算出される。

$$F_t^{TIME} = \frac{H(t)}{H_{s,o}} \dots\dots\dots (2.2)$$

ここで、

F_t^{TIME} : t 日経過後に放出された場合の実効線量と標準予測線量の比 [-]

$H(t)$: 炉停止から t 日経過後の放射性物質の減衰を考慮した実効線量 [Sv]

$H_{s,o}$: イベントツリー記載の標準予測線量 [Sv]

である。

ただし、付属書 4 には「この値は厳密には事故シナリオごとに異なるため、特徴的な事故シナリオをグループ化し、代表的な事故シナリオで上式に基づいた計算を行い、各日数におけるシナリオごとの最大の F_t^{TIME} を包含するように定める。」と記載されている。この事故シナリオの特徴に応じたシナリオグループ（以下「シナリオグループ」という。）及び時間補正係数の定義の詳細については、本報告 4.1 節に記載した。

2.4.4. 距離、放出高さ及び降雨の影響による補正

放出源から 1 km 以遠の距離があるか、放射性物質が高所放出されるか及び降雨があるかの三つの条件を踏まえた距離補正係数 F_x^{DIST} を標準予測線量に乗じる。

距離補正係数はマニュアルの付属書 4 に記載されているように、標準予測線量と任意の距離、放出高さ及び降雨を考慮した実効線量の比として、以下の式(2.3)で算出される。

$$F_x^{DIST} = \frac{H(x)}{H_{s,o}} \dots\dots\dots (2.3)$$

ここで、

F_x^{DIST} : 放出源からの距離 x における放出高さ及び降雨を考慮した場合の実効線量と標準予測線量の比 [-]

$H(x)$: 距離、放出高さ及び降雨を考慮した実効線量 [Sv]

$H_{s,o}$: 標準予測線量 [Sv]

である。

ただし、付属書 4 には「(距離補正係数は) 事故シナリオによって値は異なる。そのため、どのシナリオでも保守的に計算できるような値を距離補正係数として定義する。」と記載されており、距離補正係数は事故シナリオの特徴を考慮して定められている。距離補正係数の定義の詳細については、本報告 4.2 節に記載した。

2.5. RTM-96 評価手法との比較

参考とした NRC の RTM-96 の評価方法と比較すると以下のような相違がある。

- ・ RTM-96 は被ばく評価指標が全急性骨表面線量 (TABD ; 以下「骨髄線量」という。) 及び甲状腺線量 (Thyroid Dose) であるが、マニュアルでは実効線量とした。
- ・ RTM-96 は大気中の放射性物質の拡散計算に NRC が整備した緊急時被ばく評価コード RASCAL⁹を用いた計算に基づいているが、マニュアルでは気象指針を用いた。
- ・ 地表面に沈着した放射性物質からの被ばくについて、RTM-96 は 1 日間の被ばく継続時間を仮定して計算されている。マニュアルでは事前対策のめやす線量 (原子力災害発生初期の 1 週間以内) を参考に、7 日間の被ばく継続時間が仮定されている。7 日間という期間は、原子力災害事前対策の策定において参照すべき線量のめやす³ 及び IAEA GSR Part 7 記載の緊急防護措置のめやすとなる Generic criteria¹⁰を参考に定めた。

このような相違があるため、RTM-96 の評価結果とマニュアルを用いた評価結果を直接比較することは困難である。マニュアルに定めた手法が保守的な仮定のもと簡易的に評価するという目的に沿ったものであることを確認するため、国内プラントを対象として 7 日間の実効線量を評価した先行事例とマニュアルの評価事例を比較した。詳細は本報告 5 章に示す。

3. 標準予測線量の計算

3.1. 標準予測線量の計算方法及び計算条件

ここでは、式(2.1)で導入した標準予測線量 $H_{s,o}$ の計算方法及び計算条件についてまとめる。

3.1.1. 標準予測線量の計算方法

標準予測線量 $H_{s,o}$ の計算手順は、以下のとおりである。

- (1) 環境への放出量の計算
- (2) 放射性物質の大気中拡散及び地表面沈着の計算
- (3) 実効線量の計算

具体的な計算方法を以下に示す。

(1) 環境への放出量の計算

放射性物質の環境への放出量は、初期炉心インベントリ、炉心から格納容器に放出される炉心放出割合（CRF）、緩和効果による低減割合（RDF）及び環境への放出割合（EF）の積として、以下の式(3.1)のとおり計算される。

$$Q_i = Q_i^{INV} F_i^{CRF} \left(\prod_m F_{m,i}^{RDF} \right) F^{EF} \dots\dots\dots (3.1)$$

ここで、

Q_i ：核種 i の環境への1時間当たりの放出量 [Bq/h]

Q_i^{INV} ：核種 i の初期炉心インベントリ [Bq]

F_i^{CRF} ：核種 i の炉心放出割合（CRF） [-]

$F_{m,i}^{RDF}$ ：核種 i の緩和効果 m による低減割合（RDF） [-]

F^{EF} ：環境への1時間当たりの放出割合（EF） [1/h]

添字 i ：核種の種類、 m ：緩和効果の種類

である。

式(3.1)における初期炉心インベントリ、炉心放出割合、緩和効果による低減割合及び環境への放出割合を以下のとおり定めた。

① 初期炉心インベントリ

初期炉心インベントリは燃料集合体内の放射性物質¹¹と原子炉内の冷却材中の放射性物質の二種類がある^(注7)。放射性物質の環境への放出量の計算においては、炉心損傷に至らない事故シナリオの場合、冷却材に含まれる放射性物質の放

^(注7) RTM-96 Tab. C-7 を参考に作成した。出典は WASH-1400、表VI-3-1 である¹¹。なお、単位をキュリーからベクレルに変換した。単位換算には $1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$ を用いる。

射能を初期炉心インベントリとして用い、炉心損傷に至る事故シナリオの場合、燃料集合体内の放射性物質の放射能を初期炉心インベントリとして用いる。この初期炉心インベントリの値は、RTM-96 を参考に定めた。核種別の初期炉心インベントリ、半減期及び壊変定数を表 3.1.1 に示す。なお、親核種から生成した娘核種のうち、実効線量に対する寄与が無視できない一部の核種については、付録 1 のとおり娘核種の生成を考慮した。

② 炉心放出割合 (CRF)

炉心放出割合は、炉心状態に対応した炉心から格納容器等に放出される放射性物質の割合を表している。すなわち、 $F_t^{CRF} = (\text{炉心から放出される放射能}) / (\text{炉心中の放射能})$ として表される。なお、炉心状態が炉心損傷に至らない事故シナリオの場合には、炉心放出割合 (CRF) を考慮しない。炉心放出割合は、NUREG-1465¹²の値を参照し、表 3.1.2 のとおり定めた。

③ 緩和効果による低減割合 (RDF)

緩和効果による低減割合は、放射性物質の格納容器等から環境への放出を防止又は低減するための緩和策の効果を表している。すなわち、 $F_{m,i}^{RDF} = (\text{緩和策が機能した場合の放射能}) / (\text{緩和策が機能しなかった場合の放射能})$ として表される。緩和策には、格納容器スプレイ、自然対流冷却、補助建屋空調フィルタ、フィルタベント等がある。低減割合の値は RTM-96 Tab. C-5 を参考に表 3.1.3 のとおり定めた。

なお、希ガス及び有機ヨウ素は緩和策により低減されないと仮定した。また、緩和策による効果が重畳する場合、低減割合は式(3.1)のとお事故シナリオに応じて緩和策ごとの低減割合の積とするが、この積は RTM-96 を参考に 0.001 を下回らないものと仮定した。なお、例外として、フィルタベント、補助建屋空調フィルタ等のフィルタによる低減割合は、低減割合の積が 0.001 を下回ってよいものとした^(注8)。

④ 環境への放出割合 (EF)

環境への放出割合は、格納容器から 1 時間当たりに環境へ放出される放射性物質を含む気体の体積の格納容器体積に対する割合である。すなわち、 $F^{EF} = (1 \text{ 時間当たりの放出体積}) / (\text{格納容器の容積})$ として表される。RTM-96 Tab. C-

(注8) RASCAL のマニュアル⁹を参考とした。フィルタが他の緩和策と比較して様々な粒子径の放射性物質に対して効果があるという仮定による。

6 を参考に、放出形態に応じた放出割合を表 3.1.4 のとおり定めた^(注9)。

(2) 放射性物質の大気中拡散及び地表面沈着の計算

放射性物質の大気中拡散の計算には、ガウスプルームモデルを用い、ここで、座標軸は直角座標系とし、風下方向を x 軸とし、風下方向に垂直な水平方向を y 軸、地表面に対して鉛直方向を z 軸とした。基礎式に基づく核種 i の大気中濃度 $\chi_i(x, y, z)$ は式(3.2)で表される。この式は気象指針に示される基本拡散式である。

$$\chi_i(x, y, z) = \frac{Q_i \exp(-\lambda_i t)}{2\pi\sigma_y\sigma_z u} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \left\{ \exp\left(-\frac{(z-h)^2}{2\sigma_z^2}\right) + \exp\left(-\frac{(z+h)^2}{2\sigma_z^2}\right) \right\} \quad \cdots \cdots (3.2)$$

ここで、

χ_i : 核種 i の大気中濃度 [Bq/m³]

Q_i : 核種 i の環境への 1 秒当たりの放出量 [Bq/s]^(注10)

λ_i : 核種 i の壊変定数 [1/s]

t : 原子炉停止からの経過時間 [s]

u : 風速 [m/s]

σ_y 、 σ_z : y 軸方向、 z 軸方向の拡散パラメータ [m]

h : 放出高さ [m]

である。

ここでは放出源から放射性物質が連続的に放出され、風向及び風速が一定であり、放射性物質が地表面で完全に反射すると仮定している。拡散パラメータ σ_y 及び σ_z は、放出源からの距離 x の関数であり、気象指針に示される以下の式(3.3)～式(3.5)を用いて計算した。

$$\sigma_y = 0.678\theta_{0.1} \cdot (5 - \log x)x \quad \cdots \cdots (3.3)$$

$$\sigma_z = \sigma_1 x^{a_1 + a_2 \log x + a_3 (\log x)^2} \quad (x > 200 \text{ m}) \quad \cdots \cdots (3.4)$$

$$\sigma_z = \sigma_2 x^{a_4} \quad (x \leq 200 \text{ m}) \quad \cdots \cdots (3.5)$$

拡散パラメータ σ の設定条件を表 3.1.5 に示す。拡散パラメータに対しては低風速

^(注9) 冷却材中の放射性物質の放出の場合は、原子炉冷却材保有量に対して環境に放出する割合である。

^(注10) ここでは式(3.1)の Q_i の単位である Bq/h に対して、式(3.2)のとおりの単位を Bq/s とする。

補正⁹を考慮した^(注11)。低風速補正の詳細については3.2.4節に示す。

$$\Sigma_y = (\sigma_y^2 + \Delta\sigma_y^2)^{\frac{1}{2}} \dots\dots\dots(3.6)$$

$$\Sigma_z = (\sigma_z^2 + \Delta\sigma_z^2)^{\frac{1}{2}} \dots\dots\dots(3.7)$$

ここで、

Σ_y ：y軸方向の濃度分布の拡散パラメータ [m]

Σ_z ：z軸方向の濃度分布の拡散パラメータ [m]

$\Delta\sigma_y$ ：低風速補正によるy軸方向の補正項 [m]

$\Delta\sigma_z$ ：低風速補正によるz軸方向の補正項 [m]

である。

上述の計算式から、低風速補正を考慮してガウスプルームモデルにより次式(3.8)のとおり核種*i*の大気中濃度を計算した。

$$\chi_i(x, y, z) = \frac{Q_i}{2\pi\Sigma_y\Sigma_z u} \exp\left(-\frac{y^2}{2\Sigma_y^2}\right) \left[\exp\left\{-\frac{(z-h)^2}{2\Sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+h)^2}{2\Sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots(3.8)$$

原子炉停止から放射性物質の環境への放出までの時間経過による核種の減衰及び降雨を考慮する場合には、大気中の放射性物質の除去（ウォッシュアウト）を仮定し、放射性物質の大気中濃度を式(3.9)のように表すことができる。

単位時間及び単位面積当たりの核種*i*の地表面密度 $\dot{\chi}_{i,D}$ は、式(3.10)で示される。湿性沈着速度 V_R は式(3.11)で表される。ここで用いられるウォッシュアウト係数は、式(3.12)で表される^(注12)。

$$\chi_i(x, y, z) = \frac{Q_i \exp(-\lambda_i t)}{2\pi\Sigma_y\Sigma_z u} \exp\left(-\frac{y^2}{2\Sigma_y^2}\right) \left[\exp\left\{-\frac{(z-h)^2}{2\Sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+h)^2}{2\Sigma_z^2}\right\} \right] \exp\left(-\Lambda \frac{x}{u}\right) \dots\dots(3.9)$$

$$\dot{\chi}_{i,D}(x, y) = \chi_i(x, y, 0)(V_d + V_R) \dots\dots\dots(3.10)$$

$$V_R = \Lambda \sqrt{\frac{\pi}{2}} \sigma_z \exp\left(\frac{h^2}{2\sigma_z^2}\right) \dots\dots\dots(3.11)$$

$$\Lambda = CR^\alpha \dots\dots\dots(3.12)$$

ここで、

Λ ：ウォッシュアウト係数 [s⁻¹]

(注11) 地形が複雑で大気拡散に影響があると想定される場合や放出源に対する建屋等の影響が著しいことが想定される場合、風洞実験等を参考に拡散の式を補正する必要がある。

(注12) 沈着に関するモデル及びウォッシュアウトに関するモデルは確率論的環境影響評価コード MACCS⁶で用いられるモデルを参考とした。

$\dot{\chi}_{i,D}$ ：単位時間及び単位面積当たりの核種*i*の地表面密度 [Bq/m²s]

V_d ：乾性沈着速度 [m/s]

V_R ：湿性沈着速度 [m/s]

R ：降水強度 [mm/h]

α, C ：経験的に決定される係数¹³ ($\alpha = 9.5 \times 10^{-5}$ 、 $C = 0.8$)

である。

(3) 実効線量の計算方法

(2)で算出した大気中濃度からのクラウドシャイン及び地表面沈着からのグランドシャインによる外部被ばくの実効線量、並びに大気中濃度からの吸入による内部被ばく(注13)の実効線量を計算した。標準予測線量 $H_{s,o}$ は以下の式(3.13)から式(3.16)で求められる。

$$H_{s,o} = H_{CS} + H_{GS} + H_{IH} \quad \dots\dots\dots (3.13)$$

$$H_{CS} = \sum_i K_i^{CS} \chi_i \quad \dots\dots\dots (3.14)$$

$$H_{GS} = \sum_i K_i^{GS} \dot{\chi}_{i,D} \quad \dots\dots\dots (3.15)$$

$$H_{IH} = \sum_i K_i^{IH} \chi_i \quad \dots\dots\dots (3.16)$$

ここで、

H_{CS} ：クラウドシャインによる実効線量 [Sv]

H_{GS} ：グランドシャインによる実効線量 [Sv]

H_{IH} ：内部被ばくによる実効線量 [Sv]

K_i^{CS} ：核種*i*のクラウドシャインによる線量換算係数（変換後） [(Sv m³)/Bq]

K_i^{GS} ：核種*i*のグランドシャインによる線量換算係数（変換後） [(Sv m² s)/Bq]

K_i^{IH} ：核種*i*の内部被ばくによる線量換算係数（変換後） [(Sv m³)/Bq]

である。

また、添字については、CSはクラウドシャイン、GSはグランドシャイン、IHは吸入による内部被ばくの被ばく経路を表す。

(注13) 内部被ばくは放射性物質の吸入による被ばくのみを考慮し、食糧摂取や再浮遊した放射性物質の吸入による内部被ばくは考慮していない。

上記の線量換算係数 K_i^{CS} 、 K_i^{GS} 及び K_i^{IH} は、以下の式(3.17)から式(3.19)^(注14)によりマニュアルで用いられる単位系に変換することができる。

$$K_i^{CS} = k_i^{CS} t_{plu} \dots\dots\dots (3.17)$$

$$K_i^{GS} = k_i^{GS} f_s t_{dep} \int_0^{t_{exp}^{GS}} e^{-\lambda_i t} dt \dots\dots\dots (3.18)$$

$$K_i^{IH} = k_i^{IH} M t_{inh} \dots\dots\dots (3.19)$$

ここで、

k_i^{CS} ：核種 i に関するクラウドシャインによる線量換算係数 [(Sv/Bq)(m³/s)]

k_i^{GS} ：核種 i に関するグランドシャインによる線量換算係数 [(Sv/Bq)(m²/s)]

k_i^{IH} ：核種 i に関する吸入による線量換算係数（換算前）[Sv/Bq]

M ：呼吸率 [m³/h]

f_s ：地表面粗さ補正係数 [-]

t_{plu} ：ブルーム通過期間 [s]

t_{exp}^{GS} ：グランドシャインの被ばく継続時間 [s]

t_{dep} ：沈着継続時間 [s]

t_{inh} ：吸入継続時間 [h]

である。

本評価に用いた線量換算係数の一覧を表 3.1.6 に示す。それぞれの被ばく経路に応じた線量換算係数 k_i^{CS} 、 k_i^{GS} 及び k_i^{IH} は、米国の連邦指針レポート（FGR；Federal Guidance Report）^{14,15}に記載されている値を用いた。

沈着継続時間 t_{dep} 及び吸入継続時間 t_{inh} は、ブルーム通過時間 t_{plu} と同一とし、全て1時間（3,600 秒）と仮定した。

クラウドシャインによる実効線量の計算においては、大気中の核種は空間的に一様に分布する線源であると仮定した。グランドシャインによる実効線量の計算においては、一様な面線源として地表面に核種が沈着しているものと仮定した。沈着した放射性物質からの被ばく継続時間 t_{exp}^{GS} は7日間と仮定した^(注15)。グランドシャインによる核種 i の実効線量 $H_{GS,i}$ は以下の式(3.20)のように計算した。

なお、プラント内の放射性物質からの放射線（直接線及びスカイシャイン線）による影響は考慮していない。

$$H_{GS,i} = \int_0^{t_{exp}^{GS}} t_{dep} \dot{X}_{i,D}(t) k_i^{GS} f_s dt \dots\dots\dots (3.20)$$

(注14) RTM-96 F 章の Full Calculation Method を参考とした。吸入継続時間は呼吸率の単位系に合わせて秒 [s]ではなく時間 [h]とした。各時間に関する考え方を付録2に示す。

(注15) 被ばく継続時間の詳細は付録2を参照。

$$\begin{aligned}
&= t_{dep} k_i^{GS} f_s \int_0^{t_{exp}^{GS}} \dot{\chi}_{i,D}(0) \exp(-\lambda_i t) dt \\
&= \dot{\chi}_{i,D}(0) k_i^{GS} f_s t_{dep} \int_0^{t_{exp}^{GS}} \exp(-\lambda_i t) dt \\
&= K_i^{GS} \dot{\chi}_{i,D}(0)
\end{aligned}$$

吸入による実効線量は、地表面付近の大気中濃度に FGR11¹⁴に提示されている 50 年預託線量の線量換算係数を乗じて求めた。

なお、地表面に沈着した放射性物質は再浮遊しないものと仮定し、再浮遊からの内部被ばくは考慮しない。

マニュアルに用いられた経過時間、被ばく継続時間等については、付録 2 にまとめる。また、地表面への沈着の仮定についての補足を付録 3 に示す。

表 3.1.1 初期炉心インベントリ、半減期及び壊変定数
Table 3.1.1 Inventory, half-life and decay coefficient

核種	Q^{INV} (冷却材) 補足 1)	Q^{INV} (燃料集合体) 補足 2)	半減期 補足 3)	壊変定数 補足 4) λ
	[Bq]	[Bq]	[h]	[s ⁻¹]
Kr-85	4.0E+12	2.1E+16	9.4E+04	2.0E-09
Kr-85m	8.9E+09	8.9E+17	4.5E+00	4.3E-05
Kr-87	4.8E+07	1.7E+18	1.3E+00	1.5E-04
Kr-88	5.9E+10	2.5E+18	2.8E+00	6.9E-05
Xe-131m	6.8E+12	3.7E+16	2.9E+02	6.6E-07
Xe-133	2.4E+13	6.3E+18	1.3E+02	1.5E-06
Xe-133m	6.5E+11	2.2E+17	5.3E+01	3.6E-06
Xe-135	7.9E+12	1.3E+18	9.1E+00	2.1E-05
Xe-138	1.1E+12	6.3E+18	2.4E-01	8.0E-04
I-131	4.2E+11	3.1E+18	1.9E+02	1.0E-06
I-132	1.9E+12	4.4E+18	2.3E+00	8.4E-05
I-133	1.3E+12	6.3E+18	2.1E+01	9.2E-06
I-134	3.1E+12	7.0E+18	8.8E-01	2.2E-04
I-135	2.4E+12	5.6E+18	6.6E+00	2.9E-05
Cs-134	6.6E+10	2.8E+17	1.8E+04	1.1E-08
Cs-136	8.0E+09	1.1E+17	3.1E+02	6.2E-07
Cs-137	8.7E+10	1.7E+17	2.6E+05	7.4E-10
Sr-89	4.3E+10	3.5E+18	1.2E+03	1.6E-07
Sr-90	6.9E+10	1.4E+17	2.6E+05	7.4E-10
Sr-91	1.5E+12	4.1E+18	9.5E+00	2.0E-05
Y-91	1.4E+12	4.4E+18	1.4E+03	1.4E-07
Mo-99	2.6E+12	5.9E+18	6.6E+01	2.9E-06
Ru-103	1.1E+08	4.1E+18	9.4E+02	2.0E-07
Te-129m	1.8E+09	2.0E+17	8.1E+02	2.4E-07
Te-131m	1.4E+10	4.8E+17	3.0E+01	6.4E-06
Te-132	1.6E+10	4.4E+18	7.8E+01	2.5E-06
Sb-127	0.0E+00	2.3E+17	9.2E+01	2.1E-06
Sb-129	0.0E+00	1.2E+18	4.3E+00	4.5E-05
Ba-140	1.2E+11	5.9E+18	3.1E+02	6.2E-07
La-140	2.3E+11	5.9E+18	4.0E+01	4.8E-06
Ce-144	3.7E+10	3.1E+18	6.8E+03	2.8E-08
Np-239	2.0E+10	5.9E+19	5.7E+01	3.4E-06
H-3	9.3E+12	考慮しない	1.1E+05	1.8E-09
Mn-54	1.5E+10	考慮しない	7.5E+03	2.6E-08
Co-58	4.3E+10	考慮しない	1.7E+03	1.1E-07
Co-60	4.9E+09	考慮しない	4.6E+04	4.2E-09
Tc-99	1.3E+09	考慮しない	1.9E+09	1.0E-13
Ru-106	8.9E+11	考慮しない	8.8E+03	2.2E-08

補足1) RTM-96 の Table C-2 を参考に単位換算を行った。この初期炉心インベントリは PWR の冷却材 2.5×10⁵ kg 中の放射性物質の量[Bq]を示している。

補足2) RTM-96 の Table C-7 を参考に単位換算を行った。この初期炉心インベントリは 1,000 MWe のプラントにおける原子炉停止から 30 分後の燃料集合体内の放射性物質の量 [Bq]を示している。対象核種は Table C-7 の注釈 b に記載された主要核種とした。

補足3) RTM-96 の Table F-1 を参考とした。

表 3.1.2 炉心放出割合 (CRF)
Table 3.1.2 Core release fractions (CRF)

炉心の状態	核種グループ	炉心放出割合 [-]	
		PWR	BWR
ギャップ放出	Xe, Kr	0.05	0.05
	I	0.05	0.05
	Cs	0.05	0.05
原子炉容器内 炉心溶融時の放出	Xe, Kr	0.95	0.95
	I, Br	0.35	0.25
	Cs	0.25	0.2
	Te, Sb, Se	0.05	0.05
	Ba	0.02	0.02
	Sr	0.02	0.02
	Ce, Np, Pu	0.0005	0.0005
	Ru, Mo, Tc, Rh, Pd	0.0025	0.0025
	La, Y, Pm, Zr, Nd, Eu, Nb, Pr, Sm	0.0002	0.0002

表 3.1.3 緩和効果による低減割合 (RDF)
Table 3.1.3 Reduction factors by mitigation effects (RDF)

緩和効果			低減割合 [-]
格納容器内 浮遊エアロゾル の除去	自然な過程 (スプレイなし)	ホールドアップ ≤ 1 h	0.75
		ホールドアップ 2~12 h	0.36
		ホールドアップ > 12 h	0.03
	スプレイ作動	ホールドアップ ≤ 1 h	0.03
		ホールドアップ 2~12 h	0.02
		ホールドアップ > 12 h	0.01
サプレッションプールの スクラビング効果		サブクール状態のプール水	0.01
		飽和温度のプール水	0.05
		プールバイパス	1.0
フィルタベント		エアロゾルに対して	0.001
		無機ヨウ素に対して	0.01
		有機ヨウ素に対して	0.02
その他のフィルタ		乾燥した低圧流	0.01
		湿った高圧流（破裂）	1.0
蒸気発生器伝熱管破損における緩和効果		一次系による保持	0.2
		隔離成功	0.02
		隔離失敗	0.5
		空気抽出器からの放出	0.02

表 3.1.4 環境への放出割合 (EF)
Table 3.1.4 Escape fractions of environment release (EF)

放出形態		環境への 1 時間当たりの放出割合 [1/h]
設計圧力における格納容器からの設計漏えい	PWR : 大型乾式 (0.1 %/d)	4.E-5
	BWR : (0.5 %/ d)	2.E-4
隔離失敗	隔離弁閉失敗 (100 %/ d)	4.E-2
格納容器大規模破損	1 時間の放出 (100 %/ h)	1.0
SGTR	高圧状態において伝熱管 1 本破損	0.35
	低圧状態において伝熱管 1 本破損	0.03

表 3.1.5 拡散パラメータ σ の設定パラメータ
Table 3.1.5 Evaluation parameters for diffusion parameters σ

記号	大気安定度 D の場合の値
$\theta_{0.1}$	20
σ_1	31.7
σ_2	33.0
a_1	0.763
a_2	-0.0951
a_3	0.0
a_4	0.854

表 3.1.6 線量換算係数

Table 3.1.6 Dose conversion factors

核種	クラウドシャイン		グランドシャイン		吸入	
	k_i^{CS}	K_i^{CS}	k_i^{GS}	K_i^{GS}	k_i^{IH}	K_i^{IH}
	[(Sv/Bq)(m ³ /s)]	[(Sv m ³)/Bq]	[(Sv/Bq)(m ² /s)]	[(Sv m ² s)/(Bq)]	[Sv/Bq]	[(Sv m ³)/Bq]
Kr-85	1.19E-16	4.30E-13	2.64E-18	4.03E-09	1.65E-13	1.98E-13
Kr-85m	7.48E-15	2.69E-11	1.52E-16	8.98E-09	1.05E-13	1.26E-13
Kr-87	4.13E-14	1.49E-10	7.32E-16	1.25E-08	3.51E-13	4.22E-13
Kr-88	1.36E-13	4.89E-10	2.33E-15	8.56E-08	8.38E-13	1.01E-12
Xe-131m	3.88E-16	1.40E-12	2.06E-17	2.59E-08	0.00E+00	0.00E+00
Xe-133	1.56E-15	5.62E-12	4.63E-17	4.66E-08	4.32E-13	5.19E-13
Xe-133m	1.37E-15	4.95E-12	4.07E-17	2.51E-08	0.00E-00	0.00E+00
Xe-135	1.19E-14	4.30E-11	2.42E-16	2.89E-08	5.68E-13	6.81E-13
Xe-138	5.79E-14	2.08E-10	1.04E-15	3.25E-09	0.00E+00	0.00E+00
I-131	1.82E-14	6.57E-11	3.75E-16	4.28E-07	8.89E-09	1.07E-08
I-132	1.12E-13	4.03E-10	2.21E-15	6.67E-08	1.03E-10	1.24E-10
I-133	2.94E-14	1.06E-10	5.98E-16	1.64E-07	1.58E-09	1.90E-09
I-134	1.30E-13	4.68E-10	2.54E-15	2.92E-08	3.54E-11	4.25E-11
I-135	8.26E-14	2.97E-10	1.54E-15	1.33E-07	3.32E-10	3.99E-10
Cs-134	7.58E-14	2.73E-10	1.52E-15	2.32E-06	1.25E-08	1.50E-08
Cs-136	1.06E-13	3.81E-10	2.09E-15	2.66E-06	1.98E-09	2.38E-09
Cs-137	2.88E-14	1.04E-10	5.88E-16	8.96E-07	8.62E-09	1.03E-08
Sr-89	7.73E-17	2.78E-13	2.27E-18	3.30E-09	1.12E-08	1.34E-08
Sr-90	7.51E-18	2.70E-14	2.85E-19	4.34E-10	3.51E-07	4.22E-07
Sr-91	3.44E-14	1.24E-10	6.79E-16	8.44E-08	4.49E-10	5.38E-10
Y-91	2.61E-16	9.38E-13	5.76E-18	8.42E-09	1.32E-08	1.58E-08
Mo-99	1.31E-14	4.73E-11	2.68E-16	1.92E-07	1.07E-09	1.28E-09
Ru-103	2.25E-14	8.11E-11	4.63E-16	6.64E-07	2.42E-09	2.90E-09
Te-129m	4.32E-15	1.55E-11	9.76E-17	1.39E-07	6.46E-09	7.75E-09
Te-131m	7.00E-14	2.52E-10	1.37E-15	5.28E-07	1.73E-09	2.08E-09
Te-132	1.04E-14	3.73E-11	2.28E-16	1.81E-07	2.55E-09	3.06E-09
Sb-127	3.35E-14	1.21E-10	6.76E-16	5.84E-07	1.63E-09	1.96E-09
Sb-129	7.13E-14	2.57E-10	1.38E-15	7.76E-08	1.74E-10	2.09E-10
Ba-140	8.63E-15	3.11E-11	1.80E-16	2.29E-07	1.01E-09	1.21E-09
La-140	1.17E-13	4.22E-10	2.16E-15	1.07E-06	1.31E-09	1.57E-09
Ce-144	2.81E-15	1.01E-11	5.83E-17	8.81E-08	1.01E-07	1.21E-07
Np-239	7.66E-15	2.76E-11	1.64E-16	1.06E-07	6.78E-10	8.14E-10
H-3	3.32E-19	1.19E-15	0.00E+00	0.00E+00	3.46E-11	4.15E-11
Mn-54	4.10E-14	1.48E-10	8.11E-16	1.23E-06	1.81E-09	2.17E-09
Co-58	4.76E-14	1.71E-10	9.50E-16	1.40E-06	2.94E-09	3.53E-09
Co-60	1.26E-13	4.54E-10	2.35E-15	3.58E-06	5.92E-08	7.10E-08
Tc-99	1.62E-18	5.84E-15	7.81E-20	1.19E-10	2.25E-09	2.70E-09
Ru-106	1.04E-14	3.76E-11	2.12E-16	3.22E-07	1.29E-07	1.55E-07

補足) k は RASCAL2.1 のマニュアルに記載された線量換算係数⁹であり、 K は単位換算及び実効線量の計算条件を考慮した線量換算係数を表す。 K_i^{CS} 、 K_i^{GS} 及び k_i^{IH} の導出は式(3.17)～式(3.19)に沿って行う。なお、Co-58 は RASCAL2.1 に記載がないため、元文献である米国 Federal Guidance Report を参考として、吸入被ばくは FGR11 Table2.1¹⁴、クラウドシャインは FGR12 TableIII.1、グランドシャインは FGR12 TableIII.3 の換算係数¹⁵を用いた。

3.1.2. 標準予測線量の計算条件

標準予測線量は、電気出力 1,000 MWe のプラントを対象とし、放出源から風下 1 km の評価地点における成人の実効線量である。放出源の高さは地上 0 m、降雨はなし、住民の防護措置は考慮しない条件とした。被ばく経路ごとに、1 時間当たりに放出された放射性物質によるクラウドシャインによる実効線量、7 日間のグランドシャインによる実効線量及び吸入による 50 年預託実効線量を計算した^(注16)。全ての事故シナリオに共通する標準予測線量の計算条件を表 3.1.7 に示す。放出開始時間はシナリオによって異なっており、RTM-96 の参照元である NUREG-1228¹⁶を参考に表 3.1.8 から表 3.1.10 のとおり定めた。

表 3.1.7 標準予測線量の計算条件
Table 3.1.7 Analysis conditions for precalculated dose

パラメータ	記号	設定値	備考／根拠
放出源からの距離	x	1 km	放出源から敷地境界までのおおよその距離
評価高さ	z	0 m	RTM-96 を参考に 0 m に設定
風速	u	1.8 m/s	RTM-96 を参考に設定 ^{補足 1)}
放出高さ	h	0 m	RTM-96 を参考に地表面に設定
大気安定度	-	D	RTM-96 を参考に設定
乾性沈着速度	V_d	3.0×10^{-3} m/s	RTM-96 を参考に設定 ^{補足 2)}
湿性沈着速度	V_R	0.0 m/s	RTM-96 を参考に降雨はないこととした
地表面粗さ補正係数	f_s	0.7	RTM-96 等を参考に設定 ^{補足 3) 17}
呼吸率	M	1.2 m ³ /h	RTM-96 を参考に設定 ^{補足 4)}
被ばく継続時間 (グランドシャイン)	t_{exp}^{GS}	7 日	事前対策のめやす線量等を参考に設定 ^{3,10}

- 補足1) 風速は、RTM-96 における計算の仮定を記載した Section P Assumptions のうち、Section C Dose Calculation に記載された平均気象条件の風速を用いる (RTM-96, P-7)。
 補足2) 乾性沈着速度は、RTM-96 における計算の仮定を記載した Section P Assumptions のうち、Method F.3 に記載された平均沈着速度を用いる (RTM-96, P-7)。
 補足3) 地表面粗さ補正係数は、RTM-96 における計算の仮定を記載した Section P Assumptions のうち、Method F.3 に記載された地表面粗さ補正係数 (ground roughness correction factor) を用いる (RTM-96, P-12)。これは NUREG-1150¹³ で用いられた値でもあるほか、米国 NRC による SOARCA プロジェクト¹⁷ における推奨値でもある。
 補足4) 呼吸率は、RTM-96 における計算の仮定を記載した Section P Assumptions のうち、Method F.3 に記載された呼吸率 (breathing rate) を用いる (RTM-96, P-13)。

(注16) 放出開始時間、被ばく継続時間等の考え方は付録 2 に示す。

表 3.1.8 標準予測線量の放出開始時間の計算条件
Table 3.1.8 Analysis conditions of release timing for precalculated dose

事故シナリオ			ホールドアップ時間[h]	放出開始時間[h]	
記号	シナリオの例				補足
	ベント無	ベント有			
δ/φ	$\delta 1-1$	$\varphi 1-1$	$\delta 1\sim\delta 6$ 、 $\varphi 1\sim\delta 6$ に 対して 同様の分類	1	1
	$\delta 1-2$	$\varphi 1-2$		2 ～ 12	6
	$\delta 1-3$	$\varphi 1-3$			
	$\delta 1-4$	$\varphi 1-4$			
	$\delta 1-5$	$\varphi 1-5$		12 ～	24
	$\delta 1-6$	$\varphi 1-6$			
	$\delta 1-7$	$\varphi 1-7$		1	1
	$\delta 1-8$	$\varphi 1-8$			
	$\delta 1-9$	$\varphi 1-9$		2 ～ 12	6
	$\delta 1-10$	$\varphi 1-10$			
	$\delta 1-11$	$\varphi 1-11$			
	$\delta 1-12$	$\varphi 1-12$		12 ～	24
	$\delta 1-13$	$\varphi 1-13$			
	$\delta 1-14$	$\varphi 1-14$			

表 3.1.9 標準予測線量の放出開始時間の計算条件（SGTR）

Table 3.1.9 Analysis conditions of release timing for precalculated dose（SGTR）

事故シナリオ			隔離の状態	放出開始時間 [h]
記号	シナリオの例	補足		
g	gi-1	gi,ii、 g1~2 に 対して 同様の分類	隔離成功	1
	gi-2		隔離失敗	6
	gi-3		隔離成功	1
	gi-4		隔離失敗	6
	gi-5		隔離成功	1
	gi-6		隔離失敗	6
	gi-7		隔離成功	1
	gi-8		隔離失敗	6

表 3.1.10 標準予測線量の放出開始時間の計算条件（バイパス）

Table 3.1.10 Analysis conditions of release timing for precalculated dose (Bypass)

事故シナリオ			緩和効果 ^{補足)}	放出開始時間 [h]
記号	シナリオの例	補足		
v	v1-1	v1~2 に 対して 同様の分類	フィルタなし	1
	v1-2			
	v1-3			
	v1-4		フィルタあり	6
	v1-5			
	v1-6			

補足) 原子炉建屋、原子炉補助建屋等の空調フィルタを指す。フィルタベントではない。

3.2. 被ばく計算条件設定に係る技術的検討

マニュアルは RTM-96 の考え方を根拠として引用した箇所が多くあるが、一部の計算仮定に相違がある。このため、マニュアルの標準予測線量の計算条件を定める際に以下 4 点に関して技術的検討を行った^{18,19,20,21,22,23}。

- (1) 炉心放出割合
- (2) ヨウ素の化学形態
- (3) フィルタベントによる除染係数
- (4) 拡散パラメータの低風速補正

3.2.1. 炉心放出割合

マニュアルでは、NUREG-1465¹²を参考に PWR と BWR で異なる炉心放出割合 (CRF) が設定されている^(注17)。一方、RTM-96 では PWR と BWR で共通の炉心放出割合 (CRF) が用いられている。RTM-96 と NUREG-1465 の炉心放出割合 (CRF) を比較すると、希ガス類、ヨウ素類及び Cs 類については、炉心放出割合 (CRF) に大きな相違はないものの、その他の核種の炉心放出割合 (CRF) は、大きく値が異なる。そこで、NUREG-1465 と RTM-96 の炉心放出割合 (CRF) の違いが実効線量の評価結果に及ぼす影響を把握する目的で参考解析を行った。その結果、両者の相違は十分に小さく、最大でも 1.1 倍程度であることを確認した²¹。

3.2.2. ヨウ素の化学形態

RTM-96 において、ヨウ素の物理化学的形態 (以下「化学形態」という。)^(注18)の違いは考慮されていないが、NUREG-1465 ではエアロゾル (粒子状)、無機ヨウ素^(注19)及び有機ヨウ素のヨウ素の化学形態について言及されている。ヨウ素の化学形態により緩和効果に大きな違いがあるため、実効線量に影響を及ぼすことが先行研究において示されている²⁴。このため、マニュアルではヨウ素の化学形態の違いを考慮し、NUREG-1465 を参考にヨウ素の組成を表 3.2.1 のとおり定めた。エアロゾル状のヨウ素が 95%、その他 (無機ヨウ素及び有機ヨウ素) の合計が 5%とした。5%のうちの 97%が無機ヨウ素、3%が有機ヨウ素とした。また、表 3.1.3 に記載されているフィルタベントを除く緩和効果に対して、有機ヨウ素の低減割合 (RDF) は希ガス類と同様に 1.0 とした。線量換算係数は、ICRP (International Commission on Radiological Protection; 国際放射線防護委員会) の Publication 119²⁵を参考に表 3.2.2 のとおり定め

(注17) NUREG-1465 から Table 3.12 (BWR) 及び Table 3.13 (PWR) を参考とした。なお、核種グループについては、Table 3.8 を参考とした。

(注18) マニュアルの記載との整合性を踏まえ、本報告ではヨウ素の物理化学的形態を区別する際に化学形態という表記を用いる。

(注19) ここでは元素状ヨウ素 I₂を指す。

た(注20)。

3.2.3. フィルタベントによる除染係数

マニュアルではフィルタベントを用いる事故シナリオが考慮されている。フィルタベントによる放射性物質の除去性能は、除染係数（以下「DF」という。）として表され放射性物質の化学形態によって異なることが知られている。これまでの知見を整理した結果、エアロゾル状の放射性物質の DF は 1,000、無機ヨウ素の DF は 100、有機ヨウ素の DF は 50 程度であった^{24,26,27}。

ただし、エアロゾル状の放射性物質に対する DF が 1,000 以上となる可能性も指摘されている(注21)ため、DF について感度解析を行った。

感度解析の対象とする事故シナリオは、BWR プラントにおいて、炉心が溶融し、ドライウェルに放射性物質が放出され、スプレイが作動しない条件となる $\phi 4-1$ 、 $\phi 4-2$ 及び $\phi 4-5$ を対象とした。ヨウ素の化学形態は 3.2.2 節に記載しているとおりとした。格納容器に放出された放射性物質がフィルタベントを経由して環境に放出される場合において、フィルタベントのエアロゾル状の放射性物質に対する DF を 1,000 (RDF=0.001) 及び 10,000 (RDF=0.0001) と仮定して感度解析した。それ以外の計算条件については、標準予測線量と同様とした。感度解析結果を図 3.2.1～図 3.2.3 に示す。

対象とした事故シナリオにおいては、どのケースとも希ガス類の実効線量への寄与が支配的であり、DF の違いによる実効線量への影響はほとんど見られなかった。

以上の結果から、エアロゾル状の放射性物質に対する DF を 1,000 とする仮定は、過度に保守的ではないと判断し、エアロゾル状の放射性物質の DF が 1,000、無機ヨウ素の DF が 100、有機ヨウ素の DF が 50 とした。緩和効果による低減割合 (RDF) はこれらの DF の逆数を用いて、表 3.2.3 に示すとおりエアロゾル状の放射性物質が 0.001、無機ヨウ素が 0.01、有機ヨウ素が 0.02 とした。

3.2.4. 拡散パラメータの低風速補正

大気拡散の計算に用いる拡散パラメータは、気象指針に沿って計算した。ただし、RTM-96 の大気拡散計算においては気象指針で用いられていない低風速補正が用いられていることを踏まえ、マニュアルの評価にも低風速補正が用いられている。

低風速補正は、近距離において風速が小さい条件における実験値を精度良く予測

(注20) ICRP119 の Table B.1 を参考に吸入被ばくの線量換算係数を変更した。なお、クラウドシャイン及びグランドシャインの線量換算係数は、エアロゾル状のヨウ素と同じとした。

(注21) OECD/NEA の Status Report on Filtered Containment Venting²⁴, P.168 に記載のエアロゾル状のヨウ素の DF は、DF > 10,000 となる等の記載を参考とした。

するため拡散パラメータを補正するものである。低風速補正における補正項 $\Delta\sigma_y$ 及び $\Delta\sigma_z$ は RASCAL3 のマニュアル²⁸を参考に、以下の式(3.21)及び式(3.22)で計算した^(注22)。

$$\Delta\sigma_y^2 = \frac{A}{2u^{*2}} \left\{ 1 - \left(1 + \frac{xu^*}{uA^{\frac{1}{2}}} \right) \exp \left(-\frac{xu^*}{uA^{\frac{1}{2}}} \right) \right\} \dots\dots\dots(3.21)$$

$$\Delta\sigma_z^2 = \frac{A}{4u^{*2}} \left\{ 1 - \left(1 + \frac{xu^*}{uA^{\frac{1}{2}}} \right) \exp \left(-\frac{xu^*}{uA^{\frac{1}{2}}} \right) \right\} \dots\dots\dots(3.22)$$

ここで、

$\Delta\sigma_y$ ：低風速補正によるy軸方向の補正項 [m]

$\Delta\sigma_z$ ：低風速補正によるz軸方向の補正項 [m]

u^* ：摩擦速度 [m/s]

A ：原子炉建屋の建屋投影面積 [m²]（国内のプラントを参考に約 2,200 m² とした。）である。

拡散パラメータ σ_y 及び σ_z は、低風速補正を考慮した場合にはこの補正項 $\Delta\sigma_y$ 及び $\Delta\sigma_z$ により、低風速補正を考慮しなかった場合に比べて放出源の近傍でより大きくなる。一方、遠方では低風速補正を考慮しない場合に漸近する。

なお、地上付近における風速 $u(z_u)$ と摩擦速度 u^* の関係は、RASCAL3 における以下の式(3.23)を参考とした^(注23)。

$$u(z_u) = \frac{u^*}{k} \left\{ \ln \left(\frac{z_u}{z_o} \right) - \Psi \left(\frac{z_u}{L} \right) \right\} \dots\dots\dots(3.23)$$

ここで

z_u ：風速 u の高さ^(注24) [m]

z_o ：地表面粗さ [m]

k ：von Karman 係数 [-]

$\Psi \left(\frac{z_u}{L} \right)$ ：大気安定度に応じた補正係数 [-]

である。ただし、式(3.23)における Ψ の項は中立の大気安定度であれば無視できるとされている²⁸。von Karman 係数 k は 0.4、地表面粗さ z_o は 0.3 m とした⁶。摩擦速度 u^* は以下の式(3.24)のとおり算出した。

(注22) NUREG-1887 の p4-10, 4-11 の式(4.13)～式(4.15)を参考とした。ただし、本報告では大気安定度 D の条件で計算を行うため、Monin-Obukov 長さの逆数の項は 0 と近似した。

(注23) NUREG-1887 P.6-8 式(6.3)を参考とした。

(注24) 式(3.23)は地表面付近の風速 u のz軸方向の高さ $z_u = 0$ の場合に適用できないことから、NUREG-1887 を参考に 10 m での風速とした。

$$u^* = 0.4 \frac{u}{\ln\left(\frac{z_u}{z_o}\right)} \dots\dots\dots (3.24)$$

低風速補正の導入にあたり、マニュアルの評価手法による計算結果と RTM-96 による計算結果を比較した。低風速補正を考慮した場合及び考慮しない場合について甲状腺線量^(注25)を計算した。放射性物質の環境への放出量、線量換算係数等は RTM-96 の計算条件と整合させた^(注26)。

この条件の下、マニュアルの評価手法による計算結果と RTM-96 を用いた評価を比較した結果を図 3.2.4 に示す。マニュアルに用いた手法による計算結果は、低風速補正を考慮せずに計算した場合では RTM-96 を用いた評価と比較して近距離において大気中の放射性物質濃度が 5 倍程度大きい結果となったが、低風速補正を考慮した場合には近距離でも RTM-96 を用いた評価結果とよく一致した。遠距離においては低風速補正の有無によらず RTM-96 とよく一致した¹⁹⁾。

(注25) 実効線量を指標とした場合の計算との違いは線量換算係数及び対象とする被ばく経路である。甲状腺線量は吸入による内部被ばくのみを対象とし、FGR11 の甲状腺等価線量に対応する線量換算係数¹⁴⁾を用いた。

(注26) 事故シナリオは δ4-5 とした。RTM-96 とマニュアルは 3.2.1 節及び 3.2.2 節に示すとおり、炉心放出割合（CRF）やヨウ素の化学形態の計算等が異なる。

表 3.2.1 ヨウ素の化学形態ごとの組成割合

Table 3.2.1 Proportion of iodine chemical form

化学形態	エアロゾルとそれ以外の化学形態の割合 [-]	エアロゾル以外の化学形態の割合[-]	各化学形態の割合 (採用した計算条件) [-]
エアロゾル	0.95		0.95
無機ヨウ素	0.05	0.97	0.0485
有機ヨウ素		0.03	0.0015

表 3.2.2 ヨウ素の吸入による実効線量の線量換算係数

Table 3.2.2 Effective dose conversion factors for iodine inhalation

核種	線量換算係数 (Sv/Bq)	
	無機ヨウ素	有機ヨウ素
I-131	2.0E-08	1.5E-08
I-132	3.1E-10	1.9E-10
I-133	4.0E-09	3.1E-09
I-134	1.5E-10	5.0E-11
I-135	9.2E-10	6.8E-10

補足) ヨウ素の線量換算係数は吸入のみ上記の値を用いた²⁵⁾。

表 3.2.3 ヨウ素の形態別の除染係数及び低減割合

Table 3.2.3 Decontamination factors and reduction factors for iodine formation

形態	除染係数 (DF)	フィルタベントによる 低減割合 (F^{RDF})
エアロゾル	1,000	0.001
無機ヨウ素	100	0.01
有機ヨウ素	50	0.02

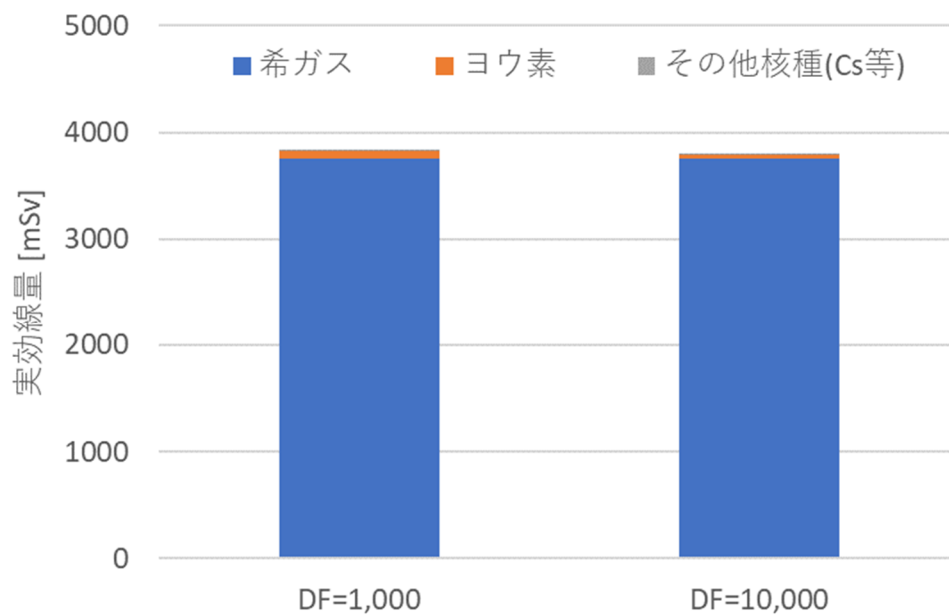


図 3.2.1 フィルタベントを用いた事故シナリオの DF の感度解析結果 (φ4-1)

Fig. 3.2.1 Sensitivity analysis results for DF of filtered venting scenario (φ4-1)

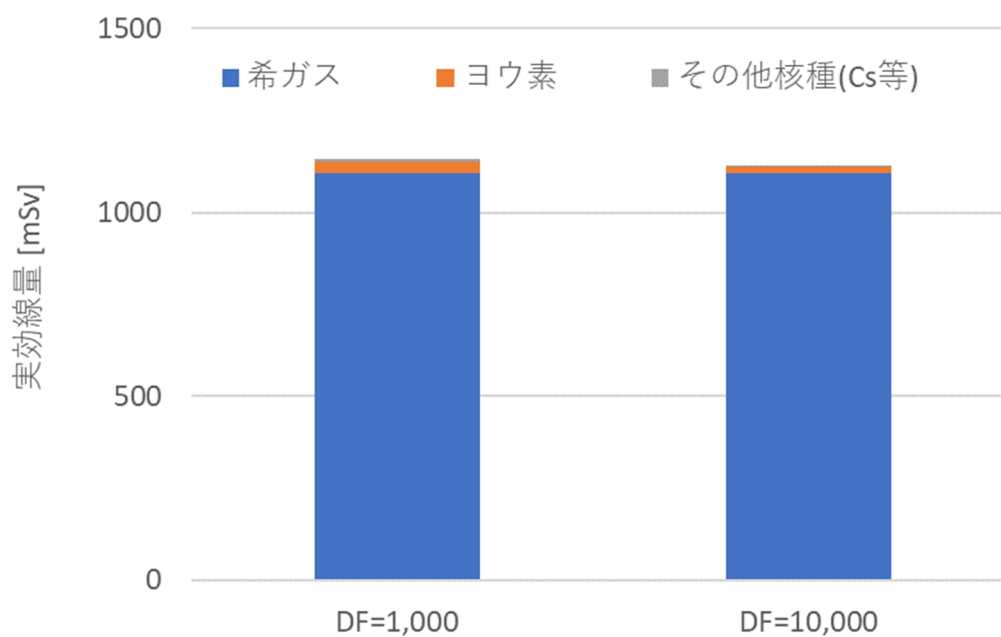


図 3.2.2 フィルタベントを用いた事故シナリオの DF の感度解析結果 (φ4-2)

Fig. 3.2.2 Sensitivity analysis results for DF of filtered venting scenario (φ4-2)

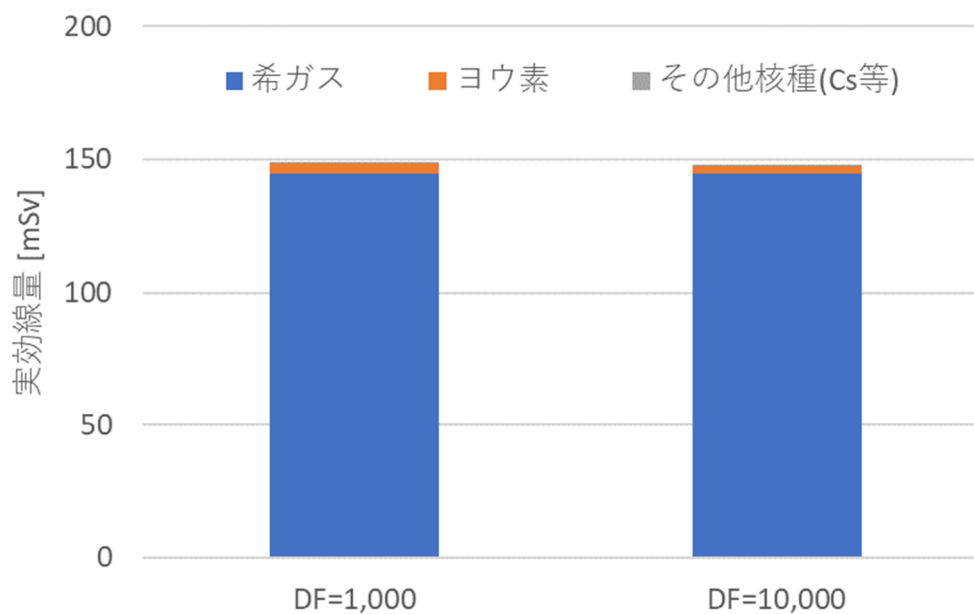
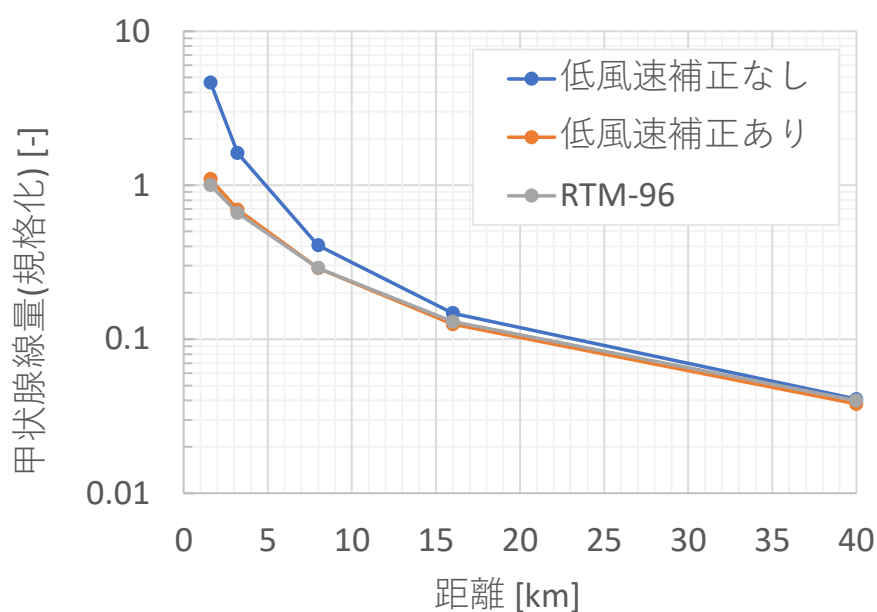


図 3.2.3 フィルタベントを用いた事故シナリオの DF の感度解析結果 (φ4-5)

Fig. 3.2.3 Sensitivity analysis results for DF of filtered venting scenario (φ4-5)



補足) 縦軸は結果の比較のため、放出源から 1 マイル地点の RTM-96 に記載されている甲状腺線量で規格化した。

図 3.2.4 低風速補正の有無による計算結果と RTM-96 の計算結果の比較

Fig. 3.2.4 Comparison of RTM-96 results with and without low wind speed correction

4. 補正係数の導出根拠

マニュアルでは、原子炉停止から放射性物質の環境への放出までの核種の減衰を考慮するための時間補正係数、距離、放出高さ及び降雨の影響を考慮するための距離補正係数を用いて実効線量を評価する。

RTM-96 の時間補正係数と距離補正係数は、骨髄線量及び甲状腺線量を評価指標としたものである。また、補正係数の導出方法は明示されていない。ここではマニュアルで定めた実効線量を算出するための時間補正係数及び距離補正係数の導出方法を示す。

また、マニュアルで対象としたフィルタベントの事故シナリオに適用可能な時間補正係数及び距離補正係数を定めた。

4.1. 時間補正係数の技術的根拠

4.1.1. 時間補正係数

マニュアルには、表 3.1.8 から表 3.1.10 に示すとおり、放出開始時間が原子炉停止から最大で 1 日までの標準予測線量の評価結果が示されている。これ以降に放射性物質が環境へ放出される場合、時間補正係数を用いて、原子炉停止から環境への放出開始までの放射性物質の減衰を考慮した実効線量を再掲した以下の式(2.1)で計算する。

$$H_s(x) = H_{s,o} \times F^{POW} \times F^{DUR} \times F_t^{TIME} \times F_x^{DIST} \quad \dots\dots\dots (2.1)$$

ここでは F_t^{TIME} に本節で検討する放出開始時間 t_{rel} とシナリオグループ s_g の条件を付与し、 $F_{s_g,t_{rel}}^{TIME}$ と表現する。時間補正係数は、以下の式(4.1)及び式(4.2)のとおり定めた。これらの式の導出根拠を 4.1.2 にまとめる。

$$F_{s_g,t_{rel}}^{TIME} = MAX_{s_g}(f_{s,t_{rel}}^{time}) \quad \dots\dots\dots (4.1)$$

$$f_{s,t_{rel}}^{time} = \frac{H_{s,t_{rel}}}{H_{s,t_{rel}}^{base}} \quad \dots\dots\dots (4.2)$$

ここで、

$F_{s_g,t_{rel}}^{TIME}$: 時間補正係数 [-]

$f_{s,t_{rel}}^{time}$: 標準予測線量と、放出開始時間 t_{rel} の場合の実効線量の比 [-]

$H_{s,t_{rel}}$: 放出開始時間 t_{rel} の場合の実効線量 [Sv]

t_{rel} : 原子炉停止から放射性物質の環境への放出までの時間（放出開始時間） [h]

$H_{s,t_{rel}}^{base}$: 標準予測線量 [Sv]

t_{rel}^{base} : 標準予測線量における放出開始時間 [h]

s_g : シナリオグループ

s : 事故シナリオ

である。シナリオグループは、事故シナリオの特徴に沿って定めたグループであり、4.1.2に示す検討結果に沿って定めた。なお、式(2.1)における $H_{s,o}$ は、標準予測線量における放出開始時間（以下「標準放出開始時間」という。）を明確に表現するため、ここでは $H_{s,t_{rel}^{base}}$ と表記する。

4.1.2. 時間補正係数導出のための検討

(1)及び(2)にシナリオグループの選定方法をまとめる。(3)に時間補正係数のシナリオグループごとの特徴分析の結果をまとめる。

(1) 計算式に沿ったシナリオグループの検討

前述の式(3.13)から式(3.16)より、放出開始時間 t_{rel} を考慮した実効線量 H_s は式(4.3)のように表される。このうち $\exp(-\lambda_i t_{rel})$ は核種の減衰に関する項である。式(4.4)に示す K_i^{TED} は、三つの被ばく経路の線量換算係数に関する項であり、核種 i に依存する(注27)。

$$\begin{aligned}
 H_s &= \sum_i K_i^{CS} \chi_i + \sum_i K_i^{GS} \dot{\chi}_{i,D} + \sum_i K_i^{IH} \chi_i \\
 &= \sum_i K_i^{CS} Q_i^{INV} F_i^{CRF} \left(\prod_m F_{m,i}^{RDF} \right) F^{EF} (\chi/Q) \exp(-\lambda_i t_{rel}) \\
 &\quad + \sum_i K_i^{GS} Q_i^{INV} F_i^{CRF} \left(\prod_m F_{m,i}^{RDF} \right) F^{EF} (\chi/Q) V_d \exp(-\lambda_i t_{rel}) \\
 &\quad + \sum_i K_i^{IH} Q_i^{INV} F_i^{CRF} \left(\prod_m F_{m,i}^{RDF} \right) F^{EF} (\chi/Q) \exp(-\lambda_i t_{rel}) \quad \dots\dots\dots (4.3)
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 &= (\chi/Q) \left\{ \sum_i (K_i^{CS} + K_i^{GS} V_d + K_i^{IH}) \right. \\
 &\quad \left. Q_i^{INV} F_i^{CRF} \left(\prod_m F_{m,i}^{RDF} \right) F^{EF} \exp(-\lambda_i t_{rel}) \right\} \\
 &= (\chi/Q) \left\{ \sum_i K_i^{TED} Q_i^{INV} F_i^{CRF} \left(\prod_m F_{m,i}^{RDF} \right) F^{EF} \exp(-\lambda_i t_{rel}) \right\} \\
 &\quad K_i^{TED} = K_i^{CS} + K_i^{GS} V_d + K_i^{IH} \quad \dots\dots\dots (4.4)
 \end{aligned}$$

ここで、 χ/Q は距離、放出高さ、降雨等の条件が同じ場合、事故シナリオによらず一定である。 F^{EF} は格納容器から環境への放出割合を表す係数であり、核種によらない。

(注27) 時間補正係数は、降雨なしの条件で計算する。そのため、グランドシャインの実効線量の計算においては、湿性沈着は考慮せず乾性沈着速度 V_d のみを考慮した。

以上より、 $f_{s,t_{rel}}^{time}$ は式(4.5)のとおり χ/Q 及び F^{EF} を含まない形に近似できる。すなわち、 $f_{s,t_{rel}}^{time}$ の計算結果は F^{EF} によらない。よって、 F^{EF} のみが異なる事故シナリオは、一つのグループに集約できる。 F^{EF} に対するグループ化の例を表 4.1.1 に示す。

$$\begin{aligned}
 f_{s,t_{rel}}^{time} &= \frac{H_{s,t_{rel}}}{H_{s,t_{rel}}^{base}} \\
 &= \frac{(\chi/Q)F^{EF} \sum_i K_i^{TED} Q_i^{INV} F_i^{CRF} (\prod_m F_{m,i}^{RDF}) \exp(-\lambda_i t_{rel})}{(\chi/Q)F^{EF} \sum_i K_i^{TED} Q_i^{INV} F_i^{CRF} (\prod_m F_{m,i}^{RDF}) \exp(-\lambda_i t_{rel}^{base})} \dots\dots\dots (4.5) \\
 &= \frac{\sum_i K_i^{TED} Q_i^{INV} F_i^{CRF} (\prod_m F_{m,i}^{RDF}) \exp(-\lambda_i t_{rel})}{\sum_i K_i^{TED} Q_i^{INV} F_i^{CRF} (\prod_m F_{m,i}^{RDF}) \exp(-\lambda_i t_{rel}^{base})}
 \end{aligned}$$

(2) パラメータの類似性によるシナリオのグループ化の検討

時間補正係数が適用される事故シナリオは、図 2.3.1～図 2.3.2 及び図 2.3.7～図 2.3.10 の格納容器経由の放出シナリオ (δ 及び φ) である(注28)。

式 (4.5)から、 $f_{s,t_{rel}}^{time}$ は線量換算係数に関する項 K_i^{TED} 、初期炉心インベントリに関する項 Q_i^{INV} 、炉心放出割合 F_i^{CRF} 、低減割合 $F_{m,i}^{RDF}$ 並びに放出開始時間までの減衰に関する項 $\exp(-\lambda_i t_{rel})$ 及び $\exp(-\lambda_i t_{rel}^{base})$ で構成される。このうち、 K_i^{TED} 及び Q_i^{INV} の値は事故シナリオによらず共通である。一方、 F_i^{CRF} 、 $F_{m,i}^{RDF}$ 及び減衰に関する項 $\exp(-\lambda_i t_{rel}^{base})$ は事故シナリオによって異なる。よって、事故シナリオをグループ化するには F_i^{CRF} 、 $F_{m,i}^{RDF}$ 及び $\exp(-\lambda_i t_{rel}^{base})$ の三つの項に着目した(注29)。

炉心放出割合 F_i^{CRF} には、3.1.1(1)②のとおり、ギャップ放出と炉心溶融の二種類の炉心状態に対して値が設定されている。ギャップ放出の事故シナリオで考慮する核種グループは、希ガス類、ヨウ素類及びCs類である。一方、炉心溶融の事故シナリオでは、その他多くの核種が格納容器に放出されると仮定している。この二種類の F_i^{CRF} の特徴の違いを考慮し、炉心状態に応じてギャップ放出と炉心溶融の二種類にシナリオグループを分類した。

低減割合 $F_{m,i}^{RDF}$ は、3.1.1(1)③のとおり、核種の化学形態（ガス状又はエアロゾル状）によって値が異なる。緩和を考慮した事故シナリオ、特にフィルタベントを用いた場合には、エアロゾル状の放射性物質が除去され、希ガス類及び有機ヨウ素の実効線量への寄与が大きくなる。この $F_{m,i}^{RDF}$ の特徴から、フィルタベントの有無に応じて、二種類にシナリオグループを分類した。

(注28) マニュアルにおいて、「これらは、放出開始がスクラムから1日以降になる可能性が考えられることから、時間補正係数の対象としている」と記載されている。

(注29) $\exp(-\lambda_i t_{rel})$ の項は時間補正係数の計算における可変の変数であり、事故シナリオに関係なく定められる。

原子炉停止から放射性物質の環境への放出開始時間までの核種の減衰に関する項 $\exp(-\lambda_i t_{rel}^{base})$ は、 t_{rel}^{base} の違いに応じて値が異なる。標準予測線量の計算における放出開始時間 t_{rel}^{base} は、表 3.1.8 から表 3.1.10 に示すとおり、1 時間、6 時間又は 24 時間の三種類である。この $\exp(-\lambda_i t_{rel}^{base})$ の特徴から、放出開始時間に応じて、三種類にシナリオグループを分類した。

以上から、表 4.1.2 に示す 12 パターンにシナリオグループ(s_g)を分類した。

(3) シナリオグループの検討のための特徴分析

シナリオグループの特徴を分析するため、シナリオグループごとの $f_{s,t_{rel}}^{time}$ を計算した。放出開始時間 t_{rel} は、原子炉停止後 1 日、3 日、7 日、30 日及び 100 日とした。

炉心溶融かつ標準放出開始時間が 1 時間のシナリオグループの解析結果（図 4.1.1）では、 $f_{s,t_{rel}}^{time}$ は事故シナリオによって最大で 1 桁の差異がみられた。この差異は原子炉停止から 1 日の時点で生じており、短半減期核種の影響によるものである。原子炉停止から 1 日以降については、どの事故シナリオも $f_{s,t_{rel}}^{time}$ の傾きが同程度であり、時間経過に対する低下傾向はシナリオによらずほぼ同様であるといえる。

炉心溶融かつ標準放出開始時間 24 時間のシナリオグループの解析結果（図 4.1.2）では、 $f_{s,t_{rel}}^{time}$ は放出開始時間が 7 日まではどの事故シナリオもおおむね同程度の値であった。放出開始時間 7 日以降においては、 $\delta 6-5$ 及び $\delta 6-12$ の事故シナリオが他のシナリオと異なる傾向を示した。7 日以降における $f_{s,t_{rel}}^{time}$ の低減が顕著であり、これらの事故シナリオの $f_{s,t_{rel}}^{time}$ は 30～100 日後の放出開始時間では最大で 5 倍程度の差異が生じた。これらの事故シナリオは BWR のウェットウェル経由の放出の緩和効果の大きい事故シナリオであり、その差異の原因は半減期が数日から 1 週間程度となる希ガス類、有機ヨウ素等の実効線量への寄与が支配的となることによるものである。

フィルタベントを用いた事故シナリオ（ギャップ放出かつ標準放出開始時間 24 時間）での解析結果（図 4.1.3）では、 $f_{s,t_{rel}}^{time}$ は放出開始時間が 30 日まではどのシナリオも同程度の値であった。フィルタベントを用いないシナリオグループと比較すると、 $f_{s,t_{rel}}^{time}$ は 30 日で 10^{-2} 、100 日で 10^{-3} 倍程度の小さな値となった。この理由は、フィルタベントによる除去によりエアロゾル状の放射性物質による寄与割合が著しく小さく、半減期の短い希ガス類の実効線量への寄与が支配的であるためである。

以上の特徴分析の結果を踏まえ、時間補正係数の計算に用いるシナリオグループを分類した。どのシナリオグループも原子炉停止から環境放出開始までの経過

時間に対する $f_{s,t_{rel}}^{time}$ に差異はあるものの、 $f_{s,t_{rel}}^{time}$ の最大値を用いることで保守的に時間補正係数を定義できる。

よって、時間補正係数の計算では、式(4.1)のとおり、シナリオグループで最大となる $f_{s,t_{rel}}^{time}$ を、時間補正係数 $F_{sg,t_{rel}}^{TIME}$ とすることとした。

なお、RTM-96 の時間補正係数と、4.1.1 に示したマニュアルに採用されている計算方法を用いた時間補正係数を、被ばく線量の指標を合わせたうえで比較したところ^(注30)、両者の値はおおむね良い一致を示した²³。

(注30) 時間補正係数の比較においては、本報告の手法を用いて、RTM-96 に準じた計算条件において甲状腺線量及び骨髄線量の補正係数（RTM-96 Fig.C-20 から C-22）を導出し、式(4.1)及び式(4.2)を用いた結果を比較した。

表 4.1.1 環境への放出割合に対する事故シナリオのグループ化

Table 4.1.1 Scenario grouping based on escape fractions for the environment

シナリオ	F^{CRF}	F^{RDF}	F^{EF}	標準放出 開始時間 [h]	選定方針
$\delta 1-1$	ギャップ 放出	0.75	1.0	1	選定対象
$\delta 1-2$		0.36	1.0	6	選定対象
$\delta 1-3$		0.36	0.04	6	F^{EF} の違いは核種の組成に影響がないため $\delta 1-2$ で代表
$\delta 1-4$		0.36	4E-5	6	F^{EF} の違いは核種の組成に影響がないため $\delta 1-2$ で代表
$\delta 1-5$		0.03	1.0	24	選定対象
$\delta 1-6$		0.03	0.04	24	F^{EF} の違いは核種の組成に影響がないため $\delta 1-5$ で代表
$\delta 1-7$		0.03	4E-5	24	F^{EF} の違いは核種の組成に影響がないため $\delta 1-5$ で代表
$\delta 1-8$		0.03	1.0	1	選定対象
$\delta 1-9$		0.02	1.0	6	選定対象
$\delta 1-10$		0.02	0.04	6	F^{EF} の違いは核種の組成に影響がないため $\delta 1-9$ で代表
$\delta 1-11$		0.02	4E-5	6	F^{EF} の違いは核種の組成に影響がないため $\delta 1-9$ で代表
$\delta 1-12$		0.01	1.0	24	選定対象
$\delta 1-13$		0.01	0.04	24	F^{EF} の違いは核種の組成に影響がないため $\delta 1-12$ で代表
$\delta 1-14$		0.01	4E-5	24	F^{EF} の違いは核種の組成に影響がないため $\delta 1-12$ で代表
$\delta 2-1$	炉心 溶融	0.75	1.0	1	選定対象
$\delta 2-2$		0.36	1.0	6	選定対象
$\delta 2-3$		0.36	0.04	6	F^{EF} の違いは核種の組成に影響がないため $\delta 2-2$ で代表
$\delta 2-4$		0.36	4E-5	6	F^{EF} の違いは核種の組成に影響がないため $\delta 2-2$ で代表
$\delta 2-5$		0.03	1.0	24	選定対象
$\delta 2-6$		0.03	0.04	24	F^{EF} の違いは核種の組成に影響がないため $\delta 2-5$ で代表
$\delta 2-7$		0.03	4E-5	24	F^{EF} の違いは核種の組成に影響がないため $\delta 2-5$ で代表
$\delta 2-8$		0.03	1.0	1	選定対象
$\delta 2-9$		0.02	1.0	6	選定対象
$\delta 2-10$		0.02	0.04	6	F^{EF} の違いは核種の組成に影響がないため $\delta 2-9$ で代表
$\delta 2-11$		0.02	4E-5	6	F^{EF} の違いは核種の組成に影響がないため $\delta 2-9$ で代表
$\delta 2-12$		0.01	1.0	24	選定対象
$\delta 2-13$		0.01	0.04	24	F^{EF} の違いは核種の組成に影響がないため $\delta 2-12$ で代表
$\delta 2-14$		0.01	4E-5	24	F^{EF} の違いは核種の組成に影響がないため $\delta 2-12$ で代表

補足) エアロゾル状の放射性物質の核種グループに対する F^{RDF} を記載した。

表 4.1.2 時間補正係数を定めるシナリオグループ化

Table 4.1.2 Scenario grouping for shutdown time correction factors

ホールド アップ 時間 [h]	標準放出開 始時間 [h]	炉心状態			
		ギャップ放出		炉心溶融	
		フィルタ ベント 無 ($\delta 1, \delta 3, \delta 5$)	フィルタ ベント 有 ($\varphi 1, \varphi 3, \varphi 5$)	フィルタ ベント 無 ($\delta 2, \delta 4, \delta 6$)	フィルタ ベント 有 ($\varphi 2, \varphi 4, \varphi 6$)
1	1	$\delta 1-1$ $\delta 1-8$ $\delta 3-1$ $\delta 3-8$ $\delta 5-1$ $\delta 5-8$	$\varphi 1-1$ $\varphi 1-8$ $\varphi 3-1$ $\varphi 3-8$ $\varphi 5-1$ $\varphi 5-8$	$\delta 2-1$ $\delta 2-8$ $\delta 4-1$ $\delta 4-8$ $\delta 6-1$ $\delta 6-8$	$\varphi 2-1$ $\varphi 2-8$ $\varphi 4-1$ $\varphi 4-8$ $\varphi 6-1$ $\varphi 6-8$
2 ~ 12	6	$\delta 1-2$ $\delta 1-9$ $\delta 3-2$ $\delta 3-9$ $\delta 5-2$ $\delta 5-9$	$\varphi 1-2$ $\varphi 1-9$ $\varphi 3-2$ $\varphi 3-9$ $\varphi 5-2$ $\varphi 5-9$	$\delta 2-2$ $\delta 2-9$ $\delta 4-2$ $\delta 4-9$ $\delta 6-2$ $\delta 6-9$	$\varphi 2-2$ $\varphi 2-9$ $\varphi 4-2$ $\varphi 4-9$ $\varphi 6-2$ $\varphi 6-9$
12 ~	24	$\delta 1-5$ $\delta 1-12$ $\delta 3-5$ $\delta 3-12$ $\delta 5-5$ $\delta 5-12$	$\varphi 1-5$ $\varphi 1-12$ $\varphi 3-5$ $\varphi 3-12$ $\varphi 5-5$ $\varphi 5-12$	$\delta 2-5$ $\delta 2-12$ $\delta 4-5$ $\delta 4-12$ $\delta 6-5$ $\delta 6-12$	$\varphi 2-5$ $\varphi 2-12$ $\varphi 4-5$ $\varphi 4-12$ $\varphi 6-5$ $\varphi 6-12$

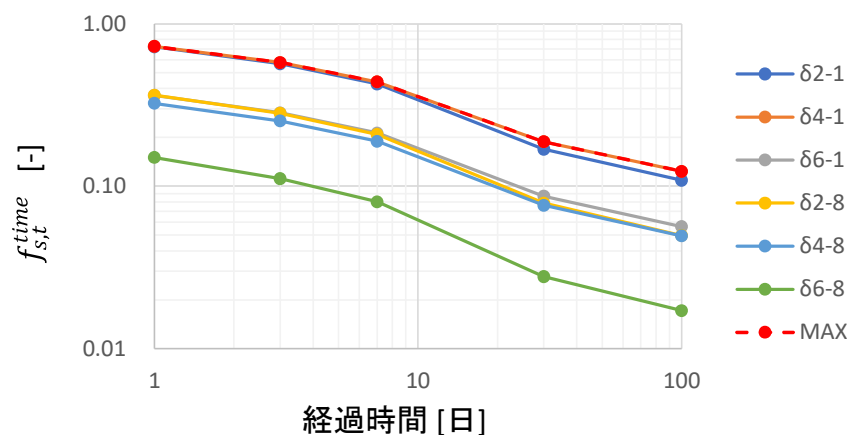


図 4.1.1 時間補正係数のシナリオグループ化のための解析（標準放出開始時間 1 h）

Fig. 4.1.1 Analysis of scenario grouping for time correction factor (standard release time 1 h)

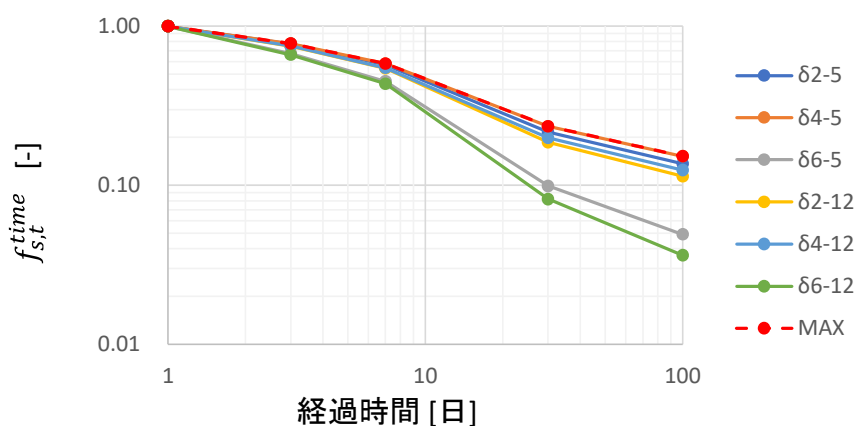


図 4.1.2 時間補正係数グループ化のための解析（標準放出開始時間 24 h）

Fig. 4.1.2 Analysis of scenario grouping for time correction factor (standard release time 24 h)

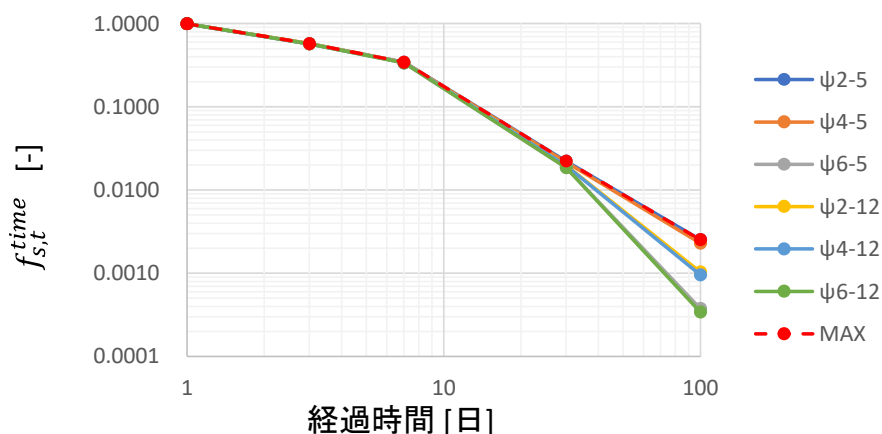


図 4.1.3 時間補正係数グループ化のための解析（フィルタベント）

Fig. 4.1.3 Analysis of scenario grouping for time correction factor (with filtered venting)

4.1.3. シナリオグループごとの時間補正係数

シナリオグループごとに時間補正係数を導出した。計算する放出開始時間は1日、3日、7日、30日及び100日とした。時間補正係数の計算結果を図4.1.4～図4.1.7に示す。

図4.1.4に示すギャップ放出・フィルタベントなしのシナリオグループの時間補正係数と、図4.1.5に示す炉心溶融・フィルタベントなしのシナリオグループの時間補正係数を比較すると、後者の方が長期の原子炉停止後経過時間であっても大きい値を示した。これは、炉心溶融のシナリオグループではSr類、Ce類等の長半減期核種が実効線量に寄与するため、原子炉停止から時間が経過しても核種の減衰の影響が小さいためである。

図4.1.6及び図4.1.7に示すフィルタベントを用いたシナリオグループの時間補正係数は、両者ともに長期の原子炉停止後経過時間において顕著に低減した。これは、フィルタベントを用いたシナリオグループは短半減期核種である希ガスの実効線量への寄与が支配的であるためである。

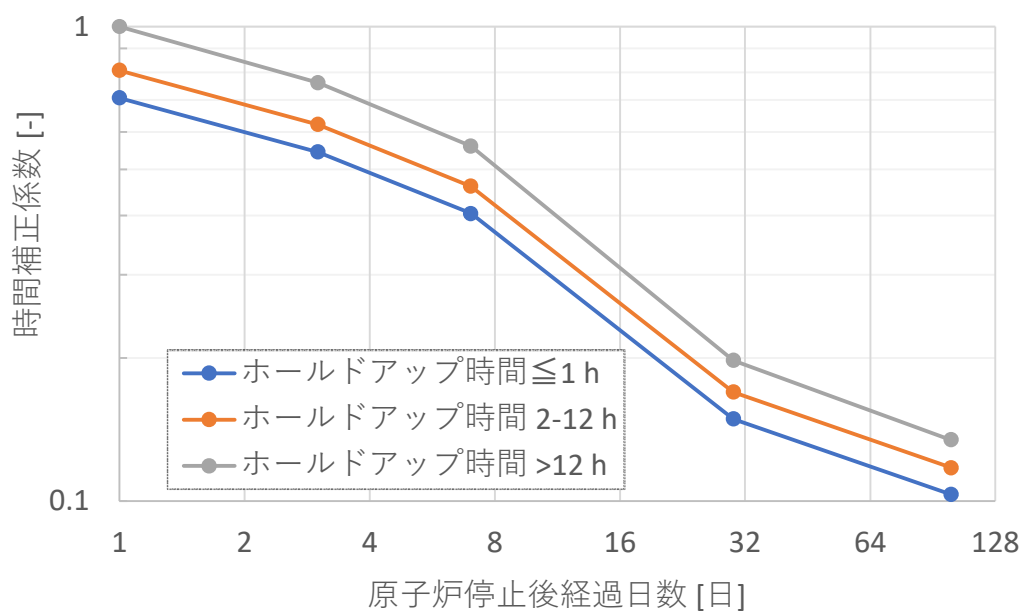


図 4.1.4 時間補正係数（ギャップ放出・フィルタベントなしのシナリオ）
 Fig. 4.1.4 Shutdown time correction factors (gap release scenarios without filtered vent)

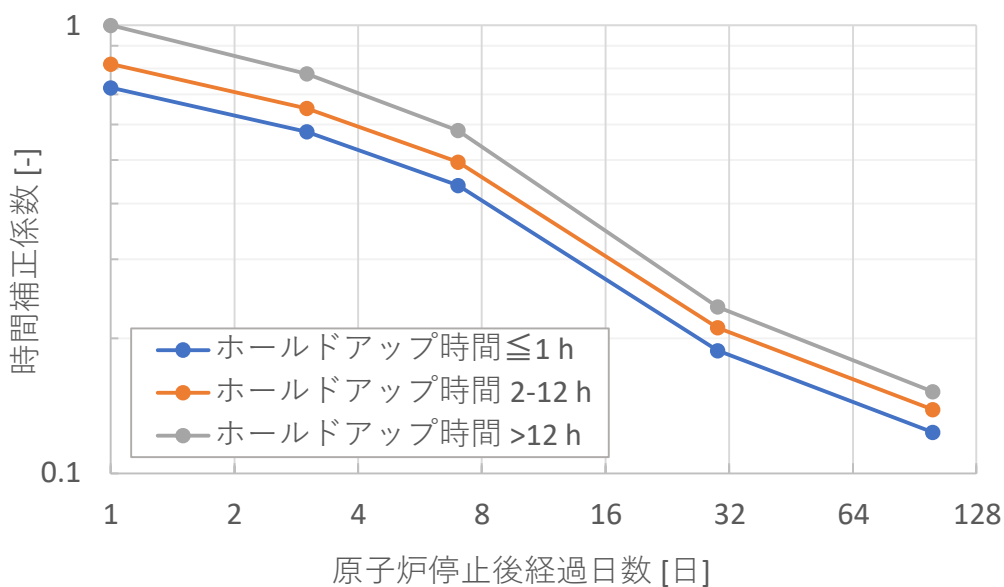


図 4.1.5 時間補正係数（炉心溶融・フィルタベントなしの事故シナリオ）
 Fig. 4.1.5 Shutdown time correction factors (core melt scenarios without filtered vent)

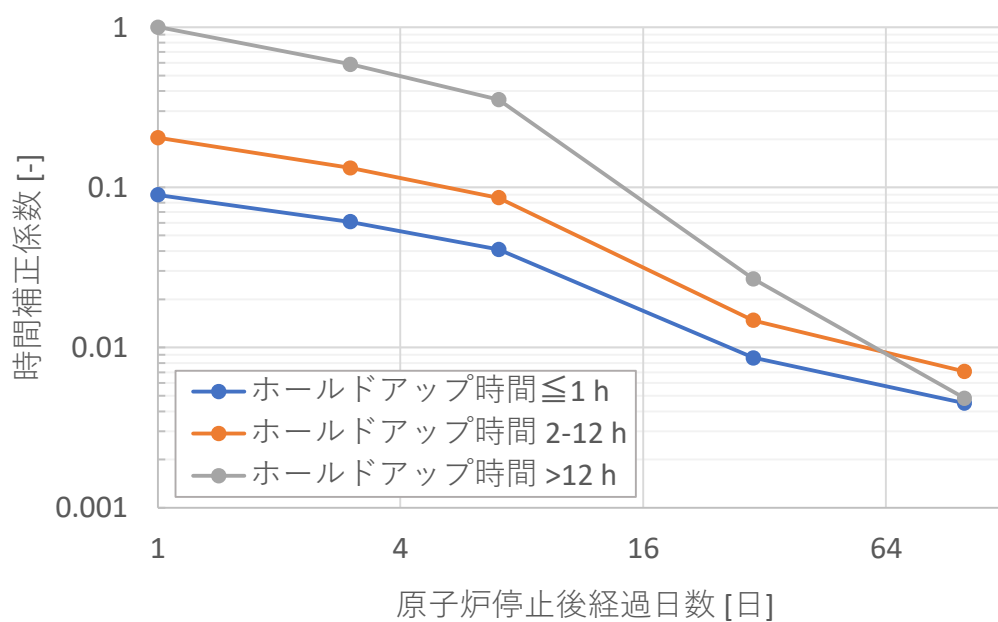


図 4.1.6 時間補正係数（ギャップ放出・フィルタベントありのシナリオ）

Fig. 4.1.6 Shutdown time correction factors (gap release scenarios with filtered vent)

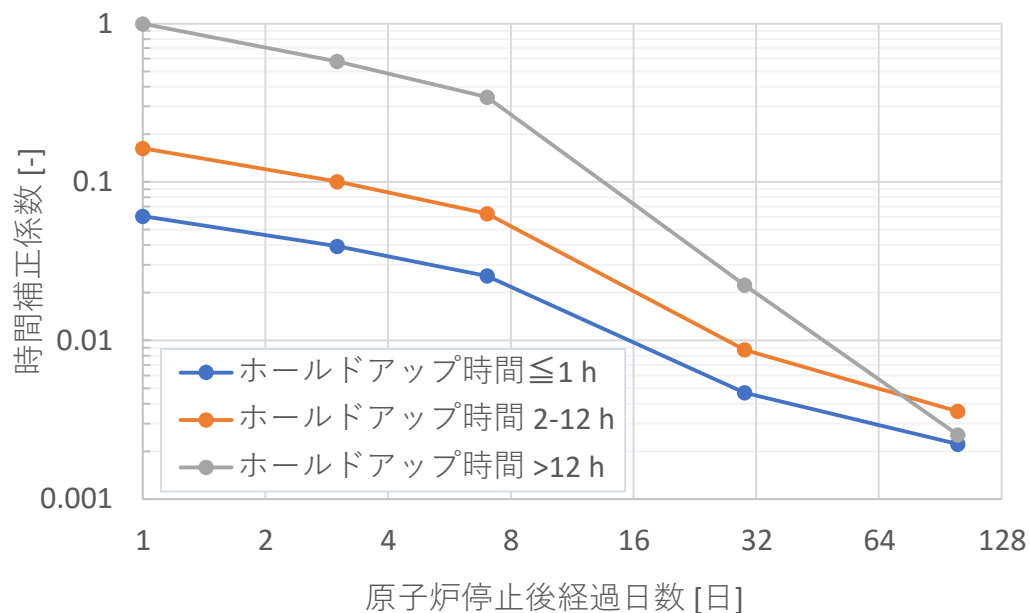


図 4.1.7 時間補正係数（炉心溶融・フィルタベントありのシナリオ）

Fig. 4.1.7 Shutdown time correction factors (core melt scenarios with filtered vent)

4.2. 距離補正係数の技術的根拠

4.2.1. 距離補正係数

標準予測線量は、降雨がない場合に放射性物質が地上から放出されたと仮定して計算された 1 km 地点の実効線量である。マニュアルの利用者は標準予測線量に適切な距離補正係数を乗じることで、放出高さ及び降雨を考慮した放出源から x km の評価地点における実効線量を計算することができる^(注31)。以下に補正係数を用いて実効線量を計算するための式を再掲する。

$$H_s(x) = H_{s,o} \times F^{POW} \times F^{DUR} \times F_t^{TIME} \times F_x^{DIST} \quad \dots\dots\dots (2.1)$$

本節では F_x^{DIST} に詳細な条件を付与し、 $F_{p,h}^{DIST}(x)$ と表現する。ここで、 p は降雨の有無を表し、 h は放出高さを表す。放出高さ及び降雨の有無に応じて距離補正係数 $F_{p,h}^{DIST}(x)$ は以下のように定めた。これらの式の導出根拠を 4.2.2 にまとめる。

降雨なし：

$$F_{no\ rain,h}^{DIST}(x) = (\chi/Q)_{x,h} / (\chi/Q)_{base} \quad \dots\dots\dots (4.6)$$

降雨あり：

$$F_{rain,h}^{DIST}(x) = \begin{cases} \text{Max}_s \{ H_{rain,h}^s(x) / H_{s,o} \} & : \text{フィルタベントなし} \\ (\chi/Q)_{x,h} / (\chi/Q)_{base} & : \text{フィルタベントあり} \end{cases} \quad \dots\dots\dots (4.7)$$

ここで、

$(\chi/Q)_{x,h}$ ：距離 x 、放出高さ h の条件における相対濃度 [s/m^3]

$(\chi/Q)_{base}$ ：距離 1 km、地上放出の条件における相対濃度 [s/m^3]

$H_{s,o}$ ：事故シナリオ s における標準予測線量 [Sv]

$H_{rain,h}^s(x)$ ：事故シナリオ s の降雨ありの場合の距離 x における実効線量 [Sv]

である。

4.2.2. 距離補正係数導出のための検討

(1) 事故シナリオ及び降雨の有無によるグループ化

事故シナリオ s における「標準予測線量」と「放出高さ h 及び降雨の有無の条件 p での距離 x km 地点の実効線量」の比 $f_{s,p,h}^{DIST}$ を事故シナリオごとに計算した。 $f_{s,p,h}^{DIST}$ は式 (4.8) で示される。

$$f_{s,p,h}^{DIST}(x) = \frac{H_{p,h}^s(x)}{H_{s,o}} \quad \dots\dots\dots (4.8)$$

^(注31) 距離補正係数を乗じて得られた実効線量に関しても、大気安定度 D、風速 1.8 m/s を仮定している。

ここで

$f_{s,p,h}^{DIST}(x)$: 事故シナリオ s における標準予測線量と、降雨の有無の条件 p 、放出高さ h の場合の放出地点からの任意の距離 x での実効線量の比 [-]

$H_{p,h}^s(x)$: 事故シナリオ s における降雨条件 p 、放出高さ h の場合の放出地点からの任意の距離 x での実効線量 [Sv]

である。

距離ごとの $f_{s,p,h}^{DIST}$ を事故シナリオ全てにおいて計算した。この結果を用いて、降雨の有無及び事故シナリオによる $f_{s,p,h}^{DIST}$ の特徴を分析した。

降雨なしの場合 ($p: no\ rain$) における事故シナリオごとの $f_{s,no\ rain,h}^{DIST}$ の計算結果を図 4.2.1 に示す。ここでは放出源から 1 km 地点を対象に計算した相対濃度 $(\chi/Q)_{base}$ と任意の距離を対象に計算した相対濃度 $(\chi/Q)_{x,h}$ の比 (以下「相対濃度比」という。) を赤線で示している。放出高さは地上放出 ($h = 0$) とした。降雨なしの場合、 $f_{s,no\ rain,h}^{DIST}$ はどの事故シナリオの結果も相対濃度比と同等かそれ以下の値を示した。ただし、放出源から 30 km の地点では $f_{s,no\ rain,h}^{DIST}$ が相対濃度比の半分程度となる事故シナリオがあった。この事故シナリオは、原子炉停止後 6 時間以内にフィルタベントが実施される早期ベントの事故シナリオであった。それでも、降雨なしの場合、 $f_{s,rain,h}^{DIST}$ の値は 1 桁以内の変動にとどまった。

降雨ありの場合 ($p: rain$) の計算結果を図 4.2.2 に示す。降水量は 3.8 mm/h^(注32) とした。放出高さは地上放出 ($h = 0$) とし、その他の計算条件は標準予測線量の評価条件と同一とした。図中の青の点線はフィルタベントを用いた事故シナリオ、オレンジの一点破線はフィルタベントを用いない事故シナリオを表している。また、相対濃度比を赤線で示している。降雨ありの場合、 $f_{s,rain,h}^{DIST}$ は事故シナリオによって顕著な差異がみられた。1 km 地点を対象に計算した $f_{s,rain,h}^{DIST}$ は相対濃度比と比較して最大約 3 倍、30 km 地点を対象に計算した $f_{s,rain,h}^{DIST}$ は事故シナリオによって 1 桁程度の差が生じた。特にエアロゾル状の放射性物質の寄与割合が大きいフィルタベントを用いていない事故シナリオと、希ガス類の寄与割合が大きいフィルタベントを用いたシナリオグループとで $f_{s,rain,h}^{DIST}(x)$ の傾向が異なることが確認された。

降雨ありかつフィルタベントを用いない事故シナリオでは、近距離では降雨による沈着の影響のため $f_{s,rain,h}^{DIST}$ が相対濃度比より大きくなるが、遠距離では降雨による

(注32) RASCAL4.2 によれば、米国では降水強度は三つの precipitation rate zones ごとに light rain、medium rain、heavy rain の値が決められている。precipitation rate zones は降雨が多い地域、少ない地域で区分されるが、米国のほとんどのプラントが位置する zone では、medium rain の値が 3.8 mm/h とされている。日本の気象庁の予報用語³²⁾と照らし合わせた場合、3.8 mm/h は、「弱い雨」と「やや強い雨」の間であり、日本においても一般的な降水強度の範囲であると考えられる。

エアロゾル状の放射性物質の除去（ウォッシュアウト）の効果が顕著となるため、 $f_{s,rain,h}^{DIST}$ は相対濃度比より小さくなった。

降雨ありかつフィルタベントを用いた事故シナリオでは、実効線量への寄与は主に希ガス類によるものである。このため、降雨ありの場合においても、沈着やウォッシュアウトの影響を受けにくくなることから、 $f_{s,rain,h}^{DIST}$ は降雨の有無にかかわらず相対濃度比に近い結果を示した。

上記の結果から、以下の三つのグループに分類し、距離補正係数を定めることとした。

- ・ 降雨なし
- ・ 降雨あり フィルタベントなし
- ・ 降雨あり フィルタベントあり

(2) 距離補正係数定義式の導出

① 降雨なしの場合

降雨なしの場合の実効線量 $H_{no\ rain,h}^s$ は式(4.9)に示すとおり計算できる。ここで、大気拡散中の減衰は無視できるものと仮定した^(注33)。

$$H_{no\ rain,h}^s(x) = (\chi/Q)_{x,h} \sum_i Q_i \exp(-\lambda_i t_{rel}) (K_i^{GS} + K_i^{IH} + V_d K_i^{GS}) \quad \dots\dots\dots (4.9)$$

$$\sum_i Q_i \exp(-\lambda_i t_{rel}) (K_i^{GS} + K_i^{IH} + V_d K_i^{GS}) \quad \dots\dots\dots (4.10)$$

式(4.10)は式(4.9)における事故シナリオに依存する項である。同一の事故シナリオにおいて、この項の値は等しい。したがって、前述の式(4.8)から降雨なしの場合における「標準予測線量」と「放出高さ h 及び気象条件 p での距離 x km 地点の実効線量」の比 $f_{s,no\ rain,h}^{DIST}$ は、以下の式(4.11)のような近似が成立する。

$$\begin{aligned} f_{s,no\ rain,h}^{DIST}(x) &= \frac{H_{no\ rain,h}^s(x)}{H_{s,o}} \\ &\cong \frac{(\chi/Q)_{x,h} \sum_i Q_i \exp(-\lambda_i t_{rel}) (K_i^{GS} + K_i^{IH} + V_d K_i^{GS})}{(\chi/Q)_{base} \sum_i Q_i \exp(-\lambda_i t_{rel}) (K_i^{GS} + K_i^{IH} + V_d K_i^{GS})} \quad \dots\dots\dots (4.11) \\ &= \frac{(\chi/Q)_{x,h}}{(\chi/Q)_{base}} \end{aligned}$$

この式は、降雨なしの場合、拡散の挙動が相対濃度比のみで特徴を整理できることを示している。これは、式(4.11)のとおり事故シナリオの違いが $f_{s,no\ rain,h}^{DIST}(x)$ の計

^(注33) 原子炉停止から公衆の被ばく開始までに経過した時間と、原子炉停止から放射性物質の環境への放出までの時間を等しいものと仮定している。詳細は付録2を参照。

算過程で無視できるためである。すなわち、降雨なしの距離補正係数は以下のとおり定められる。

$$F_{no\ rain,h}^{DIST}(x) = \frac{(\chi/Q)_{x,h}}{(\chi/Q)_{base}} \dots\dots\dots (4.12)$$

なお、放出高さは式(4.11)において相対濃度 χ/Q にのみ影響を及ぼすことから、この距離補正係数の定義は地上放出以外の放出高さでも成立する。

② 降雨あり、かつフィルタベントを用いる事故シナリオの場合

フィルタベントを用いる事故シナリオにおいては、エアロゾル状の核種の寄与が小さく、希ガス類及び有機ヨウ素による実効線量への寄与が支配的であることから、地表面への沈着の影響が無視できると仮定できる。よって、ウォッシュアウト係数及びグランドシャインを含む項は省略が可能である。また①同様、大気拡散中における放射性物質の減衰は無視できるものと仮定する。これらの仮定に基づくと、降雨あり、かつフィルタベントを用いる場合の実効線量 $H_{rain,h}^s$ は以下の式(4.13)のように表される。

$$H_{rain,h}^s(x) = (\chi/Q)_{x,h} \sum_i Q_i \exp(-\lambda_i t_{rel}) (K_i^{CS} + K_i^{IH}) \dots\dots\dots (4.13)$$

$$\sum_i Q_i \exp(-\lambda_i t_{rel}) (K_i^{CS} + K_i^{IH}) \dots\dots\dots (4.14)$$

ここで、式(4.14)は式(4.13)における事故シナリオに依存する項である。 $(\chi/Q)_{x,h}$ は、①同様、事故シナリオに依存しない。したがって、以下の近似式(4.15)が成り立つ。

$$\begin{aligned} f_{s,rain,h}^{DIST}(x) &= \frac{H_{rain,h}^s(x)}{H_{s,o}} \\ &\cong \frac{(\chi/Q)_{x,h}}{(\chi/Q)_{base}} \left\{ \frac{\sum_i Q_i \exp(-\lambda_i t_{rel}) (K_i^{CS} + K_i^{IH})}{\sum_i Q_i \exp(-\lambda_i t_{rel}) (K_i^{CS} + K_i^{IH})} \right\} \dots\dots\dots (4.15) \\ &= \frac{(\chi/Q)_{x,h}}{(\chi/Q)_{base}} \end{aligned}$$

この式は、降雨ありかつフィルタベントを用いた事故シナリオの場合、拡散の挙動は相対濃度比のみで特徴を整理できることを示している。これは、降雨の影響を受けづらい希ガス類及び有機ヨウ素のガス状の核種が実効線量に対して支配的であるためである。すなわち、距離補正係数は以下のとおり定められる。

$$F_{rain,h}^{DIST}(x) = \frac{(\chi/Q)_{x,h}}{(\chi/Q)_{base}} \dots\dots\dots (4.16)$$

なお、放出高さの影響は相対濃度 χ/Q で考慮されることから、近似式(4.16)は地上放出以外の放出高さでも成立する。

③ 降雨あり、かつフィルタベントを用いない事故シナリオの場合

フィルタベントを用いない事故シナリオは、エアロゾル状の放射性物質の環境への放出量が多く、降雨による影響を受けやすい。 $f_{s,rain,h}^{DIST}(x)$ は以下の式(4.17)により計算した。

ただし、 C^{wash} 及び C^{dep} はそれぞれ式(4.18)及び式(4.19)のとおり定める。

$$f_{s,rain,h}^{DIST}(x) = \frac{H_{rain}^S(x)}{H_{s,o}} \cong \frac{(\chi/Q)_{x,h} \exp\left(-\Lambda \frac{x}{u}\right)}{(\chi/Q)_{base} \exp\left(-\Lambda_o \frac{x}{u}\right)} \left[\frac{\sum_i Q_i \exp(-\lambda_i t_{rel}) \{K_i^{CS} + K_i^{IH} + (V_d + V_R) K_i^{GS}\}}{\sum_i Q_i \exp(-\lambda_i t_{rel}) (K_i^{CS} + K_i^{IH} + V_d K_i^{GS})} \right] \dots\dots\dots (4.17)$$

$$= \frac{(\chi/Q)_{x,h}}{(\chi/Q)_{base}} C^{wash}(x) C^{dep}$$

$$C^{wash}(x) = \frac{\exp\left(-\Lambda \frac{x}{u}\right)}{\exp\left(-\Lambda_o \frac{x}{u}\right)} = \exp\left(-\Lambda \frac{x}{u}\right) \dots\dots\dots (4.18)$$

$$C^{dep} = \frac{\sum_i Q_i \exp(-\lambda_i t_{rel}) \{K_i^{CS} + K_i^{IH} + (V_d + V_R) K_i^{GS}\}}{\sum_i Q_i \exp(-\lambda_i t_{rel}) (K_i^{CS} + K_i^{IH} + V_d K_i^{GS})} \dots\dots\dots (4.19)$$

式(4.18)において、分母は標準予測線量の条件、すなわち降雨なしの場合、 $\Lambda_o = 0$ であるため、 $\exp(-\Lambda_o x/u) = 1$ となる。

式(4.17)から $f_{s,rain,h}^{DIST}(x)$ は、次の三つの項で構成され、放出源からの距離に応じて各項の大小関係が異なる。

- ・ 相対濃度比を表す項： $(\chi/Q)_{x,h}/(\chi/Q)_{base}$
- ・ ウォッシュアウトによる効果を表す項： $C^{wash}(x)$
- ・ 核種別の環境への放出量を線量換算係数で重み付けした被ばく影響及び沈着の影響を表す項： C^{dep}

近距離においては、ウォッシュアウトの影響は顕著ではなく、 $C^{wash}(x) \cong 1$ と近似できる。一方で、降雨によるエアロゾル状の放射性物質に対する湿性沈着が顕著となるため、 $C^{dep} > 1$ となる。したがって、近距離では $f_{s,rain,h}^{DIST}(x) > (\chi/Q)_{x,h}/(\chi/Q)_{base}$ となり、降雨ありの場合については降雨なしの場合よりも実効線量が大きくなる。

遠距離では、ウォッシュアウトの影響が無視できない。ウォッシュアウトを表す項 $C^{wash}(x)$ は距離に応じて低減し、遠距離においては $C^{wash}(x) \ll 1$ となる。したがって、降雨ありの場合、遠距離では $f_{s,rain,h}^{DIST}(x) < (\chi/Q)_{x,h}/(\chi/Q)_{base}$ となり、降雨なしの場合よりも実効線量が小さくなる。

これらの考察に基づき、距離補正係数を計算した。降雨あり、かつフィルタベントを用いない事故シナリオでは、エアロゾル状の放射性物質による実効線量への寄与が大きい傾向となる。したがって、 $f_{s,rain,h}^{DIST}(x)$ は近距離において C^{dep} の影響が大きく、降雨なしの場合に比べて大きな値となるが、遠距離ではウォッシュアウトの効果により小さい値となる。

そこで、フィルタベントを用いないシナリオのうち、距離 x ごとに最大となる $f_{s,rain,h}^{DIST}(x)$ を、以下の式(4.20)のように距離補正係数として定めた。この距離補正係数に関する検討は、既報の論文において、より詳しく論じられている²⁹。

$$F_{rain,h}^{DIST}(x) = \text{Max}_s \left\{ \frac{H_{rain,h}^s(x)}{H_{s,o}} \right\} \dots\dots\dots (4.20)$$

なお、放出高さ h を変更させた場合には、同様の計算を行うことでこの式を適用できる。

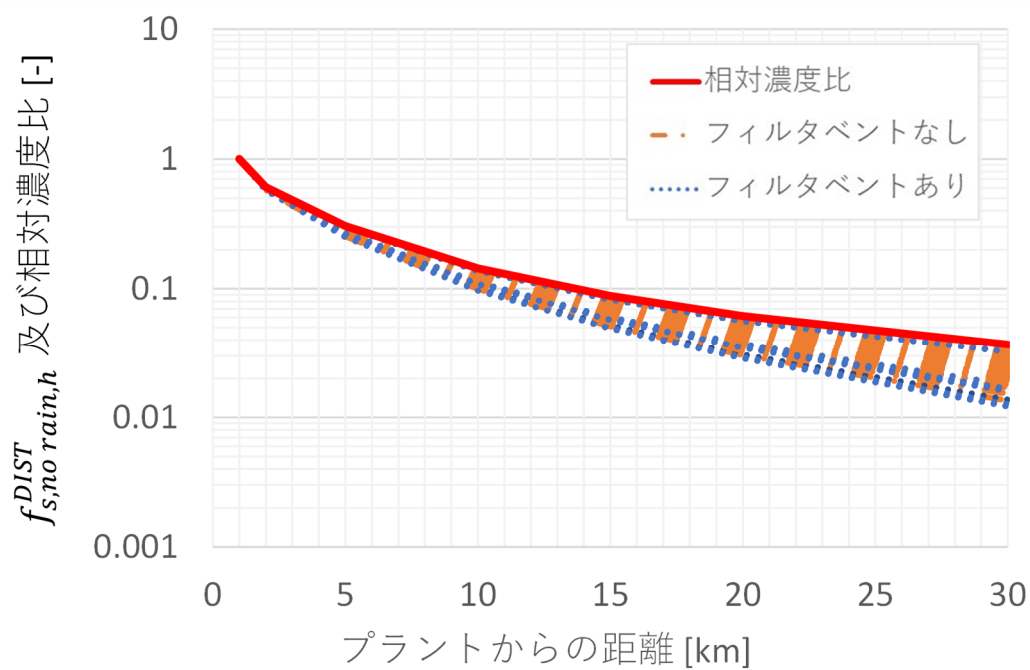


図 4.2.1 降雨なしの場合における事故シナリオごとの感度解析結果

Fig. 4.2.1 Sensitivity analysis results for each accident scenario without rainfall

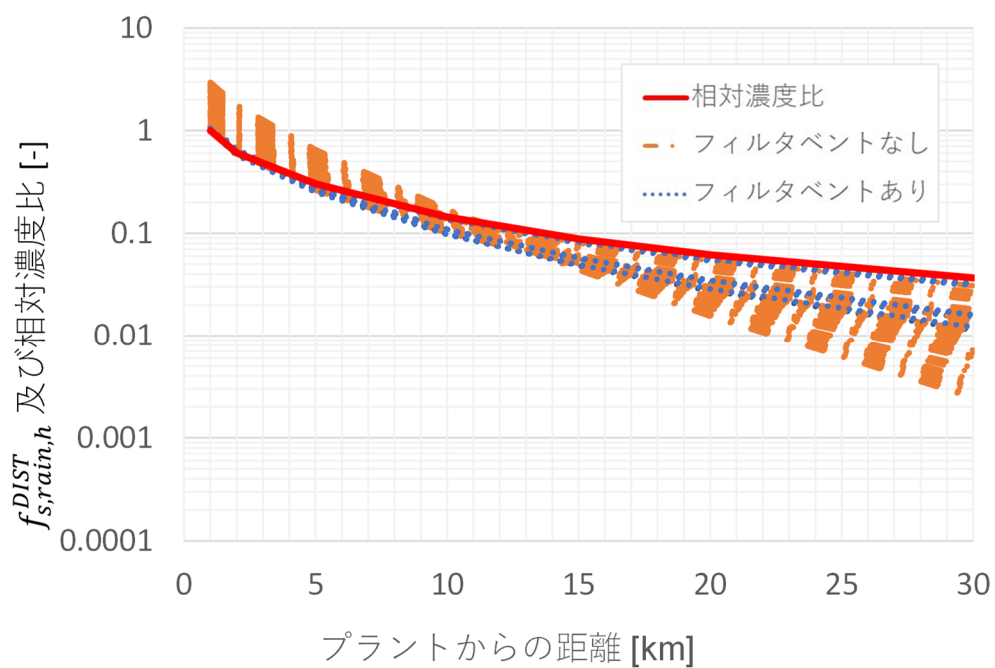


図 4.2.2 降雨ありの場合における事故シナリオごとの感度解析結果

Fig. 4.2.2 Sensitivity analysis results for each accident scenario with rainfall

4.2.3. 距離補正係数計算結果

式(4.4)及び式(4.5)により計算された距離補正係数を図 4.2.3 及び図 4.2.4 に示す。放射性物質の放出高さ^(注34)は、地上からの放出のほか、100 m 及び 200 m を考慮した。

降雨なしの場合及び降雨ありでフィルタベントを用いる場合には、図 4.2.3 に示すとおり、距離補正係数が遠距離ほど小さくなる傾向となった。ただし、放出高さが 200 m の場合、近距離における補正係数が大幅に低下する傾向であった。これは高所放出での場合には、近距離では地表面まで放射性物質が広がりにくいからである。

降雨ありかつフィルタベントを用いない場合、図 4.2.4 に示すとおり、近距離での距離補正係数は 1 を超える結果となった。これは、降雨により大気中の放射性物質が地表面に沈着し、グランドシャインによる実効線量への寄与が大きくなるためである。一方、遠距離では降雨なしの場合と比較して補正係数がより低下する傾向となった。これは、風上において降雨によってプルーム中の放射性物質が除去されるためである。

なお、降雨ありかつフィルタベントを用いない場合、高所放出と地上放出の距離補正係数に大きな差異がみられなかった。この理由は、高所放出であっても降雨により放射性物質が地表面に沈着するためである。

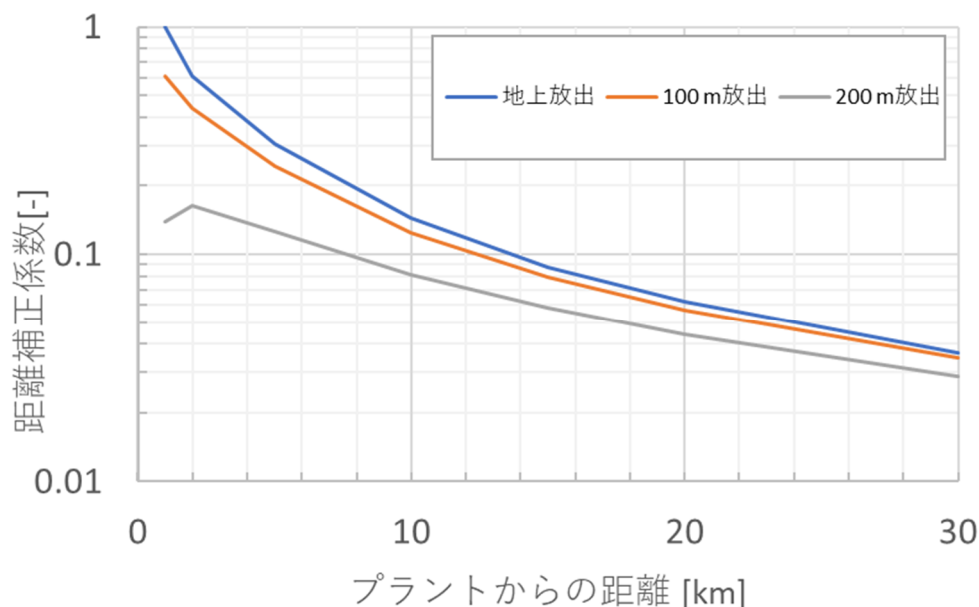


図 4.2.3 降雨なし及び降雨ありかつフィルタベントを用いた場合の距離補正係数

Fig. 4.2.3 Distance conversion factors for no rainfall and rainfall with filtered vent

^(注34) 放出高さ (release height) は、スタック高さ及び吹き上げを考慮した地上からの高さである。例えば、100 m のスタックから放射性物質が放出され、吹き上げがなければ放出高さは 100 m、吹き上げが 100 m の場合には放出高さは 200 m となる。

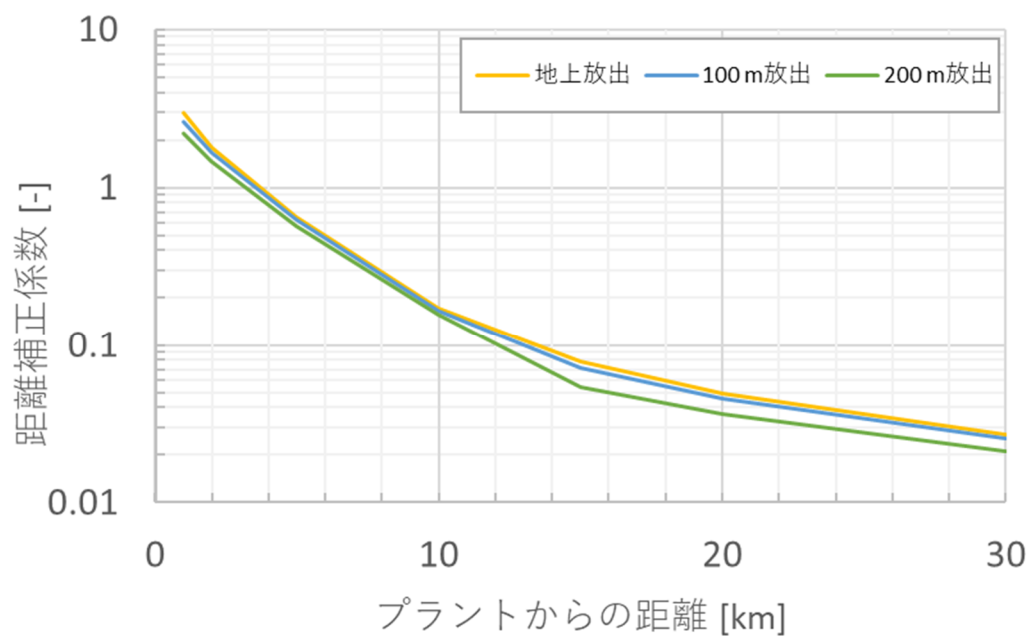


図 4.2.4 降雨ありでフィルタベントを用いない場合の距離補正係数
 Fig. 4.2.4 Distance conversion factors for rainfall without filtered vent

5. 他の評価手法との比較

本章では、マニュアルに定めた手法が保守的な仮定のもと簡易的に評価するという目的に沿っていることを確認するため、過去に国内のプラントを対象に実効線量を評価した事例と、マニュアルの評価手法を用いた結果を比較した。

5.1. 比較対象とする被ばく評価手法

マニュアルでは、防護措置を考慮しない条件で距離に応じた実効線量が評価される。そこで、同様の条件下かつ、放射性物質の放出量、放出開始時間等の解析条件が明確に示されている先行例として、原子力規制庁の原子力災害事前対策等の検討チームで議論された資料「レベル 3PSA 手法を用いた被ばく低減効果の分析」（以下「検討チーム資料」という。）³⁰に示されている被ばく評価手法を比較対象とした。

検討チーム資料には、公衆の防護措置を考慮しない場合における 7 日間の実効線量が記載されている。実効線量の解析で考慮した被ばく経路はクラウドシャイン、グランドシャイン及び吸入被ばくである。この点はマニュアルの評価の仮定と同一である。

ただし、検討チーム資料の解析は、事故進展解析コード THALES で評価された環境への放出量を入力条件³¹として、環境影響評価コード OSCAAR³²を用いて距離ごとの実効線量を評価している。この解析は原子力災害事前対策の検討を目的としており、年間の様々な気象条件を考慮している。一方で、マニュアルは、緊急時に簡便かつ迅速な被ばく評価を行うことを目的としており、風下中心軸上で風向及び風速の変動を考慮しないという点において保守的な計算を行っている。このため、OSCAAR による検討チーム資料の解析結果とマニュアルの比較を行うことで、マニュアルの評価が気象変動の不確実さ幅（年間の様々な気象データを用いて計算された実効線量の 5%値～95%値の範囲）の中に包含されることを確認することとした。

5.1.1. 解析条件

検討チーム資料に記載された事故シナリオの条件を参考に、マニュアルの評価手法に沿った事故シナリオを設定した。

(1) 検討チーム資料の解析に用いられた解析条件

検討チーム資料の「大規模放出」の事故シナリオの評価は格納容器過圧破損に伴う放出を仮定している。

① 放射性物質の環境への放出条件

- 評価プラント：1,100 MWe BWR プラント
- 環境への放出形態：設計漏えいのうち格納容器過圧破損を仮定
- 主たる放出開始までの時間：27 時間
- 放出継続時間：7 時間

- 放出高さ：0 m 及び 40 m
- 各核種の環境への放出量：表 5.2.2 のとおり

② 環境及び被ばくに関する解析条件

- 気象条件：年間における 1 時間ごとの気象データ 8,760 通りから降水量や大気安定度の特徴から代表的な 248 通りの気象をサンプリング
- 被ばく経路：クラウドシャイン、グランドシャイン及び吸入被ばく
- 被ばく継続時間：7 日間（防護措置なしの場合を仮定）
- 評価距離：プラントから 100 km

(2) マニュアルの評価手法による解析条件

(1)の条件を参考に、事故シナリオ及び補正係数を以下のとおり設定した。

① イベントツリーの選定

- BWR の炉心溶融かつドライウェル放出のイベントツリーを選定した。格納容器スプレイは考慮せず、(1) ①から放出開始時間が 27 時間であるため、ホールドアップ時間は 12 時間以上であるとした。また、フィルタベントに失敗して過圧破損に至る事故シナリオ（100 %/h で環境へ放出される）を選択した。

② 補正係数の設定

- 1,100 MWe プラントであるため、出力の補正を行った ($F^{POW}=1.1$)。
- 放出継続時間は、格納容器過圧破損（100 %/h）で放出されると仮定するため、1 時間とした ($F^{DUR}=1.0$)。
- 時間補正係数は、ホールドアップ時間が 12 時間以上であり、かつ放出開始時間が 27 時間であるとして、放出開始時間が 1 日後のものをを用いた ($F^{TIME}=1.0$)。
- 距離補正係数は、地上放出かつ降雨なしの場合のものをを用いた。

5.1.2. 放出量の条件

表 5.2.2 に初期炉心インベントリに対する環境への放出割合の比較結果を示す³¹⁾。双方、格納容器過圧破損の事故シナリオを選定しており、環境への放出割合は両者に顕著な差異はない^(注35)。

(注35) 希ガス類の環境放出割合は同程度であり、Cs 類及びヨウ素類の環境放出割合はオーダー単位で一致している。一方でその他の核種（Ce 類、La 類等）に関しては今回整備した手法の方が、数桁大きな環境放出割合であった。ただし、マニュアル付属書 5 では Ce 類、La 類等の核種は実効線量に対する影響が軽微であることが示されている。そのため、検討チーム資料の環境への放出割合は本評価手法と顕著な差異がないものとみなした。

5.1.3. 実効線量の比較結果

検討チーム資料では、防護措置を講じずに 7 日間屋外に留まった場合を想定している。検討チーム資料の解析においては、年間における 1 時間ごとの気象データ 8,760 通りから 248 通りの気象をサンプリングし、距離ごとに実効線量の中央値を 50%値、下位から 95%（上位 5%）に相当する値が 95%値として示されている。また、事前対策のめやす線量を超過すると推定される距離が記載されている。

マニュアルの評価手法による評価結果は、図 5.2.1 に示すとおり、検討チーム資料の 95%値と比較的よく一致した。前者の評価手法は、1 時間で大規模放出(EF: 100%/h)すると仮定し、風向の変化を考慮せずに風下中心線上の実効線量を評価している。この条件は、実際の年間気象データのうち、比較的厳しい気象条件に相当するといえる。

検討チーム資料及びマニュアルの評価手法による評価結果のそれぞれについて、事前対策のめやす線量 100 mSv に至りうる距離を表 5.2.3 にまとめる。検討チーム資料の 95%値が事前対策のめやす線量に至る距離と、マニュアルの評価手法による評価から求めた事前対策のめやす線量に至る距離はほぼ同程度となった。

5.2. 比較のまとめ

マニュアルの評価手法と比較可能な先行事例を選定し、放射性物質の環境への放出条件が類似するケースで比較を行った。マニュアルの評価と、検討チーム資料における気象変動を考慮した解析を比較した結果、前者の評価結果は、後者の厳しい気象条件における解析結果に相当することを確認した。

以上の結果から、マニュアルの評価手法による評価は、検討チーム資料の 5%値から 95%値の評価結果の範囲内、すなわち気象変動の不確実さ幅の範囲内に収まった。マニュアルの評価手法は、保守的な仮定のもと簡易的に評価するという目的に沿った手法である事例を示すことができた。

表 5.2.1 評価条件の比較

Table 5.2.1 Comparison of the assessment conditions

項目	検討チーム資料	マニュアル ³⁰
評価手法	OSCAAR コード	マニュアルに記載されている手法
評価プラント	1,100 MWe モデルプラント	1,100 MWe モデルプラント (出力補正 $F^{POW} = 1.1$)
事故シナリオ	格納容器過圧破損	ホールドアップ時間：12 時間以上 放出形態：格納容器破損 (100 %/h)
放出開始時間 ^{補足 1)}	27 時間	24 時間 (1 日)
放出継続時間 ^{補足 2)}	7 時間	1 時間
放出高さ	0 m 及び 40 m	0 m
気象条件	年間における 1 時間ごとの気象データ 8,760 通りから 248 とおりをサンプリング	風向、風速一定
被ばく経路	クラウドシャイン、 グラウンドシャイン、 吸入被ばく	同左
被ばく継続時間	グラウンドシャイン 7 日間 (屋外で過ごす防護措置なし)	同左

補足 1) 放出開始時間は、主要な放出が開始する時間を表しており、設計漏えいによる放出は対象外とした。

補足 2) 放出継続時間は両方で差異があるものの、双方格納容器過圧破損相当の比較的短時間な放出継続時間である。

表 5.2.2 放出割合の比較

Table 5.2.2 Comparison of the release rate

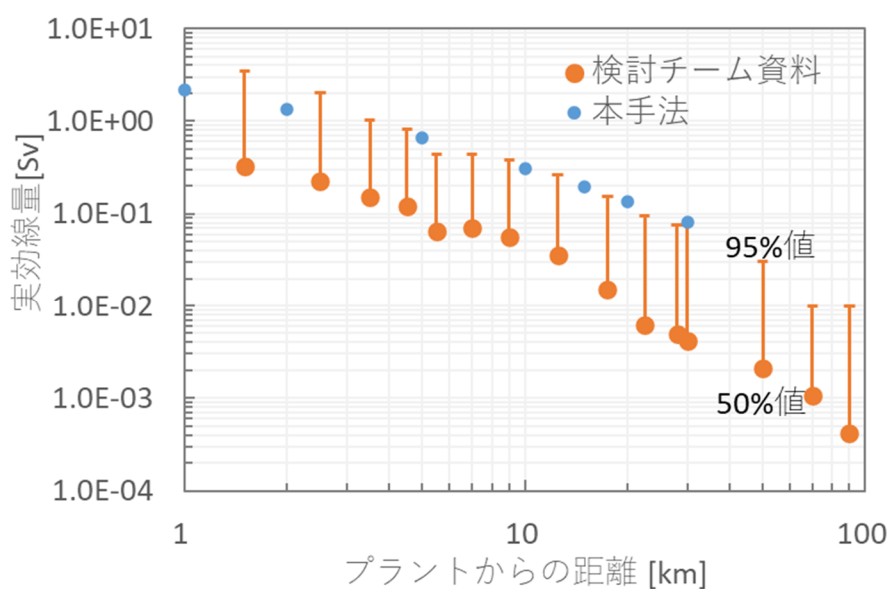
解析ケース	希ガス類	ヨウ素類	Cs 類	Te 類	Ba 類	Ru 類	La 類
検討チーム資料 ³⁰	9.5E-1	3.3E-2	2.8E-2	2.8E-4	1.2E-8	2.4E-11	5.2E-12
緊急時対応技術 マニュアルの 評価手法	9.5E-1	1.1E-2	7.5E-3	1.5E-3	6.0E-4	7.5E-5	6.0E-6

補足)「ヨウ素類」は無機ヨウ素と有機ヨウ素の合計をヨウ素類の放出割合としている。

表 5.2.3 事前対策のめやす線量に至りうる距離の比較

Table 5.2.3 Comparison of distances with potential to exceed target dose for emergency preparedness

項目	マニュアルの評 価手法	検討チーム資料 ³⁰	
		95%値	50%値
事前対策のめやす線量 に至りうる距離	30 km 以内	20~30 km 以内	5 km 以内

図 5.2.1 防護措置なしの場合の 7 日間実効線量での評価結果の比較³⁰Fig. 5.2.1 Comparison of results for effective dose without protective measures for seven days³⁰

6. まとめ

本報告では、緊急時対応技術マニュアルに採用された公衆被ばくの評価手法について、用いられる仮定、計算方法、実効線量の評価を行えるように新たに定められた補正係数の導出方法を解説した。

マニュアルにおいて事前に計算されている標準予測線量の計算条件、計算過程及びその根拠を明示した。この際、被ばく評価に重要となるヨウ素の形態、フィルタベントを用いた場合の評価条件、原子炉建屋近傍での放射性物質の拡散モデルについて検討し、標準予測線量の検討過程を明示した。

原子炉停止から放射性物質の環境への放出までの時間、環境中での拡散等の条件を考慮するための補正係数について、実効線量を指標とした場合の導出過程を示した。また、フィルタベントを用いた事故シナリオを含む事故シナリオの評価に適用可能な補正係数のグループ化の考え方をまとめた。

マニュアルに採用された評価手法による結果と先行評価例である確率論的環境影響評価コード **OSCAAR** を用いた解析手法による評価結果を比較した。結果として、マニュアルに用いられた被ばく評価結果は、年間気象を考慮した **OSCAAR** の評価事例の結果の 95%値とよく一致した。

マニュアルの本文に「本マニュアルによる評価結果は、事故時の原子炉の状態や事故による公衆被ばくの規模をおおまかに把握するための参考情報として用いるもの」であると示されているとおり、マニュアルに採用された公衆被ばくの評価手法は、重大事故の進展、環境への放出の規模、環境条件等の不確実さを踏まえて、評価方法、評価条件等に保守性のある仮定を含んでいる。本手法は、公衆の被ばく量のオーダーを評価し、事故による公衆被ばくの規模をおおまかに把握し、その傾向を捉えるための評価方法である。

参考文献一覧

- 1 原子力規制庁 緊急事案対策室、「緊急時対応技術マニュアル」、第1版、原規総発第2310204号、令和5年10月20日原子力規制庁制定、令和5年
<https://www.nra.go.jp/data/000467230.pdf> (2025年5月21日確認)
- 2 McKenna, T., Trefethen, J., Gant, K., Jolicoeur, J., Kuzo, G., Athey, G., “RTM-96, Response Technical Manual”, NUREG/BR-0150, Volume 1, Revision 4, U.S.Nuclear Regulatory Commission, 1996.
- 3 原子力規制庁、「原子力災害事前対策の策定において参照すべき線量のめやすについて」、平成30年10月17日原子力委員会決定
- 4 原子力安全委員会決定、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」、昭和57年1月28日 原子力安全委員会決定、平成13年3月29日原子力安全委員会一部改定
<https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsashishin/pdf/1/si014.pdf> (2025年5月21日確認)
- 5 小城烈、平等 雅巳、西村 健、新添 多聞、鈴木 ちひろ、菊池 航、金子 順一、和田山 晃大、堀田 亮年、安全研究成果報告「軽水炉の重大事故における格納容器機能喪失及び確率論的リスク評価に係る解析手法の整備」、RREP-2023-2002、令和5年
<https://www.nra.go.jp/data/000434336.pdf> (2025年4月8日確認)
- 6 Jow, H. N., Sprung, J. L., Ritchie, L. T., Rollstin, J. A., Chanin, D. I., “MELCOR Accident Consequence Code System (MACCS), Model Description”, NUREG/CR-4691, Volume 2, Sandia National Laboratories, 1990.
- 7 日本原子力学会、日本原子力学会標準「原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル3PRA編）」、AESJ-SC-P010:2018、日本原子力学会、平成30年
- 8 原子力規制委員会、「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制定
- 9 Sjoreen, A. L., Athey, G. F., Ramsdell, J. V., McKenna, T. J., “RASCAL Version 2.1 User’s Guide”, NUREG/CR-5247 Volume 1, Revision 2, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1994.
- 10 International Atomic Energy Agency, “Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency”, General Safety Requirements No. GSR-7, International Atomic Energy Agency, 2015.
- 11 U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Reactor Safety Study an Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants”, WASH-1400, NUREG-75/014, U.S.Nuclear Regulatory Commission, 1975.

- 12 Soffer, L., Burson, S.B., Ferrell, C.M., Lee, R.Y., Ridgely, J.N., “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”, NUREG-1465, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1995.
- 13 Sprung, J. L., Rollstin, J. A., Helton, J. C., Jow, H-N, “Evaluation of Severe Accident Risks: Volume 2: Quantification of Major Input Parameters”, NUREG/CR-4551, Revision 1, SAND86-1309, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1994.
- 14 Eckerman, K. F., Wolbarst, A. B., Richardson, A. C. B., “Limiting Values of Radionuclide Intake and Air Concentration and Dose Conversion Factors for Inhalation, Submersion, and Ingestion”, Federal Guidance Report No. 11, EPA-520/1-88-020, U.S.Environmental Protection Agency, 1988.
- 15 Eckerman, K. F., Ryman, J. C., “External Exposure to Radionuclides in Air, Water, and Soil”, Federal Guidance Report No. 12, EPA-402-R-93-081, U.S.Environmental Protection Agency, 1993.
- 16 McKenna, T. J., Giitter, J. G., “Source Term Estimation During Incident Response to Severe Nuclear Power Plant Accidents” NUREG-1228, U.S.Nuclear Regulatory Commission, 1988.
- 17 Bixler, N., Jones, J., Osborn, D., Weber, S., “MACCS Best Practices as Applied in the State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Project”, NUREG/CR-7009, Sandia National Laboratories, 2014.
- 18 小城烈、和田山晃大、「緊急時対応に係る簡易評価のための評価手法の整備 (1) シナリオの違いを考慮した簡易被ばく評価の停止時間補正」、1N01、日本原子力学会、2023 年秋の大会、令和 5 年
- 19 和田山晃大、小城烈、「緊急時対応に係る簡易評価のための評価手法の整備 (2) 簡易被ばく評価手法に用いる拡散計算手法の検討」、1N02、日本原子力学会、2023 年秋の大会、令和 5 年
- 20 和田山晃大、小城烈、「緊急時対応に係る簡易評価のための評価手法の整備 (3) 簡易被ばく評価手法に用いる指標の包括的検討」、1D04、日本原子力学会、2024 年春の年会、令和 5 年
- 21 小城烈、和田山晃大、「緊急時対応に係る簡易評価のための評価手法の整備 (4) 炉心放出割合に関する分析」、1D05、日本原子力学会、2024 年春の年会、令和 5 年
- 22 和田山晃大、小城烈、「緊急時対応に係る簡易評価のための評価手法の整備 (5) 炉停止後に生成する娘核種が被ばくに及ぼす影響の分析」、2I01、日本原子力学会、2024 年秋の大会、令和 5 年
- 23 小城烈、和田山晃大、「緊急時対応に係る簡易被ばく評価手法の整備 - 原子炉停止か

- らの経過時間に関する補正方法の分析 -」、2A08、第 5 回日本放射線安全管理学会・日本保健物理学会合同大会、令和 5 年
- 24 Nuclear Energy Agency, “Status Report on Filtered Containment Venting”, NEA/CSNI/R(2014)7, OECD/NEA/CSNI, 2014.
 - 25 Eckerman, K., Harrison, J., Menzel, H. G., Clement, C. H., “Compendium of Dose Coefficients Based on ICRP Publication 60”, ICRP Publication 119, International Commission on Radiological Protection, 2011.
 - 26 東北電力株式会社、「女川原子力発電所 2 号炉 重大事故等対処設備について 別添資料－ 1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（原子炉格納容器フィルタベント系）について」、東北電力株式会社、令和元年
https://www.tohoku-epco.co.jp/electr/genshi/safety/topics/pdf/20190530_03.pdf（2024 年 6 月 28 日確認）
 - 27 東京電力株式会社、「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 重大事故等対処設備について 別添資料－ 1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について」、KK67-0029 改 18 別添資料－ 1、東京電力株式会社、平成 29 年
<https://www.da.nra.go.jp/view/NRA024011348?contents=NRA024011348-002-007#pdf=NRA024011348-002-005>（2024 年 6 月 28 日 アクセス）
 - 28 McGuire, S. A., Ramsdell Jr., J. V., Athey, G. F., “RASCAL 3.0.5: Description of Models and Methods”, NUREG-1887, U.S.Nuclear Regulatory Commission, 2007.
 - 29 Wadayama, K., Kojo, R., Niisoe, T., “The Effect of Using Filtered Containment Ventingsystem on Variation in Dose with Distance in the Prompt Accident Consequence Assessment”, Journal of Nuclear Science and Technology, Volume 61, No. 9, pp. 1248–1264, 2024. doi: 10.1080/00223131.2024.2313551
 - 30 日本原子力研究開発機構 安全研究センター、「レベル 3PSA 手法による防護措置の被ばく低減効果の分析」、第 2 回原子力災害事前対策等に関する検討チーム、資料 1、平成 24 年
https://www.tiikinokai.jp/wp/wp-content/uploads/2024/01/114date_05.pdf（2025 年 4 月 8 日確認）
 - 31 本間俊充、石川淳、富田健一、村松健、「軽水炉モデルプラントの広範な事故シナリオに対する環境影響評価」、JAERI-Research 2000-60、日本原子力研究所、平成 12 年
 - 32 日本原子力研究開発機構、「OSCAAR コードパッケージの使用マニュアル」、JAEA-

Testing2020-001、安全研究・防災支援部門 安全研究センター リスク評価研究ディビジョン 放射線安全・防災研究グループ、令和 2 年 doi:10.11484/jaea-testing-2020-001

付録1 放射性物質の壊変と娘核種生成

マニュアル^{付1}の放射性核物質の環境への放出量の計算及び実効線量の計算においては、放射性壊変及び娘核種の生成を考慮した。本付録ではこの計算方法を明示する。

1. 環境放出前に生成した娘核種の環境放出量の計算

原子炉停止から環境への放出開始までの間において生成される娘核種のうち、I-133 の娘核種である Xe-133 や、I-135 の娘核種である Xe-135 は、大気拡散中の沈着挙動が親核種と娘核種で異なる。これらの娘核種についてはフィルタベントを用いた事故シナリオ等において実効線量への影響が無視できない^{付2}。このような原子炉停止から環境への放出までに生成した娘核種を考慮するために、環境影響評価コード MACCS のマニュアル^{付3}に記載されている簡易モデルを用いた。この簡易モデルでは、生成した娘核種のプラント内存在量と環境放出量の比が、親核種のプラント内存在量と環境放出量の比と等しいと仮定される。すなわち、格納容器内では親核種として振る舞うと仮定し、 F_i^{CRF} と $F_{m,i}^{RDF}$ に親核種の値が用いられる。

娘核種の環境放出量は下記のとおり計算される。

$$Q_j = F_i^{CRF} \left(\prod_m F_{m,i}^{RDF} \right) F^{EF} (Q_j^{INV} + Q_j^{PR}) \quad \dots\dots\dots (1.i)$$

ここで、

Q_j : 娘核種 j の環境放出量 [Bq/h]

$F_i^{CRF} (\prod_m F_{m,i}^{RDF}) F^{EF}$: 初期炉心インベントリに対する親核種 i の 1 時間あたりの環境への放出割合 (付注 i) [h]

Q_j^{PR} : 生成した娘核種のプラント内存在量 [Bq]
である。

2. 環境放出後に生成した娘核種を考慮した実効線量計算

環境放出後に生成された娘核種については、娘核種からの被ばくの寄与を線量換算係数に含めることとした^{付4}。この方法は親核種と比較して娘核種の半減期が著しく短い場合において、娘核種の生成が親核種の壊変と放射平衡となると仮定して親核種の線量換算係数に娘核種の寄与を加えるものであり、クラウドシャイン及びグランドシャインの被ばく経路に対して適用される。マニュアルでは、RASCAL2.1^{付5}に記載されている実効線量の線量換算係数を用いている。

ただし、この方法は娘核種の半減期が 15 分程度以下^(付注ii)である場合に推奨される。このため、娘核種の半減期が 15 分以上である核種については、上述の方法ではなく、計算

(付注i) 式(3.1)参照

(付注ii) 例として Cs-137 の娘核種である Ba-137m の影響を実効線量の計算で考慮する際に用いた。Implicit daughter モデルと呼ばれる。

式に沿って放射性壊変及び娘核種生成を考慮して実効線量を計算した。半減期が 15 分以上の娘核種の中で実効線量への寄与が大きくなる可能性のある核種として先行事例⁴⁶⁾を参考に以下を考慮した。

- ・ Te-132 の娘核種である I-132
- ・ Ba-140 の娘核種である La-140

これらの核種については、マニュアル付属書 6 の 2.3 節に記載されている式(11)及び(12)をもとに娘核種の生成量を計算した。

付録2 緊急時対応技術マニュアルにおける時間の定義

マニュアルでは、時間に関するパラメータとして、原子炉停止から放射性物質の環境への放出までの時間、放射性物質の放出継続時間、被ばく継続時間等が用いられている。マニュアルに用いられる時間の考え方を以下にまとめる。

1. 原子炉停止からの経過時間

マニュアルでは、事故シナリオを同定する際には、原子炉停止から放射性物質の環境への放出開始までの時間、放出開始から公衆の被ばくまでの時間等の時間が計算に用いられている。これらの時間の考え方を付図1に示す。

1.1. 原子炉停止から放出開始までの期間

炉心損傷までの時間 t_{cd} と環境への放出開始までの時間 t_{rel} は、原子炉停止（スクラム又はトリップ）を起点として定められる。また、格納容器内での放射線物質の保持が継続される時間をホールドアップ時間 t_{hu} と呼ぶ。ホールドアップ時間は、式(2.i)のとおりに炉心損傷の時間を起点として定められ、炉心損傷から環境への放出開始までの期間を指す^(付注iii)。

$$t_{hu} = t_{rel} - t_{cd} \quad \dots\dots\dots (2.i)$$

1.2. 放出開始から公衆の被ばく開始までの期間

マニュアルの被ばく計算においては、環境に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放射性物質を含むプルームが公衆に到達することによって、被ばくが開始すると仮定する。原子炉停止から公衆の被ばく開始までの経過時間を t_{pub} とした場合、原子炉停止から放射性物質の環境への放出までの時間（放出開始時間） t_{rel} と、環境への放出後に大気中を拡散する期間（拡散時間） t_{dif} によって、以下の式(2.ii)の関係が成立する。拡散時間 t_{dif} は式(2.iii)のとおりに表される。標準予測線量の計算に用いる風速は1.8 m/sであり、これは約6.5 km/hとなる。標準予測線量を計算する距離は1 km地点であることから、 $t_{dif} \ll t_{rel}$ であると仮定し、被ばく評価に用いる t_{pub} を t_{rel} で近似した（式(2.iv)）。

$$t_{pub} = t_{rel} + t_{dif} \quad \dots\dots\dots (2.ii)$$

$$t_{dif} = x/u \quad \dots\dots\dots (2.iii)$$

^(付注iii) ホールドアップ時間は、炉心損傷から放出開始までの時間とする。ただし、格納容器における緩和効果の継続時間と表現される場合もある。両者の違いは、緩和効果が停止してから放射性物質の環境への放出までの時間をホールドアップ時間に含めるかどうかである。スプレー等の動的機器を用いた緩和効果を考慮する際には、保守的に緩和効果の継続時間をホールドアップ時間と考える。

$$t_{pub} \simeq t_{rel} \quad (t_{dif} \ll t_{rel} \text{ の場合}) \quad \dots\dots\dots (2.iv)$$

1.3. 大気中での拡散挙動計算に用いられる時間

標準予測線量は、1 時間あたりに放出される放射性物質、すなわち 1 時間あたりに放出されたプルームに対応する実効線量である。ここで、プルームの通過時間 t_{plu} は、表面への沈着の継続時間 t_{dep} 及び公衆がプルームから放射性物質を吸入する期間 t_{inh} と同一とする。

2. 被ばく継続に関する時間

標準予測線量は、単位時間（1 時間）あたりに放出される放射性物質の量に対する大気中の放射性物質濃度及び地表面に沈着する放射性物質密度を基に計算される。この単位時間あたりの放出による公衆の被ばくの期間（被ばく継続時間）について整理する。被ばく継続時間の考え方を付図 2 に示す。マニュアルでは、被ばく経路として、クラウドシャイン、グランドシャイン及び吸入による内部被ばくを考慮しているが、被ばくの継続時間はこれらの被ばく経路ごとに異なる。

2.1. クラウドシャインによる被ばく継続時間

被ばく経路のうちクラウドシャインでは、プルームの通過中の被ばくを想定している。このため、クラウドシャインによる被ばく継続時間 t_{exp}^{CS} は、プルームの通過時間 t_{plu} と一致するものと仮定した。標準予測線量の計算においては t_{exp}^{CS} 、 t_{plu} ともに、1 時間となる。なお、プルームの通過後はクラウドシャインによる被ばくは十分小さく無視できるものとする。また、この 1 時間のプルーム経過中における核種の減衰は保守的に考慮しない。

2.2. グランドシャインによる被ばく継続時間

被ばく経路のうちグランドシャインは、プルームの通過中に沈着した放射性物質からの被ばくを想定している。地表面への沈着の継続時間 t_{dep} はプルームの通過の期間の 1 時間とする。ただし、プルーム通過後も、公衆がその地点に滞在する限り被ばくが継続する。このため、マニュアルでは、グランドシャインによる被ばく継続時間 t_{exp}^{GS} を一週間（7 日）と仮定する。この 7 日間における核種の減衰を考慮して被ばく継続時間 t_{exp}^{GS} の積分を行い、グランドシャインの線量換算係数を計算した。

2.3. 吸入による内部被ばくの継続時間

被ばく経路のうち吸入による被ばくは、プルームの通過中に吸入した放射性物質による内部被ばくを想定している。公衆がプルームから放射性物質を吸入する期間 t_{inh} はプルームの通過の期間の 1 時間とする。ただし、プルーム通過後も、吸入した放射性物質によって体内での被ばくが継続する（吸入による内部被ばく継続時間 t_{exp}^{IH} ）。内部被ばくの

継続時間は核種ごとの物理的半減期及び生物学的半減期に依存するため、被ばく継続時間を正確に算出することは困難である。そのため、吸入被ばくは 50 年預託線量（放射性物質摂取後、50 年間の総実効線量を、体内摂取時に被ばくしたものと見なす線量として定義される量）として計算することとした。吸入による被ばく継続効果は、線量換算係数に考慮されている。今回の吸入被ばくの計算には 50 年の預託線量の線量換算係数を用いた。

3. 放出継続時間と被ばく評価の関係

マニュアルに使用される時間の単位は、主に 1 時間である。標準予測線量は、1 時間当たりに放出される放射性物質の量に対する大気中の放射性物質濃度及び地表面に沈着する放射性物質密度に応じて計算される。

ただし、環境への放出が 1 時間以上継続する場合には、放出継続時間 ΔT を考慮する。マニュアルにおいて、放出継続時間は補正係数 F^{DUR} として考慮される。放出継続時間の補正係数 F^{DUR} は、以下の式(2.v)のとおり定義され、放出継続時間 ΔT の場合における実効線量は、1 時間当たりの放出の場合に対応する標準予測線量の F^{DUR} 倍であると仮定する。

$$F^{DUR} = \Delta T / dT \quad \dots\dots\dots (2.v)$$

ここで

ΔT : 放出継続時間 [h]

dT : 標準予測線量の単位計算時間（1 時間）[h]

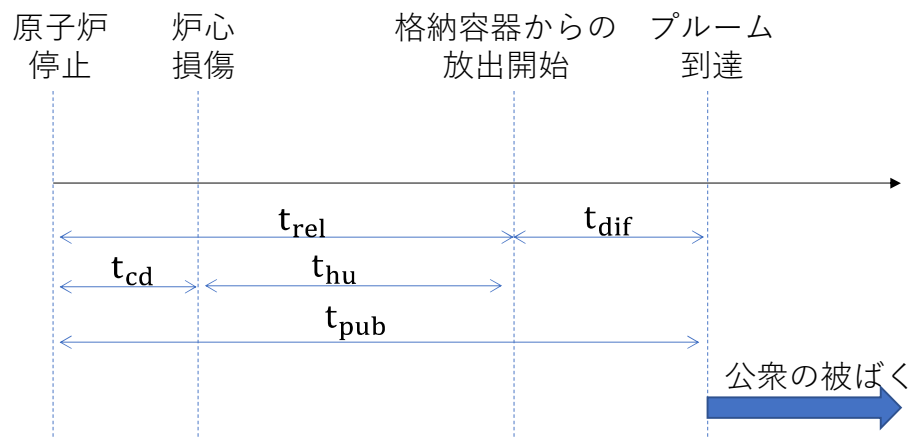
である。

ここで、放出継続時間が 2 倍になった場合を例に、被ばく経路ごとにこの補正の効果を整理する。クラウドシャインによる被ばくに対しては、放出継続時間が 2 倍となると、プルームの通過時間 t_{plu} が 2 倍となる。

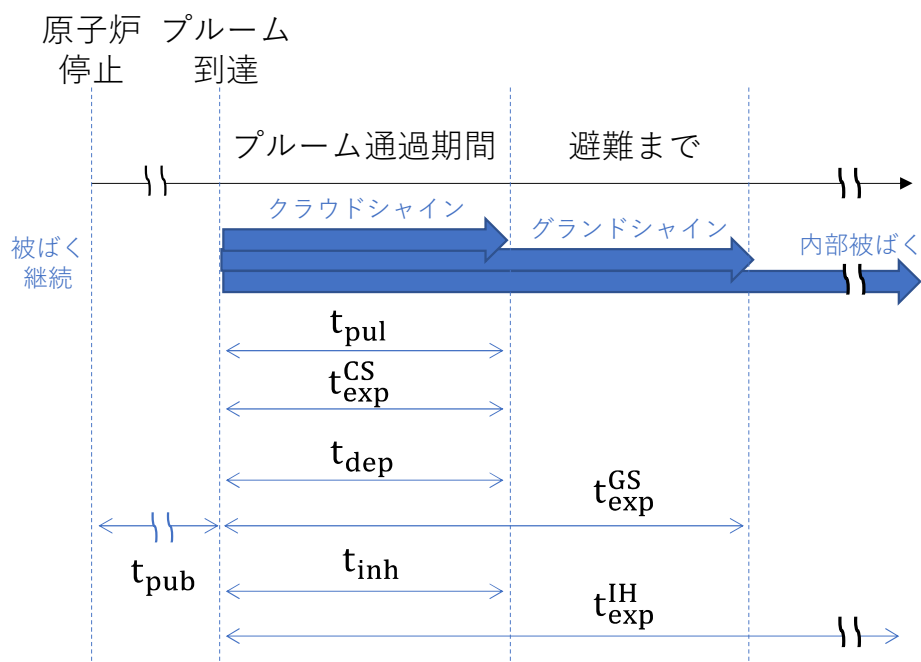
グラウンドシャインによる被ばくに対しては、放出継続時間が 2 倍となると、地表面への沈着の継続時間 t_{dep} が 2 倍となることから、地表面に沈着する放射性物質の量が 2 倍となるとみなすことができる。すなわち 2 倍の量の地表面の放射性物質から、被ばく継続時間 t_{exp}^{GS} である 7 日間の実効線量を計算する。

吸入による被ばくに対しては、放出継続時間が 2 倍となると、プルームの通過時間 t_{plu} が 2 倍、すなわちプルームから放射性物質を吸入する期間 t_{int} が 2 倍となり、この 2 倍の吸入量に対する 50 年預託線量の計算を行う。

以上のことから、放出継続時間の影響はすべての被ばく経路に対して標準予測線量に放出継続時間の係数倍、すなわち F^{DUR} 倍することによって計算できる。ただし、ここでは放出継続時間中の核種の減衰は考慮しない。



付図 1 原子炉停止からの経過時間
Attached Figure 1 Elapsed time since reactor shutdown



付図 2 被ばく継続時間
Attached Figure 2 Exposure duration

付録3 地表面への沈着の仮定についての補足

放射性物質の地表面への沈着は、地表面付近の放射性物質が拡散、衝突や重力沈降等によって地表面に沈着する乾性沈着と、大気中の放射性物質が雨滴生成、雨滴衝突等によって地表面に沈着する湿性沈着を扱う。なお、沈着に関してはエアロゾル状の放射性物質の沈着を考慮し、有機ヨウ素及び希ガス類の沈着は考慮しないものとした。

1. 降雨なしの場合

降雨が無い場合の地表面沈着については、MACCS 及び RASCAL では放射性物質の地表面への乾性沈着速度 V_d を一定値で与え、大気中の放射性物質濃度に比例して沈着すると仮定されている。RTM-96 及びその他の先行例^{付7,付8}を参考に乾性沈着速度 V_d を 3.0×10^{-3} m/s とした。単位時間当たりの沈着率 $\dot{\chi}_{i,D}$ は、下記の式(3.i)のように表される。

$$\dot{\chi}_{i,D}(x,y) = V_d \cdot \chi_i(x,y,0) \quad \dots\dots\dots (3.i)$$

ここで

$\chi_i(x,y,0)$: 地表 0 m 付近での大気中の放射性物質濃度 [Bq/(s m³)]

V_d : 乾性沈着速度 [m/s]

である。

この式に示すとおり、乾性沈着によってプルーム中の濃度は減少する。プルームが x m 進行した場合の拡散中の乾性沈着に伴う濃度の低減は depletion model^{付3}を用いると以下の式(3.ii)のとおり表される。

$$f_F = \exp \left[- \sqrt{\frac{2 V_d}{\pi u}} \int_0^x \frac{1}{\sigma_z(x')} \exp \left\{ - \frac{h^2}{2 \sigma_z^2(x')} \right\} dx' \right] \quad \dots\dots\dots (3.ii)$$

ここで

f_F : depletion model における拡散中の乾性沈着に伴う濃度の低減率 [-]

V_d : 乾性沈着速度 [m/s]

u : 風速 [m/s]

h : 放出高さ[m]

$\sigma_z(x)$: z軸方向の濃度分布の拡散パラメータ [m]

である。

f_F の値は 1 に近いほど乾性沈着に伴う濃度低減の影響が小さく、0 に近いほど濃度低減の影響が大きい。ただし、マニュアルの計算に用いる大気安定度 D の場合には 30 km 地点であっても f_F の値は 0.8 程度であり、乾性沈着に伴う濃度低減の影響は限定的であるといえる。よって、マニュアルで用いられる実効線量算出の際には、 f_F を保守的に無視して計算することとした。

2. 降雨ありの場合

湿性沈着とは、降雨等により大気中の放射性物質が地表面に沈着することである。降雨がある場合には環境に放出された放射性物質の大気中での濃度は、拡散するにしがたって、湿性沈着の影響をうけ、減少していく。

MACCS 及び RASCAL では、湿性沈着による地表面放射性物質濃度の計算には、ウォッシュアウト係数を用いたモデルを用いる。NUREG/CR-4551 では、ウォッシュアウト係数は $\Lambda = CR^\alpha$ によって計算するとされており、各係数はとりうる幅の中央値をとって $C = 9.5 \times 10^{-5}$ 、 $\alpha = 0.8$ とされている^{付9}。

また、ウォッシュアウト係数は単位時間当たりの放射性物質の除去率として式(3.iii)のように表せる。

$$\frac{dX_i}{dt} = -\Lambda X_i(t) \quad \dots\dots\dots (3.iii)$$

ただし、

$X_i(t)$: t 秒降雨が継続した場合の大気中の放射性物質濃度の鉛直方向の積分値 [Bq/m²]

Λ : 降雨により 1 秒ごとに除去される核種の割合 [s⁻¹]

$X_i(0)$: 降雨開始時 ($t=0$) の大気中の放射性物質濃度の鉛直方向の積分値 [Bq/m²]
である。

式(3.iii)を t 秒で時間積分する。拡散中にブルームが雨に当たる時間は $t = x/u$ であるので、 $X_i(t)$ は式(3.iv)であわらされる。

$$\begin{aligned} X_i(t) &= X_i(0) \exp(-\Lambda t) \\ &= X_i(0) \exp(-\Lambda x/u) \end{aligned} \quad \dots\dots\dots (3.iv)$$

式(3.iv)は、 t 秒経過し、 x m 地点まで拡散した場合において、 $\exp(-\Lambda x/u)$ の割合で大気中の放射性物質濃度が低減していることを表している。これが、式(3.iv)における大気中の放射性物質濃度の低減を表す項を $\exp(-\Lambda x/u)$ とおいた考え方である^(付注iv)。

今回の計算では RASCAL における仮定を参考に、ある点 x における 1 秒当たりの湿性沈着により地表面に沈着した放射性物質の量 $\dot{\chi}_{i,D}(x,y)$ は、単位時間当たりでその地点での上空で除去される放射性物質の量に等しいと仮定した。よって、式(3.iv)より単位時間当たりの湿性沈着量は式(3.v)で表せる。

$$\dot{\chi}_{i,D}(x,y) = -\frac{dX_i}{dt} = \Lambda X_i = \Lambda \int_0^\infty \chi_i dz \quad \dots\dots\dots (3.v)$$

したがって、乾性沈着と湿性沈着を合わせた場合、単位時間当たりの核種 i の地表面密度は式(3.vi)のようになる。計算にはガウス積分を用いた。

^(付注iv) RASCAL4 においても大気中濃度低減を表す項は同様のモデル化である。

$$\begin{aligned}
\dot{\chi}_{i,D}(x,y) &= \Lambda \int_0^\infty \chi_i dz + V_d \cdot \chi_i(x,y,0) \\
&= \left\{ \exp\left(-\frac{\Lambda x}{u}\right) \right\} \frac{Q_i}{\sqrt{2\pi}\sigma_y u} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) + V_d \chi_i(x,y,0) \quad \dots\dots\dots (3.vi) \\
&= \chi_i(x,y,0) \Lambda \sqrt{\frac{\pi}{2}} \sigma_z \exp\left(\frac{h^2}{2\sigma_z^2}\right) + V_d \chi_i(x,y,0) \\
&= \chi_i(x,y,0) (V_R + V_d)
\end{aligned}$$

ここで、

V_R : 湿性沈着速度 [m/s]

である。

この考え方は日本原子力学会レベル 3PRA 学会標準^{付10}でも用いられている。

参考文献一覧（付録）

- 付1 原子力規制庁 緊急事案対策室、「緊急時対応技術マニュアル」、第1版、原規総発第2310204号、令和5年10月20日原子力規制庁制定、令和5年
- 付2 和田山晃大、小城烈、「緊急時対応に係る簡易評価のための評価手法の整備 (5) 炉停止後に生成する娘核種が被ばくに及ぼす影響の分析」、2I01、日本原子力学会、2024年秋の大会、令和5年
- 付3 Nosek, A.J., Bixler, N., “MACCS Theory Manual”, SAND2021-11535, Sandia National Laboratories, 2021.
- 付4 McKenna, T., Trefethen, J., Gant, K., Jolicoeur, J., Kuzo, G., Athey, G., “RTM-96, Response Technical Manual”, NUREG/BR-0150, Volume 1, Revision 4, U.S.Nuclear Regulatory Commission, 1996.
- 付5 Sjoreen, A. L., Athey, G. F., Ramsdell, J. V., McKenna, T. J., “RASCAL Version 2.1 User’s Guide”, NUREG/CR-5247 Volume 1, Revision 2, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1994.
- 付6 International Atomic Energy Agency, “Operational Intervention Levels for Reactor Emergencies and Methodology for Their Derivation”, EPR-NPP-OILs (2017), International Atomic Energy Agency, 2017.
- 付7 U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants Final Summary Report”, NUREG-1150, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1990.
- 付8 McGuire, S. A., Ramsdell Jr., J. V., Athey, G. F., “RASCAL 3.0.5: Description of Models and Methods”, NUREG-1887, U.S.Nuclear Regulatory Commission, 2007.
- 付9 Sandia National Laboratories, “Evaluation of Severe Accident Risks: Volume 2: Quantification of Major Input Parameters”, NUREG/CR-4551, Revision 1, SAND86-1309, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1994.
- 付10 日本原子力学会、日本原子力学会標準「原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル3 PRA 編）」、AESJ-SC-P010:2018、日本原子力学会、平成30年

執筆者一覧

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ シビアアクシデント研究部門

小城 烈 副主任技術研究調査官

和田山 晃大 技術研究調査官