

RREP-2026-2002

安全研究成果報告

S/NRA/R Research Report

特定重大事故等対処施設等を考慮した緊急 時活動レベル（EAL）見直しに関する研究

Research on the Revision of Emergency Action Levels (EAL)
Considering Specific Accident Response Facilities

新添 多聞 鈴木 ちひろ 小城 烈 川口 秀雄
和田山 晃大 星 陽崇

NIISOE Tamon, SUZUKI Chihiro, KOJO Retsu, KAWAGUCHI Hideo,
WADAYAMA Kodai, and HOSHI Harutaka

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)

令和8年6月

June 2026

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プロジェクトの活動内容・成果をとりまとめたものです。

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

特定重大事故等対処施設等を考慮した緊急時活動レベル（EAL）見直し に関する研究

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
新添 多聞 鈴木 ちひろ 小城 烈 川口 秀雄
和田山 晃大 星 陽崇

要 旨

本安全研究プロジェクト「特定重大事故等対処施設等を考慮した緊急時活動レベル（EAL）見直しに関する研究（令和3年度～令和7年度）」は、緊急時活動レベル（以下「EAL」という。）の高度化に資するための評価手法を整備するとともに、確率論的環境影響評価手法を高度化し、現在より実効的な防護措置（避難、屋内退避、安定ヨウ素剤服用等）の枠組みを検討するために必要となる知見を取得することを目的とする。

このため、まず EAL の設定の条件、根拠等について、海外事例を調査して取りまとめ、我が国の設定条件と比較した。次に、EAL 見直しに資する技術的知見の整理のため、参考事故シナリオの事故進展解析及び環境影響評価を実施し、公衆被ばくの特徴を分析した。特に、核分裂生成物（以下「FP」という。）の環境への放出時期（スクラムから放出までの時間、早期／晩期）、FP 放出の形態（格納容器破損、管理放出等）について、特徴を整理した。

また、EAL 判断基準と防護措置の組合せが被ばく線量等に及ぼす影響を検討するための解析手法を整備することを目的として、確率論的環境影響評価コード OSCAAR の改良を実施して公開するとともに、防護措置の条件の差異が被ばく線量に与える影響を分析した。さらに、被ばく線量評価の精緻化のため、高分解能の大気拡散シミュレーションに基づく評価手法及び複雑な地形や構造物による遮蔽を反映できる評価手法を構築した。くわえて、モニタリングポストデータの活用手法を作成するとともに、防護措置の判断基準値に対する線量係数の影響評価を行った。なお、被ばく線量評価手法の整備及び解析については国立研究開発法人日本原子力研究開発機構への委託事業において研究を実施した。

Research on the Revision of Emergency Action Levels (EAL) Considering Specific Accident
Response Facilities

NIISOE Tamon, SUZUKI Chihiro, KOJO Retsu, KAWAGUCHI Hideo,
WADAYAMA Kodai, and HOSHI Harutaka
Division of Research for Severe Accident,
Regulatory Standard and Research Department,
Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

Abstract

The objectives of this research are to develop evaluation methods for upgrading the Emergency Action Level (EAL), and to obtain the knowledge necessary to consider frameworks for more effective protective measures (evacuation, sheltering, taking stable iodine tablets, etc.) by upgrading probabilistic environmental consequence analysis methods.

First, we summarized overseas practices of conditions and rationale for criteria of EALs and they were compared with those of Japan. We also conducted accident progression analyses using reference accident scenarios and consequence analyses to characterize public exposure to contribute to improvement the EAL. In particular, we summarized characteristics focusing on that of timing of fission products (FPs) release (time from the scram to release; early/late) and FP release configuration (containment failure, controlled release, etc.)

Next, for the purpose of developing an analytical method to examine impacts of combination of EAL criteria and protective measures on the consequences including radiation dose, we improved assessment modules and parameters of the probabilistic environmental impact assessment code, OSCAAR, which was made publicly available. We examined impacts of the differences among conditions regarding protective measures on radiation dose using the advanced OSCAAR. We also developed an elaborate approach to assess ambient radiation dose based on high-resolution atmospheric dispersion simulations reflecting shielding by detailed surface condition such as buildings and small-scale topography. In addition, we developed a utilization scheme of monitoring post data and examined changes of the criteria for protective measures updating key parameters. Improvement and development of the analytical codes and analysis of the examination results were carried out by the Japan Atomic Energy Agency.

目次

| | | |
|-------|--|----|
| 1. | 序論 | 1 |
| 1.1 | 背景 | 1 |
| 1.2 | 目的 | 3 |
| 1.3 | 全体行程 | 3 |
| 2. | EAL の検討に関する事故シナリオに係る研究 | 5 |
| 2.1 | EAL の設定に関する海外と国内の比較 | 5 |
| 2.1.1 | IAEA、米国及び日本の EAL | 5 |
| 2.1.2 | IAEA、米国及び日本の EAL の比較 | 6 |
| 2.1.3 | 我が国の EAL の見直しに資する知見の整理 | 13 |
| 2.2 | 事故シナリオの進展解析手法の整備及び解析 | 14 |
| 2.2.1 | 事故進展解析モデルの拡張 | 14 |
| 2.2.2 | 事故進展解析結果 | 15 |
| 2.3 | 事故シナリオに基づく被ばく評価手法の整備及び特徴分析手法の検討 | 20 |
| 2.3.1 | 事故シナリオの被ばく評価方法 | 20 |
| 2.3.2 | 特徴分析方法及び解析結果 | 21 |
| 2.4 | リスク情報を活用した EAL の特徴分析 | 25 |
| 2.4.1 | リスク情報の活用に関する分析方法 | 25 |
| 2.4.2 | リスク情報の活用に関する分析結果 | 25 |
| 3. | 防護措置実施の検討に関するリスク評価研究 | 27 |
| 3.1 | OSCAAR を用いた防護措置の検討 | 27 |
| 3.1.1 | OSCAAR コードの整備 | 27 |
| 3.1.2 | 防護措置の効果に係る解析 | 32 |
| 3.2 | 高分解能被ばく線量評価手法の整備 | 47 |
| 3.2.1 | 高分解能大気拡散シミュレーションモデル | 48 |
| 3.2.2 | 試解析 | 49 |
| 3.2.3 | 広域線量評価モデルとの結合 | 51 |
| 3.3 | 被ばく線量評価に係る検討 | 56 |
| 3.3.1 | 空間線量率評価モデルの整備 | 56 |
| 3.3.2 | モニタリングポストデータ活用手法の整備 | 61 |
| 3.3.3 | IAEA の OIL 導出における線量換算係数への最新知見の反映 | 63 |
| 4. | 結論 | 70 |
| 4.1 | 成果の要点 | 70 |
| 4.1.1 | EAL の検討に関する事故シナリオに係る研究 | 70 |
| 4.1.2 | 防護措置実施の検討に関するリスク評価研究 | 70 |
| 4.2 | 目的の達成状況 | 71 |

| | | |
|--------------|------------------------------|----|
| 4.2.1 | EAL の検討に関する事故シナリオに係る研究 | 71 |
| 4.2.2 | 防護措置実施の検討に関するリスク評価研究 | 71 |
| 4.3 | 成果の公表等 | 71 |
| 4.3.1 | 原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表 | 71 |
| 4.3.2 | 委託先による公表 | 73 |
| 4.4 | 成果の活用等 | 73 |
| 4.5 | 今後の課題等 | 74 |
| 参考文献一覧 | | 75 |
| 執筆者一覧 | | 83 |

表 目 次

| | | |
|--------|---|----|
| 表 2.1 | 緊急事態区分の比較..... | 8 |
| 表 2.2 | EAL カテゴリの比較..... | 8 |
| 表 2.3 | JEAG 4102、NEI 99-01 及び IAEA EPR-NPP-CAP の比較（1 / 4）..... | 9 |
| 表 2.4 | 解析で考慮した緩和手段一覧..... | 16 |
| 表 2.5 | 解析シナリオの基本シーケンス(BWR)..... | 17 |
| 表 2.6 | 解析シナリオの基本シーケンス(PWR)..... | 17 |
| 表 2.7 | 解析シーケンスの緩和シナリオ(BWR)..... | 17 |
| 表 2.8 | 解析シーケンスの緩和シナリオ(PWR)..... | 17 |
| 表 2.9 | 環境影響評価の解析条件..... | 23 |
| 表 3.1 | 防護措置モデルの影響に係る解析で設定する放出割合..... | 33 |
| 表 3.2 | 線量低減係数..... | 33 |
| 表 3.3 | 屋内退避に係る解析ケース..... | 34 |
| 表 3.4 | PAZ 屋内退避時の線量低減係数..... | 34 |
| 表 3.5 | 日常生活時（夜間）の各滞在場所別の人口割合と UPZ の木造建屋への屋内退避割合..... | 34 |
| 表 3.6 | 日常生活時（夜間）の線量低減係数..... | 35 |
| 表 3.7 | UPZ 屋内退避時（夜間）の線量低減係数..... | 35 |
| 表 3.8 | 建築年度分類の感度解析ケース..... | 37 |
| 表 3.9 | 風速の感度解析ケース..... | 38 |
| 表 3.10 | 安定ヨウ素剤モデルの解析ケース..... | 40 |
| 表 3.11 | 安定ヨウ素剤服用タイミング別の解析ケース..... | 42 |
| 表 3.12 | 新旧避難モデルの解析ケース..... | 45 |
| 表 3.13 | 環境への放出割合（早期大規模放出）..... | 46 |
| 表 3.14 | 各地点のプルーム到達時間の統計値..... | 47 |
| 表 3.15 | 各計算ケースで使用するモデル..... | 54 |
| 表 3.16 | 考慮する核種..... | 63 |
| 表 3.17 | 被ばく経路と公衆..... | 65 |

目 次

| | | |
|--------|--|----|
| 図 1.1 | 安全研究計画の概要 | 3 |
| 図 1.2 | 全体工程表 | 4 |
| 図 2.1 | 事故進展における発生イベントの時系列 (BWR) | 18 |
| 図 2.2 | 計算終了時における環境放出割合 (BWR) | 18 |
| 図 2.3 | 事故進展における発生イベントの時系列 (PWR) | 19 |
| 図 2.4 | 計算終了時における環境放出割合 (PWR) | 19 |
| 図 2.5 | 事故シナリオの被ばく評価方法のイメージ | 21 |
| 図 2.6 | KR-88, XE-133, I-131 の寄与割合に対するシナリオ数分布 | 23 |
| 図 2.7 | 被ばく評価の特徴分析に関する 2 次元プロット | 24 |
| 図 2.8 | ベントの有無による環境放出開始時間に対する被ばく評価結果 | 24 |
| 図 2.9 | 設備ベースの EAL に対する起因事象発生条件付き確率 | 26 |
| 図 2.10 | 設備ベース EAL の起因事象別の起因事象発生条件付き確率 | 26 |
| 図 3.1 | OSCAAR コードの屋内退避モデルの概要 | 29 |
| 図 3.2 | 屋内外の空気交換を模擬したコンパートメントモデル | 30 |
| 図 3.3 | 屋外滞在時に対する各被ばく経路の実効線量比 (屋内退避期間 7 日 (左)、3 日 (右)) | 36 |
| 図 3.4 | 北方向の距離と建蔽率との関係 | 37 |
| 図 3.5 | 屋外滞在時に対する吸入実効線量比 (建築年度分類による感度解析、解析ケース①) | 38 |
| 図 3.6 | 屋外滞在時に対する吸入実効線量比(風速による感度解析、解析ケース①) | 39 |
| 図 3.7 | 屋外滞在時に対する各防護措置実施時の吸入実効線量及び甲状腺等価線量比 (被ばく低減係数: SH-A(木造)) | 41 |
| 図 3.8 | 屋外滞在時に対する吸入甲状腺等価線量比 (安定ヨウ素剤服用タイミングの感度解析) | 43 |
| 図 3.9 | 甲状腺等価線量の時間変化 | 44 |
| 図 3.10 | 屋外滞在時に対するクラウドシャイン線量比 (新旧避難モデル比較) | 46 |
| 図 3.11 | 各地点の空間線量率の時間変化 | 47 |
| 図 3.12 | 大気乱流境界層の構造 | 48 |
| 図 3.13 | 六ヶ所再処理工場の敷地スケールでの地表面状況 | 50 |
| 図 3.14 | 排気筒高さにおける風速 (上、MS-1) と風向 (下、DEGREE) の時系列変化 | 50 |
| 図 3.15 | 空間線量率 (MGYH-1) の時系列変化 (上: MP2、下: MP3) | 51 |
| 図 3.16 | 広域線量評価モデルとの結合計算領域の標高 (M) | 54 |
| 図 3.17 | MP 及び MS における空間線量率 (MGYH-1) の時間変化 | 55 |
| 図 3.18 | 10 月 28 日 1:00 における KR-85 大気中濃度分布 (BQM-3) の計算結果 (10 KM | |

| | |
|---|----|
| 四方のみ) | 56 |
| 図 3.19 PHITS ⁶⁴ による空間線量率への寄与率のデータベース化のための試計算モデル | 58 |
| 図 3.20 評価点からの距離と高さごとのモデルグリッドからの寄与率 (MSV _H – 1 KBQ M*) | 58 |
| 図 3.21 LHODIM-LES と 3D-ADRES-OUTDOOR との連携計算の試解析に用いた計算領域 | 59 |
| 図 3.22 地表での 5 分ごとの平均大気中濃度 (BQ CM – 3) | 60 |
| 図 3.23 評価点における 5 分ごとの空間線量率 (MSV _H – 1) | 61 |
| 図 3.24 考慮される 38 種の放射性核種の崩壊定数の関数としてプロットされた周辺線量 当量率及び線量換算係数 | 67 |
| 図 3.25 原子炉停止からの時刻の関数としてプロットされた OIL2 _r 関数及び相対誤差 | 69 |

略 語 表

| | |
|--------|--|
| AL | Alert (警戒事態) |
| BWR | Boiling Water Reactor (沸騰水型原子炉) |
| CCWS | Component Cooling Water System (原子炉補機冷却系) |
| CFD | Computational Fluid Dynamics (数値流体力学) |
| DF | Decontamination Factor (除染係数) |
| DW | Drywell (ドライウエル) |
| EAL | Emergency Action Level (緊急時活動レベル) |
| EC | Emergency Class (緊急事態区分) |
| ECCS | Emergency Core Cooling System (非常用炉心冷却装置) |
| FCVS | Filtered Containment Venting Systems (フィルタ付格納容器ベントシステム) |
| FP | Fission Products (核分裂生成物) |
| GE | General Emergency (全面緊急事態) |
| IAEA | International Atomic Energy Agency (国際原子力機関) |
| JAEA | Japan Atomic Energy Agency (国立研究開発法人日本原子力研究開発機構) |
| LES | Large Eddy Simulation (ラージエディシミュレーション) |
| MCCI | Molten Core Concrete Interaction (熔融炉心コンクリート相互作用) |
| MP | Monitoring Post (モニタリングポスト) |
| MUWC | Make-Up Water system / Condensate (復水補給水系) |
| NEI | Nuclear Energy Institute (原子力エネルギー協会) |
| NRC | Nuclear Regulatory Commission (米国原子力規制委員会) |
| NUPEC | Nuclear Power Engineering Corporation (財団法人原子力発電技術機構) |
| OIL | Operational Intervention Level (運用上の介入レベル) |
| PAZ | Precautionary Action Zone (予防的防護措置を準備する区域) |
| PCV | Primary Containment Vessel (格納容器) |
| PRA | Probabilistic Risk Assessment (確率論的リスク評価) |
| PWR | Pressurized Water Reactor (加圧水型原子炉) |
| RANS | Reynolds Averaged Navier-Stokes (レイノルズ平均ナビエ・ストークス) |
| SBO | Station Black Out (所内電源喪失) |
| SE | Site area Emergency (施設敷地緊急事態) |
| SIMPLE | Semi-Implicit Method for Pressure-Linked Equation (圧力連成半陰解法) |
| SIP | Shelter in Place (屋内退避) |
| SNL | Sandia National Laboratory (サンディア国立研究所) |
| UPZ | Urgent Protective Action Planning Zone (緊急防護措置を準備する区域) |

WW

Wetwell (ウェットウェル)

用語の定義

- PAZ 原子力災害対策指針に定められる予防的防護措置を準備する区域（Precautionary Action Zone）を指し、施設からおおむね半径 5 km の区域を指す。緊急事態の判断基準（EAL）に基づいて、FP 放出前における避難等を予防的に準備する区域である。
- UPZ 原子力災害対策指針に定められる緊急防護措置を準備する区域（Urgent Protective Action Planning Zone）を差し、施設からおおむね半径 5 km～30 km の区域を指す。緊急事態の判断基準（EAL）及び防護措置実施の判断基準（OIL）に基づき、避難、屋内退避、安定ヨウ素剤の服用等を準備する区域である。
- EC 原子力災害対策指針に定められる緊急事態区分（Emergency Class）を差し、警戒事態（AL）、施設敷地緊急事態（SE）、全面緊急事態（GE）の三段階が存在する。警戒事態（AL）では PAZ 圏内の要避難者の避難準備、施設敷地緊急事態（SE）では PAZ 圏内の要避難者の避難及び住民の避難準備、全面緊急事態（GE）では PAZ 圏内の住民の避難及び UPZ 圏内の住民の屋内退避を行う。
- EAL 原子力災害対策指針に定められる緊急時活動レベル（Emergency Action Level）を指し、オンサイトのプラント状態等に基づき、事故の発生した原子力発電所がどの緊急事態区分に当てはまるかを判断するための技術的基準である。
- OIL 原子力災害対策指針に定められるオフサイトの空間放射線量率等に基づく防護措置実施基準である運用上の介入レベル（Operational Intervention Level）であり、緊急時モニタリングの結果に基づき、原子力災害対策本部が主に空間放射線量率を基準に住民防護措置の準備・実施を指示する。OIL1 では、 $500 \mu\text{Sv/h}$ を目安に数時間内を目途に区域を特定し避難を実施、OIL2 では $20 \mu\text{Sv/h}$ を目安に 1 日を目途に区域を特定し、地域生産物の摂取を制限するとともに、1 週間程度を目途に一時移転を実施する等の対応を指示する。
- DF 除染係数（Decontamination Factor）の略語であり、フィルタ付格納容器ベントシステム、プールスクラビング等による FP の除去効果の効率を表す値として使用される。FP が 1/1000 に低減される場合には $DF = 1000$ 、除去効果がない場合には $DF = 1$ となる。

設計基準対象設備

発電用原子炉施設のうち、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生を防止し、又はこれらの拡大を防止するために必要となる設備をいう。

重大事故等対処設備

重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。以下同じ。）又は重大事故（以下「重大事故等」という。）に対処するための機能を有する設備をいう。

特定重大事故等対処施設

故意による大型航空機の衝突やその他のテロリズム（以下「テロ等」という。）により、炉心の損傷が発生するおそれがある場合などに対し、FPの放出を抑制するための施設をいう。

防護措置

原子力災害発生時に、重篤な確定的影響を回避又は最小化するとともに、確率的影響のリスクを低減するために行われる被ばくを避けるための一連の行動である。事故直後に取られ得る防護措置は避難、屋内退避、安定ヨウ素剤服用が考えられる。

プルーム

大気中に放出され、大気とともに輸送される汚染物質の流れ。

1. 序論

1.1 背景

原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）第10条及び第15条並びにその内容を定めた省令及び規則、原子力災害対策指針（以下「原災指針」という。）、原子力災害対策指針の緊急事態区分を判断する基準等の解説（以下「解説」という。）に基づき、事業者は緊急事態区分（以下「EC」という。）及び緊急事態を判断する緊急時活動レベル（以下「EAL」という。）を定めている。原子力規制庁（以下「規制庁」という。）では、特定重大事故等対処施設、多様性拡張設備及び自主設備（以下「特定重大事故等対処施設等」という。）を踏まえた「緊急時活動レベルの見直し等への対応に係る会合」（以下「検討会合」という。）における議論で、EAL等に関する中長期的な課題を整理した。その中で、現行の規制基準を踏まえてオンサイトにおけるEALとオフサイトにおける防護措置の全体の見直しが必要とされた¹。検討会合では、現行の規制基準で拡充された設備をEALで考慮するための見直しが行われた¹。さらに、EAL及び防護措置に関して、①特定重大事故等対処施設等を考慮したEALの見直し、②事故進展が非常に遅い場合におけるEAL及び防護措置の検討、③EALのあるべき姿の検討等の課題を検討することとされた。

具体的な背景と内容は以下の①から③までのとおりである。

①重大事故等対処設備に加えて、特定重大事故等対処施設等が追加されたことを背景に、これらを踏まえたEALの見直しの必要性が指摘されている。

②事故シナリオは、これまでのEAL及び防護措置の検討における標準的な事故の進展が早いシナリオに加えて、現行の規制基準における炉心損傷防止対策が失敗し格納容器破損防止対策のみが成功する場合、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策に失敗し管理放出が行われる場合、管理放出に失敗し格納容器破損に至るが格納容器破損の緩和が一部成功する場合等が考えられる。また、このようなシナリオにおいては、放出される核種の特徴が異なることから、より実効的な防護措置（避難、屋内退避、安定ヨウ素剤服用等）の枠組みを検討することが重要であることが指摘されている。このため、部分的な緩和が成功するシナリオ、事象進展が非常に遅いシナリオ等を勘案し、さらにオフサイトでの防護措置を考慮し、オンサイトにおけるEALとオフサイトにおける防護措置の最適化に取り組むことが予定されている²。

③上記①及び②の課題に取り組む中で、EALのあるべき姿の検討が必要であることが指摘されている¹。このためにEALの設定の条件、根拠等を改めて整理する必要がある。具体的な例として、同一のEAL内において、複数判断基準がある場合の設定条件を精査すること、ECにおけるそれぞれのEALの深刻度を整理すること等がある。また、EALには設備の機能喪失を条件に定められる設備ベースのものとプラントの状態等を示すパラメータを条件に設定されるパラメータベースのものがある。特定重大事故等対処施設等の設備を踏まえるとともに、部分的な緩和が成功するシナリオ、事象進展が非常に遅いシナリオ等

のシナリオを考慮し、設備ベースの EAL とパラメータベースの EAL の再検討を行うことも重要である。

なお、これらの検討は、まず国内の軽水炉のうち沸騰水型原子炉（Boiling Water Reactor : BWR、以下「BWR」という。）及び加圧水型原子炉（Pressurized Water Reactor : PWR、以下「PWR」という。）を対象としている。

国際的な研究の取組としては、規制庁の取組と同様に主要な事故シーケンスに対する事故進展解析及び確率論的環境影響評価に関する取組がなされている^{3, 4, 5} 他、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）に基づくリスク情報を活用した防災研究に関する取組がなされている^{6, 7, 8}。これらの取組では、同一 EAL 内の複数判断基準に対する確率論的な視点からの深刻度が整理されているが⁷、日本国内においてはこれらの検討が行われていない。

このため、EAL の見直しのための技術的根拠となる知見として、同一 EAL 内の複数判断基準を精査するため判断基準の深刻度の整理の事例並びに設備ベース及びパラメータベースの EAL の設定に使用された技術的根拠を示す解析評価事例について国際的な知見の調査を行う必要がある。

また、オンサイトにおける EAL とオフサイトにおける防護措置の全体の見直しにおいて、上述の重大事故のシナリオにおいて防護措置を行う対象の住民やタイミングを考慮することで、実施可能な防護措置（避難、屋内退避及び安定ヨウ素剤服用）の組合せは変化すると考えられる。そこで、事故シナリオと防護措置の組合せが公衆の被ばく等に及ぼす影響を評価するための解析手法を整備し、防護措置の判断の分岐点になり得る要素をオンサイトとオフサイトの両方から検討するための試解析を行うことが重要となる。

同時に、防護措置の見直しにおいては、オフサイトにおける空間放射線量率等で示される運用上の介入レベル（以下「OIL」という。）の基準、それらに基づく実効的な防護措置の判断、予防的防護措置を準備する区域（以下「PAZ」という。）及び緊急防護措置を準備する区域（以下「UPZ」という。）に係る目安範囲も、EAL の検討と併せて行うことが重要となる。

防護措置の効果を分析する代表的な知見として、米国原子力規制委員会（以下「NRC」という。）における研究^{3, 7}があり、環境影響評価コード MACCS（以下「MACCS」という。）を用いた評価が行われている。規制庁ではこれまでに、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）への委託事業により、JAEA が開発している OSCAAR^{9, 10, 11, 12}に最新知見を活用した屋内退避及び避難のモデル、ヨウ素の環境への放出に係るモデル等を反映し、被ばく低減効果を定量的に解析するためのモデル整備を進めた¹³。さらに、原子力災害対策及び放射線防護に係る施策を検討する上で必要な評価手法の技術的課題を抽出した¹³。

1.2 目的

本安全研究プロジェクトでは、特定重大事故等対処施設等を考慮した EAL の高度化に資するための評価手法を整備するとともに、確率論的環境影響評価手法を高度化し、現在より実効的な防護措置（避難、屋内退避、安定ヨウ素剤服用等）の枠組みを検討するために必要となる知見を取得することを目的とする。

1.3 全体行程

本研究は令和3年度から令和7年度にかけて実施したものであり、得られた成果を本報告書にまとめる。なお、防護措置の最適化に関する手法整備は主に JAEA に委託し、実施したものである。安全研究計画の概要を図 1.1 に、全体行程を図 1.2 に示す。「EAL の検討に関する事故シナリオに係る研究」では特定重大事故等対処施設等を考慮した EAL の見直しのため、設計基準対象施設、重大事故等対処施設に加え、特定重大事故等対処施設、多様性拡張設備等を考慮したモデルを作成し、複数のシナリオでの試解析を実施し、これらのシナリオの特徴を分析する。また、シナリオと防護措置を組み合わせた試解析を行い、EAL の高度化に必要な技術的知見を取りまとめる。くわえて、EAL の判断根拠の整理のため、国際的な EAL の判断根拠、EAL の相互関係等について調査した。

また、「防護措置実施の検討に関するリスク評価研究」では原子力災害時における防護措置を適用した確率論的環境影響評価手法を作成し、これを用いた試解析を行うことで、原子力災害の中長期対策も含めた防護措置の効果等に係る技術的知見を取得した。

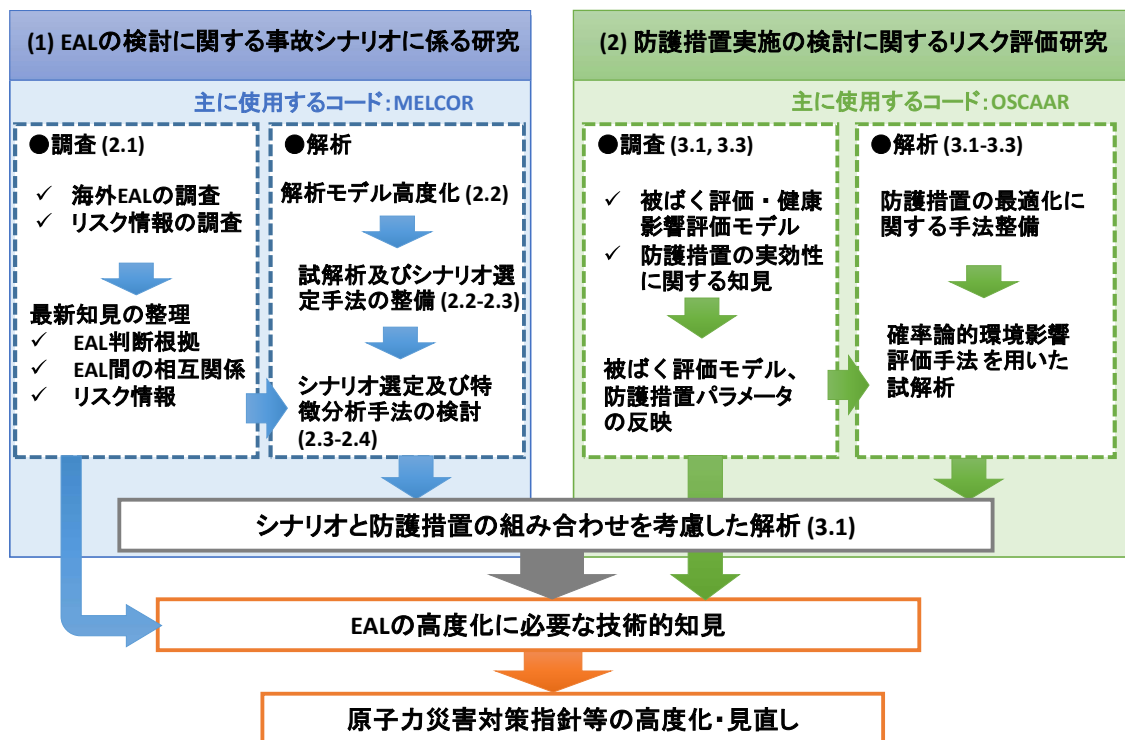


図 1.1 安全研究計画の概要

Fig. 1.1 Outline of the project

| | R 3年度 | R 4年度 | R 5年度 | R 6年度 | R 7年度 |
|---------------------------|----------------------------|----------------------------|------------------------------|------------------------------|-----------------------|
| (1)EAL の検討に関する事故シナリオに係る研究 | 解析モデルの高度化 (2.2) | 試解析及びシナリオ選定手法の整備 (2.2-2.3) | シナリオの選定及び特徴分析手法の検討 (2.3-2.4) | シナリオと防護措置を考慮した解析及び特徴分析 (2.4) | EAL 判断に必要な技術的知見の取りまとめ |
| | EAL に関する調査 (2.1) | | | | |
| (2)防護措置実施の検討に関するリスク評価研究 | 被ばく解析モデルの検討 (3.1) | 防護措置に関する知見整理 (3.3) | | | EAL 判断に必要な技術的知見の取りまとめ |
| | 防護措置の最適化に関する手法整備 (3.1-3.3) | | 確率論的環境影響評価手法を用いた試解析 (3.1) | | |

注) 破線 (— — —) については、主に JAEA による委託事業において実施したものである。また、括弧内は該当する本文章番号を表す。

図 1.2 全体工程表

Fig. 1.2 Overall schedule of the research

2. EAL の検討に関する事故シナリオに係る研究

2.1 EAL の設定に関する海外と国内の比較

現在の国内の EC は、深刻度の低いものから順に、警戒事態（AL）、施設敷地緊急事態（SE）、全面緊急事態（GE）に分けられている。国際的な EAL の設定について事例を調査して取りまとめ、我が国の設定条件と比較した。

2.1.1 IAEA、米国及び日本の EAL

(1) IAEA

IAEA では原子力又は放射線緊急事態への準備と対応のための一般安全要件（General Safety Requirements）を定めた GSR Part 7¹⁴において、ECを検知し、決定するために用いられるあらかじめ決められた判断基準として、EALが定められている。また、IAEA GSG-2「原子力又は放射線の緊急事態への準備と対応に用いる判断基準」¹⁵では、EALを策定するための技術的な指針が示されている。

これらの具体的なガイドラインとして、IAEA EPR-NPP-CAP 2024「Classification, Assessment and Prognosis During Nuclear Power Plant Emergencies」¹⁶（以下「IAEA/CAP」という。）が定められており、EALの設定、評価手順等を具体化している。同文書は出力運転時を対象としており、EALを線量レベル、障壁の状態、自然災害・セキュリティ事象及び設備状態の四つのカテゴリに分類している。

(2) 米国

米国では、産業界が策定した EAL 作成ガイドラインである NEI 99-01¹⁷を NRC が承認（エンドース）しており、EAL 判断基準の審査では、適用されたガイドラインと一貫性があるか確認される。なお、個別のプラントに固有の課題があれば、追加の技術的根拠が求められる。また、最新版である NEI 99-01 rev6¹⁷では、プラント固有の EAL の設定方法が示されており、通報すべき事項のきっかけとなる起因条件（IC: Initiating Conditions）の種類から、EAL が五つのカテゴリに分類されている。具体的には、放射線量、障壁の損傷、冷温停止中の故障、ハザード及びシステム異常である。

(3) 日本

我が国の EAL については、原災指針に「具体的な EAL の設定については、各原子力施設の特性及び立地地域の状況に応じ、原子力規制委員会が示す EAL の枠組み（中略）を踏まえ原子力事業者が行う。」¹⁸とされており、防災業務計画に含まれた形で規制庁に届け出られる。EAL を設定するための共通の指針として、日本電気協会から電気技術指針「原子力発電所の緊急時対策指針」（以下「JEAG」という。）¹⁹が発行されている。JEAG の附属資料「原子力発電所 緊急時活動レベル（EAL）の設定方法」には、PWR 及び BWR の標準的な EAL について具体的な EAL ごとの説明、解釈等が示されている。この文書では

六つの EAL のカテゴリが示されている。具体的には放射線量・放射線物質放出 (01～06)、止める (11)、冷やす (21～30)、閉じ込める (41～43)、その他の脅威 (51～55)、事業所外運搬 (61～62) である (カッコ内の数字は EAL の番号を表す)。

2.1.2 IAEA、米国及び日本の EAL の比較

(1) EC

緊急事態区分の比較結果を、表 2.1 に示す。米国には AL の前に Unusual Event (UE) の区分がある。IAEA のガイドラインには施設内緊急事態 (Facility Emergency) の区分がある。これらは、敷地外で防護行動を取る必要がない緊急事態区分であり、周辺住民の防護措置の判断基準としての緊急事態区分はどれも、AL、SE (又は SAE) 及び GE の 3 区分であることは合致している。

(2) EAL のカテゴリ

3 者のカテゴリの比較を表 2.1 及び表 2.2 に示す。設備に関連して、日本では「止める機能の喪失」、「冷やす機能の喪失」及び「閉じ込める機能の喪失」のカテゴリが独立に定められており、カテゴリ間での相互関係はない。米国及び IAEA は「設備関連」の EAL カテゴリにまとめられており、「止める」、「冷やす」及び「閉じ込める」の機能の組合せを考慮し、相互関係を考慮した EAL が設定されている。

(3) 設定されている EAL

具体的な EAL の違いを、表 2.2 及び表 2.3 に示す。線量に関して、それぞれ AL から GE までの設定がなされている点は共通である。

「止める機能」に関して、日本では「原子炉停止の失敗又は停止確認不能」の状態 GE となる。すなわち停止機能に関する条件で、GE が定められるが、NEI 99-01、IAEA にはこれに該当する EAL はない。

「冷やす機能の喪失」のカテゴリにおいて、日本では冷却機能を有する多様な設備の喪失に対して EAL21～24 に AL から GE までの EAL が定められているが、NEI 99-01 には「冷やす機能の喪失」に相当する EAL はない。また、IAEA の基準では、設備関連のカテゴリにおいて、停止機能喪失と冷却機能喪失の組合せによって EAL が定められているが、GE はない。サポート系に関する事項は日本では「冷やす機能の喪失」に含まれる。電源系の設備に関して、日本及び NEI 99-01 において、直流及び交流電源の喪失に関する事項が定められているが、IAEA には電源設備に関する GE はない。また、日本及び IAEA には、「冷やす機能の喪失」の GE として「炉心損傷の検出」が定められている。米国 NEI 99-01 では「炉心損傷の検出」のみでの GE はない。以上のとおり、冷やす機能に関する事項は、日本と米国や IAEA との EAL の設定で大きく異なる。

「閉じ込める機能の喪失」に関する EAL については、日本では EAL42 シリーズが定められており、NEI 99-01 及び IAEA と類似の設定条件である。なお、炉心損傷によっても GE28 (炉心損傷の検出) が発出されるため、障壁喪失に関する EAL と発出事項が重畳し

ている。また、日本にのみ「閉じ込める機能の喪失」に関する個別の EAL (EAL41(格納容器の健全性)、EAL43(ベント)) が定められている。

(4) 深刻度に関する相違点

日本の EAL における「放射線・放射性物質の放出」に該当する AL、SE 及び GE にそれぞれ線量基準に関する条件があるが、その基準値は異なっている。日本では空間線量率で $5\mu\text{Sv/h}$ であるのに対し、NEI 99-01 では全実効線量当量で 10 mSv ($1,000\text{ mrem}$)、IAEA では実効線量 100 mSv 等である。それぞれ線量指標も異なっている。線量の基準値を比較すると日本の基準が非常に厳しいことが分かる。この基準は原災法施行令に定められている。

冷やす機能に関して、日本では「原子炉冷却材漏えい時における非常用炉心冷却装置による注水不能」の状態 GE21 となるが、IAEA では「冷却能力の重大な喪失及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性の喪失」の状態 SE となる。NEI 99-01 では、冷やす機能のみでの EAL は設定されていない。

電源設備に関して、日本では直流の喪失時又は交流喪失の 30 分継続で SE に、直流喪失 15 分又は交流喪失 1 時間の継続で GE になる。米国では直流又は交流喪失 15 分継続で SE に、直流電源及び交流電源の 15 分の喪失継続若しくは交流電源喪失の長期化で GE になる。

閉じこめる機能に関しては、3 者とも大きな差はなく、障壁の喪失又はそのおそれによって EAL が発出される。それぞれの障壁の喪失に関する EAL 判断基準の根拠については、米国では事業者の EAL 設定ガイダンスに設定事例が示されている²⁰。ここにおいても、同一 EAL 内の複数の判断基準がある。例えば、炉心出口温度、冷却材中の放射能濃度、格納容器内の放射線線量率、格納容器内水素濃度等のパラメータを用いて炉心損傷等の障壁の喪失を判断する。具体的な基準として、障壁の喪失について最も代表的な指標である格納容器内放射線線量率の基準の設定根拠が示され、それらの評価手法の例が NRC の文書に記載されている²¹。

表 2.1 緊急事態区分の比較

Table 2.1 Comparison of Emergency Class

| 国／ 機関 | 日本 (JEAG 4102) | 米国 (NEI 99-01) | IAEA EPR-NPP-CAP |
|------------------------|-------------------|-------------------------------|--------------------------------|
| 緊急 事態 区分 (EC) | 全面緊急事態 (GE) | General Emergency (GE) | General Emergency |
| | 施設敷地緊急事態 (SE) | Site Area Emergency (SAE) | Site area Emergency |
| | - | - | Facility Emergency |
| | 警戒事態 (AL) | Alert (ALERT) | Alert |
| | - | Unusual Event (UE) | - |
| 根拠 | 原災指針 | Appendix E, 10 CFR Part 50 | IAEA EPR-NPP-CAP, GSR Part7 |

出典) 原子力規制庁 緊急事案対策室²² (一部加工)

表 2.2 EAL カテゴリの比較

Table 2.2 Comparison of EAL Categories

| 国 | 日本 (JEAG) | 米国 (NEI 99-01) | IAEA EPR-NPP-CAP |
|------|--------------|------------------|------------------|
| カテゴリ | 放射線・放射性物質の放出 | 放射線量 | 線量レベル |
| | 止める機能の喪失 | システム異常 | 機器の状態 |
| | 冷やす機能の喪失 | | |
| | 閉じ込める機能の喪失 | 障壁の損傷 | 障壁の状態 |
| | その他の脅威 | 冷温停止中の故障 ハザード | 自然災害・セキュリティ事象 |

出典) 原子力規制庁 緊急事案対策室²² (一部加工)

表 2.3 JEAG 4102、NEI 99-01 及び IAEA EPR-NPP-CAP の比較 (1 / 4)

Table 2.3 Comparison of EALs in JEAG 4102, NEI 99-01, and IAEA EPR-NPP-CAP

| 分類 | 文書 | 警戒事態を判断する EAL | | 施設敷地緊急事態を判断する EAL | | 全面緊急事態を判断する EAL | | 補足 |
|---|------------------|---------------|---|---|--|-----------------|---|---|
| 放射線・放射性物質の放出 1 ～ 6 関連 | JEAG | なし | なし | SE01 SE01：敷地境界付近の放射線量の上昇 ～ SE02：通常放出経路で気体放射性物質放出 SE06 SE03：通常放出経路で液体放射性物質放出 SE04：火災爆発等による管理区域外での放射線の放出 SE05：火災爆発等による管理区域外での放射性物質の放出 SE06：施設内臨界事故のおそれ | GE01 GE01：敷地境界付近の放射線量の上昇 ¹ ～ GE02：通常放出経路での気体放射性物質の放出 GE06 GE03：通常放出経路での液体放射性物質の放出 GE04：火災爆発等による管理区域外での放射線の異常放出 ² GE05：火災爆発等による管理区域外での放射性物質の異常放出 ³ GE06：施設内(原子炉外)での臨界事故 | | | 1. SE とは異なる条件 2. SE とは異なる条件 3. SE とは異なる条件 |
| | NEI99-01 | AA1 | 気体又は液体放射性物質の放出により敷地外線量が 10 mrem TEDE 又は 50 mrem 甲状腺 CDE を上回る ⁴ | AS1 | 気体放射性物質の放出により敷地外線量が 100 mrem TEDE 又は 500 mrem 甲状腺 CDE を上回る ⁴ | AG1 | 気体放射性物質の放出により敷地外線量が 1,000 mrem TEDE 又は 5,000 mrem 甲状腺 CDE を上回る ⁴ ※ | 4. 1 rem = 10 mSv TEDE：全実効線量当量 CDE：預託等価線量 |
| | IAEA EPR-NPP-CAP | LA1 | 施設内の放射線レベルが上昇した場合 | LS1 | 放射性物質の放出により、敷地外の実際又は予測される線量が国内の一般的な緊急防護措置基準の少なくとも 10 %に達する場合 | LG1 | 放射性物質の放出により、敷地外の実際又は予測される線量が国内の一般的な緊急防護措置基準を超える場合 (7 日間で実効線量 100 mSv / 甲状腺 50 mSv 相当) | ※使用済燃料プール等に関する事項は別途記載 |
| 止める機能の喪失 1 1 関連 | JEAG | AL11 | 原子炉停止機能の異常のおそれ | なし | なし | GE11 | 原子炉停止の失敗又は停止確認不能 | |
| | NEI99-01 | SA5 | 自動及び手動の原子炉停止に失敗し、制御盤から手動で原子炉停止に成功しなかった場合 | SS5 | 原子炉除熱機能、給水機能又は注水機能を喪失するとともに、原子炉停止が不能となった場合 | なし | なし | |
| | | SA9 | 安全システムに影響を及ぼす不具合 ⁵ | なし | なし | なし | なし | 5. ハザード事象 |
| | IAEA EPR-NPP-CAP | SA2 (SF3) | 出力運転状態で、自動停止に失敗したが、手動停止に成功した場合 (未臨界を維持するための自動及び手動操作に失敗した場合) | SS2 | 冷却能力の重大な喪失及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性の喪失 | SG1 | 燃料障壁の健全性の喪失 (SS1 又は SS2 から発展した状況において、燃料損傷がすでに始まっている、差し迫っている、又は予測される場合) | |
| 冷やす機能の喪失 2 1 ～ 2 4 関連 | JEAG | AL21 | 原子炉冷却材の漏えい | SE21 | 原子炉冷却材漏えいによる非常用炉心冷却装置作動 | GE21 | 原子炉冷却材漏えい時における非常用炉心冷却装置による注水不能 | |
| | | AL22 | 原子炉給水機能の喪失 | SE22 | 原子炉注水機能喪失のおそれ | GE22 | 原子炉注水機能の喪失 | BWR のみ |
| | | AL23 | 原子炉除熱機能の一部喪失 | SE23 | 残留熱除去機能の喪失 | GE23 | 残留熱除去機能喪失後の圧力制御機能喪失 | BWR のみ |
| | | AL24 | 蒸気発生器給水機能喪失のおそれ | SE24 | 蒸気発生器給水機能の喪失 | GE24 | 蒸気発生器給水機能喪失後の非常用炉心冷却装置注水不能 | PWR のみ |
| | NEI99-01 | なし | なし | なし | なし | なし | なし | |
| | IAEA EPR-NPP-CAP | なし | なし | SS2 | 冷却能力の重大な喪失及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性の喪失 | SG1 | 燃料障壁の健全性の喪失 (SS1 又は SS2 から発展した状況において、燃料損傷がすでに始まっている、差し迫っている、又は予測される場合) | |

出典) 原子力規制庁 緊急事案対策室²² (一部加工)

表 2.3 JEAG 4102、NEI 99-01 及び IAEA EPR-NPP-CAP の比較 (2 / 4)

Table 2.3 Comparison of EALs in JEAG 4102, NEI 99-01, and IAEA EPR-NPP-CAP

| 分類 | 文書 | 警戒事態を判断する EAL | | 施設敷地緊急事態を判断する EAL | | 全面緊急事態を判断する EAL | | 補足 |
|--|----------------------|-----------------|--|-------------------|--|---|---|--------------------------------|
| 冷や す 機 能 の 喪 失 関 連 | JEAG | AL25 | 全交流電源喪失のおそれ | SE25 | 全交流電源の 30 分以上喪失 | GE25 | 全交流電源の 1 時間以上喪失 | |
| | | AL26 | 旧基準炉 | SE26 | 旧基準炉 | GE26 | 旧基準炉 | ※旧基準炉のみ |
| | | なし | なし | SE27 | 直流電源の部分喪失 | GE27 | 全直流電源の 5 分以上喪失 | |
| | NEI99-01 | SA1 | 15 分間以上にわたって非常用母線への交流電 源が 1 系統となった場合 | SS1 | 非常用母線の外部電源及び所内交流電源の全てが 15 分間以上喪失した場合 | SG1 | 全ての非常用母線の外部電源及び所内交流電源の喪失 が長時間化した場合 | |
| | | なし | なし | SS8 | 全ての直流電源が 15 分以上喪失した場合 | SG8 | 全ての交流電源及び直流電源が 15 分以上喪失した場合 | |
| | | なし | なし | | | | | |
| | IAEA EPR- NPP-CAP | SA1 | 交流電源の完全喪失 (SBO) 又は、原子炉安 全系母線への交流電源が 15 分以上単一の供 給源に減少した場合 | SS1 | 交流電源の完全喪失 (SBO) 及び原子炉冷却材 圧力バウダリの健全性の喪失。 | SG1 | 燃料障壁の健全性の喪失 (SS1 又は SS2 から発展した状況において、燃料損傷がす でに始まっている、差し迫っている、又は予測される場合) | |
| | | (SF1) | 原子炉冷却水温度が飽和温度よりも高い状態 での交流電源の全喪失 (SBO) | 同上 | 同上 | 同上 | 同上 | |
| | | (SF2) | 少なくとも 15 分間の全ての直流電源の喪失 | 同上 | 同上 | 同上 | 同上 | |
| | 2 8 関 連 | JEAG | なし | なし | なし | なし | GE28 | 炉心損傷の検出 |
| NEI99-01 | | - | 省略 ⁶ | - | 省略 ⁶ | (FG1) | (2 つの障壁が喪失し、3 つ目の障壁の喪失又はその可 能性が生じた場合) | 6. GE28(JEAG)に合わせ て、GE のみ記載 |
| - | | 省略 ⁶ | - | 省略 ⁶ | (BG1) | (格納容器障壁の喪失の有無に関わらず、燃料障壁及び 原子炉冷却材圧力バウダリの健全性の喪失) | 6. GE28(JEAG)に合わせ て、GE のみ記載 | |
| IAEA EPR- NPP-CAP | - | 省略 ⁶ | - | 省略 ⁶ | SG1 | 燃料障壁の健全性の喪失 (SS1 又は SS2 から発展した状況において、燃料損傷がす でに始まっている、差し迫っている、又は予測される場合) | 6. GE28(JEAG)に合わせ て、GE のみ記載 | |
| 2 9 関 連 | JEAG | AL29 | 停止中の原子炉冷却機能の一部喪失 | SE29 | 停止中の原子炉冷却機能の喪失 | GE29 | 停止中の原子炉冷却機能の完全喪失 | |
| | NEI99-01 | CA1 | 計画外に原子炉冷却材水位が低下し、一定水 位レベルに維持・回復できない場合 | CS1 | 崩壊熱除去に影響を及ぼす原子炉冷却水レベル低 下 | CG1 | 燃料被覆管に影響を及ぼす原子炉冷却水レベル低下 | |
| | | CA2 | 15 分以上の全交流電源の喪失 | なし | なし | なし | なし | |
| | | CA3 | 計画外に原子炉圧力容器の温度が一定値以上 に上昇した場合 | なし | なし | なし | なし | |
| | | CA6 | 冷温停止の維持に必要な安全システムに影響を 及ぼす機器障害 | なし | なし | なし | なし | |
| IAEA EPR- NPP-CAP | なし | なし | なし | なし | なし | なし | ※出力運転時を対象と しているため記載なし | |

出典) 原子力規制庁 緊急事案対策室²² (一部加工)

表 2.3 JEAG 4102、NEI 99-01 及び IAEA EPR-NPP-CAP の比較 (3 / 4)

Table 2.3 Comparison of EALs in JEAG 4102, NEI 99-01, and IAEA EPR-NPP-CAP

| 分類 | 文書 | 警戒事態を判断する EAL | | 施設敷地緊急事態を判断する EAL | | 全面緊急事態を判断する EAL | | 補足 |
|--|------------------|---------------|---|-------------------|---|-----------------|--|--------------------------|
| 冷 や 0 す 関 機 連 能 の 喪 失 | JEAG | AL30 | 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失のおそれ | SE30 | 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失 | GE30 | 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失・放射線放出 | |
| | NEI99-01 | AA2 | 使用済燃料プール水位が規定値（レベル 2）以下に低下した場合 | AS2 | 使用済燃料プール水位が規定値（レベル 3）以下に低下した場合 | AG2 | 使用済燃料プール水位の規定値（レベル 3）以下の状態が 60 分以上継続した場合 | |
| | IAEA EPR-NPP-CAP | LA2 (LF2) | 照射燃料の損傷又は使用済燃料プール内の水位の低下 (使用済燃料プールの冷却材が飽和している) | LS2 | 使用済燃料プールの水位は低下継続中だが、燃料集合体は冠水している状態 | LG2 | 使用済燃料プール内で照射燃料集合体が露出している。 | |
| 閉 じ こ め 4 る 3 機 関 濃 喪 失 | JEAG | なし | なし | SE41 | 格納容器健全性喪失のおそれ | GE41 | 格納容器圧力の異常上昇 | |
| | | なし | なし | SE43 | 原子炉格納容器圧力逃し装置の使用 | なし | なし | 7. 主に炉心損傷前のベント（先行ベント）を対象 |
| | NEI99-01 | なし | なし | なし | なし | なし | なし | |
| | IAEA EPR-NPP-CAP | SA4 (SF5) | 最終ヒートシンクとの接続の全喪失又は冷却目的の安全機器の重大な喪失 (安全装置の喪失又は利用不可能により、原子炉冷却材圧力バウンダリからの熱除去能力の低下) | なし | なし | なし | なし | |
| 4 2 関 連 | JEAG | AL42 | 単一障壁の喪失又は喪失可能性 | SE42 | 2 つの障壁の喪失又は喪失可能性 | GE42 | 2 つの障壁喪失及び 1 つの障壁の喪失又は喪失可能性 | |
| | NEI99-01 | FA1 | 燃料被覆管あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリのいずれかの喪失又は喪失の可能性 | FS1 | 燃料被覆管、原子炉冷却材圧力バウンダリ、格納容器のいずれか 2 つの障壁の喪失又は喪失の可能性 | FG1 | 燃料被覆管、原子炉冷却材圧力バウンダリ、格納容器のいずれか 2 つの障壁の喪失及び 3 つ目の障壁の喪失又は喪失の可能性 | |
| | IAEA EPR-NPP-CAP | BA1 (BF1) | 少なくとも 1 つの核分裂生成物障壁の健全性の喪失 (燃料障壁又は原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性の喪失) | BS1 | 少なくとも 2 つの核分裂生成物障壁の健全性の喪失 | BG1 | 格納容器障壁の喪失の有無に関わらず、燃料障壁及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性の喪失 | |

出典) 原子力規制庁 緊急事案対策室²² (一部加工)

表 2.3 JEAG 4102、NEI 99-01 及び IAEA EPR-NPP-CAP の比較 (4 / 4)

Table 2.3 Comparison of EALs in JEAG 4102, NEI 99-01, and IAEA EPR-NPP-CAP

| 分類 | 文書 | 警戒事態を判断する EAL | | 施設敷地緊急事態を判断する EAL | | 全面緊急事態を判断する EAL | | 補足 |
|-------|------------------|--|---|--|--|--|--|------------|
| その他脅威 | JEAG | AL51 | 原子炉制御室他の機能喪失のおそれ | SE51 | 原子炉制御室の一部の機能喪失・警報喪失 | GE51 | 原子炉制御室の機能喪失・警報喪失 | |
| | | AL52 | 所内外通信連絡機能の一部喪失 | SE52 | 所内外通信連絡機能の全喪失 | なし | なし | |
| | | (HA6) | (制御室からの避難と代替制御設備への移行に至った場合) | (HS6) | (制御室外からのプラント安全機能の管理がで きなくなった場合) | なし | なし | |
| | IAEA EPR-NPP-CAP | SA3 (SF4) | 制御室における警報、指標/計測・制御系の重大な喪失、 (制御室における警報、指標/計測・制御系の重大な喪失、 緊急事態や潜在的な緊急事態が発生していることを表示) | なし | なし | なし | なし | |
| | JEAG | AL53 | 重要区域での火災・溢水による安全機能の一部喪失のおそれ | SE53 | 火災・溢水による安全機能の一部喪失 | なし | なし | |
| 関連 | | 欠番 | | 欠番 | | 欠番 | | ※EAL54 は欠番 |
| | JEAG | AL55 | (原子力規制委員会委員長又は委員長代理が警戒本部 の設置を判断した場合) | SE55 | 防護措置の準備及び一部実施が必要な事 象発生 | GE55 | 住民の避難を開始する必要がある事象発生 | |
| | NEI99-01 | HA1 | 防護区域内での敵対的活動又は 30 分以内の航空機衝突 の脅威が発生した場合 | HS1 | 管理区域内での敵対的活動が発生した場合 | HG1 | 敵対的活動により施設の物理的な安全機能が喪失し た場合 | |
| | | HA5 | 有毒ガスにより重要区画へのアクセスが妨げられた場合 | なし | なし | なし | なし | |
| | | HA6 | 制御室からの避難と代替制御設備への移行に至った場合 | HS6 | 制御室外からのプラント安全機能の管理がで きなくなった場合 | なし | なし | |
| | | HA7 | 緊急時責任者により警戒事態に相当と判断される状態が存 在した場合 | HS7 | 緊急時責任者により施設敷地緊急事態に相 当と判断される状態が存在した場合 | HG7 | 緊急時責任者により全面緊急事態に相当と判断され る状態が存在した場合 | |
| | IAEA EPR-NPP-CAP | EA1 | 自然事象が、炉心安全装置/炉心安全装置へのアクセスに 影響を与える場合 | EF 1 | SF1～SF5、BF1、LF1 又は LF2 に該当する緊 急事態若しくは自然災害 | ES1 | SS1、SS2、BS1、LS1 又は LS2 に該当する緊急事態若 しくは自然災害 | |
| | | EA2 | 原子炉安全装置/原子炉安全装置へのアクセスに影響を与 える場合 | なし | なし | なし | なし | |
| | | EA3 | 制御室からの避難が必要な場合 | EF 2 | 制御室からの避難が必要で、補助制御室に は到達できず、操作もできない場合 | なし | なし | |
| | | EA4 | 制限されたアクセスエリアに影響を与える、又はその中にあるセ キュリティ事象 | EF 3 | 防護区域 に影響を与えるセキュリティ事象 | ES2 | 防護区域内でのセキュリティ事象 | |
| | EA5 | 意思決定者の判断により、施設での潜在的な影響を評価し、 軽減するための行動を取る必要があるとされるその他の条件 | EF 4 | 意思決定者の判断により、サイトでの防護措 置が必要とされるその他の条件 | ES3 | 意思決定者の判断により、サイトでの防護措置を必要 とするその他の条件や、サイト外での防護措置及びその 他の対応措置を講じる準備の増加が求められる条件 | | |
| | EA1 | 自然事象が、炉心安全装置/炉心安全装置へのアクセスに 影響を与える場合 | EF 1 | SF1～SF5、BF1、LF1 又は LF2 に該当する緊 急事態若しくは自然災害 | ES1 | SS1、SS2、BS1、LS1 又は LS2 に該当する緊急事態若 しくは自然災害。 | | |

出典) 原子力規制庁 緊急事案対策室²² (一部加工)

2.1.3 我が国の EAL の見直しに資する知見の整理

原災指針に示された緊急時事前対策に対して、特定重大事故等対処施設等の緩和手段の強化を念頭に多様な緩和手段を考慮した EAL の見直しが予想される。現行規制基準に適合したプラントでは、重大事故等対処設備、特定重大事故等対処施設等が整備されており、EAL の発出条件について、実態と整合させた見直しが必要である。ここでは事故進展の速度及び放射性物質の放出規模について知見を整理する。例えば、事故進展の速度は EAL の発出に影響を及ぼし、防護措置を行うための余裕時間に影響を及ぼす可能性がある。管理放出の成否については、公衆被ばくの形態が大きく変化する可能性がある。放出規模は、緩和手段を考慮することによって従来の想定と異なる放出規模のシナリオが考えられる。放出規模は、公衆被ばくに影響を及ぼし、部分緩和のような状態では EAL 及び防護措置に影響を及ぼす可能性がある。また、防護措置の実施が必要となる範囲に影響を及ぼす可能性がある。

これらについて、事故進展解析や被ばく評価等を行い、EAL の見直しの効果を確認する必要がある。このためには、緩和手段の効果、事象の進展速度、放出規模等の条件の違いを考慮した場合の EAL への影響、PAZ/UPZ 内公衆の防護措置の効果に係る参考データの蓄積が必要であるが、十分ではない。

2.2 事故シナリオの進展解析手法の整備及び解析

事故進展解析コード MELCOR²³ を用いて、特定重大事故等対処施設等を考慮したシナリオを評価するための評価モデルを作成し、試解析を実施した。また、事故進展の特徴を分析し、EAL の見直しに資するための技術的な知見を取得した。EAL 見直しのための参考事故シナリオの特徴を理解するに当たっては、幅広い事故シナリオを対象とし、事故シナリオの特徴分析を行うことが重要である。これにより、防護措置の判断の分岐点を事故シナリオの視点から整理することができると考えられる。

本研究では、これまで考えられていた事故進展が早いシナリオの他に、検討会合で課題とされた、現行規制基準で拡充された緩和手段及び部分的な緩和によって事故進展が遅くなるシナリオ等を含めた事故シナリオの分析を行った。これらのシナリオで重要と考えられる特徴を整理するために、以下 2 点の視点に着目して事故シナリオを分析した。

- ・ 事故進展の速度（主要イベントの発生時期）
- ・ FP 放出の形態

2.2.1 事故進展解析モデルの拡張

重大事故時の FP の放出を特徴付けるシナリオを対象とするため、シナリオの違い、緩和手段の有無を考慮した事故進展解析を実施した。解析で考慮する緩和手段は、フィルタ付格納容器ベントシステム（Filtered Containment Venting System : FCVS、以下「FCVS」という。）、代替再循環スプレイ等の現行規制基準で追加された緩和手段かつ FP の放出に影響が大きいと想定される手段とした。

(1) 解析モデルの整備

事故進展解析には先行研究の解析を活用した^{24,25}。事故進展で考慮する緩和手段については、重大事故等対処設備及び特定重大事故等対処施設を考慮するために表 2.4 に示す解析モデルを作成した。緩和設備とその操作は現行規制基準相当の機能を有するように参考文献^{26,27}をもとに、仮想の緩和手段を定めた。

① BWR プラントのモデル整備

a 代替炉心注水及び代替再循環スプレイのモデル化

代替炉心注水においては、復水補給水系ポンプを用いた注水を行う。代替再循環スプレイも同じく格納容器ドライウェル（Drywell : DW、以下「DW」という。）にスプレイを行うものとし、どちらも水源はサプレッションプールとした。熱交換器における除熱の計算は並流型の熱交換器の理論モデル²⁸を用いて、除去されるエンタルピを決定した。

b フィルタベントのモデル化

FCVS は、格納容器の減圧に加えて、格納容器から放出される FP の除去を行うことができる。エアロゾルの除染係数（Decontamination Factor : DF、以下「DF」という。）は、エアロゾル粒径によって異なる。FCVS の実力値を考慮した評価モデルを作成するには、

エアロゾルの粒径によって主要な除去メカニズムが異なることを考慮できることが重要である。そのため実験結果²⁹を参考に、粒径分布ごとのDFを設定した。なお、このFCVSモデルではMELCORのデフォルトで考慮されるスクラビングモデルを使用していない。

c ペDESTAL注水のモデル化

ペDESTALへの注水は、溶融炉心コンクリート相互作用(Molten Core Concrete Interaction: MCCI、以下「MCCI」という。)によるペDESTALの壁面及び底面の損傷を防止することを目的としている。ペDESTAL注水の手順は、炉心損傷後にペDESTALへ注水を開始し、特定の水位に到達することで注水を停止する事前水張り、デブリ放出後に継続して注水を行う事後注水の2種類のモデルを作成した。これらの注水は外部水源を用いるものとした。

② PWRプラントのモデル

PWRプラントのモデルは先行プロジェクトで作成したモデルを活用し、代替格納容器スプレイによる緩和等の重大事故等対処設備、FCVS等の特定重大事故等対処施設を考慮した。FCVSはBWRで作成したモデルと同様のモデルを用いた。

(2) 事故進展解析シナリオの設定

事故シナリオの特徴を分析するため表2.5及び表2.6に示す基本シーケンスに対する事故進展解析を実施した。これらの基本シーケンスに対して、(1)で整備したモデルを実装した。これらのモデル化した対策の組み合わせから、可能な限り事故シナリオの発生イベントの幅が広がるような組合せを選定し、事故シナリオを作成した。緩和手段の組み合わせによる事故シナリオは、表2.7及び表2.8に示す組合せを考慮した。

2.2.2 事故進展解析結果

BWRにおける事故進展解析の結果を図2.1及び図2.2に示す。また、PWRにおける事故進展解析の結果を図2.3及び図2.4に示す。緩和手段を考慮したシナリオでは事故進展は遅延する傾向となった。FCVSを考慮したシナリオでは、FCVSの作動基準が格納容器破損よりも前に設定されるため、放出のタイミングは格納容器破損よりも前となったが、エアロゾル状のFPの放出量は格納容器破損に至るシナリオよりも著しく小さい結果となった。希ガス類の放出割合は、いずれのシナリオも100%に近い値となった。これは、事故進展解析コードMELCORにおいては、核種の減衰を考慮していないためである。核種の減衰は被ばく解析を行う際に考慮することとなっているため、ここでは放出割合を初期インベントリに対する放出時の壊変を考慮しない場合の質量割合としてまとめている。エアロゾル状の放射性物質の放出割合は、おおむね、緩和手段なしのシーケンス、格納容器での緩和手段ありのシーケンス、FCVSを含むシーケンスの順に低下している。しかし、格納容器における緩和手段の継続時間の短い事故シナリオ、格納容器にFPが放出された後

ではスプレイの作動が見込めない事故シナリオ等においては、環境へのエアロゾル状の放射性物質の放出割合は大きい結果となった（BWRにおける事故シナリオ TW、TB 等）。なお、一部のシナリオでは FCVS の作動開始時間が従来の解析に比べて早くなることを確認した。例えば、PWR では炉心注水の停止条件に加圧器水位を用いており、これにより LOCA 時等で加圧器水位が低い場合には、外部水源の持ち込みが多くなり、注水制限による FCVS の開始時間が早くなった。実際の運用では、崩壊熱の低下に応じて運転員による注水流量の制限等が考えられるが、ここでは設計ベースでの流量を用いた。

表 2.4 解析で考慮した緩和手段一覧

Table 2.4 List of Mitigations Considered in the Analysis

| 項目 | 説明 | 制限等 |
|----------------|--|---|
| 代替炉心注水 | サプレッションプールを水源として使い、復水補給水系ポンプを用いた炉心へ注水をモデル化した。 | 炉心損傷後約 40 分で作動 最大注水量 150 m ³ /h 格納容器が約 150 °C 以上の場合は、代替格納容器スプレイが優先 |
| 格納容器スプレイ（外部水源） | 格納容器外の水源を用いた格納容器スプレイをモデル化した。 | 炉心損傷後約 40 分で作動、 最大注水量 250 m ³ /h 外部注水制限により停止 |
| 代替再循環スプレイ | サプレッションプールを水源として使い、復水補給水系ポンプを用いた格納容器への再循環スプレイモデルをモデル化した。 | 炉心損傷後約 40 分で作動、 最大注水量 250 m ³ /h |
| （サポート） 除熱系統 | 代替炉心注水及び代替再循環スプレイの除熱のための熱交換器をモデル化した。 | 最大除熱量は約 20 MW 並流型の熱交換器を仮定 |
| 逃し安全弁による強制減圧 | 格納容器雰囲気直接加熱の対策としての炉心減圧操作に関するモデルを整備した。 | 逃し安全弁 2 台 炉心水位を参考に燃料露出後のコラプスド水位を基準に |
| FCVS | フィルタベントのスクラビングによる除染係数を、実験値に基づく性能となるようにした。 | 注水制限により作動 格納容器減圧後も開維持 |
| 格納容器下部注水 | ペDESTAL にペDESTAL 注水用のポンプにて、外部水源を用いた注水をモデル化した。 | 炉心損傷後約 15 分で作動 事前水張りは、ペDESTAL に水張り完了次第停止、事後水張りは崩壊熱相当の注水を仮定 |

表 2.5 解析シナリオの基本シーケンス(BWR)

Table 2.5 Analysis Scenarios of Basic Sequences

| 記号 | 基本シーケンス |
|-------|--|
| AE | 大破断 LOCA (A) + 給水及び注水喪失 (E) |
| S2QUV | 小破断 LOCA (S2) + 給水喪失 (Q) + 高压注入失敗 (U) + 低压注入失敗 (V) |
| TQUV | 過渡事象 (T) + 給水喪失 (Q) + 高压注入失敗 (U) + 低压注入失敗 (V) |
| TQUX | 過渡事象 (T) + 給水喪失 (Q) + 高压注入失敗 (U) + 減圧失敗 (X) |
| S2B | 過渡事象・電源喪失・小破断 LOCA (S2B) + 直流電源喪失 (24 時間後) |
| TB | 過渡事象・電源喪失 (TB) + 直流電源喪失 (24 時間後) |
| TW | 過渡事象 (T) + 除熱機能喪失 (W) |

表 2.6 解析シナリオの基本シーケンス(PWR)

Table 2.6 Analysis Scenarios of Basic Sequences

| 記号 | 基本シーケンス |
|----|--|
| AE | 大破断 LOCA (A) + 炉心注水喪失 (E) [蓄圧注水のみ成功] |
| SE | 小破断 LOCA (S) + 炉心注水喪失 (E) [蓄圧注水のみ成功] |
| TE | 過渡事象 (T : CCWS 機能喪失) + 炉心注水喪失 (E) [蓄圧注水のみ成功] |
| AL | 大破断 LOCA (A) + 再循環失敗 (L) [蓄圧注水成功] |
| SL | 小破断 LOCA (S) + 再循環失敗 (L) [蓄圧注水成功] |
| TL | 過渡事象 (T : CCWS 機能喪失) + 高压再循環失敗 (L) [蓄圧注水成功] |

表 2.7 解析シーケンスの緩和シナリオ(BWR)

Table 2.7 Analysis Sequences

| 緩和シナリオ | 代替再循環 炉心注水 | 代替再循環 スプレイ | 外部水源 スプレイ | 格納容器 下部注水 | フィルタ ベント |
|-------------|---------------|---------------|--------------|--------------|-------------|
| Unmitigated | — | — | — | — | — |
| CIR | ○ | — | — | — | — |
| SPR | — | ○ | — | — | — |
| FCVS | — | — | — | ○ | ○ |
| SPI | — | — | ○ | ○ | — |

表 2.8 解析シーケンスの緩和シナリオ(PWR)

Table 2.8 Analysis Sequences

| ケース | 代替炉心注水 | 外部水源スプレイ | フィルタベント |
|------------------|--------|----------|---------|
| Non / Non | — | — | — |
| Non / SPR | — | ○ | — |
| CIR / SPR | ○ | ○ | — |
| Non / Non / FCVS | — | — | ○ |
| Non / SPR / FCVS | — | ○ | ○ |
| CIR / SPR / FCVS | ○ | ○ | ○ |

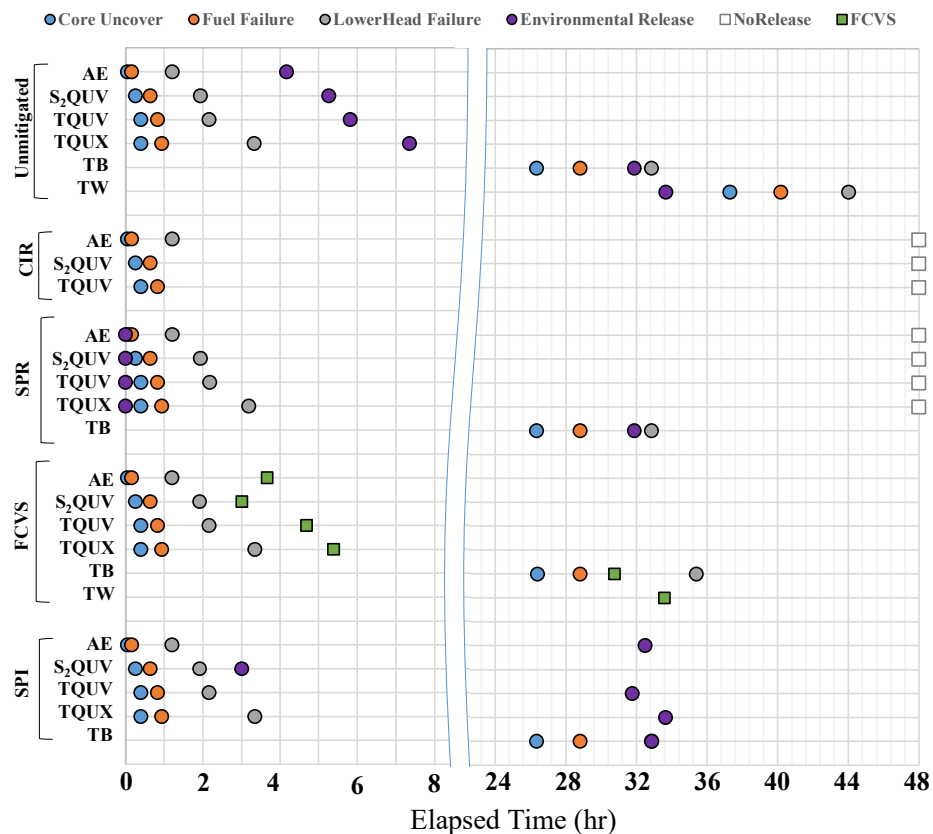


図 2.1 事故進展における発生イベントの時系列 (BWR)

Fig. 2.1 Accident Progression Event Timeline (BWR)

注) 図中における□は環境放出に至らなかったシナリオであり、便宜的に本図の 48 時間の位置にプロットを記載した。

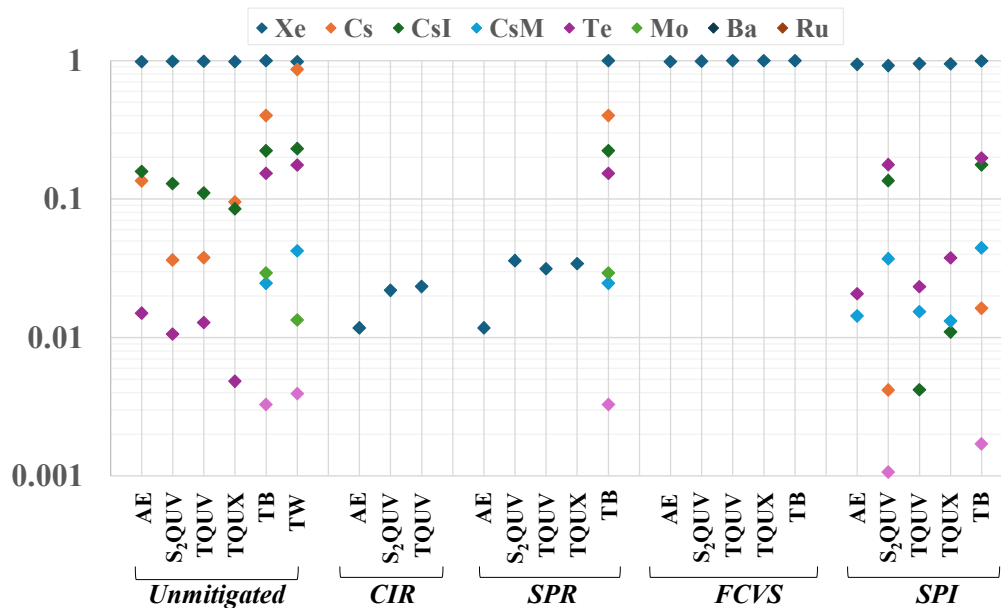


図 2.2 計算終了時における環境放出割合 (BWR)

Fig. 2.2 Environmental Release Fraction at the End of the Calculation (BWR)

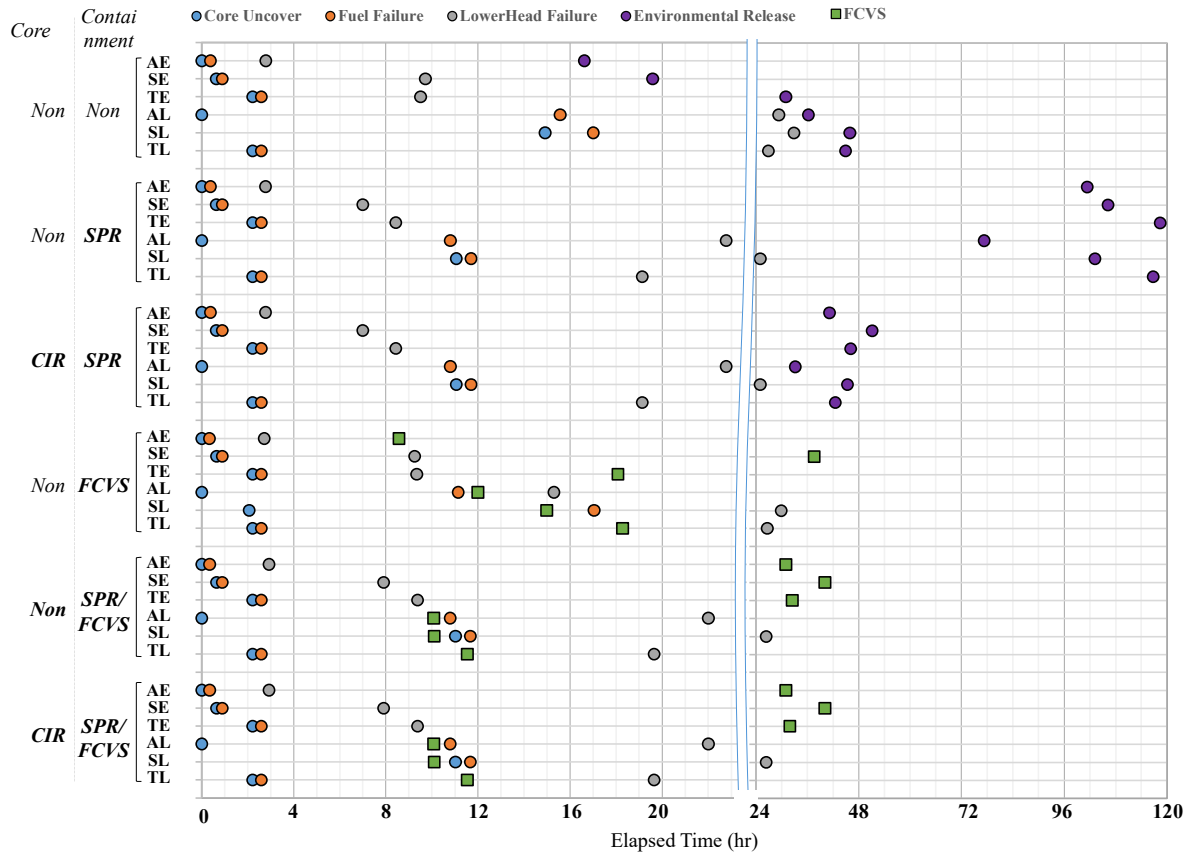


図 2.3 事故進展における発生イベントの時系列 (PWR)

Fig. 2.3 Accident Progression Event Timeline (PWR)

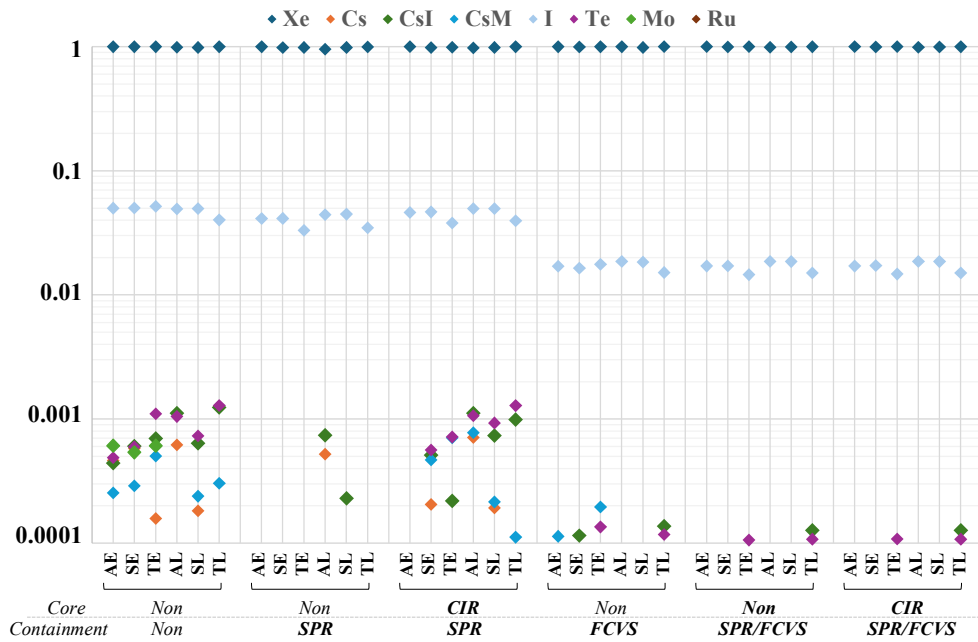


図 2.4 計算終了時における環境放出割合 (PWR)

Fig. 2.4 Environmental Release Fraction at the End of the Calculation (PWR)

2.3 事故シナリオに基づく被ばく評価手法の整備及び特徴分析手法の検討

2.3.1 事故シナリオの被ばく評価方法

原子力災害時における被ばく評価を行うための先行例である NRC が作成した RTM-96 Response Technical Manual (以下「RTM-96」という。) ³⁰を参考に事故シナリオの特徴を踏まえた線量の評価手法を作成した。ここでは、RTM-96 のうち公衆被ばく評価に関する C 章及び F 章を参考とした。本評価方法のイメージを図 2.5 に示す。

環境へ放出される放射性物質の量及び組成(以下「ソースターム」という。)は、NUREG-1465 を参考にして、炉心損傷後の事故シナリオの進展のフェイズによって異なる格納容器内の放射性物質の量を仮定した。格納容器内での放射性物質の除去効果については、RTM-96 を参考として、種々の低減効果を考慮した。くわえて、国内のプラントに導入されている FCVS を考慮した事故シナリオを評価できるよう緩和効果による DF を追加した。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」(以下「気象指針」という。) ³¹の方法を採用し、ガウスプルームモデルを用いた。この評価では、発電所から放出された放射性物質が風下中心軸上に放出拡散するものと仮定した。評価する線量指標には、RTM-96 で評価する甲状腺線量及び骨髄線量に加えて、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」 ³²(以下「事前対策のめやす線量」という。)に用いられる実効線量を追加した。

本評価手法は規制庁が緊急時に使用する目的で作成された「緊急時対応技術マニュアル」に活用された。上記マニュアルでは、本研究の成果がプラント状態の把握のための参考情報の一部として、公衆の被ばく量を概算する方法としてまとめられている ³³。緊急時対応技術マニュアルは、幅広い事故シナリオに対して、想定されるソースタームを設定し、代表地点における標準的な予測線量(以下「標準予測線量」という。)を事前に計算し、これに事故発生から環境放出までの時間経過の補正、環境影響中における拡散、沈着等に関する補正を行うことで、手計算で実施可能な範囲において簡便かつ迅速に被ばく評価を可能としている。この手法の技術的根拠、計算条件等の詳細をまとめた解説を NRA 技術報告 ³⁴としてまとめた。

被ばくに影響を与える重要な因子を選択することで、迅速に概ねの公衆被ばくを計算する

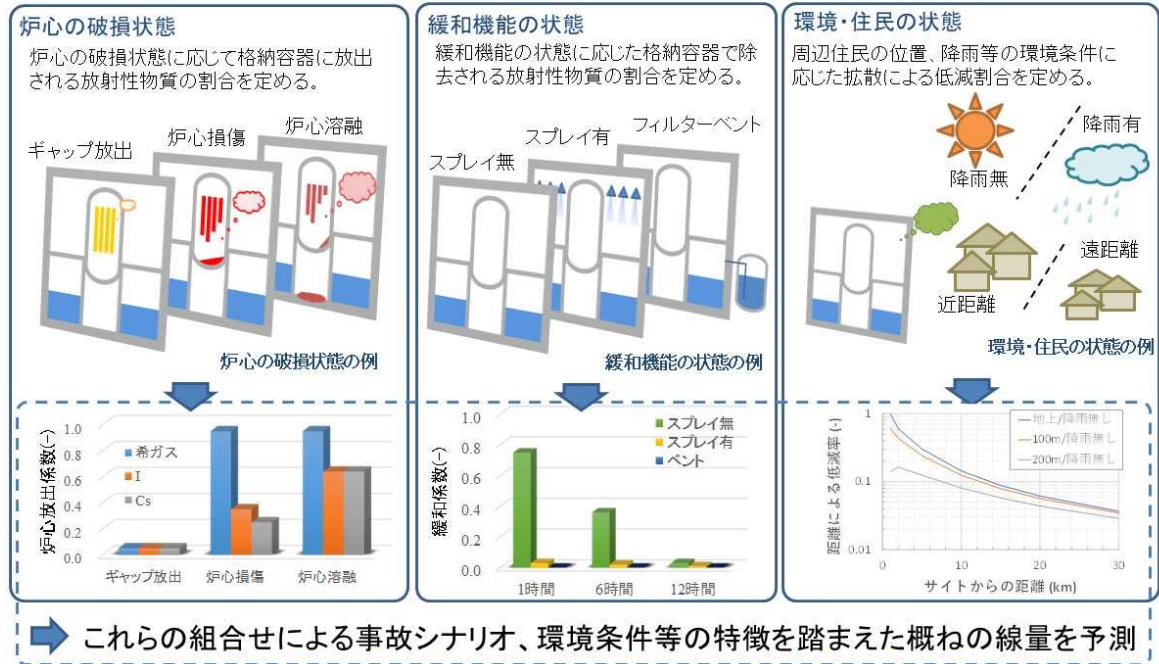


図 2.5 事故シナリオの被ばく評価方法のイメージ

Fig. 2.5 Overview of the Dose Assessment Methodology for Accident Scenarios

2.3.2 特徴分析方法及び解析結果

(1) 分析方法の条件

2.3.1 において整備した評価手法を用いて、事故シナリオの違いによる被ばく線量の特徴を整理した。評価対象とした事故シナリオのソースタームの設定においては、炉心状態に関して被覆管破損によるギャップ放出又は炉心溶融の違いを考慮し、緩和効果に関してはスプレイの有無及びその継続時間、フィルターベントの有無等を考慮した。環境への放射性物質の放出開始時間を 1~168 h とし、上記の条件を組合せて、計 320 ケースの事故シナリオのソースタームを作成した。評価対象は放出地点から 5 km 地点における防護措置を考慮しない条件での成人個人とした。この仮定は、現行の原災指針において GE 発生後には PAZ の避難が実施されており、最も被ばくの影響を受ける可能性が高い公衆は PAZ と UPZ の境界となる 5 km 付近であることを想定している。その他の評価条件については、表 2.9 にまとめる。この事故シナリオのソースタームを用いて、実効線量、骨髄線量及び甲状腺線量を計算した。

(2) 特徴分析の結果

評価した 320 ケースの事故シナリオに対して着目した核種として希ガス類の Kr-88 と Xe-133、ヨウ素類の I-131 がそれぞれクラウドシャイン、吸入の被ばく全体に対してどの程度の寄与割合となるかを算出した。クラウドシャイン及び吸入に対する被ばくの事故シナリオごとの寄与割合をまとめた結果を図 2.6 に示す。縦軸に事故シナリオ数、横軸に着

目核種の全核種のうちの寄与割合を示した。この核種及び被ばく経路ごとの線量計算結果から、希ガス類の Kr-88 及び Xe-133 のクラウドシャイン並びにヨウ素類の I-131(エアロゾル状、無機及び有機)の吸入被ばくによる寄与が、多くのシナリオで支配的であった。これらの核種について環境に放出された放射能及び線量換算係数の積で表現される線量換算係数重み付放出量を用いて事故シナリオを 2 次元のグラフ上にプロットした。全事故シナリオの評価結果を図 2.7 にまとめる。凡例は、緩和の条件の違いを表しており、スプレイ及びフィルタベントの緩和効果の有無を表している。被ばく評価の結果は実効線量、骨髄線量及び甲状腺線量がそれぞれの参考値を超えるかによって色分けした。参考値は IAEA の Generic Criteria¹⁵ を参考に実効線量 100 mSv、骨髄線量 1 Sv、甲状腺線量 50 mSv とした。図中の青点はどの指標も参考値を超えない範囲、緑点が甲状腺線量のみ、黄色点が実効線量及び甲状腺線量、紫点が実効線量のみ、橙点が全ての指標で参考値を超える結果を表す。この指標を用いることで、それぞれの参考値に対する評価結果の違いを 2 次元図上において明瞭に区分できることが明らかとなった。

具体的なシナリオについて分析するため図 2.8 にフィルタベントの有無に対する放出開始時間との関係の結果をまとめた。縦軸を 5 km 地点における防護措置を考慮しない場合の実効線量、横軸を放出開始時間とした。フィルタベントを考慮した場合には、放射性物質の除去及び壊変による減衰によって 24 時間以降には 5 km 地点でどのシナリオにおいても 100 mSv を下回る結果となることが明らかとなった。

表 2.9 環境影響評価の解析条件

Table 2.9 Analyses Conditions for Environmental Effect Analyses

| 項目 | 条件 | 備考 |
|-----------|----------|-------------------------------|
| 評価体系・評価地点 | | |
| 評価地点 | 5 km 地点 | PAZ は避難済とし、UPZ で最も被害が大きい住民を想定 |
| 評価期間 | 1 週間 | |
| 評価軸 | 中心線線量 | |
| タイムステップ | 0.1 h ごと | 0.1 h ごとに放出割合を変化させる |
| 放出・気象条件 | | |
| 放出高さ | 地上 | 保守的に地上放出を過程 |
| 気象条件 | 一定 | 簡素化のため |
| 大気安定度 | D | 気象指針を参考に平均的な気象条件を仮定 |
| 風速 | 1.8 m | |
| 降雨 | 降雨なし | |
| 被ばくに関する条件 | | |
| 防護措置 | 考慮しない | 屋外に居続けると仮定 |
| 呼吸率 | 20 l/min | |
| 乾性沈着速度定数 | 0.01 m/s | 粒径依存性は考慮しない |

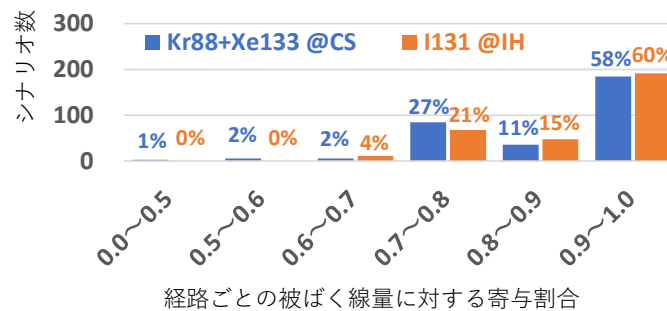
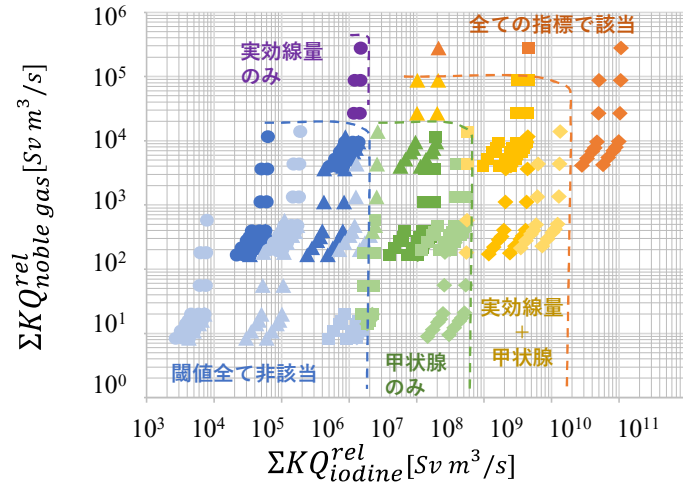


図 2.6 Kr-88, Xe-133, I-131 の寄与割合に対するシナリオ数分布

Fig. 2.6 Scenario Count Distribution by Contribution Rate for Kr-88, Xe-133, and I-131



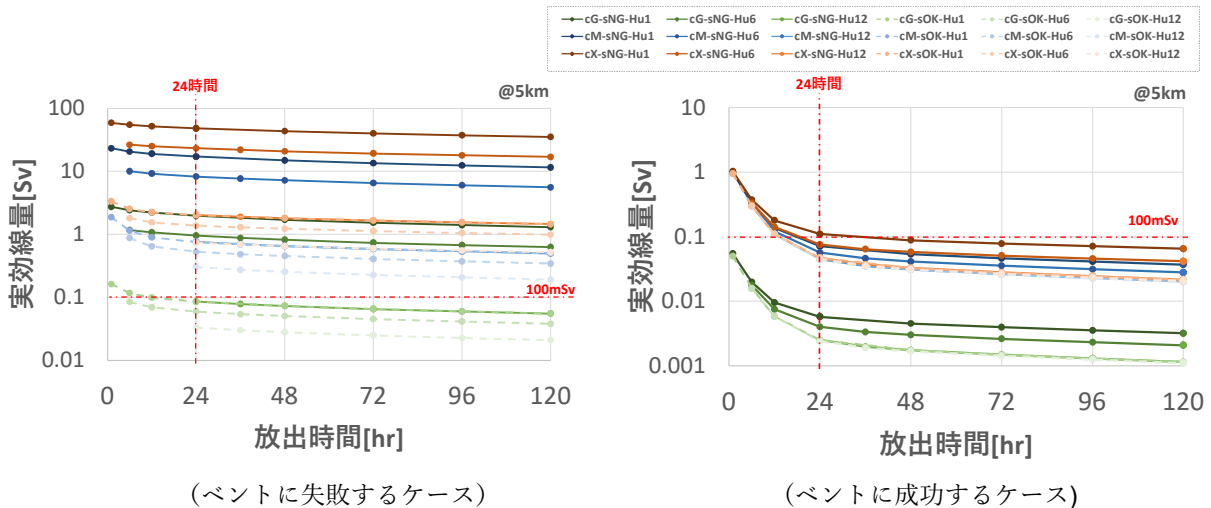
| 緩和効果 | 凡例形状 | スプレイ | ベント | 線量指標 | | |
|------|------|------|-----|------|------|-------|
| | | | | 実効線量 | 骨髄線量 | 甲状腺線量 |
| | ● | 有 | 有 | 0.1 | 1.0 | 0.05 |
| | ▲ | 無 | 有 | 以上 | 以上 | 以上 |
| | ■ | 有 | 無 | 以上 | 未滿 | 未滿 |
| | ◆ | 無 | 無 | 未滿 | 未滿 | 以上 |
| | | | | 未滿 | 未滿 | 未滿 |

出典) 小城烈, 和田山晃大³⁵

図 2.7 被ばく評価の特徴分析に関する2次元プロット

Fig. 2.7 2D Plot for Dose Assessment Characterization

注) 図中の同系色の凡例のうち、薄いプロットは被覆管破損(ギャップリリース)、濃いプロットは炉心溶融を示している。



(凡例の補足)
 炉心状態【cG: ギャップ放出, cM: 炉心溶融, cX: 炉外放出】
 緩和効果【sNG: スプレイ無(自然対流) [実線 -], sOK: スプレイ有[破線 ---]】
 緩和継続: Hu○: 緩和継続時間【1h, 6h, 12h】

図 2.8 ベントの有無による環境放出開始時間に対する被ばく評価結果

Fig. 2.8 Dose Assessment Results for Environmental Release Timing with and without FCVS

2.4 リスク情報を活用した EAL の特徴分析

2.4.1 リスク情報の活用に関する分析方法

ここでは、PRA を用いて EAL が発出された場合のリスク上の深刻度を示す。このような取り組みの先行事例には、NUREG/CR-7154⁶があり、EAL の発生条件下でのリスク情報を整理している。本研究では前兆事象解析を参考に NUREG/CR-7154 に準拠した計算方法を用いて、設備ベースの EAL について、EAL の発出条件を満たす機能喪失を仮定した場合の条件付き確率を計算した。先行研究である NUREG/CR-7154 では炉心損傷頻度のみを対象としているが、ここでは格納容器機能喪失頻度も対象とした。対象とした EAL は、表 2.3 に示す注水機能に関連する設備ベースの EAL である SE21、22、GE21 等を選定した。EAL の発出条件となる機器の機能喪失の条件は、高圧注水(HP)の全喪失、低圧注入系(LP)の全喪失、それらの同時発生 (HP+LP) 及び CCW の全喪失の場合とした。

2.4.2 リスク情報の活用に関する分析結果

起因事象が発生することを条件とした場合の炉心損傷の発生確率及び格納容器機能喪失の発生確率をまとめた結果を図 2.9 に示す。NUREG/CR-7154 において、リスク情報に基づき EAL の深刻度が変更されており、このクライテリアとして起因事象が発生した条件付きの炉心損傷確率が 10^{-1} 以上のものを GE、 10^{-3} 以上のものを SE、 10^{-5} 以上のものを AL としている⁶ことから、同様のクライテリアを用いることとした。LP の全喪失又は HP の全喪失の場合は SE の基準を下回る結果となった。また、HP+LP の喪失では SE 程度であった。また、格納容器機能喪失確率については、どれもそれらの条件を下回る結果となった。一方、CCWS の全喪失の場合は、GE の基準値程度であった。

LP と HP の機能喪失について、起因事象ごとの条件付き確率の計算結果を図 2.10 に示す。LOCA 系のシナリオにおいては、LP+HP のシナリオはほぼ条件付き確率が 1.0 であり、HP のみの喪失でも GE 程度のリスクであることが分かった。このように起因事象によって条件付き確率が明確に異なる場合があることが明確となった。

以上の結果から、起因事象発生の条件付き確率を評価することによって、EAL のリスク上の深刻度を判断するための情報を整理できることを明らかにした。

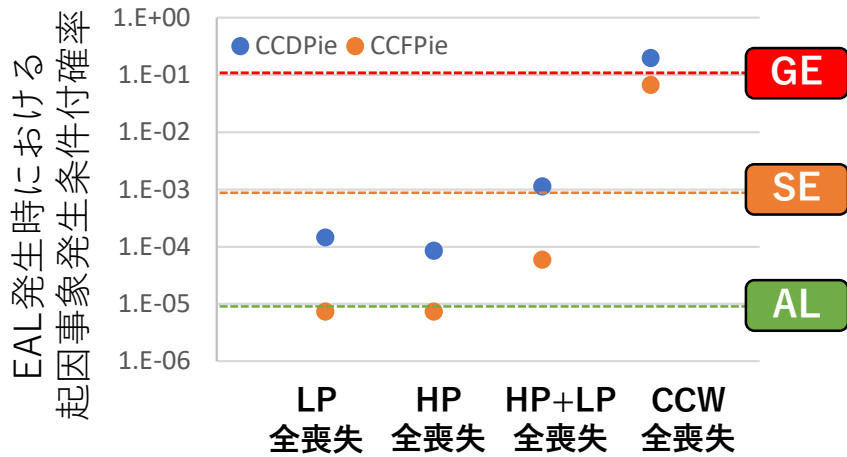


図 2.9 設備ベースの EAL に対する起因事象発生条件付き確率

Fig. 2.9 Conditional Probability of Initiating Event for System-Based EALs

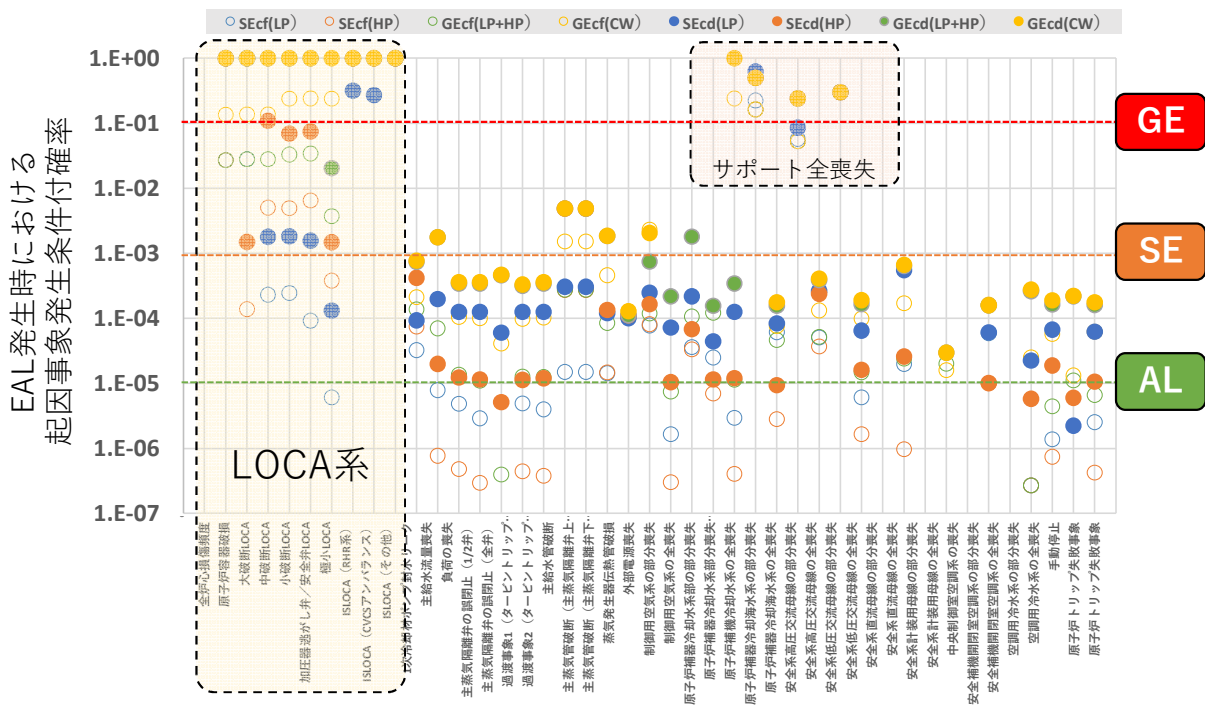


図 2.10 設備ベース EAL の起因事象別の起因事象発生条件付き確率

Fig. 2.10 Conditional Probability of Initiating Event for each Initiating Events for System-Based EALs

3. 防護措置実施の検討に関するリスク評価研究

確率論的環境影響評価手法を高度化し、防護措置を考慮した確率論的環境影響評価手法を用いた試解析を実施した。これにより、防護措置の効果等に係る技術的知見を整理し、実効的な防護措置の実施を検討するための参考情報を取得した。具体的には、EAL 判断基準と防護措置の組合せが被ばく線量等に及ぼす影響を検討するための解析手法を整備した。また、防護措置の判断の分岐点になり得る要素をオンサイトとオフサイトの両方から検討することにより、より実効的な防護措置（避難、屋内退避、安定ヨウ素剤服用等）の枠組みを検討するための参考情報を取得した。

なお、OSCAAR を用いた防護措置の検討及び被ばく評価モデルの高度化に係る研究は、JAEA への委託事業により実施した。

3.1 OSCAAR を用いた防護措置の検討

防護措置の組合せや事故進展等が線量等に及ぼす影響を検討するため、より現実的な被ばく低減効果を評価できる防護措置モデルが組み込まれた OSCAAR コードを用いて解析手法を整備した。

なお、本研究は JAEA への委託事業により実施した。本報告書の内容は、JAEA の委託業務成果報告書を再構成・再解釈した内容を含む。

3.1.1 OSCAAR コードの整備

OSCAAR コード¹⁰は JAEA が開発し、2020 年に公開された確率論的事故影響評価コードである。事故時に環境へ放出された放射性核種の環境中移行モジュール、それに伴う公衆への早期被ばくモジュール、長期被ばくモジュール、防護対策による被ばく低減効果モジュール、被ばく集団の健康影響及び経済影響を推定するための一連の計算モジュールとデータファイルで構成される。ここでは大気拡散・沈着解析モデル、被ばく評価モデル及び防護措置解析モデルについて、防護措置に係る影響評価を実施する上で必要な改良を実施した。

(1) 防護措置モデルの改良

① 避難モデルの改良

OSCAAR コードではガウスパフモデルを採用しており、放射性物質の二次元分布を考慮できる。従来の OSCAAR コードの避難モデルでは実際の経路の移動距離を反映していたものの、移動方向は放射状に直線で避難すると仮定していた。本研究では避難経路上の点の距離と方位を反映できるよう、OSCAAR コードで用いる避難経路のデータを作成する手法を作成した。

a 避難モデルの出力に係る改良

避難が完了していない人数の時間変化を確認出来るよう、OSCAAR コードを改良した。また、全てのメッシュに共通な距離番号を指定し、その距離に到達していない人数の時間

変化も出力可能とした。ここで「メッシュ」とは、OSCAAR コードが用いる距離及び方位で分割した2次元極座標の計算領域であり、「距離番号」は放出点からの同心円方向の区分を表す番号である。

b 避難経路解析プログラムの整備

OSCAAR コードが使用する避難経路データファイルを作成するための避難経路解析プログラムを作成した。避難経路データファイルでは、メッシュごとに避難ステップ（避難経路上で住民が現在いるメッシュから次のメッシュへ移動する際に1ステップ進むと考える）ごとの距離番号、方位番号及び移動距離を指定する必要がある。このため、幹線道路等の避難経路のポイントデータファイル（GPX ファイル又はTXT 形式）から、避難ステップごと距離番号、方位番号、移動距離を求めるプログラムを作成した。

c 避難経路データの作成

東海サイト及び令和4年時点で地域原子力防災協議会が緊急時対応を示している9サイト（泊、女川、美浜、大飯、高浜、玄海、島根、伊方及び川内）について、OSCAAR コードで使用する避難経路データを組み込んだ。

② 屋内退避モデルの改良

原子力災害時の屋内退避の効果を評価するために、本研究では、従来OSCAAR コードが用いてきた一律の被ばく低減係数^(注)に代えて、社会条件や気象条件を反映できる評価手法を導入した。近年、放射性物質の建屋内への侵入を社会条件や気象条件に基づき評価するモデルが開発された³⁶。本研究では、これらの知見を踏まえ、様々な条件で異なる被ばく低減効果を考慮できるよう、モデルに必要となる国内サイト周辺の建蔽率データを作成するとともに、風速及び建蔽率を考慮した新しい屋内退避モデルをOSCAAR コードに組み込むことを目的とした。

a 国内サイト周辺の建蔽率データの整備

国内16の原子力発電所を対象として、サイト周辺の建蔽率（区域内の面積に対するその区域内に存在する建物の占める割合）データを作成した³⁷。本研究における建蔽率とは、ある区域内の面積（道路等を含む）に対するその区域内に存在する建物の占める割合を示す。OSCAAR コードの計算は距離と方位で構成される同心円メッシュを基盤としているため、建蔽率データも同型式で作成する必要がある。しかし、同心円メッシュ内の建物面積

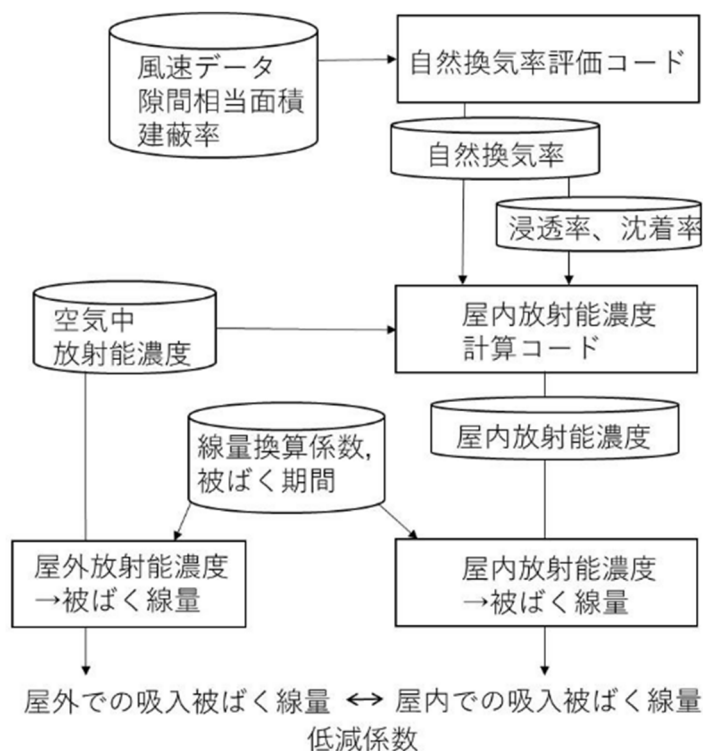
^(注) 被ばく低減効果を適用した場合の被ばく線量と被ばく低減効果が一切適用されない場合の被ばく線量の比。本節においては、屋内で受ける吸入被ばく線量と屋外で受ける吸入被ばく線量の比を表す。

を直接求めることは困難である。このため、格子状メッシュ内の建物面積を算出した後、その結果を同心円メッシュに変換する手法を採用した。

建物面積の算出には、総務省統計局の基準地域メッシュを分割して2分の1地域メッシュを作成し、国土地理院ベクトルタイル³⁸を利用して同メッシュ内の建物面積を計算した。その後、人口分布を同心円メッシュに換算するOSCAAR支援コードを使用して、同心円メッシュに換算し、建蔽率を求めた。

b 屋内退避モデルのOSCAARコードへの組み込み

風速及び建蔽率を考慮した屋内退避モデルは、原子力施設等防災対策等委託費「防護措置の実効性向上に関する技術的知見の整備」事業（平成27年～令和2年度）^{39, 40, 41, 42, 43, 44}において開発されたものを利用した。当該モデルの計算の流れを図3.1に示す。当該モデルは、屋内での放射能濃度を算出するプロセス（屋内放射能濃度計算コード部分）と自然換気率を算出するプロセス（自然換気率評価コード部分）の二つで構成される。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構³⁹

図 3.1 OSCAAR コードの屋内退避モデルの概要

Fig. 3.1 Overview of the sheltering model of the OSCAAR code

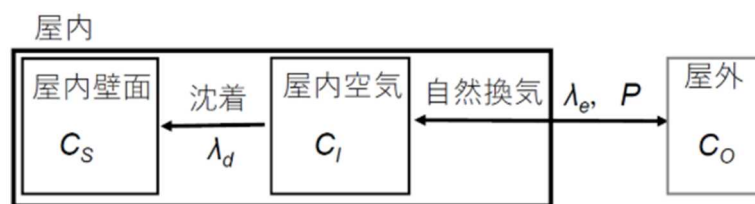
屋内での放射能濃度の計算プロセスでは、屋内外の空気交換を模擬したコンパートメントモデル（図 3.2）に基づいて、屋内放射能濃度の時間変化が算出される。算出には、自然換気率、屋内での沈着率及び浸透率（放射性物質が侵入経路で除去されずに屋内へ侵入する割合）が必要となる。

自然換気率の計算プロセスでは、風速、屋内外の温度差、建蔽率及び隙間相当面積（建物全体の隙間面積を床面積で除した値であり、気密性能を示す指標。）を入力値として、先行研究^{45, 46}に基づき自然換気率が算出される。

隙間相当面積は建屋が建築された年に依存する。1980年以前の戸建住宅では $15 \text{ cm}^2\text{m}^{-2}$ 、1981年から1992年の戸建住宅では $5 \text{ cm}^2\text{m}^{-2}$ 、1993年以降の戸建住宅は $2 \text{ cm}^2\text{m}^{-2}$ 程度であることが報告されており^{39, 40, 41, 42, 43, 44}、本研究でもそれらの値を利用した。

浸透率及び沈着率は自然換気率に依存する。また、粒子状物質と元素状ヨウ素 (I_2) ではその関係が異なることが報告されている^{39, 40, 41, 42, 43, 44, 47}。このため、自然換気率から浸透率及び沈着率を求めることとした。

粒子状物質については、自然換気率と沈着率の間には関係はないものの、建屋内の材質と家具の有無による違いは範囲としては $0.01\sim 0.2 \text{ h}^{-1}$ が報告され、材質として、カーペット、畳及びフローリングを採用した場合の幾何平均値として 0.1 h^{-1} が報告されている^{39, 40, 41, 42, 43, 44}。このため、本研究でも粒子状物質の沈着率は 0.1 h^{-1} の固定値とした。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構³⁹

図 3.2 屋内外の空気交換を模擬したコンパートメントモデル

Fig. 3.2 Compartment Model Simulating Indoor-Outdoor Air Exchange

OSCAAR コードの風速・濃度出力に合わせて、自動的にメッシュごとに屋内での積算線量を計算し、出力するよう、OSCAAR コードを改良した。さらに、屋内退避の遅れ時間と屋内退避の継続時間を変数とすることで、それぞれに対する被ばく低減係数の違いを評価できるように改良した。

(2) 被ばく評価モデルの高度化

従来の OSCAAR コードでは、がん死亡リスク、甲状腺がん発生確率等の評価は代表的個人としての成人を対象としていた。しかし、これらのリスクは被ばく時の年齢や性別に依存する。放射性物質の大気中放出に伴う被ばく影響をより適切に評価するには、被ばく時の年齢別・性別のがん死亡リスクや甲状腺がん発生確率を計算することが重要である。そこで本研究では、被ばく時の年齢や性別を踏まえた線量・リスク等を計算できるよう、OSCAAR コードの被ばく評価モデルを改良した。

① 年齢・性別線量係数の整備

a 被ばく時年齢別、性別の線量係数ライブラリファイルの整備

従来の OSCAAR コードには、代表的個人である成人を対象とした線量係数を記述したライブラリファイルのみが整備されていた。本研究では、外部被ばく及び内部被ばくの両方について、被ばく時の年齢別及び性別に対応した線量係数ライブラリファイルを新たに整備した。

(a) 外部被ばく線量換算係数の整理

外部被ばく（クラウドシャイン及びグランドシャイン）については、国際放射線防護委員会（以下「ICRP」という。）が放射線防護の基本的考え方を示した 2007 年勧告⁴⁸（以下「2007 年勧告」という。）に対応する換算係数が掲載された ICRP Publication 144（2020）⁴⁹を使用し、年齢・性別ごとに線量換算係数を整理した。ライブラリファイルは、年齢別及び男女別に作成した。ただし、性別により存在しない臓器（例：男性の子宮）に対する値は 0 とした。

(b) 内部被ばく線量係数の整備

内部被ばく（吸入摂取及び経口摂取）については、2007 年勧告に対応した公衆向けの線量係数が ICRP から未発表のため、内部被ばく線量係数計算システム DSYS⁵⁰で計算した値を使用した。この際、年齢構成及び臓器構成が外部被ばく線量換算係数と一致するようにした。ただし、従来の 1990 年勧告に対応した内部被ばく線量係数とは構成臓器が一部異なるため、2007 年勧告に存在しない臓器の等価線量係数については空白とした。また、線量の預託期間について、吸入摂取の場合は早期影響については 6 期間、長期影響については従来の 10 年刻みから 1 年刻みに変更した。経口摂取の場合の長期影響についても同様に 1 年刻みに変更した。

(c) ライブラリファイルの作成

内部被ばく及び外部被ばく線量係数を年齢別・性別のライブラリファイルとして整理した。

b OSCAAR コードの拡張

被ばく時の年齢別・性別の線量は、線量係数、呼吸率、農畜産物の摂取率等の年齢や性によって異なるパラメータを変更して個別に計算することが可能である。しかし、多数の気象シーケンスを用いて線量やリスクを確率的に評価する場合、年齢別・性別の線量を 1 回の実行で同時に計算できることが計算時間の削減の観点から望ましい。このため本研究では、1 回の解析実行で年齢別・性別の被ばく線量が計算できるよう、OSCAAR コードの拡張・改修を実施した。

② 健康リスクに関する機能拡張

晩発性影響を対象に、年齢及び性別に依存した生涯リスク評価が可能となるように健康影響入力コード（HEINPUT）及び OSCAAR コードを改良した。

a 健康影響入力コード（HEINPUT）の改良

健康影響入力コード（HEINPUT）は、人口の年齢分布、死亡率、がん罹患リスク係数、がん死亡リスク係数等のデータから、OSCAAR コードの健康リスク評価に必要な生涯リスク及び時間の経過に伴うリスクの低減率を計算する。従来は、がんごとに人口の年齢分布及び性別で重みづけされた平均化した単位被ばく線量当たりの生涯リスクを用いて、被ばく線量に応じた罹患リスク、死亡リスクを計算しており、それに応じたパラメータを健康影響入力コード（HEINPUT）で計算していた。本研究では、重みづけを行わず被ばく時年齢別・性別のリスク係数及びリスクの低減割合を個別に出力できるよう改良した。なお、OSCAAR コードに渡すリスク係数及びリスクの低減割合は、改修前の 10 年刻みから 1 年刻みに出力を変更した。

b 健康影響 HE モジュールの処理の拡張

健康影響入力コード（HEINPUT）で計算されたパラメータを使用し、被ばく時の年齢、性別の全てのがん及び甲状腺がんに対する晩発性がん罹患リスク及び死亡リスクを計算するとともに、同心円上に出力するための改良を実施した。

(3) OSCAAR コードの公開

OSCAAR コードの公開にあたり、新たに導入したモデルを GUI 版 OSCAAR に組み込むとともに、ユーザーの使いやすさを向上させるため、入力ファイルのモジュール単位への変更及び自由書式化、モデル改良に伴う GUI の改修、後処理プログラムの機能拡張、コードマニュアルの整備等を行った。GUI 版 OSCAAR は令和 8 年 1 月に公開された^{51 52}。

3.1.2 防護措置の効果に係る解析

改良前後の防護措置モデルの違いが計算結果に与える影響を確認することを目的とした解析を実施した。本解析では次の三つの放出シナリオを仮定した。これらのシナリオは、防護措置の設定が結果に与える影響が評価しやすいよう選択した。それぞれのシナリオで設定した放出割合を表 3.1 に示す。

解析ケース①：ギャップ放出、スプレイ 2～12 時間継続、48 時間後に格納容器破損（放出開始）、放出継続時間 1 時間

解析ケース②：炉心損傷、スプレイ 2～12 時間継続、48 時間後に格納容器破損（放出開始）、放出継続時間 1 時間

解析ケース③：炉心損傷、スプレイ 2～12 時間継続、24 時間後にベント（放出開始）、放出継続時間 1 時間

被ばく低減係数は表 3.2 に示すように、日常生活時（長期）は常に屋外に滞在しているものと仮定した。気象条件は一定とし、標準ケースでは風速 1.8 m/s、風向は南（北に向かう放出）とした。解析結果は全て 7 日間積算線量（吸入被ばくの預託期間は 50 年）とし、方位ごとの最大値について示す。

表 3.1 防護措置モデルの影響に係る解析で設定する放出割合

Table 3.1 Release fractions used in the analysis of the effects of the protective action model

| | 希ガス | 有機ヨウ素 | 無機ヨウ素 | Cs-Rb類 | Te-Sb類 | Sr-Ba類 | Ru類 | La類 | Mo |
|---|----------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|
| ① | 1.70E-02 | 6.00E-06 | 7.99E-05 | 6.00E-05 | 8.00E-05 | 1.20E-05 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| ② | 9.57E-01 | 5.61E-04 | 7.47E-03 | 4.66E-03 | 6.08E-03 | 9.20E-05 | 1.20E-04 | 3.00E-09 | 1.60E-03 |
| ③ | 9.57E-01 | 1.12E-05 | 1.07E-05 | 4.66E-06 | 6.08E-06 | 9.20E-08 | 1.20E-07 | 3.00E-12 | 1.60E-06 |

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構⁵³

表 3.2 線量低減係数

Table 3.2 Dose reduction Factors

| 状況 | クラウドシャイン | グラウンドシャイン | 吸入 |
|------------------------|----------|-----------|------|
| 屋外 | 1 | 1 | 1 |
| 木造 ^{※1} | 0.9 | 0.4 | 0.25 |
| コンクリート建屋 ^{※1} | 0.6 | 0.2 | 0.05 |
| 自動車 ^{※2} | 0.88 | 0.73 | 1 |

※1 (原子力規制委員会, 2014)

※2 クラウドシャイン、グラウンドシャイン被ばく低減係数は、(S. Takahara et. al., 2018)より最も保守的な値を採用した。吸入被ばく低減係数は保守的に1とした。

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構⁵³

(1) 屋内退避

被ばく低減係数、屋内退避時の建蔽率・建築年度など異なる条件を設定した複数のケースで解析を実施した。

放出開始時点で PAZ 及び UPZ の屋内退避が完了しているものとして、表 3.3 に示す 4 ケースについて解析を実施した。新たに OSCAAR コードに組み込んだ屋内退避モデルでは、建蔽率及び風速による吸入被ばく線量低減係数の変化を考慮したモデル^{39, 40, 41, 42, 43, 47}であらかじめ計算された値を収録したライブラリを使用することとした。

建蔽率及び風速による吸入被ばく線量低減係数の変化を考慮したモデル以外については次のように設定した。

- PAZ の屋内退避施設の被ばく低減係数は、表 3.4 のとおり、ケースごとに木造又はコンクリート建屋の被ばく低減係数を設定した。

- UPZ の屋内退避時の被ばく低減係数は、主たる放出時間における日常生活の滞在割合と木造への退避割合に基づき計算される。主たる放出時間を夜間として、ケースごとに滞在割合と木造への退避割合を表 3.5 のとおり設定した。このとき、日常生活時の被ばく低減係数は表 3.6 になり、UPZ 屋内退避時の被ばく低減係数は表 3.7 のとおりとなる。

表 3.3 屋内退避に係る解析ケース

Table 3.3 Cases for the sheltering analysis

| | |
|---------|--------------------------|
| SH-a | 木造 |
| SH-b | コンクリート |
| SH-c | PAZ:コンクリート、UPZ:木造とコンクリート |
| IRF(吸入) | 建蔽率、風速依存吸入被ばく低減係数算出モデル |

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構⁵³

表 3.4 PAZ 屋内退避時の線量低減係数

Table 3.4 Dose reduction factors for sheltering in PAZ

| 計算 ケース | PAZ 屋内退避 | sf_shelt_paz(入力値) | | |
|-----------|----------|-------------------|-------|------|
| | | クラウド | グラウンド | 吸入 |
| SH-a | 木造 | 0.9 | 0.4 | 0.25 |
| SH-b | コンクリート | 0.6 | 0.2 | 0.05 |
| SH-c | コンクリート | 0.6 | 0.2 | 0.05 |

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構⁵³

表 3.5 日常生活時（夜間）の各滞在場所別の人口割合と UPZ の木造建屋への屋内退避割合

Table 3.5 Nighttime population distribution by location (normal activity) and proportion of individuals in the UPZ who shelter in wooden buildings

| 計算ケース | 各滞在場所の人口割合 | | | UPZ の木造建屋への 屋内退避割合 (※) |
|-------|------------|-----|--------|------------------------------|
| | 屋外 | 木造 | コンクリート | |
| SH-a | 0 | 1 | 0 | 1 |
| SH-b | 0 | 0 | 1 | 0 |
| SH-c | 0.1 | 0.8 | 0.1 | 0.6 |

(※) 残りはコンクリート建屋に屋内退避

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構⁵³

表 3.6 日常生活時（夜間）の線量低減係数

Table 3.6 Dose reduction factors at nighttime (normal activities)

| 計算 ケース | 日常生活 （夜間） | 被ばく低減係数 | | |
|-----------|--------------|----------|----------|-------|
| | | クラウドシャイン | グランドシャイン | 吸入 |
| SH-a | 木造 | 0.9 | 0.4 | 0.25 |
| SH-b | コンクリート | 0.6 | 0.2 | 0.05 |
| SH-c | 木造+コンクリート | 0.88 | 0.44 | 0.305 |

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構⁵³

表 3.7 UPZ 屋内退避時（夜間）の線量低減係数

Table 3.7 Dose reduction factors at nighttime in UPZ (sheltering)

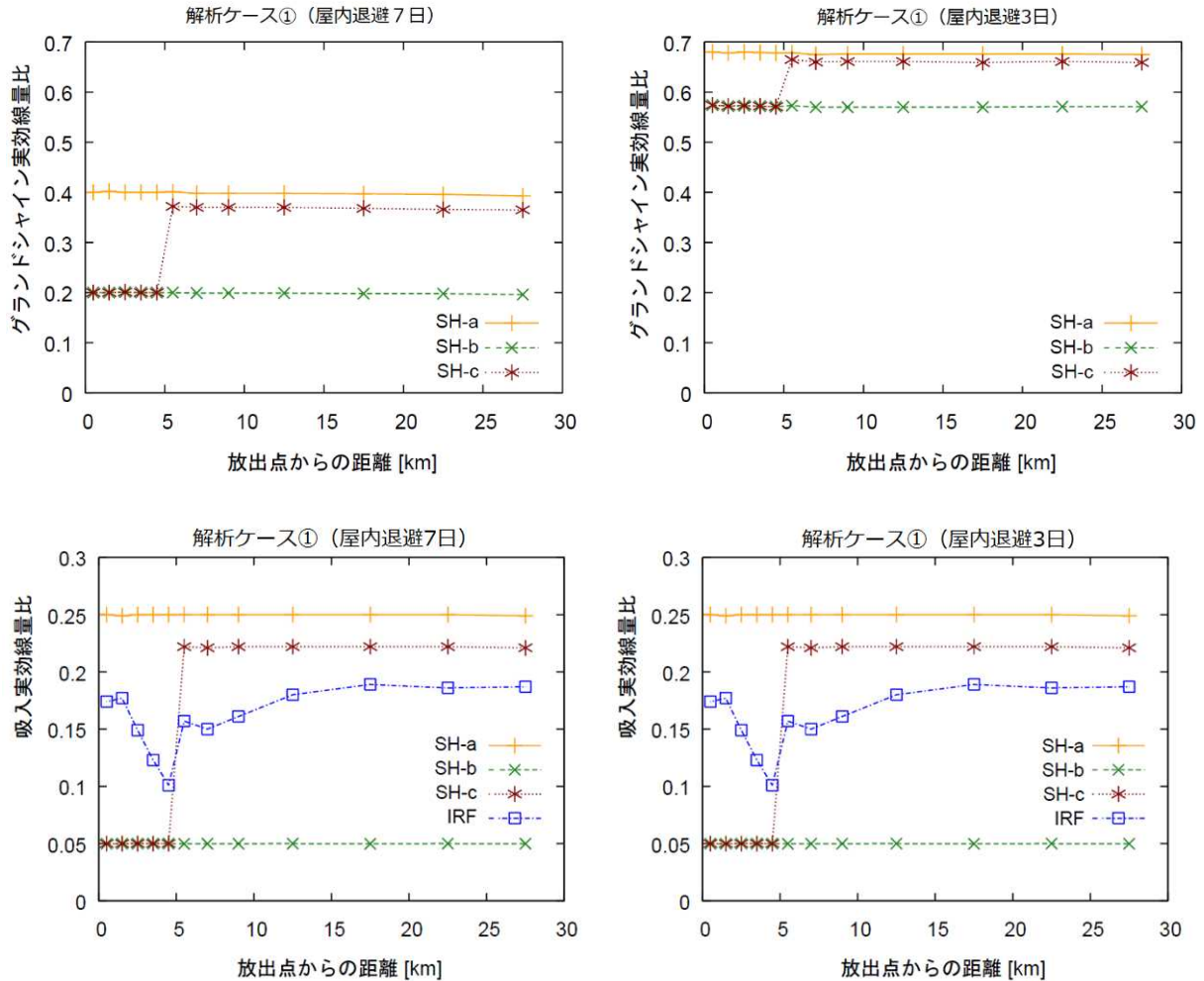
| 計算 ケース | UPZ 屋内退避 （夜間） | 被ばく低減係数 | | |
|-----------|------------------|----------|----------|-------|
| | | クラウドシャイン | グランドシャイン | 吸入 |
| SH-a | 木造 | 0.9 | 0.4 | 0.25 |
| SH-b | コンクリート | 0.6 | 0.2 | 0.05 |
| SH-c | 木造+コンクリート | 0.858 | 0.372 | 0.222 |

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構⁵³

① 風速・建蔽率考慮モデルの影響

屋内退避への風速・建蔽率考慮モデルによる影響を確認するため、3日間屋内退避を継続した場合（3d）について解析を実施した。解析結果の例として、図 3.3 に解析ケース①のグランドシャイン及び吸入被ばくについての屋外滞在時の実効線量に対する屋内退避時の被ばく線量比と放出源からの距離の関係を示す。グランドシャイン線量は、屋内退避実施期間の差により、屋内退避実施期間が短い場合に線量比が大きくなった。吸入被ばく線量は、プルーム通過期間中はいずれも屋内退避を行っていたことから、屋内退避実施期間の違いによる影響が見られなかった。吸入被ばく線量は、建蔽率及び風速を考慮したモデルを用いた評価（IRF）では線量比は距離ごとに様々な値を示した。いずれの場合も 4.5 km 地点で最小値を示し、4.5 km から 12.5 km までは徐々に増加し、17.5 km 以遠はほぼ一定の値を示した。図 3.4 は、プルーム中心の通る放出点から北向きの距離と建蔽率の関係を示す。建蔽率は 4.5 km 地点で最大値を示し、4.5 km から 12.5 km まで徐々に低下し、17.5 km 以遠は 1%以下となる様子が分かる。本評価は風向風速一定を仮定した評価のため、建蔽率が線量比の違いとなって現れた（建蔽率の大きい場所では風速が抑制されるため、自然換気率が小さくなり、線量が小さくなった）と考えられる。3日間屋内退避した場合も7日間屋内退避の場合と同様の結果となった。

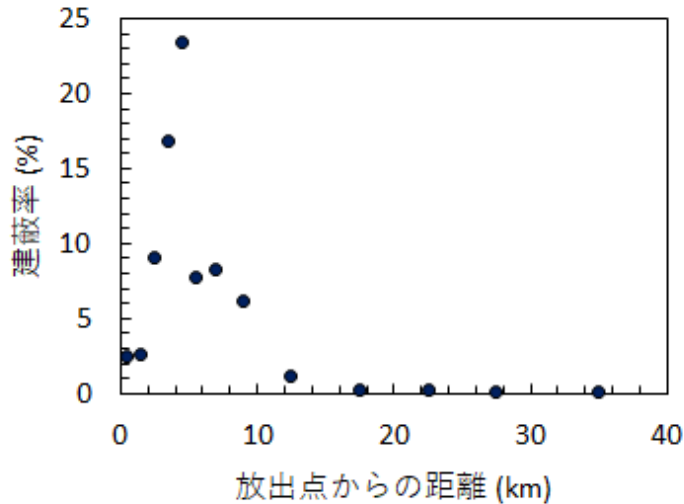
以上より、風速・建蔽率考慮モデル屋内退避効果に地域の建蔽率の差が反映されるため、屋内退避の効果が場所によって大きく変動する可能性がある。OSCAAR への風速・建蔽率考慮モデルの導入によって、従来の一律の低減係数では表現できなかった地域特性を踏まえた屋内退避効果の評価が可能となった。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構⁵³

図 3.3 屋外滞在時に対する各被ばく経路の実効線量比 (屋内退避期間 7 日 (左)、3 日 (右))

Fig. 3.3 Ratio of inhalation dose under protective actions to those under outdoor conditions (left; 7-day shelter, right; 3-day shelter)



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構⁵³

図 3.4 北方向の距離と建蔽率との関係

Fig. 3.4 Relation between distance and building coverage ratio in the north direction of the Tokai site

② 建蔽率・風速依存吸入被ばく低減係数におけるパラメータの影響

風速・建蔽率考慮モデルにおいて、建築年度分類及び風速が解析結果に与える影響を確認するための感度解析を実施した。

a 建築年度分類の影響

風速・建蔽率考慮モデルにおける建蔽率年度分類の影響について確認するため、表 3.8 に示す建築年度分類について解析を実施した。

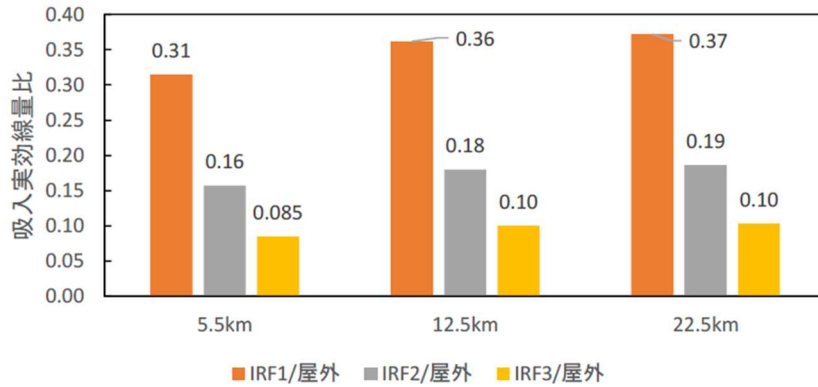
表 3.8 建築年度分類の感度解析ケース

Table 3.8 Sensitivity analysis cases for building-year classification

| | 建築年度分類 | 隙間相当面積(cm ² m ⁻²) |
|------|----------|--|
| IRF1 | 1980 年以前 | 15 |
| IRF2 | 1980 年以降 | 5 |
| IRF3 | 1993 年以降 | 2 |

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構⁵³

解析結果の例として、解析ケース①についての屋外滞在時に対する吸入実効線量の比を図 3.5 に示す。建築年度が古いほど隙間相当面積が大きく自然換気率が大きくなることから、吸入被ばく線量が大きくなった。他の解析ケースについても、同様の傾向が見られた。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構⁵³

図 3.5 屋外滞在時に対する吸入実効線量比 (建築年度分類による感度解析、解析ケース①)

Fig. 3.5 Ratio of inhalation dose under protective actions to those under outdoor conditions (sensitivity analysis for building-year classification, Case #1)

b 風速の影響

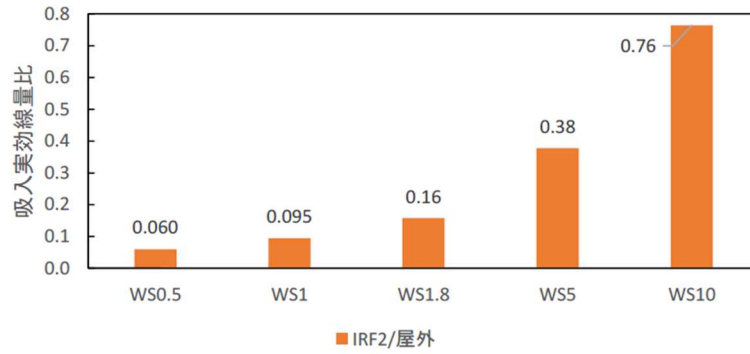
風速・建蔽率考慮モデルにおける風速の影響について確認するため、表 3.9に示す風速で解析を実施した。風速は被ばく低減係数だけではなく大気中の放射性物質濃度にも影響する (風速が速いほど濃度は小さくなる) ため、それぞれの風速における屋外滞在時の線量を計算した。

解析結果の例として、解析ケース①についての屋外滞在時 (防護措置なし) に対する屋内退避時の吸入実効線量の比を図 3.6 に示す。風速が大きいくほど自然換気率が大きくなるため、屋外滞在時に対する屋内退避時の線量比は風速が高いほど大きくなった。ただし、風速が大きいくほど屋外の空気中濃度は小さくなることから、被ばく線量への影響はその両方の影響を受けることとなる。

表 3.9 風速の感度解析ケース

Table 3.9 Sensitivity analysis cases for wind speed

| 解析ケース | 風速 (m/sec) |
|-------|------------|
| WS0.5 | 0.5 |
| WS1 | 1 |
| WS1.8 | 1.8 |
| WS5 | 5 |
| WS10 | 10 |



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構⁵³

図 3.6 屋外滞在時に対する吸入実効線量比(風速による感度解析、解析ケース①)

Fig. 3.6 Ratio of inhalation dose under protective actions to those under outdoor conditions (sensitivity analysis for wind speed, Case #1)

(2) 安定ヨウ素剤服用

① 安定ヨウ素剤服用モデルの影響

OSCAAR コードは安定ヨウ素剤の服用による甲状腺線量低減係数⁵⁴として、EU で開発された COSYMA コード⁵⁵のモデル（以下「COSYMA モデル」という）又は Johnson によるヨウ素代謝モデル⁵⁶（以下「Johnson モデル」という）を選択できる。

COSYMA モデルは、安定ヨウ素剤を服用してから放射性ヨウ素を吸入するまでの時間を考慮する。一方、Johnson モデルを用いた被ばく低減係数は、I-131、132、133、134 及び 135 について、あらかじめ計算された値を収録したライブラリを使用する。

屋内退避時の安定ヨウ素剤服用について、表 3.10 に示すとおり 2 種類のモデルについて解析を実施し、安定ヨウ素剤を服用しない場合と比較した。安定ヨウ素剤服用の介入レベルを 50 mSv とし、甲状腺等価線量（50 年預託）がこれを超える場合に放出開始と同時に安定ヨウ素剤を服用することを仮定した。

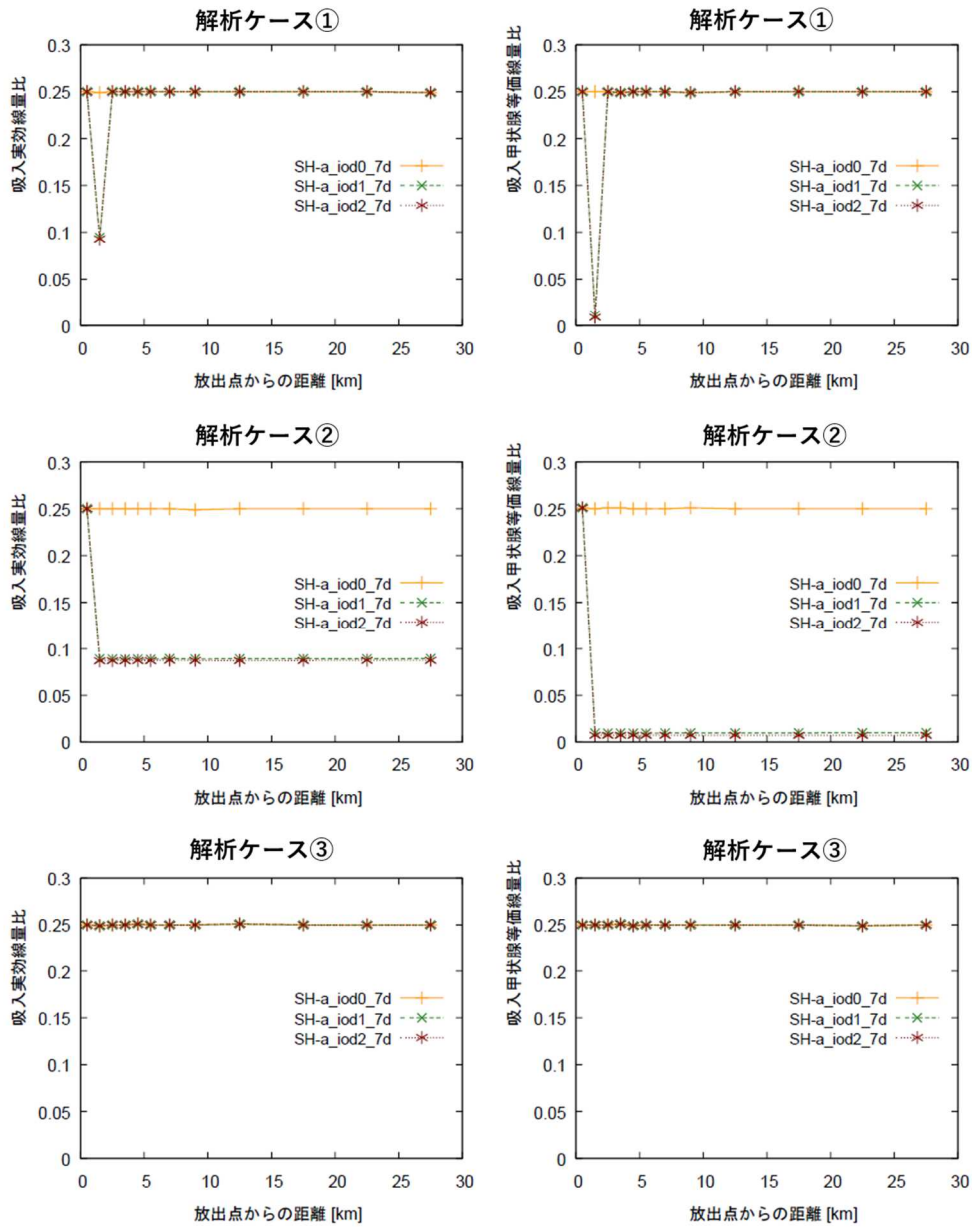
解析結果の例として、それぞれの解析ケース（被ばく低減係数：木造）に対する屋外滞在時に対する防護措置実施時の吸入甲状腺等価線量の比を図 3.7 に示す。解析ケース③では甲状腺等価線量が介入レベルを超えないことから、安定ヨウ素剤モデルによる違いは見られなかった。解析ケース①及び解析ケース②は甲状腺等価線量が介入レベルを超える距離で被ばく線量が低下しているが、本解析では、放出開始と同時に安定ヨウ素剤を服用していることから、Johnson モデルと COSYMA モデルでモデル間の違いは見られなかった。

表 3.10 安定ヨウ素剤モデルの解析ケース

Table 3.10 Analysis cases for KI model

| | |
|------|---------------------------|
| iod0 | 安定ヨウ素剤なし |
| iod1 | 安定ヨウ素剤あり (Johnson モデル) |
| iod2 | 安定ヨウ素剤あり (COSYMA モデル) |

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構⁵³



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 ⁵³

図 3.7 屋外滞在時に対する各防護措置実施時の吸入実効線量及び甲状腺等価線量比（被ばく低減係数：SH-a(木造)）

Fig. 3.7 Ratio of inhalation effective dose and thyroid equivalent dose under protective actions to those under outdoor conditions (dose reduction factor; SH-a (wooden building))

② 安定ヨウ素剤服用タイミングの影響

安定ヨウ素剤の服用タイミングによる被ばく低減効果の影響を確認するため、安定ヨウ素剤服用タイミングを表 3.11 のとおり変化させた場合について解析を実施した。解析対象は、甲状腺等価線量が 50 mSv を超える解析ケース②とし、被ばく低減係数は SH-a（木造）を用いた。

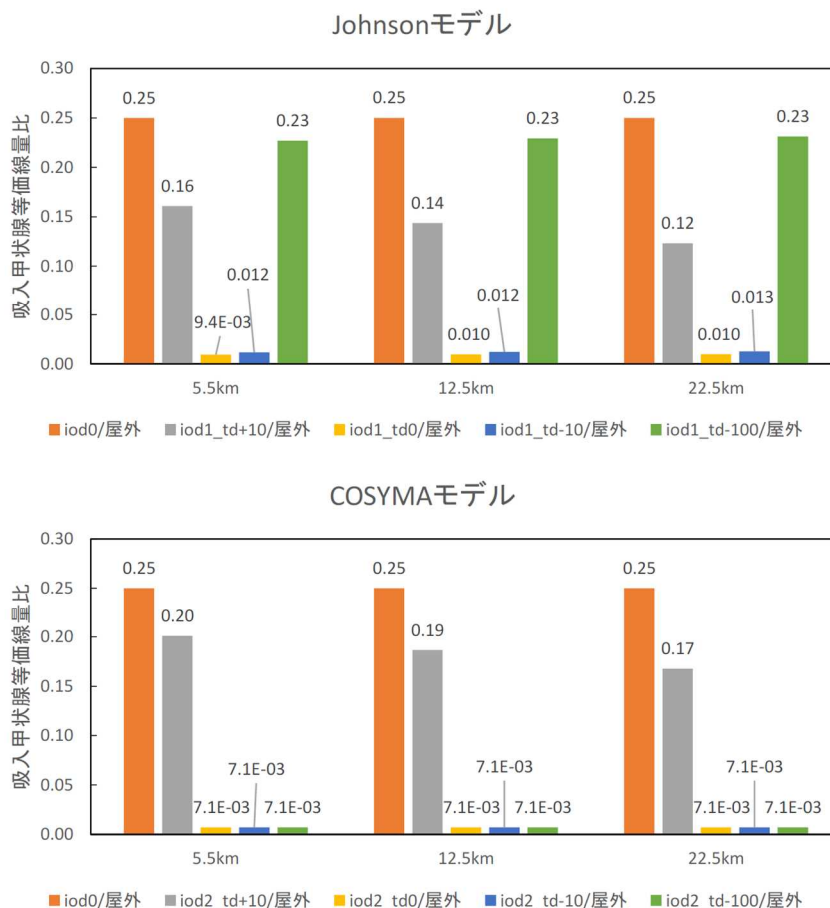
解析結果の例として、屋外滞在時（防護措置なし）と安定ヨウ素剤服用時の吸入甲状腺等価線量の比を図 3.8 に示す。放出開始から 10 時間後に安定ヨウ素剤を服用した（服用が遅れた）場合、Johnson モデルと COSYMA モデルのいずれにおいても、放出開始と同時に服用した場合と比較して線量が 1 桁以上増加する結果となった。一方、放出開始 10 時間前に安定ヨウ素剤を服用したケースでは、COSYMA モデルの結果は放出開始と同時に服用した場合と変わらないが、Johnson モデルでは服用後の時間経過に伴う安定ヨウ素剤の効果が減少することにより、線量が 3 割程度増加した。

表 3.11 安定ヨウ素剤服用タイミング別の解析ケース

Table 3.11 Analysis cases by KI intake timing

| 解析ケース | 服用タイミング |
|--------|--------------|
| TD+10 | 放出開始 10 時間後 |
| TD0 | 放出開始と同時 |
| TD-10 | 放出開始 10 時間前 |
| TD-100 | 放出開始 100 時間前 |

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構⁵³



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構⁵³

図 3.8 屋外滞在時に対する吸入甲状腺等価線量比 (安定ヨウ素剤服用タイミングの感度解析)

Fig. 3.8 Ratio of inhalation thyroid equivalent dose under protective actions to those under outdoor conditions with no protection (sensitivity analysis for KI intake timing)

③ 安定ヨウ素剤服用タイミングによる時間変化

Johnson モデルを使用した場合について、屋内退避と安定ヨウ素剤服用 (甲状腺線量が 50 mSv を超える場合) における安定ヨウ素剤服用効果の時間変化を考慮した解析を実施した。屋内退避中に安定ヨウ素剤を服用する時刻を放出開始から 0 時間後、2 時間後、4 時間後及び 6 時間後として甲状腺等価線量 (50 年預託) の時間変化を計算した。解析ケース①について、放出継続時間は 6 時間とした場合について解析した。

解析結果を図 3.9 に示す。安定ヨウ素剤の服用が遅れるほど、線量が高くなる傾向が確認できる。また、安定ヨウ素剤服用した時刻より前の被ばくについても、その後に安定ヨウ素剤を服用することで一定の被ばくの低減効果が確認できる。なお、放出点からの距離に応じて線量が増加し始める時間が変化しているが、これはプルーム到達時間が距離によって異なるためである。

OSCAAR コードへの Johnson モデルの導入によって、従来は考慮できなかったプルーム到達前の安定ヨウ素剤の服用による被ばく低減効果の減少が評価結果に表れるようになった。

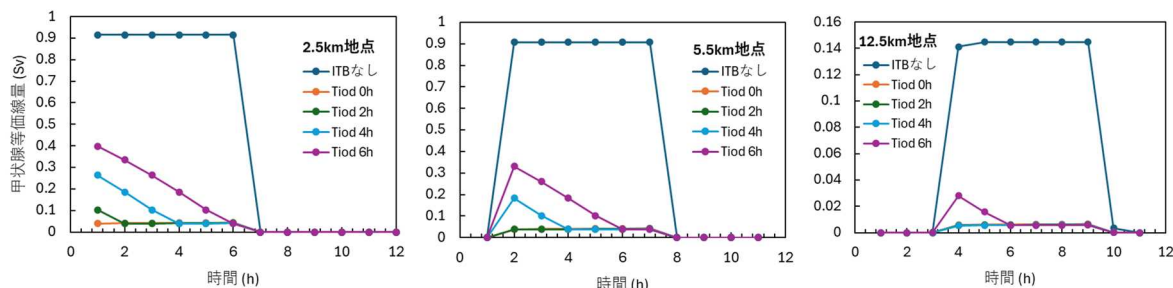


図 3.9 甲状腺等価線量の時間変化

Fig. 3.9 Time variation of iodine equivalent dose

(3) 避難

旧避難モデルを用いた OSCAAR コード (OSCAAR2018) では、避難完了に要する時間を入力で指定し、避難先メッシュを避難場所データファイルで指定していた。移動経路データは実装していなかったため、避難中の移動は考慮されず、避難中の被ばく線量は避難元メッシュの線量を参照していた。一方、現行の OSCAAR コード (OSCAAR2023) では移動経路及び避難速度を考慮した計算が可能である。本研究では、この新旧モデルが与える違いを評価するため、比較解析を実施した。

① 避難モデルによる影響

新旧の OSCAAR コードを用いて、表 3.12 に示す条件で解析を実施した。避難の移動中は自動車における被ばく低減係数、避難完了後はコンクリート建屋における被ばく低減係数をそれぞれ適用した。放出開始と同時に PAZ 及び UPZ の避難を開始し、避難完了後は放出開始から起算して 7 日間経過するまで避難先に滞在するものとした。OSCAAR2023 の計算における避難速度は 5 km/h とした。避難経路は、3.1.1 で作成した避難経路データを使用した。直線避難及び OSCAAR2018 の計算における避難先メッシュは避難元メッシュと同一方位の 35 km 地点とした。

解析結果の例として、解析ケース①に対する元の位置における屋外滞在時に対する防護措置実施時のクラウドシャイン実効線量比を図 3.10 に示す。最も放出点に近い 0.5 km メッシュにおいては屋外滞在時の線量が遠くのメッシュよりも小さくなっているため、避難によって被ばく線量が増加し線量比が 1 を超える場合がある。OSCAAR2018 で避難完了に要する時間を 1 時間として計算したケースでは、元の位置の自動車内での被ばく線量と避難先のコンクリート建屋内における被ばく線量のうち大きい方が支配的になっていると考えられる。UPZ 内 9 km 以遠の被ばく線量は避難先のコンクリート建屋内における被ばく線量が支配的なたため被ばく線量は同じ値になっている。屋外滞在時に対する線量比が、距

離が遠いほど大きくなっているのは、元の位置における線量が距離が遠いほど小さくなるためである。

OSCAAR2018 で避難完了に要する時間を 10 時間として計算したケースでは、元の位置の自動車内での被ばくが支配的になっていると考えられる。OSCAAR2023 で避難経路を直線としたケースでは、途中の移動を考慮した結果となっている。移動距離を OSCAAR コードのメッシュサイズに基づいて設定したため、0.5 km~5.5 km のメッシュでは移動距離が 1 km であるのに対し、7 km のメッシュでは移動距離が 1.5 km、9 km のメッシュでは移動距離が 2 km に増えている。このため避難の最初の 1 時間で元のメッシュに滞在する時間割合が大きくなり、線量比が大きくなった。それより遠くのメッシュは避難先での被ばくが支配的になっていると考えられる。

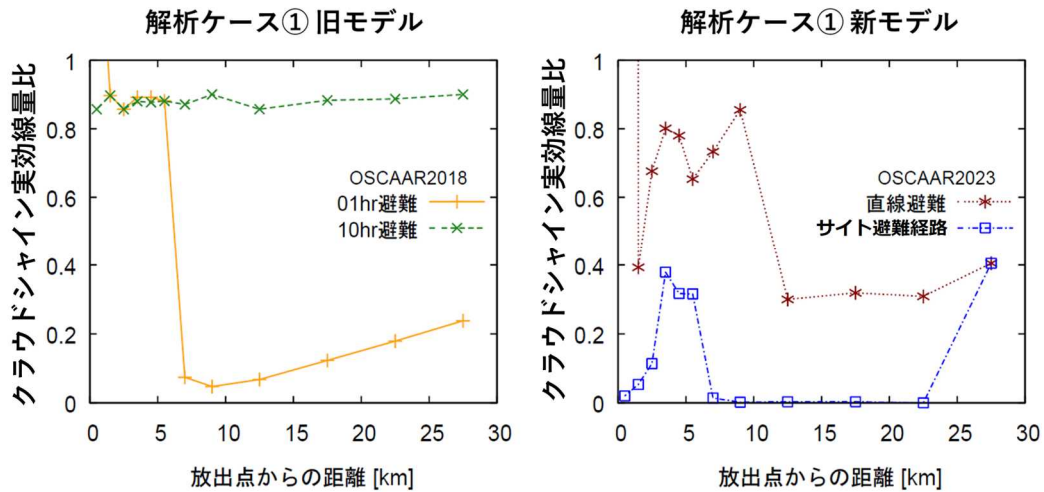
OSCAAR2023 でサイトの避難経路を使用したケースでは、放出の方位（ここでは北）と避難経路の方位が異なる場合があることから、より線量が小さくなった。これらの傾向について、解析ケースによる違いは見られなかった。新しい避難モデルの導入により、避難中の被ばくと避難経路を考慮した計算が可能になった結果、避難中の実際の位置での被ばくが反映され、放出方位との関係によっては線量が低減する傾向が現れることが示された。

表 3.12 新旧避難モデルの解析ケース

Table 3.12 Analysis cases for comparison of new and old evacuation models

| | |
|----------------------|---------|
| OSCAAR2023 (新モデル) | 直線避難 |
| | サイト避難経路 |
| OSCAAR2018 (旧モデル) | 1 時間避難 |
| | 10 時間避難 |

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構⁵³



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構⁵³

図 3.10 屋外滞在時に対するクラウドシャイン線量比 (新旧避難モデル比較)

Fig. 3.10 Ratio of cloudshine dose under protective actions to those under outdoor conditions (new and old evacuation model)

② 避難に関する時系列解析

避難に係る時系列解析の例として、早期大規模放出（放出開始は 3 時間後、放出継続 1 時間、放出高さ 40 m）を想定した解析を実施した。表 3.13 に放出割合を示す。避難開始のタイミングが被ばく線量に与える影響を確認するため、PAZ 及び UPZ で同じ防護措置をとることとし、避難開始のタイミングとして次の 3 ケースを想定した。

- ・ ケース 1：避難を行わずに日常生活を継続
- ・ ケース 2：放出と同時に避難開始（警告時間 3 時間、避難指示に要する時間 3 時間）
- ・ ケース 3：放出 1 時間前に避難開始（警告時間 3 時間、避難指示に要する時間 2 時間）

ケース 2 及びケース 3 における避難時の移動速度は 5 km/h とし、3.1.1 で作成した避難経路データを使用した。

表 3.13 環境への放出割合（早期大規模放出）

Table 3.13 Fractions Released to the Environment

| 希ガス類 | I 類 | Cs 類 | Te 類 | Ba 類 | Ru 類 | La 類 |
|----------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|
| 1.00E+00 | 7.90E-02 | 1.10E-02 | 2.60E-02 | 1.10E-08 | 1.00E-02 | 1.00E-02 |

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構³⁷

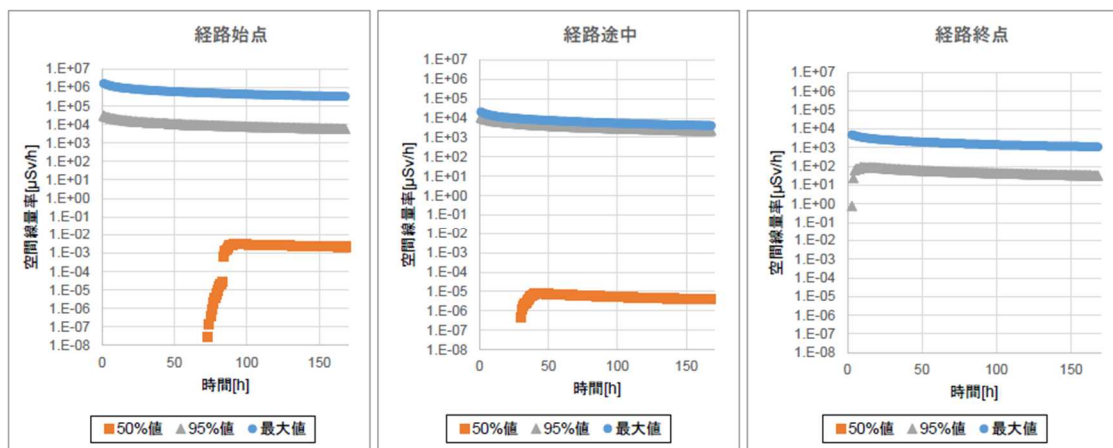
表 3.14 に、避難経路の始点（避難ステップ 1、移動距離 0.035 km）・途中（避難ステップ 10、移動距離 2.05 km）・終点（避難ステップ 22、移動距離 14.24 km）の 3 地点におけるプルーム到達時間の統計値を示す。本評価では、空間線量率が 0 より大きい値を示し始める時刻を到達時間としている。なお、表 3.14 に示す 5%、50%、95%値は、被ばく線量ではなく、プルーム到達時間の分布に対する統計値を示す。また、各地点において早期被ばく線量が 50%値、95%値、最大値となる気象シナリオにおける空間線量率の時間変化を図 3.11 に示す。これらの結果から、各地点への到着時間が長い気象条件ほど、到達時の空間線量率が小さくなることを確認することが出来る。

表 3.14 各地点のプルーム到達時間の統計値

Table 3.14 Statistical values for plume arrival times at each location

| | 到達しない シナリオ数 | 到達時間[h] | | | | | |
|------|----------------|---------|-----|------|------|-----|------|
| | | 最小値 | 5%値 | 50%値 | 95%値 | 最大値 | 平均値 |
| 経路始点 | 212 | 1 | 1 | 52 | — | 131 | 19.5 |
| 経路途中 | 230 | 1 | 1 | 73 | — | 131 | 23.5 |
| 経路終点 | 268 | 1 | 2 | — | — | 128 | 26.9 |

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 37



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 37

図 3.11 各地点の空間線量率の時間変化

Fig. 3.11 Time variation of ambient dose rate at each location

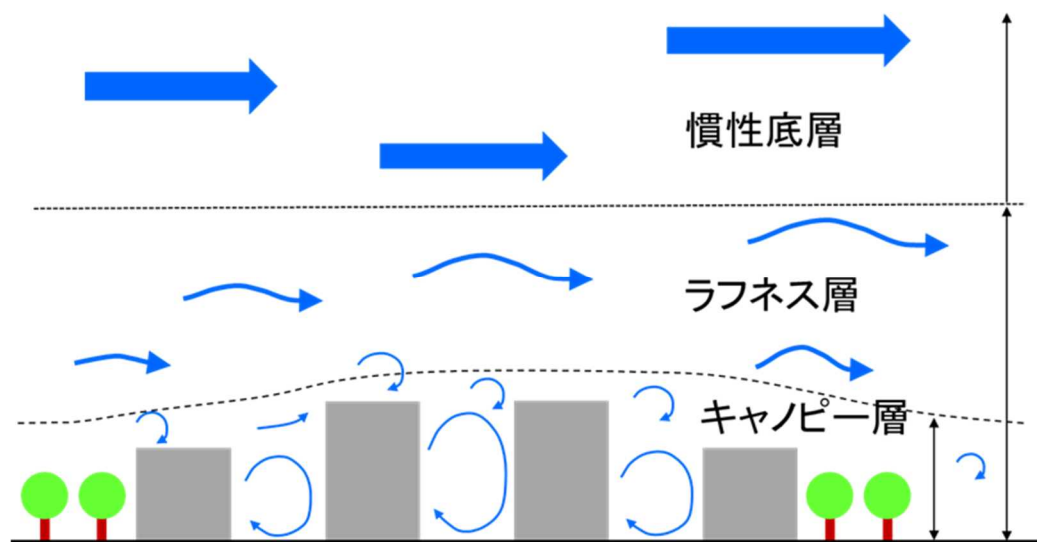
3.2 高分解能被ばく線量評価手法の整備

ここでは JAEA に委託して実施した内容について述べる（令和 5～7 年度実施）。

3.2.1 高分解能大気拡散シミュレーションモデル

本研究では数メートル～数十メートルの水平分解能で建物や地形の影響を受けた大気の流れを再現するために、モデル格子で分解できるスケールの乱流渦による流速場の時間変動を計算する Large Eddy Simulation (LES) を用いた。LES コードとして、JAEA が開発した LOHDIM-LES を採用した。LOHDIM-LES は流れの衝突・剥離・循環が生じる複雑乱流場での大気拡散挙動に対し、拡散風洞実験と同等に再現できることが実証されている⁵⁷。

さらに高分解能大気拡散計算を迅速に実行するための拡張機能として、LOHDIM-LES による乱流計算により事前作成した風況データベースと気象モデル Weather Research & Forecasting Model (WRF)⁵⁸ の計算結果を、大気乱流境界層の特性に基づき融合して 3 次元気流場を作成する手法が開発されている。図 3.12 に、大気乱流境界層特性の概念を示す。大気乱流境界層の底部では、個々の建物影響により、流れの衝突・剥離・循環といった複雑な乱流場が形成される。この地表面から建物高さスケールまではキャノピー層と言われており、気流場の 3 次元性が非常に強く、流れパターンは建物配置形態により決まる。このキャノピー層の上空では、ラフネス層が形成される。この層では、個々の建物の影響を受ける範囲が建物高さスケールの 2-5 倍程度の高度まで及ぶことが知られている。さらに上空では、建物の影響は弱まり、気流場の特性は、気象条件に支配され易くなる。こうして、気象条件が支配的な建物上空では、WRF 気象データと、気象影響を受けにくく個々の建物影響による 3 次元性の強い複雑乱流が形成されるキャノピー層での LOHDIM-LES 事前計算による平均・乱流成分の風況データベースを融合することで、3 次元気流場の迅速計算が可能となる。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構⁵⁹

図 3.12 大気乱流境界層の構造

Fig. 3.12 A schematic diagram of atmospheric turbulent boundary layer.

3.2.2 試解析

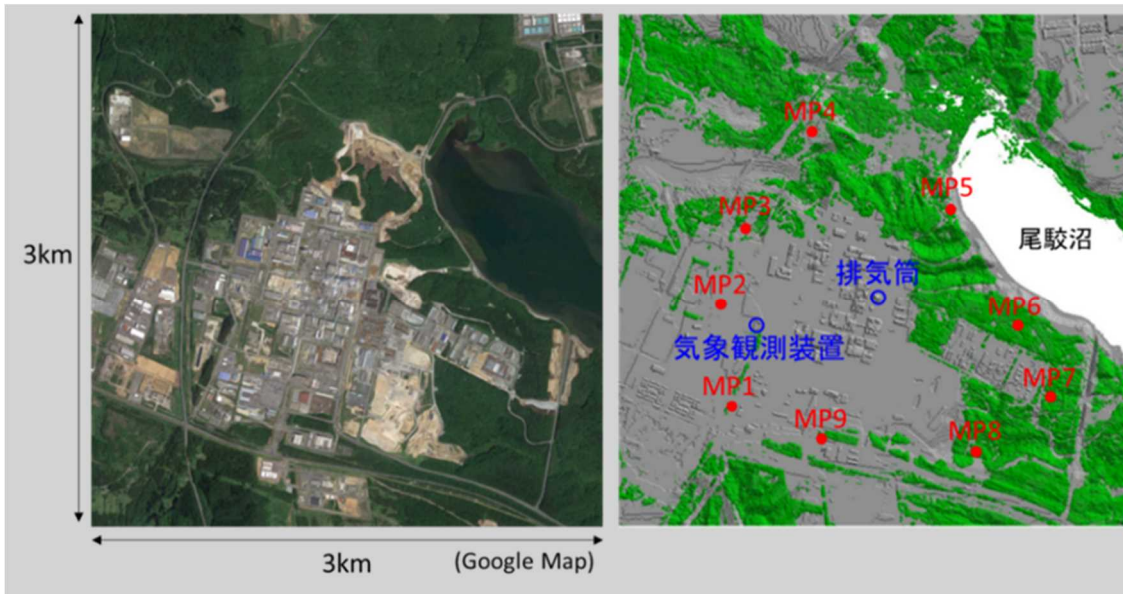
LOHDIM-LES 乱流計算により事前作成した風況データベースと局地気象詳細解析モデル WRF の融合計算手法を用いて試解析を実施した。図 3.13 は本計算対象の六ヶ所再処理工場敷地スケールの地表面状況および細密地理情報データを用いて 10 m の計算格子により解像した地表面状況を示している。排気筒周辺に九つのモニタリングポスト (MP) があり、西側にドップラーソーダ気象観測装置がある。

計算対象としている敷地スケールでの平均建物高さは約 12 m であり、建物が気流場に影響を与える高さは最大で 60 m 程度と推定できる。ただし、敷地内の地形は平坦ではなく数 10 m 程度の起伏差があるため、WRF の上空風速と下層の LOHDIM-LES 風況データベースを融合させる高さを排気筒の位置の標高を基準に一律 120 m とした。対象期間は、六ヶ所再処理工場のアクティブ試験時⁵⁷の Kr-85 が大気放出された期間内の 2008 年 6 月 17 日 9:00-19:00 とした。WRF 風速値は 10 分ごとに時間更新をし、LOHDIM-LES の風況データベースとの融合計算により大気下層の風速場を推定した。LOHDIM-LES 拡張機能のラグランジュ型拡散モデル (以下「LOHDIM 拡散モデル」と言う。) に、この風速場と実際の放出量データ及びプルーム上昇推定値を与えて拡散シミュレーションを実施した。計算タイムステップは 0.1 秒とした。10 分間の平均濃度値から JAEA が開発した空間線量率評価コード SIBYL⁶⁰を用いた線量計算を行った。

図 3.14 に排気筒高さにおける風向・風速の時系列変化を示す。ドップラーソーダ気象観測による風速値は 10 分ごとに時間変化をしているが、WRF の風速値はそのような短周期的な変動は捉えきれず比較的緩やかな変化を示している。風向についても同様であり、気象観測値では東風から東南風の間で短周期的に時間変化をしている。一方、WRF の値は、特に 9:00 から 15:10 まで一定に近く、気象観測値との差異も非常に大きい。しかし、15:20 以降は気象観測値との差異は小さくなり、この時間帯は風向の再現性は高いと言える。

図 3.15 に MP2 と MP3 における空間線量率の時系列変化を示す。実際の気象条件では、東風から東南風が支配的であったため、プルームも大部分が MP2 及び MP3 の上空を通過する。そのため、この 2 つの MP では、測定値のピークが間欠的に発生している。一方、LOHDIM-LES と SIBYL を組み合わせた計算値では、WRF の風向が 9:00 から 15:10 の間はほぼ東風であったため、MP2 では空間線量率のピークが頻繁に発生している。しかし、16:00 以降では、WRF の風向の再現性が向上し東南東風が吹くようになり、MP3 での空間線量率が定量的に一致するようになる。

WRF の風向の再現性の問題により、MP2 ではピーク値やその発生頻度を大幅に過大評価したが、それらの変動の規模は MP2 と同程度である。すなわち、風向の再現性の向上により、WRF 上空風速と下層の LOHDIM-LES 風況場データベースの融合に基づく本迅速大気拡散計算手法の再現性の向上が期待できると言える。

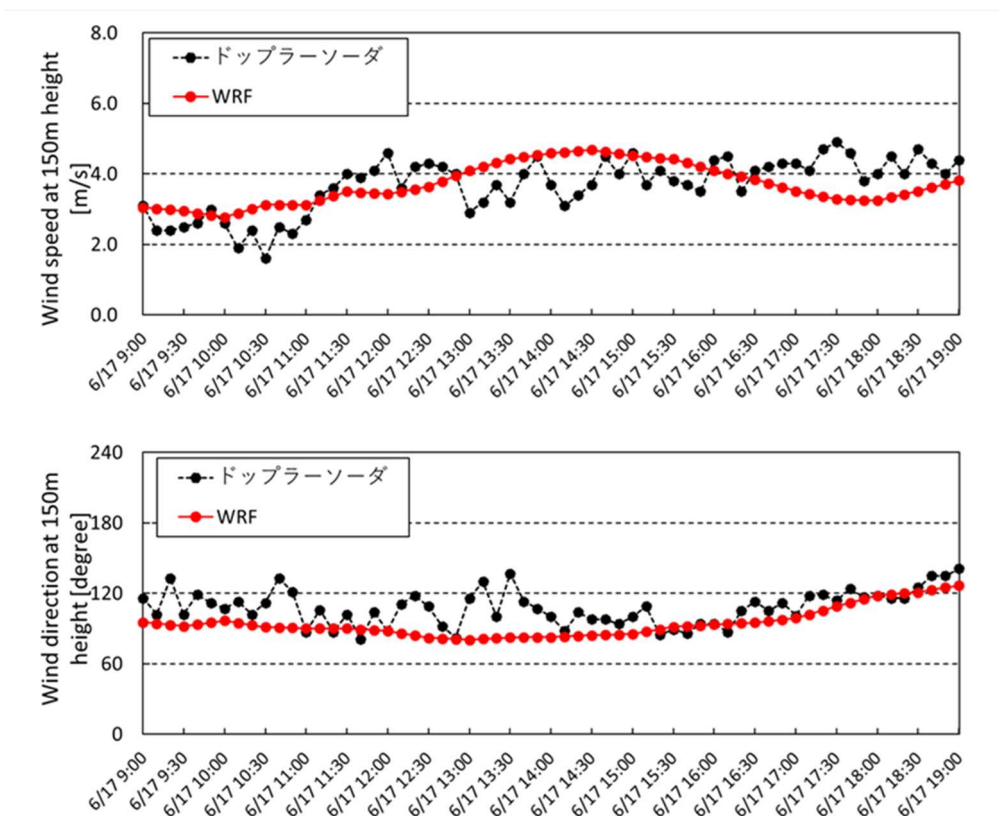


出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 59

図 3.13 六ヶ所再処理工場の敷地スケールでの地表面状況

Fig. 3.13 Surface condition around the site of Rokkasho nuclear fuel cycle facilities.

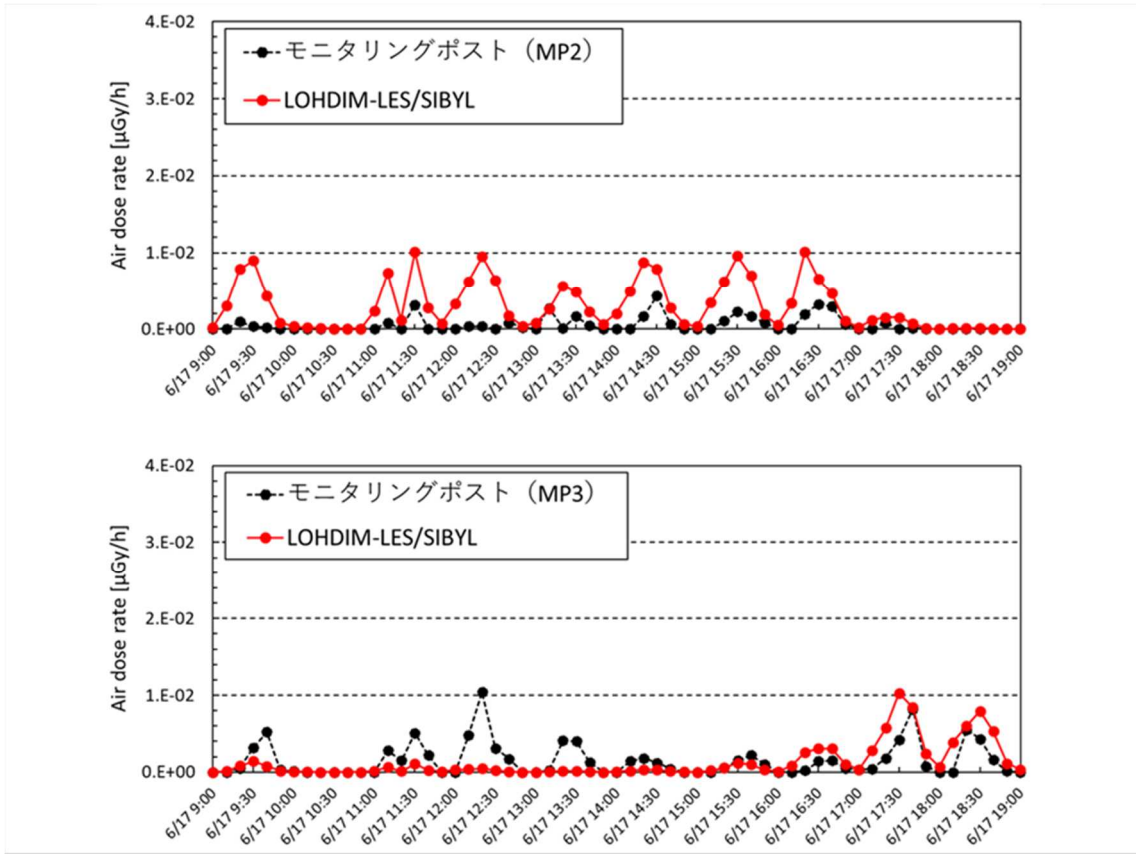
注) 左側：航空写真、右側：細密地理情報データ、MP：モニタリングポスト



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 59

図 3.14 排気筒高さにおける風速（上、 $m s^{-1}$ ）と風向（下、degree）の時系列変化

Fig. 3.14 Time series of wind speed (upper, $m s^{-1}$) and wind direction (lower, degree) at the stack height.



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 59

図 3.15 空間線量率 ($\mu\text{Gy h}^{-1}$) の時系列変化 (上: MP2、下: MP3)

Fig. 3.15 Time series of ambient dose rate ($\mu\text{Gy h}^{-1}$) at MP2 (upper) and MP3 (lower).

3.2.3 広域線量評価モデルとの結合

評価対象が UPZ のようなより広域に及ぶ場合、放出点近傍のみ高分解能評価モデルを適用し、その外側は WRF 等の気象モデルにより計算された気象場を直接利用して大気中濃度と空間線量を評価する広域線量評価モデルと結合するという手法が考えられる。本研究では JAEA が開発した世界版緊急時環境線量情報予測システム WSPEEDI の大気拡散線量評価モジュールである GEARN⁶¹を採用した。LHODIM-LES と WRF の融合計算により推定した風速場を用いた LOHDIM 拡散モデルが計算する放出点近傍の領域から流出するトレーサ量を GEARN が受け取り、WRF による気象場を用いてその外側での大気拡散と空間線量率を評価する。このようにすることで局所域から広域までの放射性物質の大気拡散を、局所域の微地形と構造物の影響を考慮しつつ広域の気象変動を考慮して連続的・整合的に計算可能となる。

3.2.2 で解析対象とした六ヶ所再処理工場の主排気筒から 3 km 以上離れた地点にモニタリングステーション (MS) が配置されている。ここでは計算領域を六ヶ所再処理施設を中心とする 65 km 四方まで拡大して (図 3.16) LHODIM 拡散モデルと GEARN との結合計算を行い、MS 室ノ久保で観測されたアクティブ試験時の Kr-85 放出による空間線量率上昇

の再現を試みる。対象期間は 2007 年 10 月 27 日 15 時から 12 時間である。高分解能評価を適用する範囲を検討するために、三つの計算条件を設定して比較した（表 3.15）。LHODIM 拡散モデルを適用する範囲を施設周辺の 10 km 四方とするケース（10kmLES）、5 km 四方とするケース（5kmLES）、及び LHODIM 拡散モデルを適用しないケース（65kmWSPD）である。なお、LHODIM 拡散モデルによる放射能濃度に対しては SYBIL を適用し、GEARN による放射能濃度に対しては線量換算係数を乗じて空間線量率を評価した（サブマージョンモデル）。

図 3.17 にモニタリング地点における空間線量率の時間変化を示す。施設敷地内 MP について、10kmLES ケース及び 5kmLES ケースの空間線量率の計算値は、期間前半の MP2 における上昇や、期間後半の MP1 及び MP9 における上昇など、測定値を極めて良好に再現している。両方のケースともに放出点周辺の数 km 以内において地表付近の大気中 Kr-85 濃度はほぼゼロとなったため、MP 上空を通過するプルームからの寄与を再現できていることが分かる。一方で、65kmWSPD ケースで MP における空間線量率の上昇がほとんど再現されていないのは、GEARN のサブマージョンモデルによる空間線量率の計算手法に起因するものである。プルームが MP 上空を通過している拡散状況はおおむね再現できているものの、高所放出における放出点近傍での空間線量評価には SYBIL のような線量評価モデルが不可欠であると言える。

次に、MP より遠方の MS 室ノ久保における 10 月 27 日 23 時から 10 月 28 日 2 時の空間線量率の上昇について比較する。10kmLES ケースでは、0:10～0:30 の上昇は再現されているが、その後の上昇は見られない。図 3.18 は 10 月 28 日 1 時における大気中 Kr85 濃度分布である。10kmLES ケースの Kr-85 大気中濃度分布に着目すると、0:00～0:30 では MS 室ノ久保の上空を通過していたプルーム（図は省略）が、水平方向の拡散が 5 km 四方の領域を越えても、あまり広がらず細いプルームのまま MS 室ノ久保のわずかに南側を通過している。このプルームの方向のずれが、この期間後半における MS 室ノ久保での線量率上昇が再現されなかった要因と考えられる。図 3.17 における 65kmWSPD ケースでは、過小評価傾向ではあるが、10 月 28 日 1:00～1:10 に空間線量率の上昇が良好に再現されている。図 3.18 でも、プルームが MS 室ノ久保の上空だけでなく地表付近にも到達している。5kmLES ケースの結果では、図 3.17 では MS 室ノ久保での空間線量率の上昇は判別できないが、10 月 28 日 1:00 に非常にわずかではあるが上昇が確認できた。図 3.18 の Kr-85 大気中濃度分布では、GEARN と結合した地点以遠でプルーム幅が大きくなり MS 室ノ久保上空を通過するだけでなく、わずかにではあるがプルームが地表付近まで到達していることが分かる。MS 室ノ久保における空間線量率の計算は、GEARN のサブマージョンモデルにより行われるため、上空プルームの線量率への寄与を計算できず過小評価となるが、放射性物質の大気中での拡散状況の再現性は、10kmLES ケースに比べて高いことが示唆される。

なお、図 3.18 の 10kmLES ケースと 5kmLES ケースの放出高度付近の大気中濃度分布において、5 km 四方の領域の外周付近でギャップが生じている。図 3.16 によると、この付

近は放出地点から見て標高が急激に低くなる崖状の地形となっている。LOHDIM 拡散モデルでは、10 m 解像度によりこの地形が精緻に考慮されており、トレーサが崖に沿って低高度に輸送されているのに対して、100 m 解像度の 65kmWSPD では地形が緩やかになっており比較的鉛直方向の輸送は滑らかに計算されている。これが LOHDIM 拡散モデルでの大気中濃度分布のギャップの要因と考えられ、高分解能評価を用いたことによる地形影響の効果を示している。一方、図 3.18 の外側の領域では大気中濃度分布に大きな差異は見られなかったことから、10 km 以遠における大気拡散の評価に対しては、局所域における LES モデル利用の効果は小さいことが示唆される。

以上の結果より、本研究で用いた LES モデルを基に開発された LOHDIM-LES 拡張機能は、放出地点の周辺 5 km 四方程度の空間線量率の評価には有効であることが分かった。しかし、本機能を現状のまま 10 km 四方に範囲を拡張して適用することは、放出点から数 km 離れた地点の放射性物質の大気拡散の再現において課題があることが示された。一方で、気象モデルと結合した大気拡散モデルである GEARN は、空間線量率の評価に対して、長時間の拡散により広範囲に拡散した状態を仮定する評価手法を採用していることから、上空をプルームが通過する状況での地表付近での空間線量率の上昇は再現できないが、数 km 以遠を主対象とした放射性物質の大気拡散現象の再現において高い性能を示した。これらの計算モデルの利点を融合させるべく開発された LOHDIM 拡散モデルと GEARN のシームレス結合計算手法の適用において、風況データベース作成のための LES 計算領域を数 km 四方程度に設定することで、放出点近傍の再現性を保持しつつ遠方の地点においても再現性を高めることが可能であることが示された。

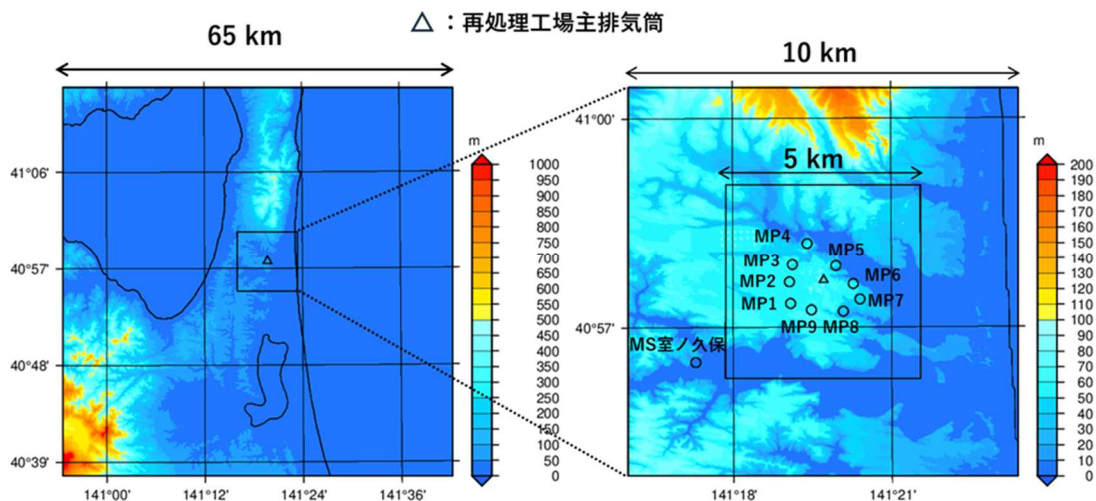
表 3.15 各計算ケースで使用するモデル

Table 3.15 Numerical models used in the calculations.

| | 10kmLES | 5kmLES | 65kmWSPD |
|------|--|--|------------|
| 気象計算 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 10 km 四方： LOHDIM-LES 風況データベースと WRF の融合解析 ・ 10 km 四方より遠方：WRF | <ul style="list-style-type: none"> ・ 5 km 四方： LOHDIM-LES 風況データベースと WRF の融合解析 ・ 5 km 四方より遠方：WRF | WRF |
| 拡散計算 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 10 km 四方： LOHDIM 拡散モデル ・ 10 km 四方より遠方：GEARN | <ul style="list-style-type: none"> ・ 5 km 四方： LOHDIM 拡散モデル ・ 5 km 四方より遠方：GEARN | GEARN |
| 線量評価 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 10 km 四方： SIBYL ・ 10 km 四方より遠方：サブマージョンモデル | <ul style="list-style-type: none"> ・ 5 km 四方： SIBYL ・ 5 km 四方より遠方：サブマージョンモデル | サブマージョンモデル |

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構⁶²

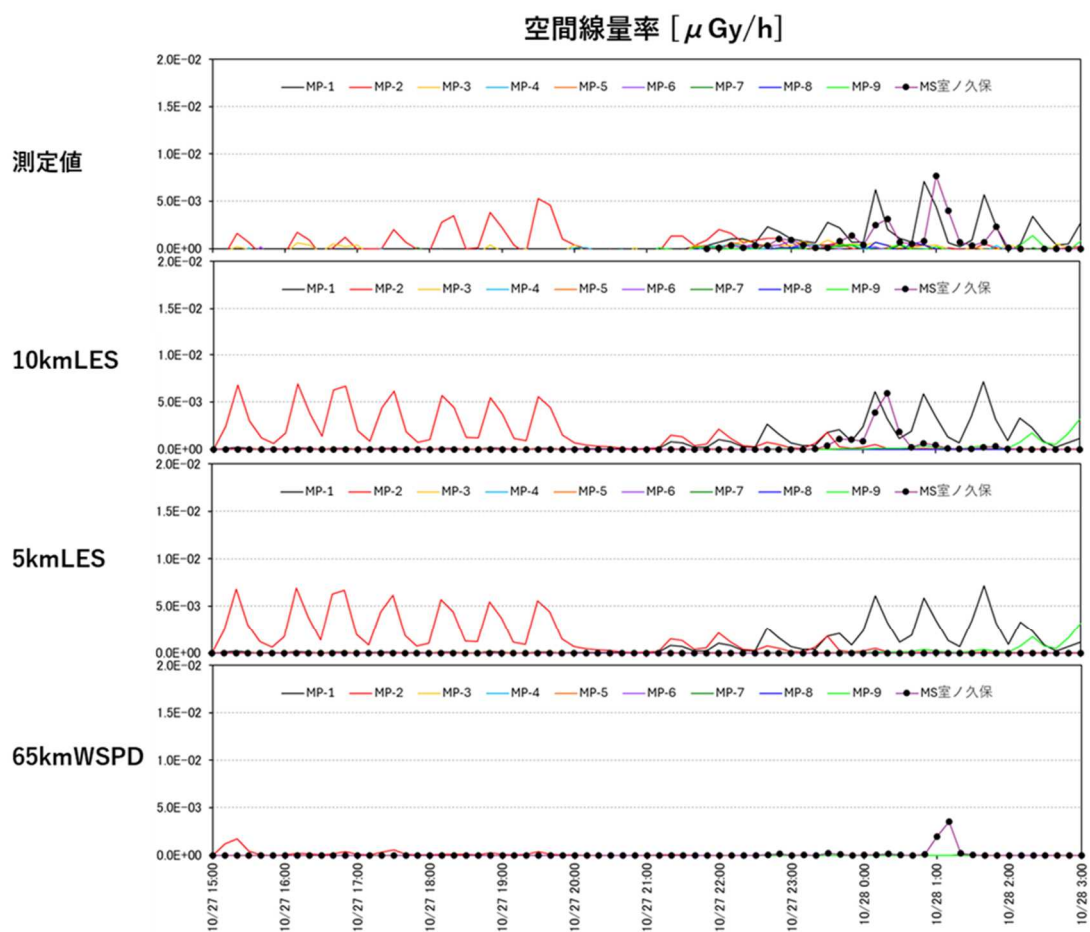
注) サブマージョンモデル：放射能濃度に線量換算係数を乗じて空間線量率を評価する。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構⁶²

図 3.16 広域線量評価モデルとの結合計算領域の標高 (m)

Fig. 3.16 Elevation (m) in the target domains.

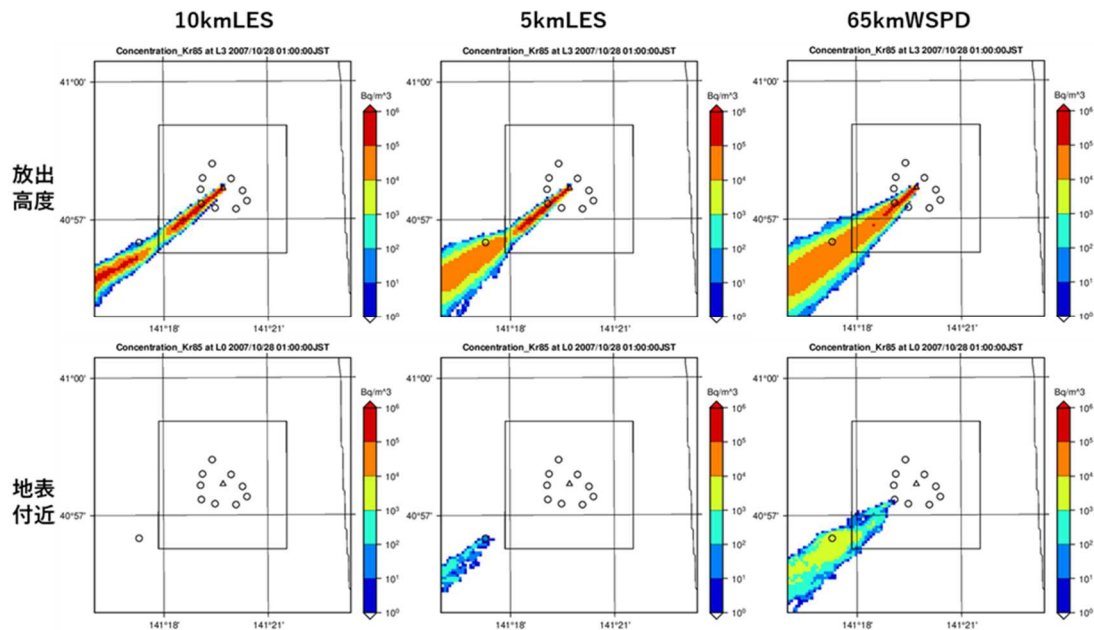


出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構⁶²

図 3.17 MP 及び MS における空間線量率 ($\mu\text{Gy h}^{-1}$) の時間変化

Fig. 3.17 Time series of ambient dose rate ($\mu\text{Gy h}^{-1}$) at the MPs and MS.

注) 5kmLES の MS 室ノ久保と 65kmWSPD の計算値は GEARN のサブマージョン法による計算結果。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 62

図 3.18 10月28日1:00におけるKr-85大気中濃度分布 (Bq m^{-3}) の計算結果 (10 km 四方のみ)

Fig. 3.18 Calculated atmospheric concentrations of Kr-85 (Bq m^{-3}) at 1:00 January 28 (inside the 10 km square only).

注) 10kmLES と 5kmLES の LOHDIM 拡散モデル 10 m 解像度の計算結果は、計算した粒子分布を GEARN の 100m 解像度グリッドの濃度に変換した。枠線は 5 km 四方の領域を示す。記号は図 3.16 と同様、○は MP 及び MS の位置を、△は六ヶ所再処理工場主排気筒の位置を示す。

3.3 被ばく線量評価に係る検討

3.3.1 空間線量率評価モデルの整備

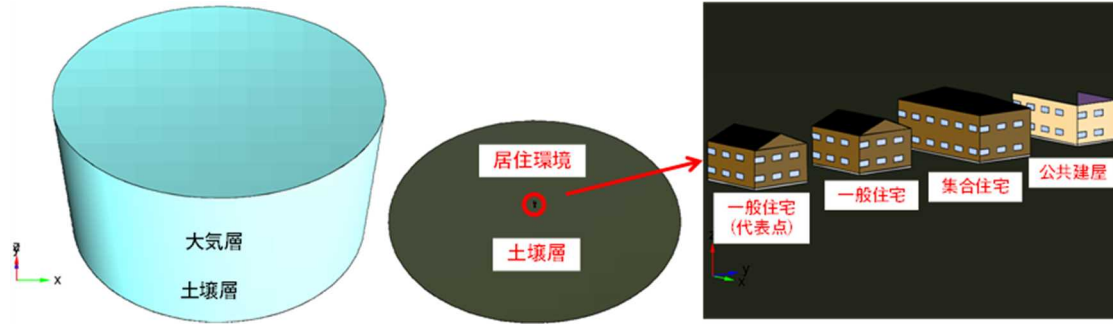
ここでは JAEA に委託して実施した内容について述べる (令和 5 ~ 7 年度実施)。

JAEA は LOHDIM-LES の局所域大気拡散計算による放射性核種の濃度分布から、建物による遮蔽効果を考慮して迅速に線量率分布を計算できる空間線量率評価モデルとして、SYBIL を開発した⁶⁰。SYBIL は各モデルグリッドからの評価点での空間線量への寄与をデータベース化しておくことで迅速に線量率分布が計算可能であるが、遮蔽する建物の部材や構造の違いは考慮できず、また地形の起伏による遮蔽も考慮できない。一方、JAEA は複雑な地上の斜面や構造物等が複雑に入り組んだ状況を忠実に再現して空間線量率を評価するモデルとして 3D-ADRES-Outdoor を開発している⁶³。しかし、事故後の除染等の効果を評価するために開発されたため、地表面に付着した放射性核種の分布を付与した上でのグランドシャインしか評価できない。また、モンテカルロコードを用いて静的に分布する核種からの線量を評価する仕様となっているため、計算時間に課題があった。

そこで本研究では3 D-ADRES-Outdoor でも SYBIL と同様に各モデルグリッドからの寄与をデータベース化することで、時々刻々変化する放射性核種の大気中濃度からクラウドシャインによる線量を評価する機能を実装した。この手法の採用により、少ない計算時間で結果を得る一方、構造物の効果をより正確に取り込むことが可能となる。

まず JAEA のモンテカルロ法に基づく放射線輸送計算コード PHITS⁶⁴ でクラウド及びグランドシャインの計算を行うため、ジオメトリ全体の大きさを半径 1000 m の直円柱で構成した。円柱には、厚さ 1001 m の空気層と 1 m の土壌層が含まれる。この円柱の中に縦 1001 m×横 1001 m×高さ 1001 m の立方体を設定し、立方体の中にクラウドシャインを計算するため、縦 1 m×横 1 m×高さ 1 m の格子を作成した。また、グランドシャインを計算するために縦 1 m×横 1 m の格子を設定した。これらの格子中に、空気層については 1.0 kBq m^{-3} 、土壌表面については 1.0 kBq m^{-2} の Cs-137 が一様に存在すると仮定したときの評価点における空間線量率への寄与を計算した。この計算モデルの中心に一般住宅を設置し、その内部の高さ 1 m に評価点を置いた。その横に一般住宅、集合住宅、公共建屋の順で 1 列に配置し、それぞれの建材と窓等の位置の違いを評価点での空間線量率に反映できるようにした (図 3.19)。各モデル格子からのグランドシャイン及び高さごとのクラウドシャインの評価点の空間線量率に対する寄与率を評価点からの距離の関数として図 3.20 に示す。グラフでグランドシャインが切れている部分は建屋が配置されている部分である。クラウドシャインの高さ方向の位置が高くなるほど屋根による減衰が代表点から遠いところまで現れている。

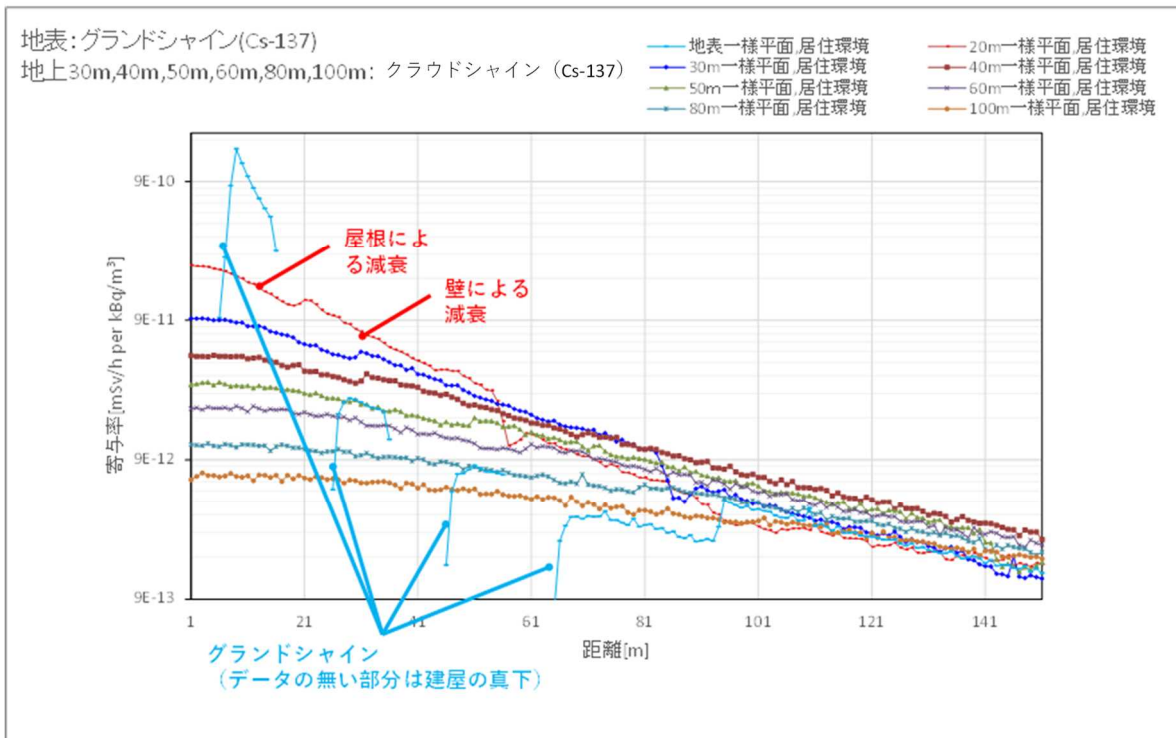
次に LHODIM-LES で計算した Cs-137 濃度及び地表面沈着量の分布と 3 D-ADRES-Outdoor による寄与率のデータベースを組み合わせることで空間線量率を計算する試解析を行った。図 3.21 は試解析に用いた計算領域である。150 m 四方の領域の中央付近に一般住宅 3 棟を配置し、領域中心の地表を放出点として LHODIM-LES で 30 分間の大気拡散シミュレーションを行い、5 分ごとに平均大気中濃度と沈着量に対して 3 D-ADRES-Outdoor によるデータベースを適用して空間線量率の評価を実施した。評価点は放出点の風下側で高さ 1 m である。5 分ごとの地表での平均大気中濃度を図 3.22 に示す。風上側境界 (図中左側) での風速の平均成分は一様に与えており、最も濃度の高い領域はほぼ放出点の風下側に分布するが、3 棟の家屋により発生した乱流の影響で、高濃度の領域が放出点の下側に広がっている。評価点での 5 分間平均大気中濃度を 3 D-ADRES-Outdoor に与えて空間線量率を算出した (図 3.23)。30 分間の評価では、グランドシャインよりもクラウドシャインの寄与が卓越していることがわかる。これまで 3 D-ADRES-Outdoor はグランドシャインによる空間線量率を静的に評価することしかできなかったが、本研究における改良により、時々刻々変化するクラウドシャインの寄与を考慮できるようになった。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 ⁶²

図 3.19 PHITS ⁶⁴ による空間線量率への寄与率のデータベース化のための試計算モデル

Fig. 3.19 The computational model used for construction of database of contribution to ambient dose rate derived by PHITS.

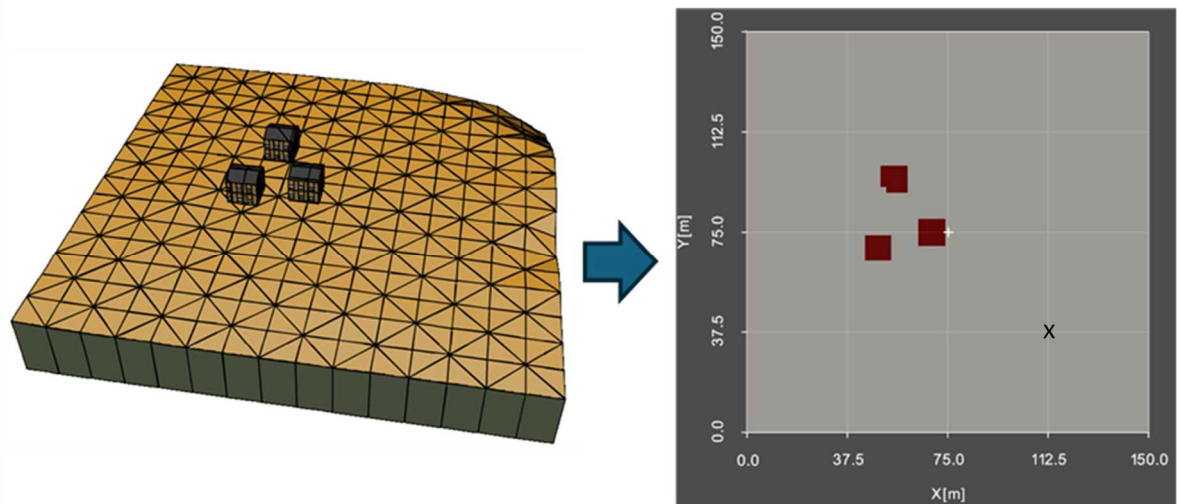


出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 ⁶²

図 3.20 評価点からの距離と高さごとのモデルグリッドからの寄与率
($\text{mSv h}^{-1} / \text{kBq m}^*$)

Fig. 3.20 Contribution of each model grid as a function of distance from the target point and height ($\text{mSv h}^{-1} / \text{kBq m}^*$).

注) クラウドシャインは kBq m^{-3} 、グランドシャインは kBq m^{-2} 。

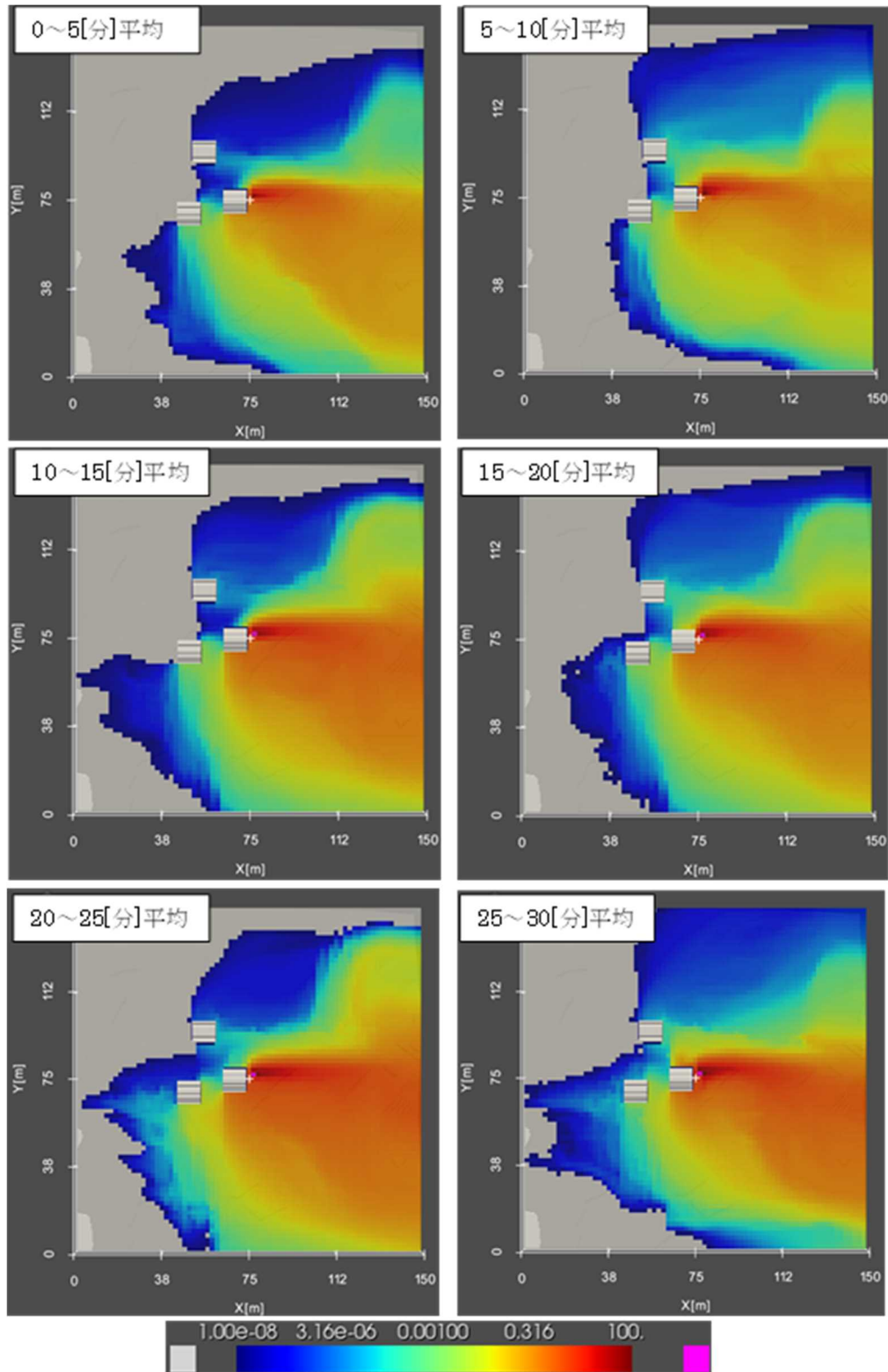


出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構⁶²

図 3.21 LHODIM-LES と 3D-ADRES-Outdoor との連携計算の試解析に用いた計算領域

Fig. 3.21 The computational domain used for the 3D-ADRES-Outdoor combined with the LHODIM-LES.

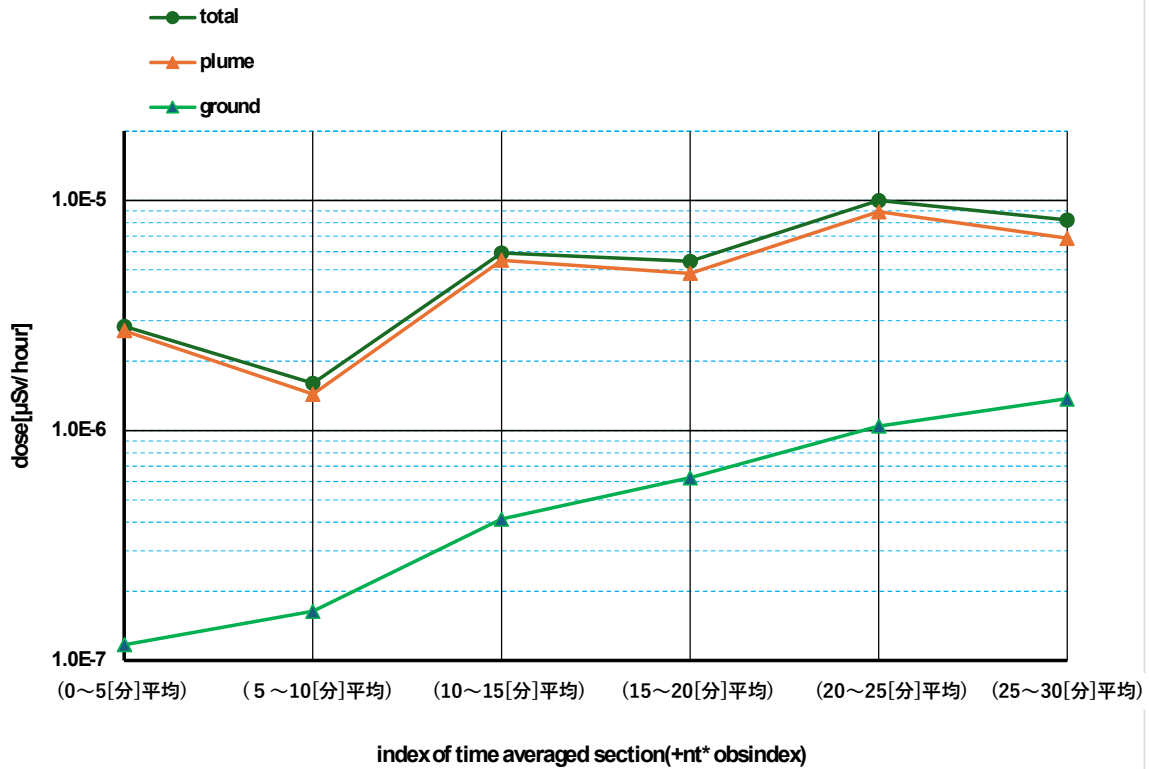
注) 中央部の白い+が Cs-137 の放出点。x が空間線量率の評価点。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 ⁶²

図 3.22 地表での 5 分ごとの平均大気中濃度 (Bq cm^{-3})

Fig. 3.22 Surface air concentrations averaged over a series of 5 minutes (Bq cm^{-3}).



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構⁶²

図 3.23 評価点における 5 分ごとの空間線量率 (μSv h⁻¹)

Fig. 3.23 Ambient dose rates at the target point averaged over a series of 5 minutes (μSv h⁻¹).

3.3.2 モニタリングポストデータ活用手法の整備

原子力施設周辺では多数の MP が稼働し事故時の空間線量率の推移が記録されるが、異なる核種からの寄与があるため事故の定量的評価に活用するのが難しい。MP サイトの近傍を放射性プルームが通過した際、プルームの接近とともに空間線量率の測定値はスパイク状に急上昇する一方、プルーム通過後の測定値は接近時よりなだらかに減衰することが知られている。このときの減衰曲線はプルーム通過時に MP サイト周辺に沈着した放射性核種の半減期を反映している。そこで、最適化手法であるグリーン関数法^{65,66}を用いて空間線量率減衰時の主要核種からの寄与を推定する手法を作成し、1F 事故時の MP データに適用した。

データを使用した MP サイトは東京電力福島第二原子力発電所 (以下「2F という。)⁶⁷ と、福島県⁶⁸ 及び茨城県⁶⁹ が運営するそれぞれ 5 サイトと 38 サイトの計 44 サイトである。2F のデータについては 7 基設置されている MP のうち、同時に測定された数値の最小と最大を取り除いたものの平均から 1 時間値を算出した。それ以外のサイトについては公表されている 1 時間値を用いた。また、希ガスからのクラウドシャインの寄与が大きいプ

ルームの物理的な接近時の影響を避けるために、空間線量率の減衰率が 24 時間以上継続して $3\% \text{ h}^{-1}$ 以下となる期間の値を用いた。

考慮する核種は表 3.16 のとおり 6 核種である。ただし I-132 は Te-132 との放射平衡を仮定し、Cs-134 及び Cs-136 については 2011 年 3 月 11 日時点の 1F の燃料組成評価結果⁷⁰ から、Cs-137 に対する放射能比をそれぞれ 1.0 及び 0.3 として、放出されるセシウムは燃料の一部からであってもこの比率は変わらないと仮定する。従って、寄与を推定する核種は I-131、Te-132、Cs-137 の 3 種である。時刻 t_j (事故からの経過時間。以下同じ。) における核種 i の空間線量率への追加分の寄与を $D_{i,j}$ とすると、時刻 t ($t_i \leq t \leq t'_i$) における空間線量率 $D(t)$ は

$$D(t) = \sum_i \sum_j D_{i,j} \times 2^{-\frac{t-t_j}{\tau_i}} \dots \dots \dots (3.3.1)$$

となる。一つの MP サイトで推定に使用する期間が N 箇所あるとして、それぞれの始点における核種の寄与 D_n ($n = 1, \dots, 3 \times N$) についてグリーン関数法を適用して決定した。

空間線量率の測定値と計算値とを比較したところ、相関係数が 0.999 ($n=13577, p << 0.05$)、相対 2 乗誤差が 1.4×10^{-3} となり、極めてよく一致した。すなわち、事故時に MP が捉えた空間線量率の減衰をうまく再現することができた。

2011 年 4 月 1 日時点での MP による空間線量率の測定値から推定した Cs-134 + Cs-137 の寄与を、第 5 次航空機モニタリングによる空間線量率の測定値⁷¹ を 2011 年 4 月時点に変換した上で比較を行った。相関係数は 0.999 ($n=42, p << 0.05$) となり、40 ヶ所の値が factor2 以下の誤差で一致し、それ以外の 2 カ所についても factor4 以下の誤差に収まった。

空間線量率の推移における推定に用いた 90 の減衰部の始点 t_n での Cs-137 の寄与を線量変換係数 ($2.1 \times 10^{-6} (\mu\text{Sv/h}) / (\text{Bq/m}^2)$)⁷² を用いて地表面沈着量 (Bq m^{-2}) に変換し、大気拡散シミュレーションによる Cs-137 の時刻 t_{n-1} から t_n までの沈着量との比較を行った。拡散シミュレーションの大気拡散モデル及びソースタームには先の研究⁶⁶ で使用、推定した値を用いた。その結果、相関係数は 0.892 ($n=90, p << 0.05$) となり、高い相関が得られたものの、比較に用いた 90 点のうち 37 点で一桁以上の過小評価となった。これは茨城県内の MP で 3 月 16 日朝に観測されたブルームの方向が、拡散シミュレーションでは海側にずれており、沿岸部の濃度上昇が再現されなかったためである。この 37 点を除くと 53 点中 50 点で factor4 以下の誤差で一致した。Cs-137 の沈着量という環境中の物理量について、大気拡散シミュレーションと MP データからの推定という全く異なる手法による計算結果においては、factor4 以下の誤差での一致は十分な精度であると判定できる。

以上のことから、本研究で整備した手法により MP データから得られる核種の空間線量率への寄与に係る情報は妥当なものであると判断できる。今回は検証のために Cs-137 の寄与を用いたが、より重要なのは物理的半減期が短いながら被ばくへの影響が大きい I-131 及び I-132 の親核種である Te-132 に係る情報が得られることである。観測データが極端に限定されるために事故時の放出量や大気中での性状にはいまだ不明な点が多い。今後、得

られたデータを詳細に検討することで、事故時のソースタームや被ばく線量の評価に活用されることが期待される。

表 3.16 考慮する核種

Table 3.16 The radionuclides taken into account.

| 核種 | 物理的半減期 | 備考 |
|--------|--------|---|
| I-131 | 8.04 d | |
| I-132 | 2.3 h | Te-132 との放射平衡を仮定 |
| Te-132 | 3.26 d | |
| Cs-134 | 2.1 y | 2011 年 3 月 11 日時点での Cs-134, Cs-136, Cs-137 の放射能比を 1.0:0.3:1.0 と仮定 |
| Cs-136 | 13.1 d | 同上 |
| Cs-137 | 30 y | 同上 |

3.3.3 IAEA の OIL 導出における線量換算係数への最新知見の反映

IAEA は、ICRP の 2007 年勧告⁴⁸や 1F 事故の教訓に基づき、Generic Criteria から OIL を導出することを防護戦略策定の要件の一つとして 2015 年に示した¹⁴。軽水炉事故に対応するための OIL を導出する方法論は EPR-NPP-OILs (2017)⁷³として公開されている。近年では、この方法論において OIL が明示されなかった非軽水炉^{74, 75, 76}、研究炉^{77, 78, 79}及び放射線緊急事態一般⁸⁰を対象に OIL を導出する研究が行われている。

OIL の導出に用いられる OIL 関数は、考慮される放射性核種の炉内インベントリ、インベントリから環境への放出割合の一連の組み（以下「mix」という。）、被ばく経路毎に固有の地上に沈着した放射性核種に対するウェザリング効果等を記述する物理量やパラメータ等から構成される。周辺線量当量率及び外部被ばくの線量換算係数の推定には ICRP Publication 38⁸¹に基づいて整備された FGR-12⁸²で報告された線量係数が用いられていた。2025 年に FGR-12 の更新版に位置付けられるものとして、ICRP によって更新された知見^{48, 83}等を反映した FGR-15⁸⁴が公表された。この FGR の更新では外部被ばくに対する線量係数のより正確な計算が行われており、OIL 関数に考慮される放射性核種には、周辺線量当量率及び外部被ばくの線量換算係数の推定への入力となる線量係数が変更をうけたものが複数含まれている。そのため、この更新が 1 年間にわたる地上に沈着した放射性核種か

らの外部被ばくの寄与を評価する必要がある移転措置の判断に用いられる OIL(以下「OIL_{2 γ} 」という。)に影響を与える可能性がある。ここでは、被ばく評価に係る検討の参考情報を取得することを目的に、周辺線量当量率及び外部被ばくの線量換算係数の推定に対して最新知見を適用し、これがもたらす OIL_{2 γ} を導く OIL 関数(以下「OIL_{2 γ} 関数」という。)及び IAEA が推奨している OIL_{2 γ} の初期設定値への影響を明らかにする。

周辺線量当量率及び線量換算係数の推定において FGR-12 に基づく地表の粗さ補正係数やスケーリング因子等が放射性核種に依存しない様な定数として導入されるが、放射性核種ごとの線量係数の変化に由来する影響を把握する観点から、これらの数値は変更しないこととした。考慮される 38 種の放射性核種は EPR-NPP-OILs (2017)で採用されたものであり、燃料中で娘核種と平衡状態にあるものは IAEA の GSG-2¹⁵に従う。なお、放射性核種のうち、Zr-97+の線量換算係数の推定において娘核種の一つとして考慮される Nb-97m については、FGR-15 では計算の対象外となっていたため FGR-12 のものを採用した。ここで放射性核種名の最後にある記号‘+’は、放射性核種が燃料中でその娘核種と平衡状態にあることを意味し、同じく放射性核種名の最後にある文字‘m’は準安定核異性体状態を意味する。線量換算係数の推定で考慮される被ばく経路は、外部被ばくの経路として、環境放出後に地表に沈着した放射性核種からのグランドシャイン及び風などの自然現象により地表から空気中に再浮遊した放射性核種からのエアージャインである。内部被ばくの経路として考慮されるのは再浮遊した放射性核種の吸入及び汚染された土壤の摂取などの不注意による経口摂取である。仮定される被ばく経路と公衆の対応関係を表 3.17 に示す。胎児への被ばくは妊婦を経由して考慮される。

周辺線量当量率の推定に FGR-12 と FGR-15 を用いた場合の結果を崩壊定数の関数として図 3.24(a)に示す。FGR-15 を用いたことにより周辺線量当量率の数値が増加するか減少するかは放射性核種に依存しており、これはグランドシャインからの寄与が変化したことにより起因する。代表的個人及び胎児の線量換算係数についても、その推定に FGR-12 と FGR-15 を用いた場合の結果を崩壊定数の関数として図 3.24(b)及び(c)にそれぞれ示す。周辺線量当量率の場合と同様にグランドシャインからの寄与の変化に由来する増減が見られるが、いくつかの放射性核種については変化しないものがある。変化を示さないこれらの核種については再浮遊吸入からの寄与が支配的で、グランドシャインからの寄与が無視できるほど小さくなるためである。またここにはエアージャインからの寄与も含まれるが、他の経路の寄与よりも十分に小さいものである。結果として、図 3.24 の結果を反映した OIL_{2 γ} 関数を原子炉停止からの時刻の関数として図 3.25(a)及び(b)に示すとおり、FGR-15 を用いたことにより各 mix で指定される曲線群は、その絶対値が若干減少する傾向となった。図 3.25(a)に対する図 3.25(b)の相対誤差を原子炉停止からの時刻の関数として図 3.25(c)に示す。原子炉停止から 10 日までにおいて最大で 0.2 程度の相対誤差が生じているものが多いが、初期設定値の導出に影響を及ぼすものではない。今後、内部被ばくの線量換算係

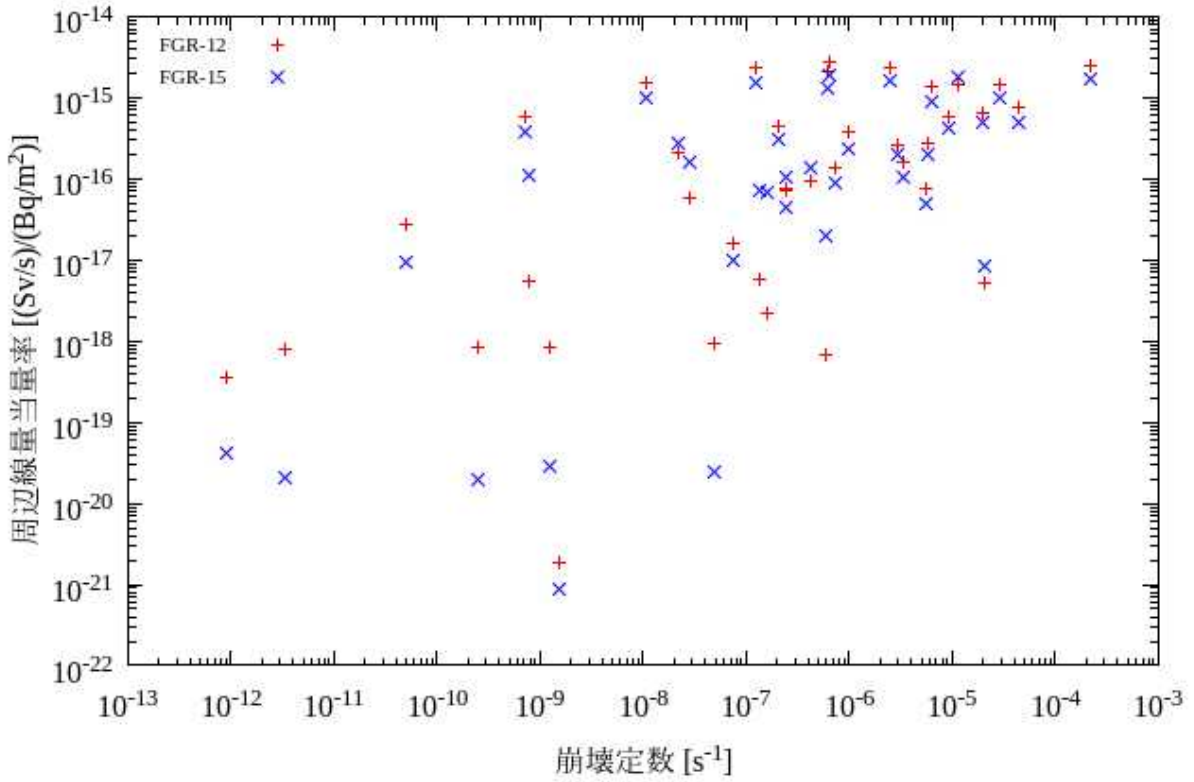
数の推定に用いられている文献^{85, 86, 87}をはじめ、種々のパラメータ等についても最新知見の動向を把握等することで、より多くの参考情報を取得できると期待される。

表 3.17 被ばく経路と公衆

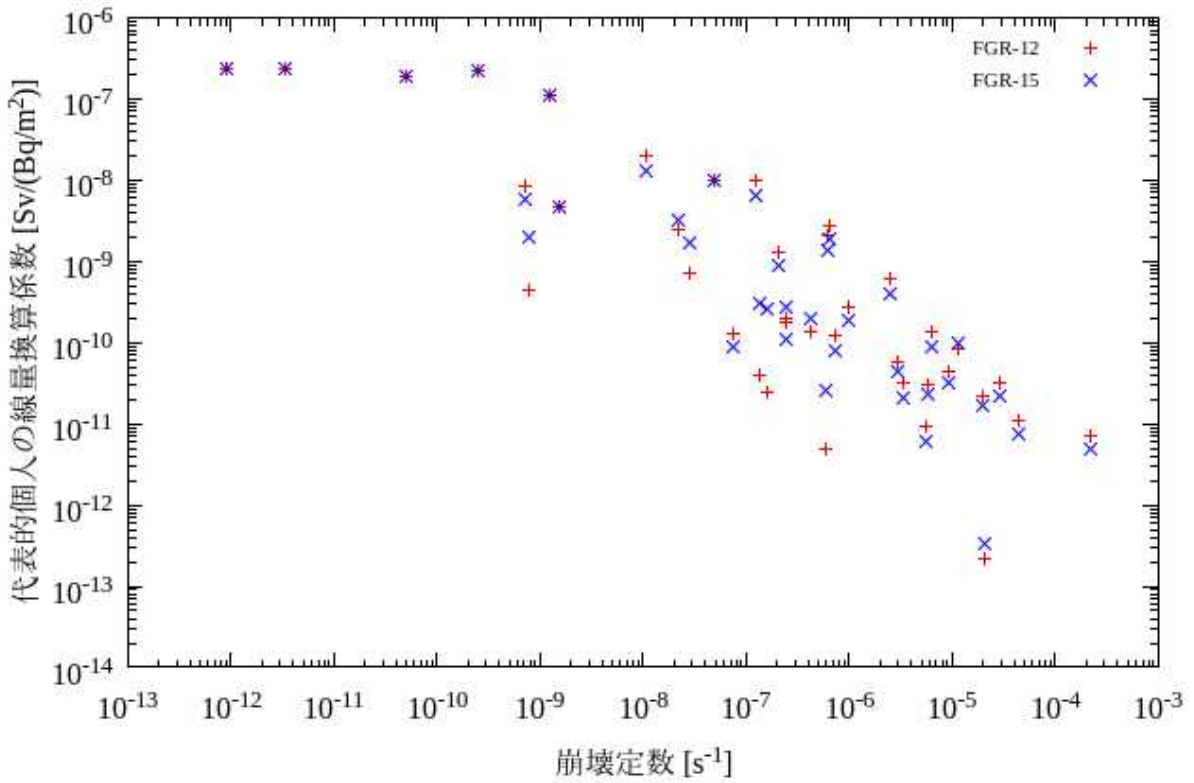
Table 3.17 Exposure pathways and public

| 被ばく経路 | 公衆 |
|----------|--|
| グラントシャイン | <ul style="list-style-type: none"> • 代表的個人（乳幼児） • 胎児 |
| エアーシャイン | <ul style="list-style-type: none"> • 代表的個人（乳幼児） • 胎児 |
| 再浮遊吸入 | <ul style="list-style-type: none"> • 代表的個人（成人） • 胎児 |
| 不注意な経口摂取 | <ul style="list-style-type: none"> • 代表的個人（乳幼児） • 胎児 |

(a) 周辺線量当量率の比較



(b) 代表的個人の線量換算係数の比較



(c) 胎児の線量換算係数の比較

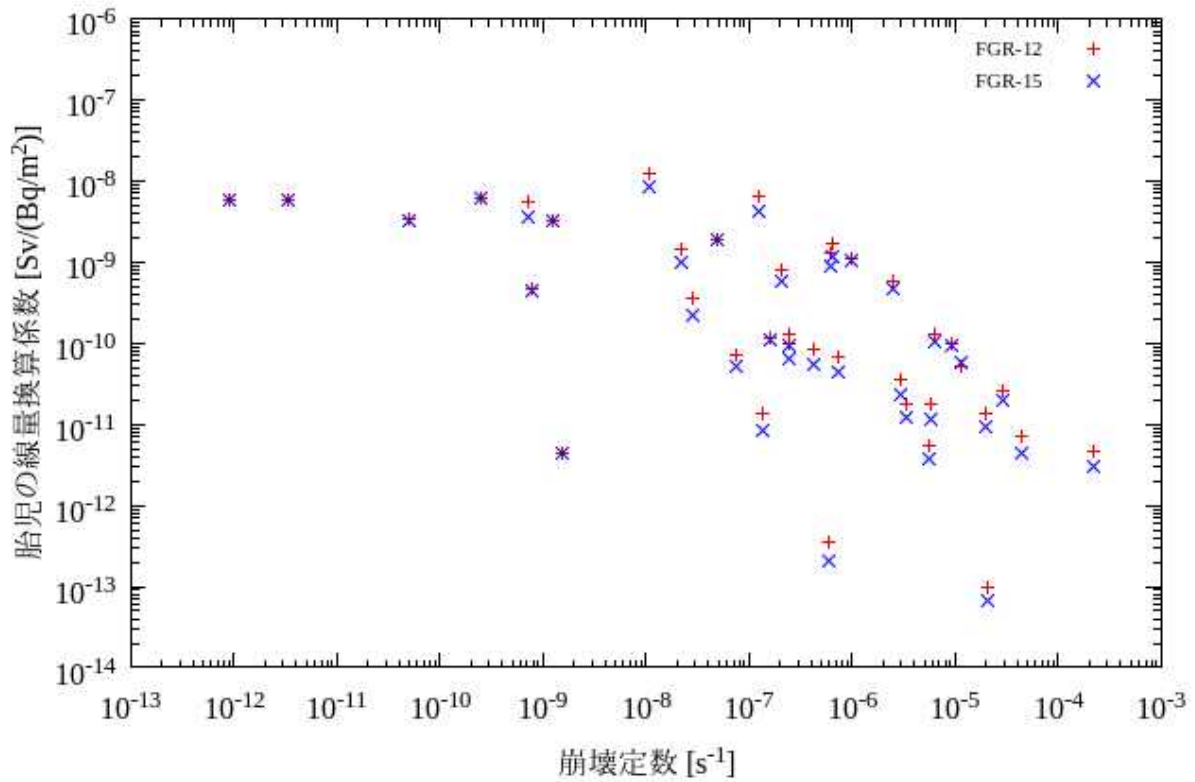
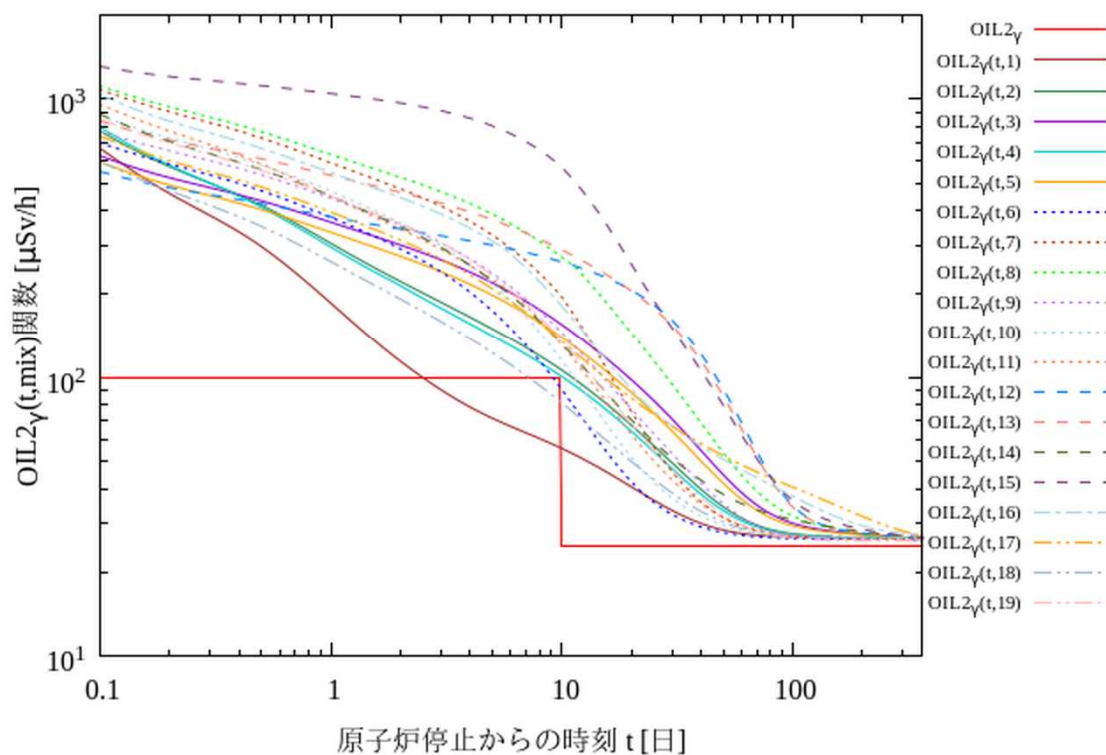


図 3.24 考慮される 38 種の放射性核種の崩壊定数の関数としてプロットされた周辺線量当量率及び線量換算係数

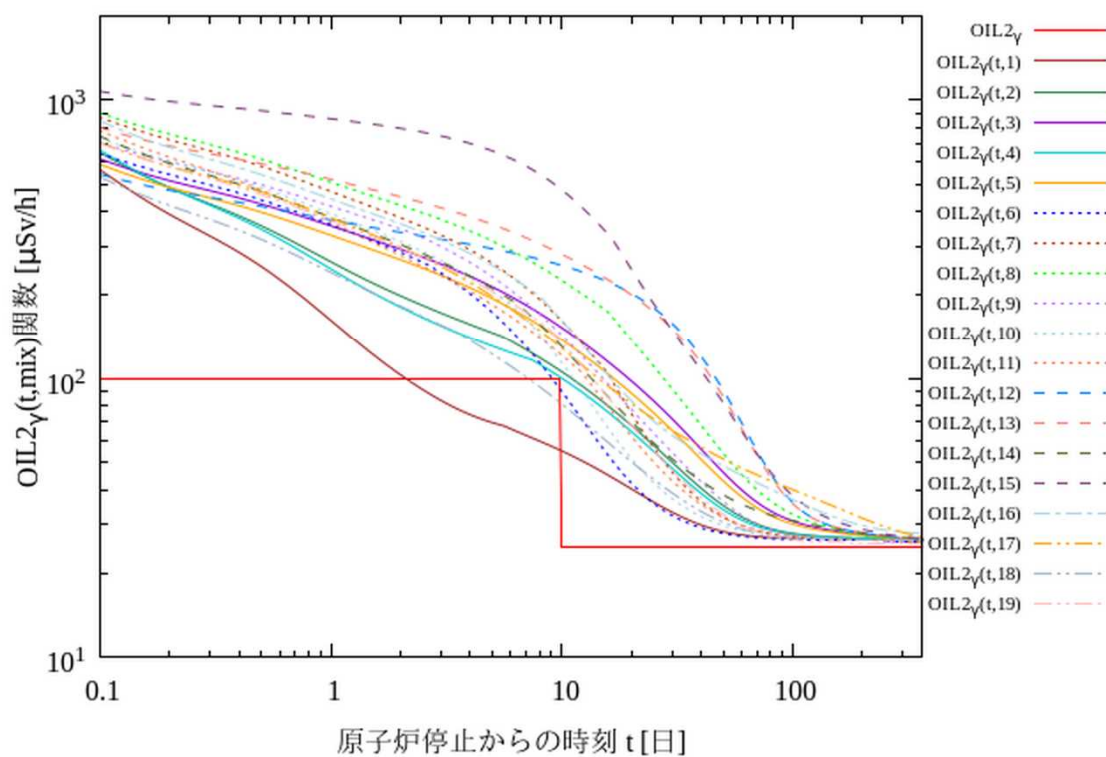
Fig. 3.24 Ambient dose equivalent rate and dose conversion factors plotted as a function of the decay constant of 38 radionuclides considered here

注) 図中の+ (赤) でプロットされているのは FGR-12 を用いて推定された結果で、× (青) でプロットされているのは FGR-15 を用いて推定された結果である。

(a) FGR-12



(b) FGR-15



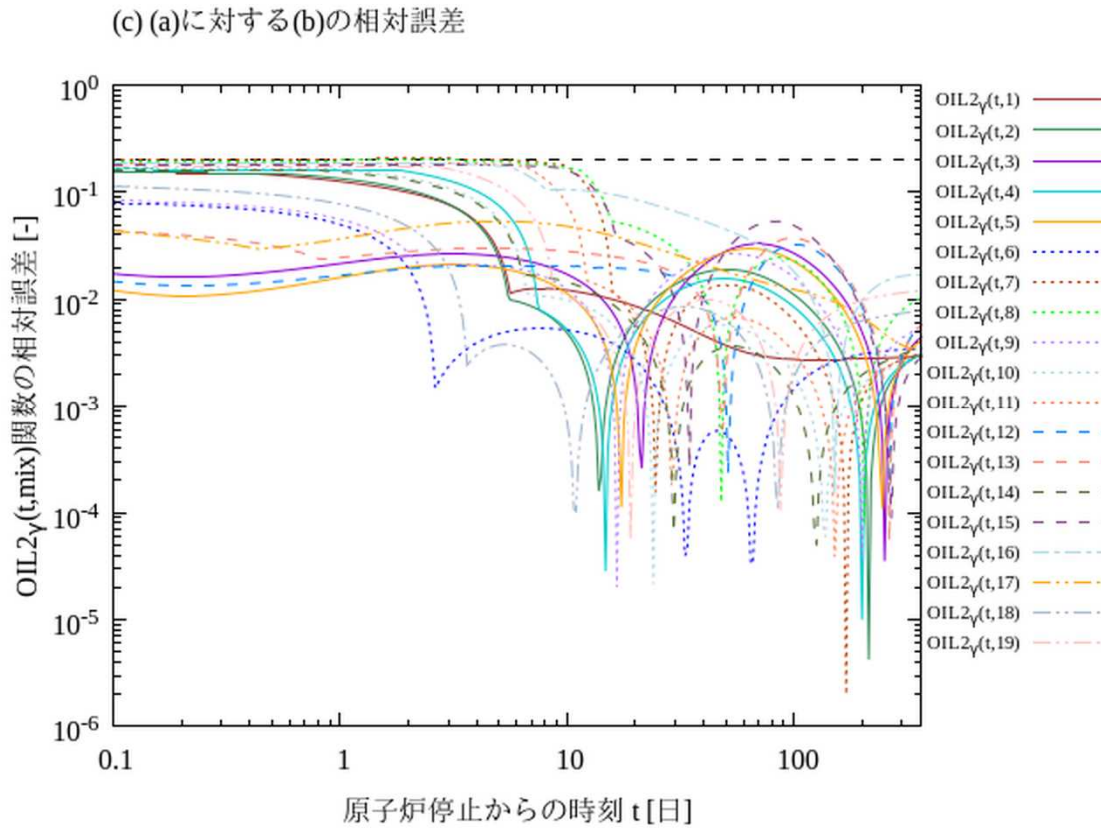


図 3.25 原子炉停止からの時刻の関数としてプロットされた $OIL2_{\gamma}$ 関数及び相対誤差
 Fig. 3.25 $OIL2_{\gamma}$ functions and the relative error plotted as a function of the time after reactor shutdown

注) 各 mix と炉内インベントリ (標準燃料の場合⁸⁸と高燃焼度燃料の場合³) の組み合わせは EPR-NPP-OILs (2017) で定義される初期設定を採用している。(a)及び(b)における階段型の赤の実線は IAEA が推奨している $OIL2_{\gamma}$ の初期設定値である。(c)における横軸に平行な黒の破線は相対誤差が 0.2 となる位置を示す。

4. 結論

4.1 成果の要点

4.1.1 EAL の検討に関する事故シナリオに係る研究

(1) EAL の国内外比較

国内の EAL と、IAEA EPR-NPP-CAP 2024 及び米国 NEI 99-01 を比較した。EAL のカテゴリ、設定される EAL、EAL の深刻度等について分析し、国内の EAL には設備ベースの EAL が国際的な EAL と比較して、充実していることが分かった。一方で、国内の EAL では、プラントの事故の状態が軽微な状態においても、SE 又は GE が発出され、公衆の防護措置を開始する必要があることが明らかとなった。

(2) 事故シナリオの事故進展解析

重大事故等対処設備、特定重大事故等対処施設等の緩和手順を考慮した事故進展解析を実施し、事故の進展及び放射性物質の放出量について事故シナリオごとの結果を整理した。緩和手順を考慮した場合、事故の進展は遅延し、放出量が低減することが定量的に示された。

(3) 事故シナリオに基づく被ばく評価

事故シナリオの特徴を分析するために米国の NUREG-1465 を用いて、公衆の被ばく線量をオーダーで評価する手法を整備した。この方法は、風下中心軸状での防護措置を考慮しない場合における被ばく線量を評価することで、保守的な公衆の被ばく線量を評価することができる。この手法を用いて、緩和効果の継続時間、放出開始時間等の異なる多くの事故シナリオにおける被ばくの特徴を整理した。

(4) リスク情報の防災分野への活用

PRA モデルを用いて、EAL の発出条件を考慮した場合における炉心損傷及び格納容器機能喪失の発生確率を計算する手法を整備した。

4.1.2 防護措置実施の検討に関するリスク評価研究

(1) OSCAAR

原子力事故時の防護措置（避難、屋内退避及び安定ヨウ素剤服用）の効果を現実的に評価できるよう、OSCAAR コードを改良し、避難経路、建蔽率や風速、年齢・性別ごとのリスク評価など多様な条件を反映可能とした。これらの改良を組み込んで GUI やマニュアルを改訂し、OSCAAR コードを公開した。さらに、防護措置の条件やその組合せが被ばく線量に与える影響を解析し、避難経路や風向、防護措置のタイミングが線量に与える影響を評価できることを確認した。

(2) 高分解能被ばく線量評価手法の整備

PAZ 及び UPZ における被ばく線量評価の精緻化のため、現実の気象場を再現する気象モデルに流体モデルを接続し、小規模地形や建造物群の影響を受けた大気の流れを評価できる高分解能の大気拡散シミュレーションに基づく被ばく線量評価手法を作成した。UPZ

のような領域全体を対象としつつ、現実的な計算時間で複雑な地表状況が大気中に放出された放射性物質の濃度、地表面沈着量及び空間線量率に与える影響を表現できることが確認できた。

(3) 被ばく線量評価に係る検討

複雑な地上の斜面や構造物等が複雑に入り組んだ状況を忠実に再現して空間線量率を評価するモデルにおいて各モデルグリッドからの寄与をデータベース化することで、時々刻々変化する放射性核種の大気中濃度からクラウドシャインによる線量を評価する機能を実装した。また、事故による影響の実態把握のために、MP による空間線量率の測定データから主要核種の寄与を推定する手法を作成した。さらに、IAEA によって提供されている OIL を導出する方法論において外部被ばくに対する線量換算係数に対して最新知見の線量係数を適用しても、移転の OIL の導出には影響を及ぼさないことが確認された。

4.2 目的の達成状況

4.2.1 EAL の検討に関する事故シナリオに係る研究

特定重大事故等対処施設等を考慮したプラントモデルとシナリオの評価手法の整備を行い、EAL の見直しに資するための技術的な知見及び関連する国際的な技術根拠の知見を取りまとめることができ、計画どおり目標を達成した。

4.2.2 防護措置実施の検討に関するリスク評価研究

確率論的環境影響評価手法を高度化することにより、防護措置の効果等に係る技術的知見を整理し、実効的な防護措置の実施を検討するための参考情報を取得するとともに、改良した被ばく線量評価コードを公開することができた。また、被ばく評価の精緻化のため、高分解能の大気拡散シミュレーションに基づく被ばく線量評価手法を作成して、複雑なブルームの動態や遮蔽等が被ばく線量に与える影響を検討するための知見を取得することができた。以上のことから、計画どおり目標を達成した。

4.3 成果の公表等

4.3.1 原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表

(1) NRA 技術報告

小城烈, 和田山晃大, 「緊急時対応技術マニュアル」の解説 ー公衆被ばくの評価方法ー, NRA 技術報告, 原子力規制委員会, NTEC-2025-2002, 2025, <https://www.nra.go.jp/data/000477426.pdf>, (2025-11-05 確認).

(2) NRA 技術ノート

なし

(3) 論文 (査読付)

Wadayama, K., Kojo, R., Niisoe, T., The effect of using Filtered Containment Venting System on variation in dose with distance in the prompt accident consequence assessment, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 61, No. 9, pp. 1248-1264, 2024, doi:10.1080/00223131.2024.2313551.

(4) 学術会議のプロシーディングス (査読付)

- 1 Van Oudenaren, G.I.L., Grupa, J.B., Kim, S., Suzuki C., Wadayama, K., Nagakubo, A., A Benchmark Comparison of Level 3 Probabilistic Safety Assessment Codes: Preliminary Results from First Calculations, Proceedings of PSAM17&ASRAM2024, 2024.
- 2 Wadayama, K., Kojo. R., Narukawa. T., Takata. T., STUDY ON A CONSEQUENCE-INFORMED DECISION MAKING FOR EMERGENCY PLANNING ZONE DISTANCE WITH DOSE VERSUS DISTANCE CURVE, Asian Symposium on Risk Assessment and Management 2025 (ASRAM2025), 2025.

(5) 表彰・受賞

- 1 日本原子力学会 保健物理・環境科学部会 部会論文賞(和田山、小城、新添)

(6) その他

- 1 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, 日本原子力学会 2023 年秋の大会, 2023.
- 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 (2) 簡易被ばく評価手法に用いる拡散計算手法の検討, 日本原子力学会 2023 年秋の大会, 2023.
- 3 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, 日本原子力学会 2024 年春の年会, 2024.
- 4 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, 日本原子力学会 2024 年春の年会, 2024.
- 5 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, 日本原子力学会 2024 年秋の大会, 2024.
- 6 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 -, 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, 2024.
- 7 和田山晃大, 鈴木ちひろ, 小城烈, 成川隆文, 高田孝, 広範な事故シナリオに着目した

実効線量への核種寄与の定量的分析, 日本原子力学会 2025 年秋の大会, 2025.

- 8 小城烈, 和田山晃大, 緊急時対応に係る被ばく評価の分析手法整備- 広範囲な事故シナリオに対する被ばくの特徴分析方法 -, 日本保健物理学会第 58 回研究発表会, 2025.
- 9 Wadayama, K., Kojo, R., Development of the ambient dose rate evaluation methodology based on plant conditions for rapid consequence assessment, 31st International Conference on Nuclear Engineering (ICONE31), 2024.

4.3.2 委託先による公表

(1) 論文 (査読付)

- ① Hirouchi, J., Takahara, S., Watanabe, M., Evaluating the effect of temporal variations in wind speed on sheltering effectiveness and developing a simplified correction method to account for these variations, Journal of Radiological Protection, Vol. 45, No. 2, 021506, 2025, doi: 10.1088/1361-6498/add53e.

(2) 学会会議のプロシーディングス (査読付)

なし

(3) その他

なし

4.4 成果の活用等

① 特定重大事故等対処施設を考慮した EAL の見直し

2.1 で取りまとめた設計基準対象施設、重大事故等対処施設に加え、特定重大事故等対処施設等を考慮した事故シナリオ及び被ばく評価の特徴分析の結果は、EAL 判断に必要な技術的知見として、EAL の見直しに活用された。

② EAL の抜本見直し

2.1 で取りまとめた国際的な EAL の比較結果及び現行の EAL の課題については、本研究プロジェクトで取りまとめた資料が会合²²で使用され、事業者との議論に活用された。

③ 緊急時対応技術マニュアルの策定

2.3 で実施した事故シナリオの被ばく評価方法については、緊急時対応技術マニュアルとして取りまとめ事業者防災訓練等で活用された。また、同マニュアルの解説文書として NRA 技術報告を取りまとめた。

④ 原子力災害時の屋内退避の運用に関する検討チーム

3.1 で取得した防護措置に係る知見は「原子力災害時の屋内退避の運用に関する検討チーム」における議論に間接的に活用された。当該検討チームでは OSCAAR コ

ードを使用した解析が実施されたが、解析結果の解釈及び検討において本プロジェクトで得られた知見が寄与した。

4.5 今後の課題等

本研究における手法整備の目的はおおむね達成されプロジェクトを終了するため、本研究プロジェクトの目的の範囲内での今後の課題はない。

参考文献一覧

- 1 原子力規制庁 緊急事案対策室, EAL 等に関する課題の整理, 第 7 回緊急時活動レベルの見直し等への対応に係る会合資料, 2020.
- 2 原子力規制庁 緊急事案対策室, 中長期課題 No.2 について, 第 7 回緊急時活動レベルの見直し等への対応に係る会合, 資料 2-1 別紙, 2020, (2025-11-01 確認).
- 3 Bixler, N., Gauntt, R., Jones, J., Leonard, M., State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project, NUREG/CR-7110, 2013.
- 4 Ross, K., Phillips, J., Gauntt, R. O., Wagner, K. C., MELCOR Best Practice as Applied in the State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Project, NUREG/CR-7008, 2014.
- 5 Ghosh, S.T., State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Project: Sequoyah Integrated Deterministic and Uncertainty Analyses, NUREG/CR-7245, 2019.
- 6 Azarm, M., Gitnick, Y., Herrick, S., Kratchman, J., Morell-Gonzalez, M., Sullivan, R., Zamanali, J., Risk Informing Emergency Preparedness Oversight: Evaluation of Emergency Action Levels—A Pilot Study of Peach Bottom, Surry and Sequoyah, NUREG/CR-7154, 2013.
- 7 Sullivan, R., Emergency Preparedness Significance Quantification Process: Proof of Concept, NUREG/CR-7160/SAND2012-3144P, 2013.
- 8 Sullivan, R. S., Park, T., Jorstad, A., Hoell, D., Risk-Informed and Performance-Based Oversight of Radiological Emergency Response Programs, NUREG/CR-7195, 2015.
- 9 Homma, T., Tomita, K., Hato, S., Uncertainty and sensitivity studies with the probabilistic accident consequence assessment code OSCAAR, Nuclear Engineering and Technology, Vol. 37, No. 3, pp. 245-258, 2005.
- 10 本間俊充, 石川淳, 富田賢一, 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 2000-060, 2000.
- 11 国立研究開発法人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-Testing 2020-001, 2020.
- 12 木村仁宣, 宗像雅広, 波戸真治, 菅野光大, 安定ヨウ素剤服用による甲状腺被ばく低減係数データベースの開発 (受託研究), JAEA-Data/Code 2020-002, 2020.
- 13 柴田敏宏, 市川竜平, 宇津野英明, 緊急時活動レベル (EAL) に係るリスク情報活用等の研究, RREP-2020-2003, 原子力規制庁 安全研究成果報告, 2020, <https://www.nra.go.jp/data/000314093.pdf>.

- 14 FAO, IAEA, ICAO, ILO, IMO, INTERPOL, OECD/NEA, PAHO, CTBTO, UNEP, OCHA, WHO, WMO, Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 7, 2015, <https://doi.org/10.61092/iaea.3dbe-055p>.
- 15 FAO, IAEA, ILO, PAHO, WHO, Criteria for Use in Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA Safety Standards Series No. GSG-2, 2011, <https://www.iaea.org/publications/8506/criteria-for-use-in-preparedness-and-response-for-a-nuclear-or-radiological-emergency>, (2025-11-05 確認).
- 16 International Atomic Energy Agency, Classification, Assessment and Prognosis During Nuclear Power Plant Emergencies: Guidelines on Providing Information to the On-site and Off-site Protective Action Decision Makers. Emergency Preparedness and Response, EPR-NPP-CAPIAEA, 2024.
- 17 Nuclear Energy Institute, Development of Emergency Action Levels for Non-Passive Reactors, NEI 99-01, Rev.6, Nuclear Energy Institute, 2012.
- 18 原子力規制委員会, 原子力災害対策指針.
- 19 日本電気協会 原子力規格委員会, 原子力発電所の緊急時対策指針, JEAG4102-2020 日本電気協会, 2020.
- 20 Lutz, R.J., Westinghouse Owners Group Core Damage Assessment Guidance, WCAP-14696-A Rev.1, 1999.
- 21 U.S. Nuclear Regulatory Commission, Feasibility study of risk informing emergency action levels of radiological emergency classification, ANS PSA 2013 International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis, 2023, doi:<https://www.nrc.gov/docs/ML1313/ML13134A427.pdf>.
- 22 原子力規制庁 緊急事案対策室, 日本、米国及び IAEA の EAL の比較と今後の論点について, 第 14 回緊急時活動レベルの見直し等への対応に係る会合, 2025, doi:<https://www.da.nsr.go.jp/view/NRA100014234?contents=NRA100014234-002-004#pdf=NRA100014234-002-002>, (2025-12-24 確認).
- 23 Humphries, L.L., Beeny, B.A., Gelbard, F., Louie, D.L., Phillips, J., Schmidt, R.C., Bixler, N.E., Esmaili, H., MELCOR Computer Code Manuals Vol. 1: Primer and Users' Guide Version 2.2.18019, SAND2021-07260 Sandia National Laboratories, U.S. DOE, U.S.NRC, 2021.
- 24 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, 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, 原子力規制庁 安全研究成果報告, 2023, <https://www.nra.go.jp/data/000434336.pdf>.

- 25 城島洋紀, 小城烈, 星野 光保, 濱口義兼, 重大事故の事故シーケンスグループに係る事故進展解析, RREP-2020-2002, 原子力規制庁 安全研究成果報告, 2020.
- 26 日本原子力発電株式会社, 重大事故等対処設備について (補足説明資料), 東海第二発電所 審査資料, 2017.
- 27 日本原子力発電株式会社, 重大事故等対策の有効性評価, 東海第二発電所 審査資料, 2017.
- 28 日本機械学会, 日本機械学会基準 熱交換器の熱的設計法, JSMES001-1996, 日本機械学会, 1996.
- 29 川村 慎一, 木村剛生, 大森修一, 奈良林直, 原子炉格納容器フィルタベントシステムの開発, 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 15, No. 1, pp.12-20, 2016, doi:<https://doi.org/10.3327/taesj.J14.036>.
- 30 U.S. Nuclear Regulatory Commission, Response Technical Manual: RTM-96, Volume 1, Revision 4, NUREG/BR-0150, 1996.
- 31 原子力安全委員会, 発電量原子炉施設の安全解析に関する気象指針, 原子力安全委員会決定, 1982.
- 32 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.
- 33 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, 原規総発第 2310204 号, 原子力規制庁, 2023, (2025-05-21 確認).
- 34 小城烈, 和田山晃大, 「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－, NRA 技術報告, 原子力規制委員会, NTEC-2025-2002, 2025, <https://www.nra.go.jp/data/000477426.pdf>, (2025-11-05 確認).
- 35 小城烈, 和田山晃大, 緊急時対応に係る被ばく評価の分析手法整備- 広範囲な事故シナリオに対する被ばくの特徴分析方法 -, 日本保健物理学会第 58 回研究発表会, 2025.
- 36 Hirouchi, J., Takahara, S., Komagamine, H., Uncertainty and sensitivity analyses for the reduction factor of sheltering for radiation exposures, Journal of Radiological Protection, Vol. 42, No. 4, pp. 041503, 2022, doi:10.1088/1361-6498/aca0ff.
- 37 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 令和 4 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (被ばく解析手法の整備) 事業, 2022.
- 38 国土交通省 国土地理院, ベクトルタイルとその提供実験について, <http://maps.gsi.go.jp/development/vt.html>, (2023-02-28 確認).
- 39 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 平成 27 年度原子力規制庁委託成果報

- 告書「原子力施設等防災対策等委託費（防護措置の実効性向上に関する調査研究）事業」, 2016.
- 40 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 平成 28 年度原子力規制庁委託成果報告書「原子力施設等防災対策等委託費（防護措置の実効性向上に関する調査研究）事業」, 2017.
- 41 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 平成 29 年度原子力規制庁委託成果報告書「原子力施設等防災対策等委託費（防護措置の実効性向上に関する調査研究）事業」, 2018.
- 42 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 平成 30 年度原子力規制庁委託成果報告書「原子力施設等防災対策等委託費（防護措置の実効性向上に関する調査研究）事業」, 2019.
- 43 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書「原子力施設等防災対策等委託費（防護措置の実効性向上に関する調査研究）事業」, 2020.
- 44 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 令和 2 年度原子力規制庁委託成果報告書「原子力施設等防災対策等委託費（防護措置の実効性向上に関する調査研究）事業」, 2021.
- 45 赤林伸一, 村上周三, 水谷国男, 高倉秀一, 周辺に建物群のある独立住宅の風圧分布に関する風洞実験及び換気量予測その 1 日本建築学会計画系論文集, 456, 1994.
- 46 吉野博, 長谷川房雄, 松本博, 内海康雄, 赤林伸一, 牧田一志, 仙台市の枠組み壁工法による戸建住宅における温度・空気環境およびエネルギー消費量の実態調査日本建築学会計画論文報告集, 375, 1987.
- 47 Hirouchi, J., Komagamine, S., Kato, N., Matsui, Y., Yoneda, M., Penetration factor and indoor deposition rate of elementary and particulate iodine in a Japanese house for assessing the effectiveness of sheltering for radiation exposures, *Journal of Radiological Protection*, Vol. 41, No. 3, pp. 34409943, 2021, doi:10.1088/1361-6498/ac025b.
- 48 International Commission on Radiological Protection, The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 103, 2007, <https://www.icrp.org/publication.asp?id=ICRP+Publication+103>, (2025-11-05 確認).
- 49 International Commission on Radiological Protection, Dose coefficients for external exposures to environmental sources (ICRP Publication 144), 2020.
- 50 波戸真治, 本間俊充, 原子力事故時放射線影響解析で用いるための内部被曝線量係数, JAERI-Data/Code 2005-006, 2005.

- 51 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, PRODAS (PROgram and DATabase retrieval System), 2026, <https://prodas.jaea.go.jp/>.
- 52 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, JAEA-Testing 2025-007, OSCAAR version 2.0 の ユーザーマニュアル, 2026, <https://jopss.jaea.go.jp/search/servlet/search?5086560>, (2026-03-27 確認).
- 53 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 令和6年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費(被ばく解析手法の整備)事業, 2025.
- 54 木村仁宣, 高原省五, 本間俊充, 安定ヨウ素剤服用による甲状腺被ばく低減効果の評価手法の開発, JAEA-Research 2012-039, 2012.
- 55 Jones, J.A., Mansfield, A.P., Haywood, M.S., Hsemann, I., Steinhauer, C., Ehrhardt, J., Faude, D., PC Cosyma (Version 2): An accident consequence assessment package for use on a PC, radiation protection, Final report, Directorate-General Science, Research and Development EUR 16239 EN, 1996.
- 56 Johnson, J.R., Radioiodine Dosimetry, Journal of Radioanalytical Chemistry, Vol. 65, pp. 223-238, 1981.
- 57 Nakayama, H., Satoh, D., Nagai, H., Terada, H., Development of local-scale high-resolution atmospheric dispersion model using large-eddy simulation part6: introduction of detailed dose calculation method, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 58, No. 9, pp. 949-969, 2021, doi:10.1080/00223131.2021.1894256.
- 58 Skamarock, W.C., Klemp, J.B., Dudhia, J., Gill, D.O., Barker, D.M., Duda, M.G., Huang, X.-Y., Wang, W., Powers, J.G., A description of the advanced research WRF Version 3, NCAR TECHNICAL NOTE National Center for Atmospheric Research, NCAR/TN-475+STR, 2008.
- 59 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 令和5年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費(高分解能被ばく評価手法の整備)事業, 2023.
- 60 Satoh, D., Nakayama, H., Furuta, T., Yoshihiro, T., Sakamoto, K., Simulation code for estimating external gamma-ray doses from a radioactive plume and contaminated ground using a local-scale atmospheric dispersion model, PLoS ONE, Vol. 16, No. 1, e0245932, 2021, doi:10.1371/journal.pone.0245932.
- 61 寺田宏明, 永井晴康, 古野朗子, 掛札豊和, 原山拓也, 茅野政道, 緊急時環境線量情報予測システム(世界版) WSPEEDI 第2版の開発, 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 7, No. 3, pp. 257-267, 2008.
- 62 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 令和6年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費(高分解能被ばく評価手法の整備)事業, 2024.

- 63 Kim, M., Malins, A., Yoshimura, K., Sakuma, K., Kurikami, H., Kitamura, A., Machida, M., Hasegawa, Y., Yanagi, H., Simulation study of the effects of buildings, trees and paved surfaces on ambient dose equivalent rates outdoors at three suburban sites near Fukushima Dai-ichi, *Journal of Environmental Radioactivity*, Vol. 210, pp. 105803, 2019, doi:10.1016/j.jenvrad.2018.09.001.
- 64 Sato, T., Iwamoto, Y., Hashimoto, S., Ogawa, T., Furuta, T., Abe, S.-I., Kai, T., Tsai, P.-E., Matsuda, N., Iwase, H., Shigyo, N., Sihver, L., Niita, K., Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02, *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 55, No. 6, pp. 684-690, 2018, doi:10.1080/00223131.2017.1419890.
- 65 Menemenlis, D., Fukumori, I., Lee, T., Using Green's functions to calibrate an ocean general circulation model, *Monthly Weather Review*, Vol. 133, No. 5, pp. 1224-1240, 2005, doi:10.1175/MWR2912.1.
- 66 Niisoe, T., An iterative application of the Green's function approach to estimate the time variation in ¹³⁷Cs release to the atmosphere from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, *Atmospheric Environment*, Vol. 254, pp. 118380, 2021, doi:10.1016/j.atmosenv.2021.118380.
- 67 東京電力, 福島第二原子力発電所構内での計測データ 2011 年, <https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/f2/data/2011/index-j.html>, (2025-11-01 確認).
- 68 福島県原子力センター, 平成 23 年 3 月の空間線量率測定結果, http://www.atom-moc.pref.fukushima.jp/old/monitoring/monitoring201103/201103_mpdata.html, (2025-11-01 確認).
- 69 茨城県放射線テレメータ・インターネット表示局, 平成 23 年 3 月 11 日から平成 24 年 1 月 8 日までの空間線量率 (nGy/h) , http://www.houshasen-pref-ibaraki.jp/earthquake/doserate_2011.html, (2025-11-01 確認).
- 70 西原健司, 岩本大樹, 須山賢也, 福島第一原子力発電所の燃料組成評価, 日本原子力研究開発機構, 2012.
- 71 文部科学省, 第 5 次航空機モニタリングの測定結果、及び福島第一原子力発電所から 80 km 圏内の航空機モニタリングの結果について, https://radioactivity.nra.go.jp/cont/ja/results/airborne/air-dose/203_0928.pdf, (2025-11-01 確認).
- 72 IAEA, Generic procedures for assessment and response during a radiological emergency International Atomic Energy Agency, IAEA-TECDOC-1162, 2000, https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_1162_prn.pdf, (2025-11-01 確認).
- 73 International Atomic Energy Agency, Operational Intervention Levels for Reactor

- Emergencies and Methodology for Their Derivation, EPR-NPP-OILs, 2017, <https://www.iaea.org/publications/11093/operational-intervention-levels-for-reactor-emergencies>, (2025-11-05 確認).
- 74 Lebel, L., Shah, M., Chouhan, S., Brown, M., Morreale, A., Edwards, G., Korolevych, V., Development of CANDU-specific operational intervention levels, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 168, pp. 108890, 2022, doi:<https://doi.org/10.1016/j.anucene.2021.108890>.
- 75 Morreale, A. C., Shah, M. D., Lebel, L. S., Brown, M. J., Sensitivity analysis of severe accident calculations for the estimation of CANDU-specific OILs, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 182, pp. 109592, 2023, doi:<https://doi.org/10.1016/j.anucene.2022.109592>.
- 76 Liu, A., Liu, T., Zhang, L., Tong, J., Research on non-LWRs operational intervention level based on HTR, *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 159, pp. 104642, 2023, doi:<https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2023.104642>.
- 77 Pooya, S. M. H., Hosseinipannah, M., Adeli, R., Determination of urgent protective action zone in Tehran research reactors-associated accidents, *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 381, pp. 111356, 2021, doi:<https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2021.111356>.
- 78 Shin, S., Ha, W.-H., Lee, C., Chung, Yoonsun, C., Kim, H. K., Development and verification of calculation tool of operational intervention levels for HANARO research reactor, *Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting*, 2024, (2025-11-25 確認).
- 79 Cahyana, C., Aminudin, M., Ulya, S., Desviana, A. T., Sembiring, A. P., Pratama, E. Y., Ekaranti, E., Andriani, Y., Nafisah, I., Sarpriani, M. R., Determination of operational intervention levels for a 30 MW research reactor emergency preparedness and response program, *Radiation Environment and Medicine*, Vol. 14, pp. 1–6, 2025, doi:https://doi.org/10.51083/radiatenviroinmed.14.1_1.
- 80 Chandra, A., Murali, S., Estimation and sensitivity analysis of operational intervention levels for the early phase of radiological emergencies involving radioactive releases, *Journal of Radiological Protection*, Vol. 42, pp. 041504, 2022, doi:<https://doi.org/10.1088/1361-6498/ac9f1d>.
- 81 International Commission on Radiological Protection, Radionuclide Transformations – Energy and Intensity of Emissions, ICRP Publication 38, 1983, <https://www.icrp.org/publication.asp?id=icrp%20publication%2038>, (2025-11-05 確認).
- 82 U.S. Environmental Protection Agency, Federal Guidance Report No. 12: External Exposure to Radionuclides in Air, Water, and Soil, EPA-402-R-93-081, 1993, <https://www.epa.gov/sites/default/files/2015-05/documents/402-r-93-081.pdf>, (2025-11-05 確認).

- 83 International Commission on Radiological Protection, Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculations, ICRP Publication 107, 2008, <https://www.icrp.org/publication.asp?id=ICRP+Publication+107>, (2025-11-05 確認).
- 84 U.S. Environmental Protection Agency, Federal Guidance Report No. 15: External Exposure to Radionuclides in Air, Water and Soil, EPA 402-R-25-001, 2025, <https://www.epa.gov/radiation/federal-guidance-report-no-15-external-exposure-radionuclides-air-water-and-soil>, (2025-11-05 確認).
- 85 EC, FAO, IAEA, ILO, OECD/NEA, PAHO, UNEP, WHO, Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 3, 2014, <https://doi.org/10.61092/iaea.u2pu-60vm>.
- 86 International Commission on Radiological Protection, Doses to the Embryo and Fetus from Intakes of Radionuclides by the Mother, ICRP Publication 88, 2001, <https://www.icrp.org/publication.asp?id=ICRP%20Publication%2088>, (2025-11-05 確認).
- 87 International Commission on Radiological Protection, ICRP Database of Dose Coefficients: Workers and Members of the Public; Ver. 3.0, a Windows setup file named ICRPDOSE_setup.exe, 2012, <https://www.icrp.org/page.asp?id=402>, (2025-11-05 確認).
- 88 International Atomic Energy Agency, Generic Assessment Procedures for Determining Protective Actions During a Reactor Accident, IAEA-TECDOC-955, 1997, <https://www.iaea.org/publications/5608/generic-assessment-procedures-for-determining-protective-actions-during-a-reactor-accident>, (2025-11-05 確認).

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

新添 多聞 主任技術研究調査官

鈴木 ちひろ 主任技術研究調査官

小城 烈 副主任技術研究調査官

川口 秀雄 技術研究調査官

和田山 晃大 技術研究調査官

星 陽崇 上席技術研究調査官