

安全研究成果報告（中間）（案）

安全研究プロジェクトの中間評価用資料  
(シビアアクシデント技術評価検討会資料)

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 Revise of Emergency Action Levels (EAL) Considering  
Specific Accident Response Facilities

小城 烈 和田山 晃大 宮木 和美 新添 多聞

KOJO Retsu, WADAYAMA Kodai, MIYAGI Kazumi and NIISOE Tamon

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)

本資料は、原子力規制庁長官官房技術基盤グループで実施している安全研究プロジェクトの中間評価で使用するため、安全研究プロジェクトの活動内容、途中段階における成果等を取りまとめたものです。このため、今後の研究進捗によって、考察、結論等が変更となる可能性があります。なお、最終的な成果報告書は、プロジェクト終了後に別途取りまとめて公表する予定です。

本資料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：03-5114-2223  
ファックス：03-5114-2233

# 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  
小城 烈 和田山 晃大 宮木 和美 新添 多聞

## 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。

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の検討チーム (以下「検討チーム」という。) における議論で、EAL 等に関する今後の課題が整理された。その中の中長期的な課題として、新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<sup>1</sup>。

このため、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の比較を行った。

さらに、EAL 見直しに資するための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、公衆被ばくの特徴分析を行った。特に、核分裂生成物 (以下「FP」という。) 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。

最後に 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 (以下「OSCAAR」という。) の大気拡散・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、モデルの改良及びパラメータの整備を実施した。OSCAAR において時系列情報を活用できるように改良し、流体モデルを活用し、大気中の粒子の動態により生じる鉛直分布が被ばく量に与える影響について検討した。さらに、OSCAAR で用いる避難経路のデータを作成する手法を整備した。これら OSCAAR のモデルの改良及びパラメータの整備については規制庁の方針に基づいて、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 Revise of Emergency Action Levels (EAL) Considering Specific Accident  
Response Facilities

KOJO Retsu, WADAYAMA Kodai, MIYAGI Kazumi and NIISOE Tamon  
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 effect assessment methods.

The Nuclear Regulation Authority of Japan (NRAJ) organized a study team on the review of Emergency Action Levels based on the Specific Major Accident Response Facilities. The team discussed medium- and long-term challenges related updating EAL, etc., and in the course of the discussion, the team came to the conclusion that it needs to carry out extensive reviews of onsite EAL and offsite protective measures in light of the new regulatory standards. Therefore, The S/NRA/R investigated overseas cases, summarized the conditions and rationale for setting EALs, and compared the conditions for settings of those in overseas countries with those in Japan.

In addition, accident progression analyses and environmental effect assessment of reference accident scenarios were conducted to contribute to the review of the EAL, and characterizations of public exposure were carried out. In particular, the characteristics focused on the timing of fission product release (time from scram to release, early/late) and FP release configuration (containment failure, controlled release, etc.) were summarized.

Finally, for the purpose of developing analytical methods to examine the effects of the combination of EAL criteria and protective measures on radiation dose, etc., the models and parameters of the atmospheric dispersion and deposition analysis model, the exposure assessment model, and the protective action analysis model of the OSCAAR code were improved and refined. The OSCAAR code was improved to utilize time-series information. A fluid dynamic model was used to examine the effect of the vertical distribution caused by particle dynamics on the exposure dose. In addition, a method to generate evacuation route data was developed for use in OSCAAR.

These OSCAAR improvement activities were performed in line with the objectives of S/NRA/R as commissioned research by 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. 本論 .....	5
2.1. EAL の検討に関する事故シナリオに係る研究（調査） .....	7
2.1.1. EAL 判断基準の根拠についての海外事例調査と我が国の設定条件 .....	7
2.1.2. 我が国の EAL の見直しに資する知見の整理 .....	8
2.2. EAL の検討に関する事故シナリオに係る研究（特徴分析のための解析） .....	15
2.2.1. 特徴分析のための解析の概要 .....	15
2.2.2. EAL の検討に資するための事故進展解析 .....	16
2.2.3. 事故シナリオに対する被ばくの特徴分析（格納容器破損シナリオの特徴分析） .....	30
2.2.3.2 事故シナリオに対する被ばくの特徴分析（管理放出シナリオの特徴分析） .....	37
2.2.4. 被ばくの特徴の整理及び詳細解析手法の整備 .....	42
2.2.5. まとめ .....	50
2.2.6. 防護措置を考慮した場合において重要と考えられる視点 .....	50
2.2.7. 今後の方針 .....	51
2.3. 防護措置実施の検討に関するリスク評価研究 .....	52
2.3.1. 被ばく解析モデル及び防護措置評価手法の検討 .....	52
2.3.2. OSCAAR の改良 .....	55
2.3.3. 今後の方針 .....	73
3. 結論 .....	74
3.1. 成果の要点 .....	74
3.1.1. EAL の検討に関する事故シナリオに係る研究 .....	74
3.1.2. 防護措置実施の検討に関するリスク評価研究 .....	74
3.2. 目的の達成状況 .....	74
3.3. 成果の公表等 .....	75
3.3.1. 原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表 .....	75
3.3.2. 委託先による公表 .....	75
3.4. 成果の活用等 .....	75
3.5. 今後の課題等 .....	75
参考文献一覧 .....	77
執筆者一覧 .....	81

## 表 目 次

表 1.1 本研究の全体行程.....	4
表 2.1 環境影響評価コードの使用対象と目的.....	6
表 2.1.1 我が国の EAL と米国の EAL の枠組みの比較 (1/4) .....	10
表 2.1.2 米国の EAL について調査した事例の概要.....	14
表 2.2.1 解析で考慮した緩和手段一覧.....	21
表 2.2.2 エアロゾル状の核分裂生成物の粒径分布.....	22
表 2.2.3 解析シナリオの基本シーケンス.....	22
表 2.2.4 解析で考慮した緩和手段の組合せ.....	23
表 2.2.5 解析シーケンス.....	24
表 2.2.6 解析結果の概要 (格納容器機能喪失モード) .....	25
表 2.2.7 代表シナリオにおける EAL 発出の評価結果.....	26
表 2.2.8 環境影響評価の代表事故シーケンス (格納容器破損) .....	33
表 2.2.9 環境影響評価の解析条件 (格納容器破損) .....	33
表 2.2.10 各事故シナリオの主要な放出タイミング.....	34
表 2.2.11 管理放出解析に関するシナリオ.....	39
表 2.2.12 環境影響評価の解析条件 (管理放出) .....	39
表 2.2.13 放出形態と放出タイミングでの事故シナリオの分類.....	47
表 2.2.14 環境影響評価の代表事故シーケンス (詳細解析) .....	47
表 2.2.15 環境影響評価の解析条件 (管理放出) .....	48
表 2.2.16 PAZ において重要と考えられる防護措置.....	51
表 2.2.17 UPZ において重要と考えられる防護措置.....	51
表 2.3.1 被ばく評価結果.....	61
表 2.3.2 共通の OSCAAR 計算条件.....	68
表 2.3.3 環境への放出割合.....	68
表 2.3.4 被ばく低減係数.....	69

## 目 次

図 2.1 安全研究計画の概要.....	5
図 2.2 環境影響評価コードの特徴.....	6
図 2.2.1 特徴分析における事故シナリオの対象範囲 .....	16
図 2.2.2 MELCOR の解析モデルのノード図.....	27
図 2.2.3 FCVS における FP 除去メカニズム.....	27
図 2.2.4 エアロゾル状の FP 除去メカニズム.....	28
図 2.2.5 解析シーケンスごとの FP 放出割合.....	28
図 2.2.6 緩和手段の違いによる FP 放出量の比較（大破断 LOCA シナリオ） .....	29
図 2.2.7 被覆管破損時間と格納容器破損時刻の関係 .....	29
図 2.2.8 事故進展解析結果による環境への放出割合（格納容器破損） .....	34
図 2.2.9 各シナリオの被ばく経路の割合（格納容器破損） .....	35
図 2.2.10 吸入被ばくの重要核種の寄与.....	35
図 2.2.11 クラウドシャインによる被ばくの重要核種の寄与.....	36
図 2.2.12 グランドシャインによる被ばくの重要核種の寄与 .....	36
図 2.2.13 事故進展解析結果による環境への放出割合（大破断 LOCA シナリオ） .....	40
図 2.2.14 放出形態ごとの被ばく経路の割合（大破断 LOCA シナリオ） .....	40
図 2.2.15 時間変化に対する被ばく経路の割合（大破断 LOCA シナリオ） .....	41
図 2.2.16 格納容器破損の場合と管理放出の場合の被ばく線量の比較.....	49
図 2.2.17 早期格納容器破損シナリオと晚期格納容器破損シナリオの実効線量の比較 .....	49
図 2.2.18 早期管理放出シナリオと晚期管理放出シナリオの実効線量の比較.....	49
図 2.3.1 OSCAAR の概要 .....	56
図 2.3.2 経路別早期被ばく線量の時間推移（放出点から 4.5 km） .....	57
図 2.3.3 改良前後のグランドシャイン線量の比較（放出点から 4.5km） .....	57
図 2.3.4 経路別長期被ばく線量の時間推移（放出点から 4.5 km） .....	58
図 2.3.5 CFD による計算領域.....	62
図 2.3.6 被ばく評価モデルの鉛直構造.....	62
図 2.3.7 高さ別粒子割合及び線量寄与割合 .....	63
図 2.3.8 避難が完了していない人数（直線避難と経路避難） .....	70
図 2.3.9 被ばく線量 95%値（最大値方位） .....	70
図 2.3.10 避難なしケースの 95 %値シーケンスにおける線量分布 .....	71
図 2.3.11 直線避難ケースの 95 %値シーケンスにおける線量分布 .....	71
図 2.3.12 経路避難ケースの 95 %値シーケンスにおける線量分布 .....	72
図 2.3.13 各メッシュが使用する経路番号と 1.5 km メッシュの主な避難経路.....	72

## 略 語 表

ASME	American Society of Mechanical Engineers (米国機械学会)
ATWS	Anticipated Transient Without Scram (原子炉停止機能喪失事象)
BWR	Boiling Water Reactor (沸騰水型原子炉)
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)
(AL)	Alert (警戒事態)
(SE)	Site area Emergency (施設敷地緊急事態)
(GE)	General Emergency (全面緊急事態)
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)
JAEA	Japan Atomic Energy Agency (国立研究開発法人日本原子力研究開発機構)
MCCI	Molten Core Concrete Interaction (溶融炉心コンクリート相互作用)
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 (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 (原子炉格納容器)
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)
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 (ウェットウエル)

## 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 SE 要避難者の避難準備、施設敷地緊急事態（SE）では PAZ 圏内の SE 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 となる場合には  $DF = 1000$ 、除去効果が無い場合には  $DF = 1$  となる。

## 設計基準対象施設

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ものをいう。

## 重大事故等対処施設

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施設をいう。

## 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

## 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。

## 1. 序論

### 1.1. 背景

原子力災害対策指針（以下「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。）、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15条並びにその内容を定めた省令及び規則において、緊急事態区分（以下「EC」という。）及び緊急事態を判断するEALが定められている。規制庁では、検討チームの議論において、EAL等に関する中長期的な課題が整理されており、その中で、新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<sup>1</sup>。

検討チームでは、これまでに新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<sup>1</sup>。このような背景から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 特定重大事故等対処施設等を考慮したEAL見直しは、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 事故進展が非常に遅い場合におけるEAL及び防護措置の検討は、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、新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や、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、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のシナリオが考えられる。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のシナリオを勘案し、さらにオフサイトでの防護措置を考慮した状況を勘案した場合について、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最適化に取り組む予定である<sup>2</sup>。
- ③ EALのあるべき姿の検討は、①及び②の課題に取り組むなかで、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<sup>1</sup>。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。

これまでに、規制庁では重大事故時における解析手法の整備を行っており、重大事故時の主要な事故シーケンスにおけるソースタームの特徴分析がなされた<sup>3,4</sup>。これらの取組では EAL で標準的に考慮されてきた事故進展が早いシナリオに代表される FP の早期大量放出シナリオ又は FP の放出を防止するための格納容器破損防止対策に成功した格納容器健全シナリオが主に取り扱われている。これらのシナリオ解析では、上述のような特定重大事故等対処施設等を考慮した解析モデルの整備及び部分的な防止対策の失敗や部分的な緩和手段が考慮され格納容器破損に至るシナリオの解析手法の整備がなされていない。そのため、特定重大事故等対処施設等及び部分的な緩和手段を含む重大事故シナリオの解析手法を整備し、これらの事故シナリオの特徴の分析を行うことが EAL の見直しを行うための参考情報として、重要と考えられる。

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な環境影響評価に関する取組がなされている<sup>5,6,7,8</sup>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<sup>9,10,11</sup>。この取組では、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<sup>10</sup>、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 NRC（Nuclear Regulatory Commission：原子力規制委員会、以下「NRC」という。）における研究<sup>5,10</sup>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。）への委託作業により、JAEA が開発している OSCAAR<sup>12,13,14,15</sup>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<sup>4</sup>。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。

## 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 の見直し、様々な事故シナリオを想定した新規規制基準を踏まえた防護措置となるようオフサイトとオンサイトが一体となった EAL の見直し等の課題を議論する際に重要と考えられる知見を取得することを目的とする。具体的な実施項目は次のとおりである。

### (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シナリオを評価するための手法の整備を行うとともに、特定重大事故等対処施設等及び部分的な緩和手段を含む事故進展におけるプラントモデルの整備及び試解析を行い、事故進展の特徴分析及び着目すべき視点の整理を行うことにより、EAL の見直しに資するための技術的な知見を取得する。また、EAL の見直しに関連する国際的な技術根拠の知見を取りまとめる。

### (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とともに、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行う。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する。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、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する。

## 1.3. 全体行程

本研究は 2021 年度（令和 3 年度）から 2025 年度（令和 6 年度）までの期間において、1.1 に示す行程に従って実施予定であり、そのうち 2021 年度（令和 3 年度）から 2022 年度（令和 4 年度）までの 2 年間において実施した内容に関する中間報告をまとめたものである。

なお「防護措置実施の検討に関するリスク評価研究」では、JAEA への委託作業により、JAEA が開発している OSCCAR の整備及び整備した OSCAAR を用いた解析を実施した<sup>16</sup>。

表 1.1 本研究の全体行程  
Table 1.1 Overall Research Process

	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	試解析及びシ ナリオ選定手 法の整備	シナリオの選 定及び特徴分 析手法の検討	シナリオと防 護措置を考慮 した解析及び 特徴分析	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)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	防護措置に関 する知見整理			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		確率論的環境 影響評価手法 を用いた試解 析		

注) 一点破線 ( - - - ) については、JAEA による委託事業において実施したものまたは、実施予定のものである。

## 2. 本論

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等を考慮したモデルの整備を行い、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分析を行う。そして、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。さらに、EAL の判断を定めた際に使用された考え方の整理のため、国際的な EAL の判断を定める際に使用された考え方及び複数定められた EAL においては、それらの相互関係の考え方について調査を行う。

また、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整備し、整備した手法を用いた試解析を行い、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する。

安全研究計画の概要を図 2.1 に示す。「EAL の検討に関する事故シナリオに関する研究」では、サンディア国立研究所（以下「SNL」という。）が開発した事故進展解析コード MELCOR と確率論的環境影響評価コード MACCS、規制庁が開発している環境影響評価コード FARCON を用いる。また、「防護措置実施の検討に関するリスク評価研究」では、JAEA が開発している OSCCAR を用いており、該当箇所の解析は JAEA への委託事業として実施した。

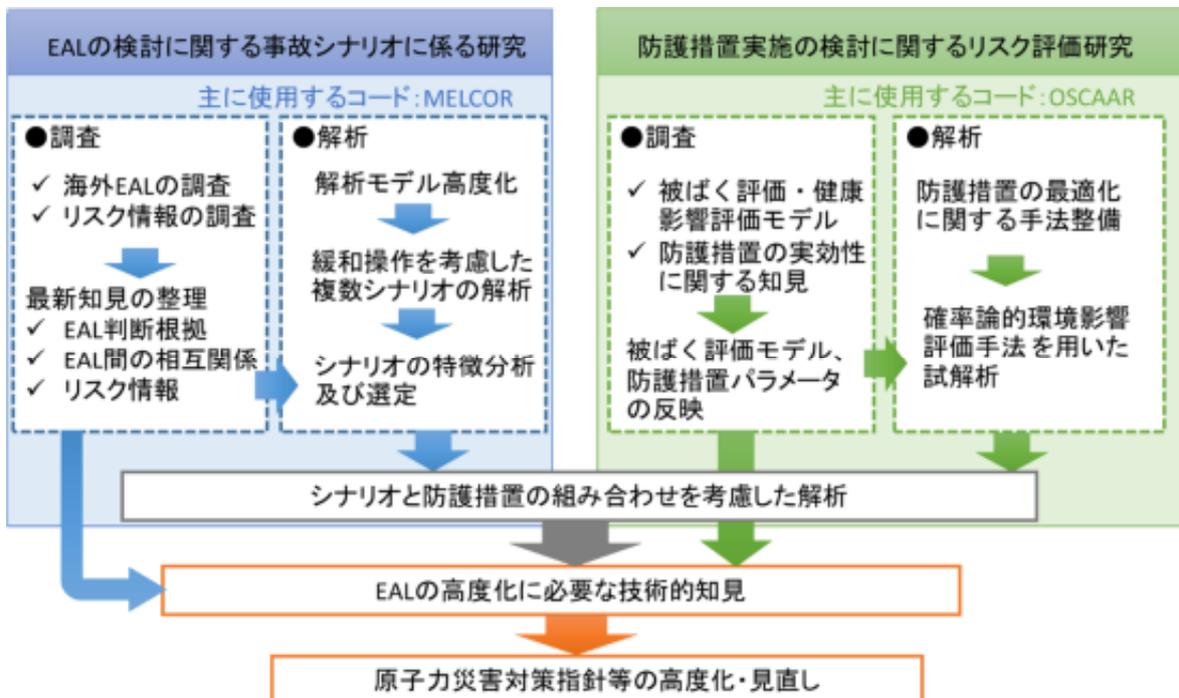


図 2.1 安全研究計画の概要

Fig. 2.1 Overview of Research Plan

なお、本安全研究プロジェクトでは、これらの3種類の環境影響評価コードを目的に応じて使用している。これらのコードの特徴を図 2.2 に示す。また、評価コードとその使用対象及び目的を表 2.1 にまとめる。

表 2.1 環境影響評価コードの使用対象と目的

Table 2.1 Objectives and Usage of the Environmental Effect Assessment Code

コード	使用対象／目的	
FARCON	広範囲シナリオでの被ばく特徴の評価を対象とする。 重要核種での被ばく特徴の把握を目的とする。 単一気象を対象とし、確率論的評価を行わない。	2.2.3 2.2.4
MACCS	管理放出シナリオでの被ばく特徴の評価を対象とする。 多様な核種／娘核種の影響の把握を目的とする。 集団単位での防護を考慮した評価を実施予定。	2.2.5
OSCAAR	詳細な防護を考慮した被ばく評価を対象とする。 詳細な防護による被ばく低減の影響把握を目的とする。	2.3



図 2.2 環境影響評価コードの特徴

Fig. 2.2 Features of the Environmental Effect Assessment Code

## 2.1. EAL の検討に関する事故シナリオに係る研究（調査）

現在の国内の EC は、重篤度の低いものから順に、警戒事態（Alert：AL）、施設敷地緊急事態（Site area Emergency：SE）、全面緊急事態（General Emergency GE）に分けられている。EAL の見直しに関して、同一 EC 内での異なる EAL の補完性、同一 EAL 内での複数の判断基準の整合性並びに核分裂生成物の障壁の喪失及びそのおそれに係る EAL 判断基準の根拠について、海外事例を調査して取りまとめた。また、これらの海外知見に対し、我が国の設定条件との比較を行った。

### 2.1.1. EAL 判断基準の根拠についての海外事例調査と我が国の設定条件

EAL の海外事例として、EAL の運用実績等で経験の豊富な米国事例を取り上げた。米国においては、産業界が策定した EAL 作成ガイドライン<sup>17</sup>を NRC が承認しているため、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が確認される。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、それらが確認された段階で EAL が評価されたとみなされる。

我が国の EAL は複数の基準が定められており、これらの基準にはいくつかの種類がある。具体的には、設備の喪失状態に則った設備基準、原子炉の状態に則った状態基準及び測定された線量に則った線量基準の EAL がある。これらの我が国における設備基準、状態基準及び線量基準の EAL は、米国産業界の EAL 作成ガイドラインにおける、認識カテゴリ S（システム異常）、認識カテゴリ F（障壁の喪失）及び認識カテゴリ A（異常な放射線レベル異常）の EAL に類似していることから、同一の原子炉設計においては、米国の設定値や技術的根拠は参考情報となる。EAL の設定にはこれらのカテゴリの記号に加えて、異常事象を表す U、警戒事態を表す A、施設敷地緊急事態を表す S 又は全面緊急事態を表す G を組合せた 2 文字の記号で分類され、さらに識別子となる数字を加えた記号が設定されている。

参考として、我が国の EAL と米国の EAL の枠組みの比較を表 2.1.2.1 に示す。表中、米国の EAL には認識カテゴリ別に色分けされている。米国においては、我が国に比べ、設備関係の EAL の項目は少なく、我が国の EAL の枠組みはこの部分をより手厚く多重に準備していることが分かる。例として、米国では ATWS 及び電源喪失の起因条件（IC）における認識カテゴリ S（システム異常）について定められている。その他の起因条件においては、認識カテゴリ F（障壁の喪失）及び認識カテゴリ A（異常な放射線レベル異常）によって EAL が発出される。このように認識カテゴリの異なる EAL が補完されている。なお、日本においては AL/SE/GE21 から 25 のような設備関係の EAL が手厚く定められている。

米国の EAL について調査した事例の概要を表 2.1.2.2 に示す。米国では、上述のとおり各 EAL は同一 EC 内における認識カテゴリ間の EAL を補完しあうように設定されている。相互の判断基準（しきい値）には整合が図られるが複数のトリガー（超過あるいは到達）時間が異なる場合には早く超過した条件のカテゴリが採用される。日本においてもこれら

は同様であるが、設備関係の EAL が手厚く定められているため同一 EC 内においても、早期に EAL が発出される場合が想定される。

同一 EAL 内での複数の判断基準の整合性については、認識カテゴリ内の「緊急時活動レベルの例」に判断基準の設定例が示されている。相互のしきい値には整合が図られるが複数のトリガー時間が異なる場合には早く超過した条件の EAL が採用される。例えば、AA1 の気体又は液体放射性物質の放出により敷地外線量での総実効線量当量 (Total Effective Dose Equivalent: TEDE) が 10 mrem 又は甲状腺での預託実効線量 (Committed Effective Dose: CDE) 50 mrem を上回るでは、より早く超過した条件が採用される。

また、環境への FP の放出において最も重要な分岐点である障壁の喪失及びそのおそれに係る 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る<sup>18</sup>。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。具体的なしきい値としては、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しきい値の設定根拠があるが、BWR<sup>19,20</sup>及び PWR<sup>21,22,23</sup>について示され、それらの評価手法の例が NRC の文書に記載されている<sup>24</sup>。また、事象が進展して EC が格上げされる場合には、当該 EC の EAL から格上げされた EC において参照される EAL が「根拠」に明示されている。

### 2.1.2. 我が国の EAL の見直しに資する知見の整理

指針に示された緊急時事前対策に対して、特定重大事故対策設備等の緩和対策の強化を念頭に多様な緩和手段を考慮するなどの EAL の見直しが予想される。

見直しにおける視点として、①緩和対策の効果、②管理放出の判断、③事象の進展速度及び④放出規模に着目した。見直しの可能性のある事項を各項目について以下のとおりまとめる。

- ① 緩和対策の効果は、重大事等対処設備、特定重大事故等対処設備等が追加される。これらを考慮した場合に、EAL そのもの見直しを行う可能性がある。
- ② 管理放出の判断は、新たに管理放出の手段が追加された。管理放出については、公衆被ばくの形態が大きく変化する可能性がある。結果として、EAL の発出条件について、見直しが期待できる可能性がある。
- ③ 事象進展の速度は、緩和対策を考慮した場合において進展の速度が変化する可能性がある。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。結果として EAL の発出条件について、見直しが期待できる可能性がある。
- ④ 放出規模は、緩和対策を考慮することによって従来 of 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、結果として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。最終的に防護措置を考慮した EAL の見直しに影響を及ぼす場合が考えられる。

また、事故進展の速度及び放出規模に関しては大規模地震、テロ等を考慮した早期大量放出のシナリオについて、低頻度となることが予想されリスクは十分に低いと考えられるものの、発生した場合を想定したより最適な防護措置の検討を行うことができる可能性がある。

これらの項目についての EAL への取込みの効果については、事故進展解析や被ばく評価等を参考とした検討を行い、効果が有意な場合は高度化する EAL 候補として抽出できる可能性がある。このため緩和対策の効果、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。

表 2.1.2.1 我が国の EAL と米国の EAL の枠組みの比較 (1/4)

Table 2.1.2.1 Comparison of EAL Frameworks in Japan and the U.S. (1/4)

基準分類	類似分類	異常事象を判断する EAL (米国のみ)		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	
		EAL 記号	起因条件	EAL 記号	起因条件	EAL 記号	起因条件	EAL 記号	起因条件
設備	有			B/P① AL11	原子炉停止機能の異常 [原子炉停止機能の異常のおそれ]			B/P① GE11	原子炉停止機能の異常 [原子炉停止の失敗又は停止確認不能]
		SU5	自動又は手動（トリップ[PWR]/スクラム[BWR]）による原子炉停止に失敗	SA5	自動又は手動（トリップ[PWR]/スクラム[BWR]）による原子炉停止に失敗し、かつ引き続き原子炉制御盤での手動操作による原子炉停止が成功しない	SS5	原子炉停止不能により（炉心冷却[PWR]/RPV 水位[BWR]）又は RCS の熱除去が脅かされる		
	有			B/P② AL21	原子炉冷却機能の異常(冷却材の漏えい) [原子炉冷却材の漏えい]	B/P① SE21	原子炉冷却機能の異常(冷却材の漏えい) [原子炉冷却材漏えいによる非常用炉心冷却装置作動]	B②/P② GE21	原子炉冷却機能の異常(冷却材の漏えい) [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]
		SU4	15 分以上にわたる RCS 漏洩						
	無			B③ AL22	原子炉冷却機能の異常(給水機能の喪失) [原子炉給水機能の喪失]	B② SE22	原子炉冷却機能の異常(注水機能の喪失) [原子炉注水機能喪失のおそれ]	B③ GE22	原子炉冷却機能の異常(注水機能の喪失) [原子炉注水機能の喪失]
	無			B④ AL23	原子炉冷却機能の異常(残留熱除去機能喪失) [原子炉除熱機能の一部喪失]	B③ SE23	原子炉冷却機能の異常(残留熱除去機能喪失) [残留熱除去機能の喪失]	B⑤ GE23	原子炉冷却機能の異常(残留熱除去機能喪失) [残留熱除去機能喪失後の圧力制御機能喪失]
	無			P③ AL24	原子炉冷却機能の異常(給水機能の喪失) [蒸気発生器給水機能喪失のおそれ]	P② SE24	原子炉冷却機能の異常(給水機能の喪失) [蒸気発生器給水機能の喪失]	P③ GE24	原子炉冷却機能の異常(給水機能の喪失) [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]
	有			B⑤/P④ AL25	電源供給機能の異常(その1:交流電源喪失) [全交流電源喪失のおそれ]	B④/P③ SE25	電源供給機能の異常(その1:交流電源喪失) [全交流電源の30分以上喪失]	B⑥/P⑤ GE25	電源供給機能の異常(その1:交流電源喪失) [全交流電源の1時間以上喪失]
SU1		非常用母線への全ての外部交流電源給電能力の15分以上の喪失	SA1	非常用母線への1つを除く全ての交流電源が15分以上にわたって喪失	SS1	非常用母線への全ての外部電源及び所内交流電源の15分以上の喪失	SG1	非常用母線への全ての外部電源及び所内交流電源の長時間の喪失	
有					B⑤/P④ SE27	電源供給機能の異常(その2:直流電源喪失) [直流電源の部分喪失]	B⑦/P⑥ GE27	電源供給機能の異常(その2:直流電源喪失) [全直流電源の5分以上喪失]	
					SS8	全ての重要な直流電源の15分以上の喪失	SG8	全ての交流電源及び重要な直流電源が15分以上にわたって喪失	
状態	無						B⑧/P⑦ GE28	原子炉冷却機能の異常(炉心損傷の検出) [炉心損傷の検出]	

NEI カテゴリ「A: 線量異常」、
  NEI カテゴリ「C: 停止時異常」、
  NEI カテゴリ「F: 障壁異常」、
  NEI カテゴリ「H: ハザード」、
  NEI カテゴリ「S: システム異常」

青文字: 日本における具体的な EAL    緑文字: 原災指針による分類

表 2.1.2.1 我が国の EAL と米国の EAL の枠組みの比較 (2/4)

Table 2.1.2.1 Comparison of EAL Frameworks in Japan and the U.S. (2/4)

基準分類	類似分類	異常事象を判断する EAL (米国のみ)		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	
		EAL 記号	起因条件	EAL 記号	起因条件	EAL 記号	起因条件	EAL 記号	起因条件
設備	有			B⑥/P⑤ AL29	停止中の原子炉に関する異常 [停止中の原子炉冷却機能の一部喪失]	B⑥/P⑤ SE29	停止中の原子炉に関する異常 [停止中の原子炉冷却機能の喪失]	B⑨/P⑧ GE29	停止中の原子炉に関する異常 [停止中の原子炉冷却機能の完全喪失]
		CU1	5 分以上の (原子炉容器/RCS[PWR]又は RPV[BWR]) インベントリの計画外の喪失	CA1	(原子炉容器/RCS[PWR]又は RPV[BWR]) インベントリの喪失	CS1	(原子炉容器/RCS[PWR]又は RPV[BWR]) インベントリの喪失により炉心崩壊熱除去能力に影響	CG1	格納容器の閉じ込め機能に問題がある状態で、(原子炉容器/RCS [PWR] 又は RPV[BWR]) インベントリ喪失により燃料被覆管の健全性に影響
	無	CU2	非常用母線への交流電源が 15 分以上にわたって一つの電源以外全て喪失	CA2	非常用母線への全ての外部交流電源及び全ての所内交流電源の 15 分以上の喪失				
	無	CU3	RCS 温度の計画外の上昇	CA3	プラントを低温停止状態に維持不能				
	無	CU4	重要な DC 電源の 15 分以上の喪失						
	無	CU5	全ての所内又は所外通信能力の喪失						
	無			CA6	その時の運転モードに必要な安全系に影響を及ぼすハザード事象				
	有			B⑦/P⑥ AL30	使用済燃料貯蔵槽に関する異常 [使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失のおそれ]	B⑦/P⑥ SE30	使用済燃料貯蔵槽に関する異常 [使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失]	B⑩/P⑨ GE30	使用済燃料貯蔵槽に関する異常 [使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失・放射線放出]
		AU2	照射済み燃料上方の水位の計画外の喪失	AA2	照射済み燃料の損傷あるいは上方の水位が著しく低下する	AS2	使用済燃料プールの水位が (サイト固有の「水位 3」の値)	AG2	使用済燃料プールの水位が 60 分以上にわたって少なくとも (サイト固有の水位 3 の説明) に回復しない
	有			B⑧/P⑦ AL51	原子炉制御室等に関する異常 [原子炉制御室他の機能喪失のおそれ]	B⑧/P⑦ SE51	原子炉制御室等に関する異常 [原子炉制御室の一部の機能喪失・警報喪失]	B⑩/P⑩ GE51	原子炉制御室等に関する異常 [原子炉制御室の機能喪失・警報喪失]
		SU2	中央制御室表示の 15 分以上の計画外の喪失	SA2	重大な過渡事象が発生中に中央制御室表示が 15 分以上にわたって計画外の喪失				
				HA6	中央制御室退避によりプラントの制御が代替の場所に移された	HS6	中央制御室外から重要な安全機能を制御することができない		
	有			B⑨/P⑧ AL52	事業所内通信設備又は外部への通信設備の異常 [所内外通信連絡機能の一部喪失]	B⑨/P⑧ SE52	事業所内通信設備又は外部への通信設備の異常 [所内外通信連絡機能の全て喪失]		
		SU6	全ての所内又は所外通信能力の喪失						

□ NEI カテゴリ「A : 線量異常」、□ NEI カテゴリ「C : 停止時異常」、□ NEI カテゴリ「F : 障壁異常」、□ NEI カテゴリ「H : ハザード」、□ NEI カテゴリ「S : システム異常」

青文字 : 日本における具体的な EAL 緑文字 : 原災指針による分類

表 2.1.2.1 我が国の EAL と米国の EAL の枠組みの比較 (3/4)

Table 2.1.2.1 Comparison of EAL Frameworks in Japan and the U.S. (3/4)

基準分類	類似分類	異常事象を判断する EAL (米国のみ)		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	
		EAL 記号	起因条件	EAL 記号	起因条件	EAL 記号	起因条件	EAL 記号	起因条件
設備	有			B⑩/P⑨ AL53	火災又は溢水の発生 [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]	B⑩/P⑨ SE53	火災又は溢水の発生 [火災・溢水による安全機能の一部喪失]		
		HU4	プラントの安全性レベルを低下させる可能性のある火災	HA5	通常のプラント運転、クールダウンあるいは停止に必要な機器へのアクセスを妨げるガス放出				
	無	SU3	原子炉冷却材放射能濃度が制限値を超過						
	無	SU7	格納容器隔離に失敗又は格納容器圧力制御の喪失 [PWR]						
状態	有					B⑪/P⑩ SE41	原子炉格納容器機能の異常 [格納容器健全性喪失のおそれ]	B/P④ GE41	原子炉格納容器機能の異常 [格納容器圧力の異常上昇]
						B⑫/P⑪ SE43	原子炉格納容器圧力逃し装置の使用 [原子炉格納容器圧力逃し装置の使用]		
				B⑬/P⑫ AL42	障壁の喪失 [単一障壁の喪失又は喪失可能性]	B⑬/P⑫ SE42	障壁の喪失 [2つの障壁の喪失又は喪失可能性]	B⑫/P⑪ GE42	障壁の喪失 [2つの障壁喪失及び1つの障壁の喪失又は喪失可能性]
				FA1	燃料被覆管あるいは RCS 障壁のいずれかの喪失又は喪失の可能性	FS1	燃料被覆管、RCS、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、RCS、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
線量等	有					B⑭/P⑬ SE(右記)	放射線量等の検出 [放射線量等の検出] (1)敷地境界付近の放射線量の上昇(SE01), (2)通常放出経路で気体放射性物質放出(SE02), (3)通常放出経路で液体放射性物質放出(SE03), (4),(5)火災爆発等による管理区域外での放射線の放出(SE04,SE05), (6)施設内臨界事故のおそれ(SE06)	B⑬/P⑫ GE(右記)	放射線量等の検出 [放射線量等の検出] (1)敷地境界付近の放射線量の上昇(GE01), (2)通常放出経路で気体放射性物質放出(GE02), (3)通常放出経路で液体放射性物質放出(GE03), (4),(5)火災爆発等による管理区域外での放射線の異常放出(GE04,GE05), (6)施設内臨界事故の発生(GE06)
		AU1	気体又は液体放射性物質の放出が60分以上にわたって(サイト固有の放出管理文書)の制限値を上回る	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	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	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

■ NEI カテゴリ「A : 線量異常」、■ NEI カテゴリ「C : 停止時異常」、■ NEI カテゴリ「F : 障壁異常」、■ NEI カテゴリ「H : ハザード」、■ NEI カテゴリ「S : システム異常」

青文字 : 日本における具体的な EAL    緑文字 : 原災指針による分類

表 2.1.2.1 我が国の EAL と米国の EAL の枠組みの比較 (4/4)

Table 2.1.2.1 Comparison of EAL Frameworks in Japan and the U.S. (4/4)

基準分類	類似分類	異常事象を判断する EAL (米国のみ)		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	
		EAL 記号	起因条件	EAL 記号	起因条件	EAL 記号	起因条件	EAL 記号	起因条件
線量等	有			B <sup>⑫</sup> -P <sup>⑫</sup> / P <sup>⑪</sup> -⑭	外部事象発生等				
		HU1	確認されたセキュリティ状態又は脅威	HA1	プラント敷地内での敵対行為あるいは 30 分以内の航空機による攻撃の脅威	HS1	防護区域内の敵対行為	HG1	施設の物理的制御の喪失を引き起こす敵対行為
		HU2	OBE レベルを超える地震事象						
	HU3	ハザード事象							
	有			B <sup>⑰</sup> /P <sup>⑱</sup> AL55	その他原子炉施設以外に起因する事象等による原子力施設への影響	B <sup>⑮</sup> /P <sup>⑭</sup> SE55	その他原子炉施設以外に起因する事象等による原子力施設への影響 [防護措置の準備及び一部実施が必要な事象発生]	B <sup>⑭</sup> /P <sup>⑬</sup> GE55	その他原子炉施設以外に起因する事象等による原子力施設への影響 [住民の避難を開始する必要がある事象発生]
		HU7	緊急時対応責任者の判断において「異常事象」の宣言が正当と考えられるその他の条件が存在する	HA7	緊急時対応責任者の判断において「警戒事態」の宣言が正当と考えられるその他の条件が存在する	HS7	緊急時対応責任者の判断において「施設敷地緊急事態」の宣言が正当と考えられるその他の条件が存在する	HG7	緊急時対応責任者の判断において「全面緊急事態」の宣言が正当と考えられるその他の条件が存在する

NEI カテゴリ「A : 線量異常」、
  NEI カテゴリ「C : 停止時異常」、
  NEI カテゴリ「F : 障壁異常」、
  NEI カテゴリ「H : ハザード」、
  NEI カテゴリ「S : システム異常」

青文字 : 日本における具体的な EAL    緑文字 : 原災指針による分類

表 2.1.2.2 米国の EAL について調査した事例の概要

Table 2.1.2.2 Summary of Cases Studied on EAL in the US

項目	属性	参照事例	
		作成ガイダンス	事業者文書
一般参照情報 (認識カテゴリ毎に)	<ul style="list-style-type: none"> <li>• EC</li> <li>• 起因条件(IC)</li> <li>• 運転モード適用性</li> <li>• 緊急時活動レベルの例(複数 EAL 事例)</li> <li>• 根拠</li> <li>• 作成者注記</li> <li>• EC 割り当て属性</li> </ul>	NEI 99-01 <sup>17</sup>	—
調査内容	調査結果		
同一 EC 内での異なる EAL の補完性	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 同一 EC 内における認識カテゴリ間の補完性：同一の EC 内を補完するのは、ATWS 及び電源喪失の起因条件におけるカテゴリ S、F 及び A、並びにその他の起因条件におけるカテゴリ F 及び A である。相互の判断基準（しきい値）には整合が図られるが複数のトリガー（超過あるいは到達）時間が異なる場合には早く超過した条件のカテゴリが採用される。</li> </ul>	NEI 99-01	—
同一 EAL 内での複数の判断基準の整合性	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 同一 EAL 内での複数の判断基準の整合性：認識カテゴリ内の「緊急時活動レベルの例」に判断基準（しきい値）の設定例が示される。相互のしきい値には整合が図られるが複数のトリガー時間が異なる場合には早く超過した条件の EAL が採用される。</li> </ul>	NEI 99-01	—
EC の格上げ/格下げの整合性	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 事象進展に応じて当該 EC の EAL から格上げされた EC において参照される EAL が「根拠」に明示されている。</li> </ul>	NEI 99-01	—
障壁の喪失及びそのおそれに係る EAL 判断基準の根拠	<ul style="list-style-type: none"> <li>以下の設定/評価事例に根拠が示される。</li> <li>• 事業者設定ガイダンスにおける事例</li> <li>• 各プラントの設定事例</li> <li>• しきい値評価手法事例</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>• WCAP-14696-A<sup>18</sup></li> <li>• プラント設定事例</li> <li>- BWR-III<sup>19</sup></li> <li>- BWR-I<sup>20</sup></li> <li>- PWR-4L<sup>21</sup></li> <li>- PWR-3L<sup>22</sup></li> <li>- PWR<sup>23</sup></li> <li>• NUREG/CR-2068<sup>24</sup></li> </ul>

\*EAL とは、起因条件（IC）がいつ満たされるかを定義する、あらかじめ定められたしきい値をいう。

## 2.2. EAL の検討に関する事故シナリオに係る研究（特徴分析のための解析）

EAL の検討に関して、事故シナリオに着目した解析を実施し、シナリオの特徴を分析することを目的とし、事故進展解析及び環境影響評価を行った。

### 2.2.1. 特徴分析のための解析の概要

EAL 見直しのための参考事故シナリオの特徴分析に当たっては、数多くの事故シナリオを分類し、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。

過去に防災の視点から事故進展の分類を試みた研究では、エナジェティック事象、過圧破損等といった FP 放出の形態と、FP 放出時期（スクラムから放出までの時間）で整理を行った<sup>25</sup>。そこで本研究では、今まで考えられていた事故進展が早いシナリオの他に、EAL 見直しの検討チームで課題とされた、新規制基準で拡充された緩和手段を考慮し、事故進展が遅いシナリオやフィルタベントによる管理放出シナリオ等の特徴的な事故シナリオ<sup>2</sup>を含めた事故シナリオの解析を行った。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、既往の研究<sup>25</sup>を参考に以下2点の視点に着目して事故シナリオの分類を試みた。

- ・ FP 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）

ここで炉心損傷防止対策に失敗し、さらにスクラムから短時間に格納容器破損に至るシナリオは「早期の大量放出」、長期間経過してから格納容器破損に至るシナリオを「晩期の大量放出」とする。また、炉心損傷防止対策に失敗し、フィルタベントによる管理放出がスクラムから短時間で行われる場合は「早期の管理放出」、長時間経過後に行われる場合は「晩期の管理放出」とする。このような特徴的な事故シナリオに対して、公衆被ばくの定性的な特徴付けを行った。

防護措置を考慮しない解析により事故進展シナリオの特徴を把握し、次に事故シナリオと防護措置の組合せを考慮した解析を行う。すなわち、下記の順番で評価を進める。

- ① 緩和手段を考慮したシナリオを含む複数事故シナリオの解析（防護措置は考慮せず）
  - ・ 管理放出といった緩和手段の有無で事故進展を分類する。
  - ・ 事故シナリオのグループ化を行い、EAL の発出から格納容器機能喪失までの時間、距離別の線量等の特徴を整理する。
- ② 事故シナリオと防護措置の組合せを考慮した解析
  - ・ 事故シナリオごとの防護措置の効果を整理する。
  - ・ プラント側の情報をもとに防護措置の判断の分岐点になる要素を整理する。

評価の対象範囲を図 2.2.1 に示す。なお、令和 4 年度までの検討においては①まで、すなわち防護措置を考慮しない場合を仮定した事故シナリオの特徴分析までを行った。解析の流れとしては、はじめに BWR の EAL 選定に使用されたシナリオ<sup>26,27</sup>等を考慮した複数の事故シナリオにおいて MELCOR による事故進展解析及び FARCON による重要核種に着目した環境影響評価を行い、特定気象における広い範囲のシナリオでの定性的な特徴付けを行うことで、これらの事故シナリオの分類を行った。

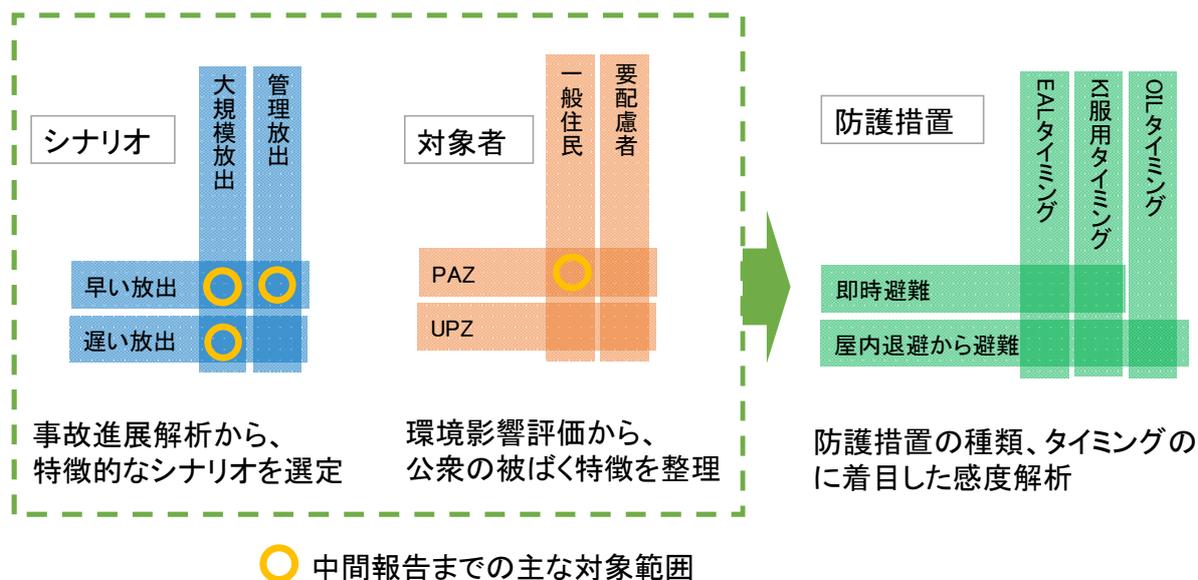


図 2.2.1 特徴分析における事故シナリオの対象範囲

Fig. 2.2.1 Scope of Accident Scenarios in Analyses

## 2.2.2. EAL の検討に資するための事故進展解析

### (1) 概要

国内の代表 BWR5 プラントを対象に FP の放出を特徴付けるシナリオを選定するため、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する。解析する事故シーケンス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新規制基準で追加された緩和手段かつ FP の放出に影響の大きいと想定される手段を考慮した。

### (2) 解析モデルの整備

事故進展解析に用いた解析モデルのノード図を図 2.2.2 に示す。この解析ノードは先行研究の解析を参考に詳細なノード分割を行ったものであり、ここでは仮定の BWR5 プラントを対象としている。事故進展で考慮する緩和設備及び緩和手段については、表 2.2.1 に示す解析モデルを作成した。緩和設備とその操作は新規制基準相当の緩和機能を有するように参考文献<sup>28,29</sup>をもとに、仮定の緩和手段を定めた。緩和手段の概要は以下の①から④ま

で示す。

#### ① 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、MUWC (Make-Up Water system / Condensate : 復水補給水系、以下「MUWC」という。) 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 MUWC を用いて格納容器ドライウエル (Drywell : DW) にスプレイを行うものとし、どちらも水源はサブレーションプールとする。これらの系統は再循環系統であることから、サブレーションプールの水を熱交換器等の除熱系統によって、一定温度に低下させて注水やスプレイに使用する。このモデル化においては、サブレーションプールからポンプ流量に応じた質量及びエンタルピを除去し、炉心に除熱計算を行った温度での注入又はスプレイを行うようにモデル化する。熱交換器における除熱の計算は平行型の熱交換器の理論モデル<sup>30,31</sup>を用いて、除去されるエンタルピを決定した。

#### ② フィルタベントのモデル化

FCVS は、格納容器からの減圧に加えて、格納容器から放出される FP の除去を行うことができる。MELCOR にはプールスクラビングによる除染、化学吸着による除染、重力による除染等のモデルが実装されている。しかしながら、FCVS の除染メカニズムは MELCOR のプールスクラビングではモデル化が困難な箇所がある。

FCVS の除染係数 (Decontamination Factor : DF、以下「DF」という。) は、図 2.2.3 に示すような複雑なエアロゾルの除去メカニズムの過程を経て、実力値が決定される。エアロゾルの除染係数は、エアロゾル粒径によって異なる。これは、粒径によって主要な除去メカニズムが異なるためである。主要な除去メカニズムには、慣性沈着、重力沈降、ブラウン運動等があり、そのうち慣性沈着はスクラバから放出されるガス流速を代表としたパラメータ等に依存する。特に出口スクラバ付近での除染効果は、スクラバの形状、個数、設計流入条件等の設備の条件に依存するものの、現在の MELCOR ではこの設備依存の特別な除染メカニズムがモデル化されていない。

重力沈降とブラウン運動は、エアロゾル粒径に従って図 2.2.4 に示すような傾向で除去され、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。これらの効果はガス内の流動に影響を受け、さらに気泡の上昇距離等のパラメータにも依存する。そこでフィルタベントのモデル化を実験値<sup>32</sup>ベースで行った。上述のとおり FCVS の実力値を考慮した評価モデルを作成する際は、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及び各種パラメータを考慮できることが重要である。ここでは実験結果を参考に、慣性沈着等で重要となるガス流速に関するパラメータとしてのベント時の格納容器圧力及び気泡の上昇距離に関するパラメータとしての FCVS スクラバ水の水位の 2 つのパラメータを用いて除染係数を表 2.2.2 に示す粒径分布ごとに

設定した。なお、FCVS 内においては MELCOR でデフォルトとして考慮されるスクラビングモデル等は使用しない。

### ③ ペDESTAL注水のモデル化

ペDESTAL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とは、デブリ放出後に継続して注水を行う事後注水の2種類のモデルを整備した。事前水張りでは、炉心損傷の検知後に1m程度の水張りを行うものとし、下部ヘッド破損後においては、ペDESTALに放出した溶融デブリを冷却するのに十分な崩壊熱に相当する注水を行う。これらの注水は外部水源を用いるものとする。

## (3) 解析シナリオ

解析を実施したシナリオの特徴を分析するため表 2.2.3 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。緩和手段は、上述(2)の緩和手段の組合せからFPの環境放出が特徴的となるように表 2.2.4 の示す組合せを考慮した。解析シーケンスの一覧を表 2.2.5 に示す。

具体的な格納容器内での緩和手段、格納容器機能喪失の形態の特徴は以下のとおり。

### シナリオ1：代替再循環スプレイ

代替再循環スプレイによって格納容器が健全となることが期待されるシナリオである。スプレイにより格納容器の圧力温度の上昇が抑制され、再循環によって熱交換器から最終ヒートシンクに放出されることで、崩壊熱の除去に成功する。

### シナリオ2：格納容器下部注水 + FCVS

格納容器での緩和手段がなく、FCVSのみに期待するシナリオである。格納容器スプレイ系を用いない。緩和手段のないケースとほぼ同様の格納容器温度、圧力の上昇が見込まれ、最終的にFCVSによるベントに至る。なお、MCCI対策のための格納容器下部注水のみを行う。

### シナリオ3：格納容器下部注水 + 外部水源スプレイ

外部水源による格納容器スプレイによって、格納容器温度、圧力の上昇が抑制されることで、格納容器内での環境へのFP放出の遅延、FPの除去等に期待できるが、外部水源を用いていることから注水制限によってスプレイが停止に至り、最終的に格納容器破損に至るシナリオである。なお、MCCI対策のための格納容

器下部注水のみを行う。

#### シナリオ4：格納容器下部注水 + 外部水源スプレイ + FCVS

上述の「格納容器下部注水+外部水源スプレイ」のシナリオに FCVS を加えたシナリオである。注水制限によって格納容器スプレイが停止した後に、FCVS によるベントを行うシナリオである。なお、シナリオ3と同様に、MCCI 対策のための格納容器下部注水を行う。

#### シナリオ5：代替再循環炉心注水

代替再循環注水によって格納容器が健全となることが期待されるシナリオである。炉心損傷、下部ヘッド破損後の注水を仮定する。バウンダリは破損していることから圧力容器で冷却材に熱が移行し、格納容器の圧力温度も抑制される。再循環によって熱交換器から最終ヒートシンクに放出されることで、崩壊熱の除去に成功する。

### (4) 解析結果

FP 放出量の特徴について、図 2.2.5 に一覧を示す。どのケースも希ガスは100%に近い放出となるが、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、Cs 及び I の放出割合が低下している。

事故進展による FP 放出量について、代表例として、冷却材喪失事故 (Loss-of-Coolant Accident : LOCA、以下「LOCA」という。) のうち大破断 LOCA を起因事象とし、所内電源喪失 (Station Black Out : SBO) が発生し、非常用炉心冷却装置 (Emergency Core Cooling System : ECCS) 等の緩和なしのシーケンス (ケース1)、格納容器下部注水と外部水源スプレイによる緩和シナリオ (ケース2)、格納容器下部注水と FCVS による緩和シナリオ (ケース3) の FP の放出量のトレンドを比較する。Cs 及び I の放出割合に着目すると (図 2.2.6)、ケース1に対して、ケース2は格納容器破損に至る時間は遅くなる。放出量は、格納容器破損前は大きな差があり、格納容器破損後も I で2桁程度、Cs で2倍程度の差がある。さらに、FCVS を用いるシナリオでは、Cs や I の放出量は  $10^{-3}$ ~ $10^{-4}$  程度低減していることが分かる。

国内における EAL の GE が発出される基準は複数設定されているものの、一般的に炉心損傷もしくは燃料の溶融が発生した場合、あるいは、その可能性があるような事象が発生した場合に GE となり、その後、格納容器の健全性を喪失した場合において公衆の被ばくが顕著となる。そこで解析したシナリオについて、炉心損傷と格納容器破損までの時間の関係の特徴を図 2.2.7 に整理した。ここでは炉心損傷を被覆管の破損時間として整理した。緩和がある場合には、被覆管破損に応じて格納容器破損は遅くなるが、格納容器の緩和手段のみが行われるシーケンス群は炉心損傷の時間から格納容器破損までの時間に余

裕時間が生まれていることが分かる。

各シナリオの格納容器機能喪失モードと EAL のうち GE となる状態をそれぞれ、表 2.2.6 及び表 2.2.7 に示す。代替再循環スプレイを用いるシーケンスは上述のとおりおおむね格納容器健全となるが、炉心損傷が非常に遅いシナリオ (TB(24h)及び S2B(24h)) では、炉心損傷までに格納容器の圧力が上昇しており、格納容器破損までの時間が短いことから、余裕時間内の緩和手段の準備が間に合わない結果となった。本解析では緩和手段の着手判断基準を炉心損傷としたが、これらのシーケンスは炉心損傷までの時間が長いことから、現実的には緩和手段の準備を前倒しで実施することで健全となることが期待される。なお、これらの結果は後述する環境影響評価のインプットとして用いる。

#### (5) まとめ

国内の代表 BWR5 プラントを対象に事故進展解析を実施し、FP の放出を特徴付けるシナリオを選定した。緩和手段なしのシナリオに加えて、代替再循環スプレイ、FCVS 等の新規基準で追加された緩和手段を考慮した特徴的なソースタームを評価した。

従来のシナリオにおいて、希ガスは 100%に近い放出となることが共通するものの、Cs、I 等のエアロゾル系の FP の放出は、緩和手段なしのケースに比べて、格納容器下部注水と外部水源スプレイによる緩和シナリオでは、初期には放出割合が大きく低減し、格納容器破損に至る時間も遅くなるものの、格納容器破損後、放出量は緩和手段のないケースの結果に漸近した。FCVS による緩和シナリオでは、Cs や I の放出量は  $10^{-3}$ ~ $10^{-4}$  程度低減していることが明らかとなった。

#### (6) 今後の課題

これまでに代表的なシナリオを対象とした緩和手段なし、部分的に緩和手段ありの解析を実施した。今後の課題として、その他のシナリオにおけるソースタームの特徴分析、放出される核種の化学形態に関する感度解析等を実施する予定である。

表 2.2.1 解析で考慮した緩和手段一覧

Table 2.2.1 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、MUWC 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 150 m <sup>3</sup> /h 格納容器が約 150 °C 以上の場合は、代替格納容器スプレーが優先
格納容器スプレー (外部水源)	格納容器外の水源を使った格納容器スプレーをモデル化した。	炉心損傷後約 40 分で作動、 最大 250 m <sup>3</sup> /h 外部注水制限により停止
代替再循環スプレー	サプレッションプールを水源として使い、MUWC を用いた格納容器への再循環スプレーモデルをモデル化した。	炉心損傷後約 40 分で作動、 最大 250 m <sup>3</sup> /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ー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 並列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ト水位を基準に
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 2.2.2 エアロゾル状の核分裂生成物の粒径分布

Table 2.2.2 Particle Size Distribution of Aerosol Fission Products

セクション	最小粒径 [ $\mu\text{m}$ ]	最大粒径 [ $\mu\text{m}$ ]	中間 [ $\mu\text{m}$ ]
1	0.100	0.19	0.14
2	0.19	0.35	0.25
3	0.35	0.65	0.47
4	0.65	1.20	0.88
5	1.20	2.24	1.64
6	2.24	4.16	3.05
7	4.16	7.75	5.68
8	7.75	14.4	10.6
9	14.4	26.9	19.7
10	26.9	50.0	36.6

表 2.2.3 解析シナリオの基本シーケンス

Table 2.2.3 Analysis Scenarios of Basic Sequences

記号	基本シーケンス
TQUV	過渡事象 (T) + 給水喪失 (Q) + 高圧注入失敗 (U) + 低圧注入失敗 (V)
S2QUV	小破断 LOCA (S2) + 給水喪失 (Q) + 高圧注入失敗 (U) + 低圧注入失敗 (V)
AE	大破断 LOCA (A) + 給水及び注水喪失 (E)
TQUX	過渡事象 (T) + 給水喪失 (Q) + 高圧注入失敗 (U) + 減圧失敗 (X)
TB(24h)	過渡事象・電源喪失 (TB) + 直流電源喪失 (24 時間後)
TB(8h)	過渡事象・電源喪失 (TB) + 直流電源喪失 (8 時間後)
S2B(24h)	小破断 LOCA (S2)・電源喪失 (B) + 直流電源喪失 (24 時間後)
S2B(8h)	小破断 LOCA (S2)・電源喪失 (B) + 直流電源喪失 (8 時間後)
TBU	過渡事象・電源喪失 (TB) + 高圧注入失敗 (U)
TW	過渡事象 (T) + 除熱機能喪失 (W)
S2W	小破断 LOCA (S2) + 除熱機能喪失 (W)
TC	過渡事象 (T) + 原子炉停止失敗 (C)
S2C	小破断 LOCA (S2) + 原子炉停止失敗 (C)
V	インターフェイスシステム LOCA

表 2.2.4 解析で考慮した緩和手段の組合せ

Table 2.2.4 Combinations of Mitigations Considered in Analyses

項目	説明	備考
緩和なし	緩和手段がなく、一次系の冷却材が減り、炉心が損傷。デブリはペDESTALに落下後、MCCIが発生する。格納容器は過圧また過温破損する。	先行破損するシナリオは、格納容器先行破損(θ)に分類される。
代替再循環 スプレイ	再循環運転により、120時間までは格納容器の雰囲気温度を維持できた。ただし、MCCIが継続するシナリオでは、格納容器圧力はMCCIで発生するガスによって上昇しているため、120時間以上の計算で過圧破損する可能性がある。	24時間以上の電源喪失のシナリオは結果として、過圧破損に至っている。
格納容器 下部注水 + FCVS	格納容器下部注水によってペDESTALのデブリを120時間まで冷却できていた。また、FCVSの動作によって格納容器の過圧、過温損傷は回避できた。	格納容器スプレイ等による除熱ができないことから、ベントまでの期間は短い。
格納容器 下部注水 + 外部水源 スプレイ	格納容器の圧力が上昇することで外部水源による格納容器スプレイが動作。格納容器スプレイが停止後、DWが過圧破損に至った。	外部注水による水位制限でスプレイが停止する。
格納容器 下部注水 + 外部水源 スプレイ + FCVS	格納容器の圧力が上昇することで外部水源による格納容器スプレイが動作。格納容器スプレイが停止後、FCVSが動作を開始。以降は過圧破損、過温破損を回避できた	外部注水による水位制限でスプレイが停止する。
代替再循環 炉心注水	代替炉心注水が成功し、支持板の破損を回避できるケースがある。	LOCA系のシナリオでは、格納容器スプレイが作動すると仮定する。

表 2.2.5 解析シーケンス  
Table 2.2.5 Analysis Sequences

基本シーケンス	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	FCVS
	INJ	SPRre	SPR	PED	FCVS
AE	—	—	—	—	—
	—	○	—	—	—
	—	—	—	○	○
	—	—	○	○	—
	—	—	○	○	○
	○	—	—	—	—
S2QUV	—	○	—	—	—
	—	—	—	○	○
	—	—	○	○	—
	○	—	—	—	—
	—	○	—	—	○
S2B(24h)	—	—	—	—	—
	—	○	—	—	—
	—	—	—	○	○
	—	—	○	○	—
S2B(8h)	○	—	—	—	—
	—	—	—	—	—
	—	—	—	—	—
	—	○	—	—	—
TQUV	—	—	—	—	—
	—	○	—	—	—
	—	—	—	○	○
	—	—	○	○	—
TQUX	○	—	—	—	—
	—	—	—	—	—
	—	○	—	—	—
	—	—	—	○	○
TBU	—	—	—	—	—
	—	—	—	—	—
	—	○	—	—	—
	—	—	—	○	○
TB(24h)	—	—	—	—	—
	—	—	—	—	—
	—	○	—	—	—
	—	—	—	○	○
TB(8h)	—	—	—	—	—
	—	—	—	—	—
	—	—	—	—	—
S2W	—	—	—	—	—
	—	—	○	○	—
	○	—	—	—	—
TW	—	—	—	—	—
	—	—	—	○	○
	—	—	○	○	—
S2C	—	—	—	—	—
	○	—	—	—	—
TC	—	—	—	—	—
V	—	—	—	—	—

表 2.2.6 解析結果の概要（格納容器機能喪失モード）

Table 2.2.6 Summary of Analysis Results (Containment Failure Mode)

	緩和 なし	代替再循環 スプレイ	格納容器 下部注水 +FCVS	格納容器 下部注水 +外部水源 スプレイ	格納容器 下部注水 +外部水源 スプレイ +FCVS	代替再循 環炉心注 水
TQUV	$\tau$	$\psi$	$\phi$	$\delta$	N/A	$\psi$
S2QUV	$\tau$	$\psi$	$\phi$	$\delta$	N/A	$\psi$
AE	$\tau$	$\psi$	$\phi$	$\delta$	$\phi$	$\psi$
TQUX	$\tau$	$\psi$	$\phi$	$\delta$	$\phi$	N/A
TB(24h)	$\delta$	$\delta$	$\phi$	$\delta$	N/A	N/A
TB(8h)	$\delta$	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A
S2B(24h)	$\delta$	$\delta$	$\phi$	$\delta$	N/A	$\psi$
S2B(8h)	$\delta$	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A
TBU	$\tau$	$\psi$	$\phi$	$\delta$	N/A	N/A
TW	$\theta$	N/A	$\phi$	$\theta$	N/A	N/A
S2W	$\theta$	N/A	N/A	$\theta$	N/A	$\theta$
TC	$\theta$	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A
S2C	$\theta$	N/A	N/A	N/A	N/A	$\theta$
V	$\nu$	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A

$\delta$  : 過圧破損     $\tau$  : 過温破損     $\theta$  : 先行破損     $\psi$  : 健全     $\phi$  : ベント成功     $\nu$  : IS-LOCA

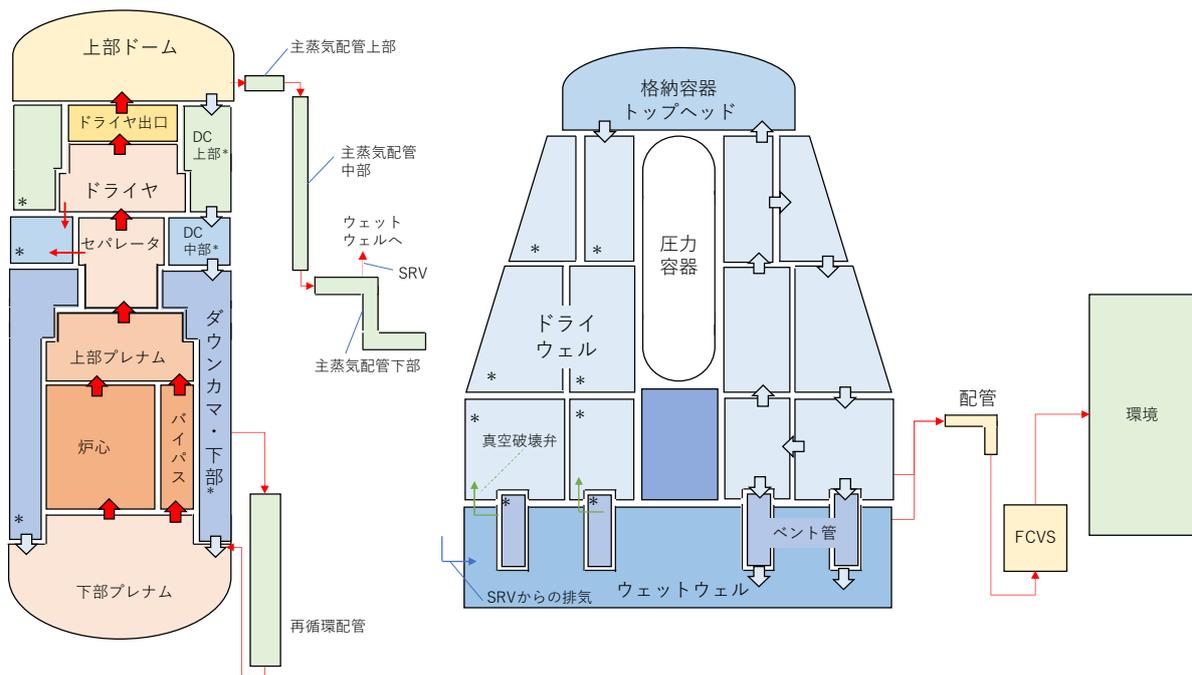
表 2.2.7 代表シナリオにおける EAL 発出の評価結果

Table 2.2.7 Evaluation Results of EAL Issuance in Representative Scenarios

No	ケース	EAL	時刻	説明とプラントの状態
1	TQUV	GE22	50 (s)	冷却材が失われ、炉心の水位低下したため。
2	S2QUV	GE21	38.1 (s)	格納容器圧力高に到達したため。
3	AE	GE21	2.0 (s)	起因事象発生後すぐにGEにいたる。
4	TQUX	GE22	48.2 (s)	冷却材が失われ、炉心の水位低下したため。
5	TB(24h)	GE25	1.0 (h)	SBO後1時間経過のため。RCICが動作している状態である。
6	TB(8h)	GE25	1.0 (h)	SBO後1時間経過のため。RCICが動作している状態である。
7	S2B(24h)	GE21	38.1 (s)	冷却材が失われ、炉心の水位低下したため。RCICは動作前。
8	S2B(8h)	GE21	38.1 (s)	冷却材が失われ、炉心の水位低下したため。RCICは動作前。
9	TBU	GE22	48.2 (s)	冷却材が失われ、炉心の水位低下したため。
10	TW	GE41	33.7 (h)	HPCSが利用できるため、GE21、GE22ではなく格納容器圧力2 Pd 到達で判定。格納容器は過圧により先行破損する状態。
11	S2W	GE41	23.8 (h)	HPCSが利用できるため、GE21、GE22ではなく格納容器圧力2 Pd 到達で判定。格納容器は過圧により先行破損する状態。
12	TC	GE11	0.0 (s)	ATWSのため。原子炉スクラムに失敗直後にGEに到達する。
13	S2C	GE11	0.0 (s)	ATWSのため。原子炉スクラムに失敗直後にGEに到達する。
14	V	GE28	12.5 (m)	被覆管の破損によってEALが発出される。
15	AE +PED+FCVS	GE21	2.0 (s)	GEに影響を与える緩和策でないため、緩和策なしの時と同じ。
16	TQUX +PED+FCVS	GE22	48.2 (s)	GEに影響を与える緩和策でないため、緩和策なしの時と同じ。
17	AE +PED+SPR	GE21	2.0 (s)	GEに影響を与える緩和策でないため、緩和策なしの時と同じ。
18	TQUX +PED+SPR	GE22	48.2 (s)	GEに影響を与える緩和策でないため、緩和策なしの時と同じ。
19	AE +PED+FCVS+SPR	GE21	2.0 (s)	GEに影響を与える緩和策でないため、緩和策なしの時と同じ。
20	TQUX +PED+FCVS+SPR	GE22	48.2 (s)	GEに影響を与える緩和策でないため、緩和策なしの時と同じ。

PED：格納容器下部注水、SPR：格納容器スプレー、FCVS：フィルタベント

SBO：電源喪失、RCIC：原子炉隔離時冷却系、HPCS：高圧炉心スプレー



注) 図中の\*は軸対称となる領域を、中心軸の対称のボリュームと同じ領域を指す。

図 2.2.2 MELCOR の解析モデルのノード図

Fig. 2.2.2 Noding of MELCOR's Analytical Model

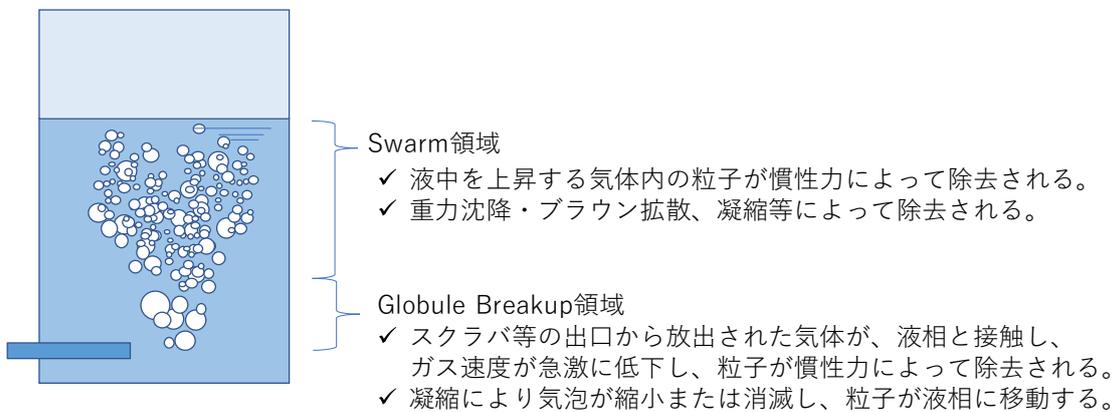


図 2.2.3 FCVS における FP 除去メカニズム

Fig. 2.2.3 FP Removal Mechanism in FCVS

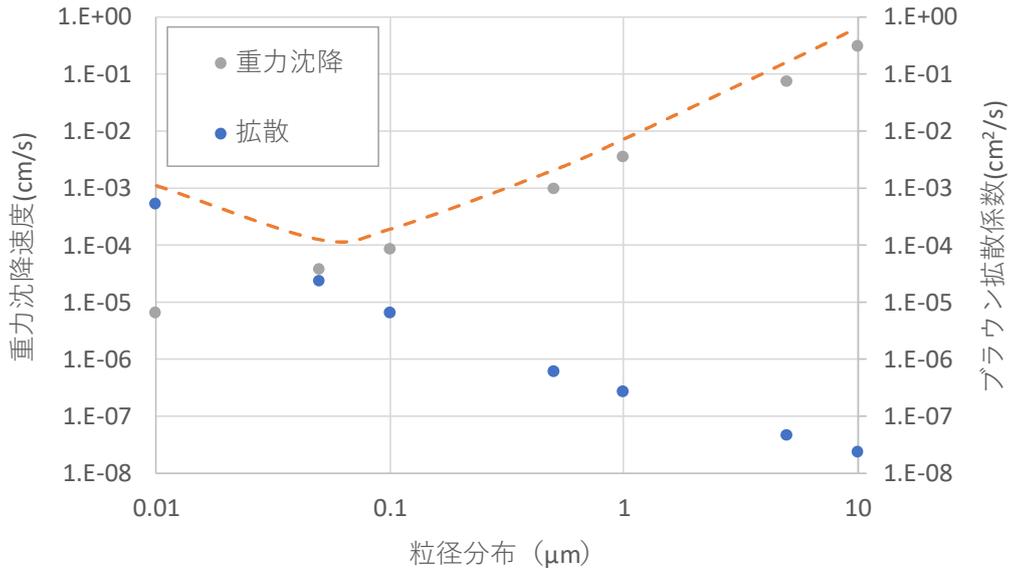


図 2.2.4 エアロゾル状のFP除去メカニズム

Fig. 2.2.4 Removal Mechanisms of Aerosol FPs

注) 橙の一点破線は両メカニズムの合計の傾向の概要を記載した。

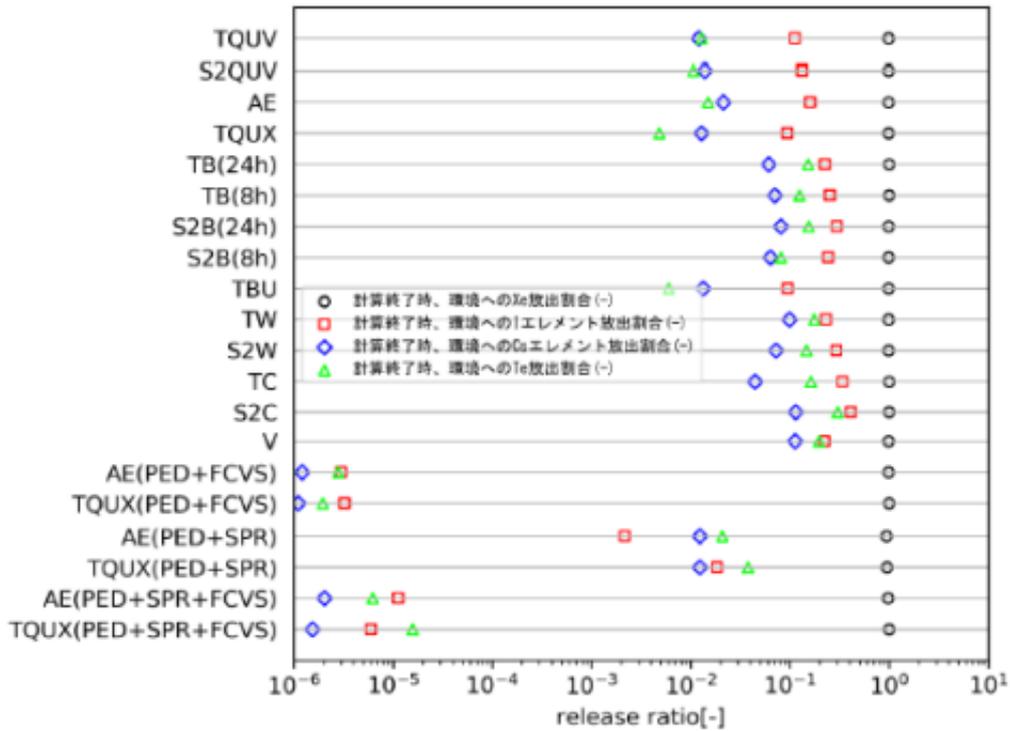
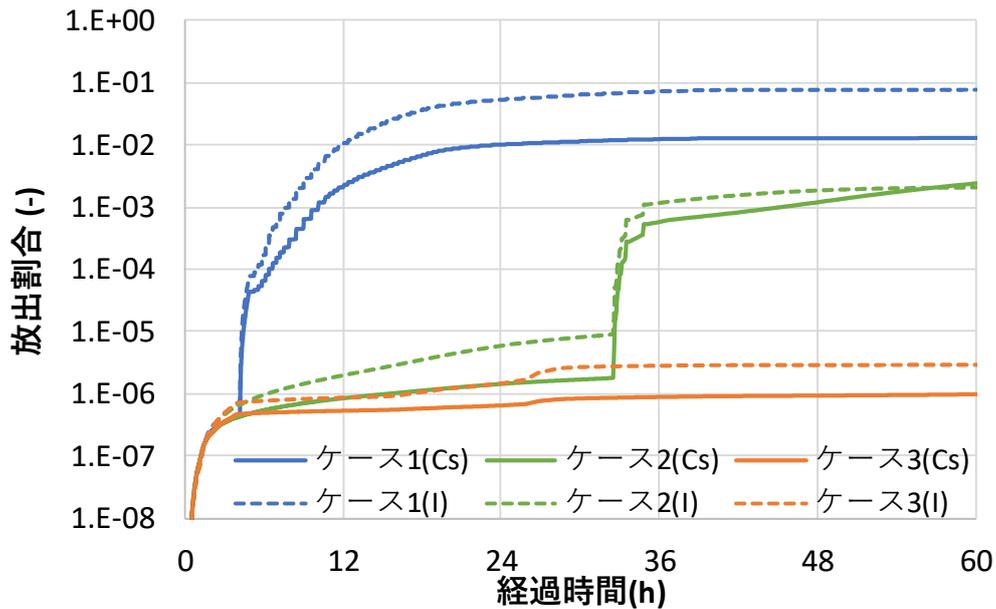


図 2.2.5 解析シーケンスごとのFP放出割合

Fig. 2.2.5 Percentage of Radioactive Material Released in Each Analysis Sequence



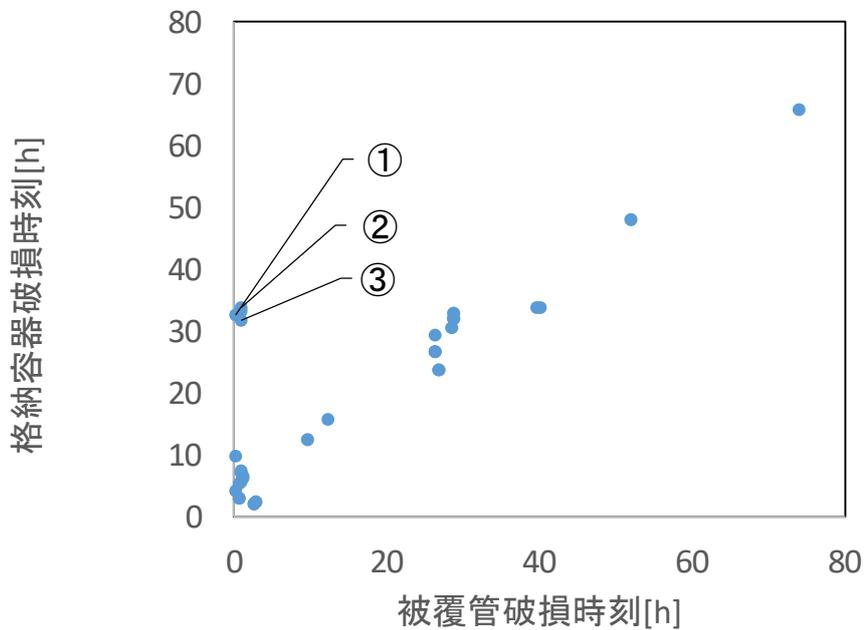
ケース 1 : 緩和なし

ケース 2 : 格納容器下部注水と外部水源スプレイ

ケース 3 : 格納容器下部注水と FCVS

図 2.2.6 緩和手段の違いによる FP 放出量の比較 (大破断 LOCA シナリオ)

Fig. 2.2.6 Comparison of FPs Release for Different Mitigation Operations (Large-break LOCA)



注) 図中の①～③は下部注水 +外部水源スプレイシナリオ、①AE ②TQUV ③TQUX

図 2.2.7 被覆管破損時間と格納容器破損時刻の関係

Fig. 2.2.7 Relationship Between Cladding Failure Time and Containment Failure Time

### 2.2.3. 事故シナリオに対する被ばくの特徴分析（格納容器破損シナリオの特徴分析）

事故シナリオに対する被ばくの特徴分析では、格納容器破損シナリオと管理放出シナリオのそれぞれにおいて、被ばくの特徴分析を行った。このうち格納容器破損シナリオの特徴分析について述べる。

#### (1) 概要

事故進展シナリオの特徴を把握するための被ばく評価解析を実施する。解析の流れとしては、BWRの事故シナリオのうち既往研究<sup>26,27</sup>等を考慮した複数の事故シナリオについて、MELCORによる事故進展解析を行う。その後、この結果を用いてFARCONによって着目すべき核種による個人への被ばくの影響の評価を行い、定性的な特徴付けを行う。ここでは特定の核種に着目した全体像の把握を行うため、被ばくに重要な寄与を及ぼす核種のみを選定することとし、FARCONは着目核種について高速で個人の被ばく量进行评估できるという特徴があることから、ここでは評価に用いることとした。この評価では、事故シナリオの特徴分析を行うため、個人の被ばく量に着目し、被ばく量の寄与因子を分析する。個人の移動や変動する気象については、一定とすることで、事故シナリオと被ばくの直接的な関係の特徴を把握する。

#### (2) シナリオ分析の指標の検討

被ばく線量は一般的に個人の実効線量を指標とすることが多い。しかしながら、様々な事故シナリオについて特徴を整理する場合において、事故シナリオの違いは、放出される核種の割合に影響を及ぼし、この放出される核種の違いは被ばくの形態に影響を及ぼす。そこで、シナリオの分類を行うための被ばく評価の指標として、個人被ばくの全実効線量に加えて、下記の2種類を選定した。

- ・被ばく経路別の実効線量
- ・核種別の実効線量

これらの特徴を整理すべき理由は以下のとおりである。

被ばく経路別の実効線量の指標については、被ばく経路と防護措置の関連が密接であり、オンサイトにおける事故シナリオがオフサイトへ与える影響の分析において詳細な検討が可能となる。

核種別の実効線量の指標については、被ばく経路の特徴について詳細な要因である核種の寄与の更なる分析が可能となる。具体的には、特定の被ばく経路の被ばく量が顕著な場合などにおいて、その被ばく経路での被ばくが支配的となる核種が特定されれば、効果的な対策を検討することができる。なお、被ばく量の低減のための対策には、①プラントからの放出割合の低減、②被ばくまでの時間の長期化、③防護措置等がある。このうち②被ばくまでの時間の長期化については、(a)重力沈降等の除染効果の期間が長期化することによる効果、(b)FPの崩壊による減衰の効果、(c)防護措置の

時間余裕内での実施の効果等が考えられる。特に (b)減衰の効果については、核種によって半減期が大きく異なることから、時間変化に対して、核種ごとの寄与割合の特徴の把握が重要である。

つまり、短半減期核種の影響が大きい「早期シナリオ」と長半減期核種の影響が大きい「晚期シナリオ」ではオフサイトへの影響が異なり得ることから、指標として選定した。

このような事故シナリオごとの特徴を被ばく経路別核種別に整理する手法は、今後実施する防護措置への影響も考慮したオンサイト・オフサイトの解析でも重要となる。

### (3)解析条件

#### ① 放出履歴の設定

本解析では、2.2.2 で実施した MELCOR で解析したシナリオのうち格納容器破損に至るシナリオを選定した。解析に用いたシナリオを表 2.2.8 に示す。

#### ② 環境影響解析手法と解析条件

先行プロジェクトにおいて、簡易的な被ばく線量評価コードが整備された<sup>4</sup>。本プロジェクトではこれを高速化するための改良を行い、重要核種に着目した環境影響及び被ばく評価を簡易的に行うことができる FARCON を整備した。

FARCON では、FP ごとに環境への放出割合を1時間ごとに入力することで、距離別の被ばく線量を計算することが可能である。評価に用いる拡散の式は式 (2.2.1) に示すとおり、ガウスプルームモデルを用いた。

$$\chi_i(x, y, z) = \frac{Q_i}{2\pi\sigma_y\sigma_z u} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \left[ \exp\left\{-\frac{(z-h)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+h)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \cdots \quad (2.2.1)$$

$\chi_i(x, y, z)$  : 点(x, y, z)における濃度(Bq/m<sup>3</sup>)

$Q_i$  : 放出率(Bq/s)

$u$  : 風速(m/s)

$\sigma_y$  : y 方向の濃度分布の拡散パラメータ(m)

$\sigma_z$  : z 方向の濃度分布の拡散パラメータ(m)

$h$  : 放出高さ(m)

解析条件を表 2.2.9 に示す。ここでは、地表面の影響のない様な大気中の一点から FP が連続的に放出され、風速 $u$ が一定であり、地表面で放出された FP が完全に反射すると仮定する。この仮定は気象指針<sup>33</sup>を参考に定めたものである。ここで評価するシナリオは格納容器破損のシナリオであるため、放出高さは 0 m と仮定した。また、評価地点はプラントから風下方向に 5 km 地点とした。

#### (4) 結果と考察

環境への放出割合の特徴としては、事故進展解析の結果のうち、希ガス、ヨウ素、セシウム等の重要な核種の環境への放出割合を図 2.2.8 に示す。希ガスはどの事故シナリオにおいてもほぼ全量放出となった。一方で、格納容器の破損モードが過温破損のものと過圧破損のもので、希ガス以外の放出割合が大きく異なる結果となった。さらに、各シナリオ別に、スクラムから主要な放出開始までの時間を表 2.2.10 に示す。一部傾向の異なるシナリオは存在するものの、放出開始時期が長期化するに従って、放出割合も低下する傾向となった。

格納容器破損シナリオの放出タイミング(スクラムから大規模放出までの時間)に対する評価結果を図 2.2.9 に整理した。結果として、どのシナリオも吸入による被ばくが最も大きい結果となった。また、放出開始時間が長期化するに従って、被ばく量は低下する傾向であった。ただし、図 2.2.8 に示されたとおり、AE, TQUV, TQUX といった過温破損のシナリオは放出割合が低いことから被ばく量が低い結果となった。一部傾向の異なるシナリオがあることから、炉心損傷から格納容器破損までの時間(ホールドアップ時間)等の他の指標による分類を今後実施する。

個人被ばくの全実効線量に対して、最も大きな寄与となる被ばく経路である吸入被ばくに関して、核種別の半減期による減衰の観点から、被ばくの影響を分析した。解析結果を図 2.2.10 に示す。どのシナリオでもおおむね寄与の大きかった核種は I-131 (半減期 8 日) であり、次いで I-133 (半減期 20.7 時間) であった。いずれの放出タイミングでも、これら 2 つの核種で吸入被ばく全体の 8 割前後を占めていた。

さらに外部被ばくの寄与についても分析を行った。クラウドシャインの分析とグラウンドシャインの分析結果を各々、図 2.2.11 及び図 2.2.12 に示す。クラウドシャインに関しては、放出開始時刻 4 時間以内において Kr-88 (半減期 2.5 時間) や I-135 (半減期 6 時間) に代表される短半減期核種の影響が顕著である結果となった。

グラウンドシャインにおいては、I-131 (半減期 8 日) や I-133 (半減期 20.7 時間) の寄与が大きいことは同様であったが、放出開始時刻 4 時間以内の超早期シナリオ(V,S2C) では、短半減期核種の I-135 (半減期 6 時間) の影響も無視できない結果となった。

対照的に、放出開始時刻が 4 時間以降のシナリオでは短半減期核種の寄与が限定的になり、グラウンドシャインでは I-131 (半減期 8 日)、クラウドシャインでは Xe-133 (半減期 5 日) などの比較的長い半減期の核種が支配的になる。このことから、外部被ばくに関してはスクラムから放出までの時間が 4 時間以内程度の超早期シナリオでは短半減期核種の影響が大きく、半減期の考慮が重要となる。一方で、放出タイミングが超早期ではないシナリオに関しては、半減期の影響は小さく、むしろヨウ素などの核種が環境にどれだけ放出されたかということが重要となる。つまり、放出タイミングが遅いシナリオであっても放出割合が大きいシナリオについては、線量が大きくなり得る。

表 2.2.8 環境影響評価の代表事故シーケンス（格納容器破損）

Table 2.2.8 Accident Sequence for Environmental Effect Analysis (Containment Failure)

No.	起因事象	代表的な事故シーケンス	PDS
1	ISLOCA	インターフェイスシステムLOCA	V
2	小破断LOCA	未臨界確保失敗	S2C
3	大破断LOCA	高圧注入失敗+低圧注入失敗	AE
4	過渡事象	給水喪失+高圧注入失敗+低圧注入失敗	TQUV
5	過渡事象	給水喪失+高圧注入失敗+減圧失敗	TQUX
6	過渡事象	全交流動力電源喪失(直流電源が8時間後喪失)	TB8h
7	過渡事象	全交流動力電源喪失(直流電源が24時間後喪失)	TB24h
8	過渡事象	格納容器除熱失敗	TW

表 2.2.9 環境影響評価の解析条件（格納容器破損）

Table 2.2.9 Analyses Conditions for Environmental Effect Analysis (Containment Failure)

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
対象核種クラス	主要 5 クラス	Xe 類、Cs 類、I 類、Te 類、Ba 類
放出・気象条件		
放出高さ	0 m	PCV 破損を想定
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とする。
風速	2 m/s	
降雨	降雨なし	
混合層高さ	1000 m	
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
吸入による被ばく対象核種	主要 7 核種	I-131、I-133、Cs-134、Cs-136、Cs-137、Te-132、Sr-90
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。
グラウンドシャイン遮蔽係数	0.7	NUREG-1150 を参照 <sup>34</sup>

表 2.2.10 各事故シナリオの主要な放出タイミング

Table 2.2.10 Dominant Release Timings for Each Accident Scenario

シナリオ	放出開始時刻
V	0.2
S2C	2.8
AE	4.2
TQUV	5.8
TQUX	7.4
TB8h	15.8
TB24h	31.9
TW	44.1

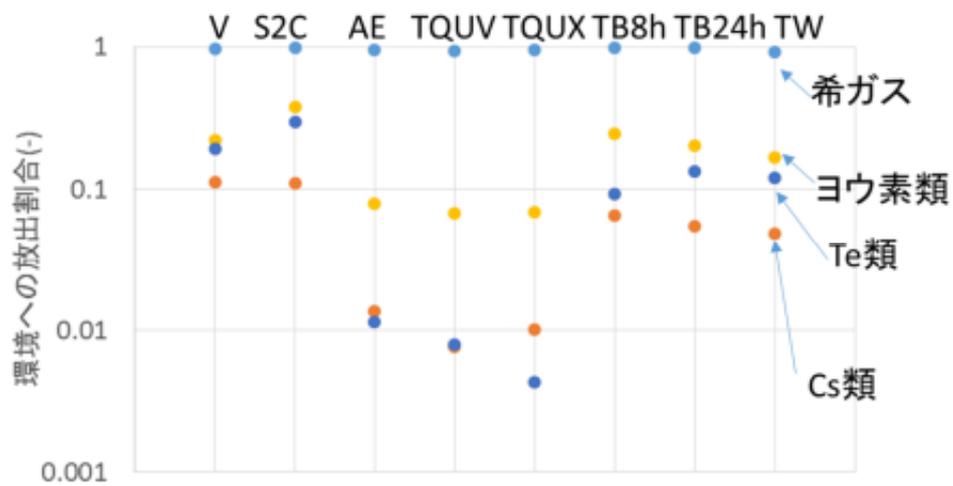


図 2.2.8 事故進展解析結果による環境への放出割合（格納容器破損）

Fig. 2.2.8 Releases Rates Based on Accident Progress Analyses (Containment Failure)

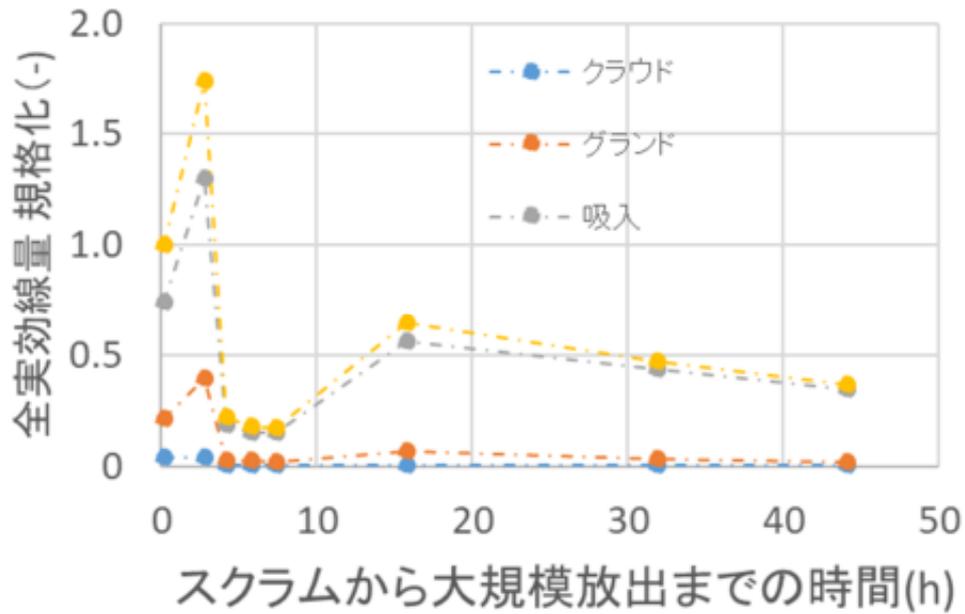


図 2.2.9 各シナリオの被ばく経路の割合（格納容器破損）

Fig. 2.2.9 Contribution Rates of Exposure Paths for Each Scenario (Containment Failure)

注) 放出開始まで最短のシナリオの被ばく量（Vのシナリオ）で規格化した値を示す。  
 離散的な結果であり、散布図であるが、説明の簡略化のため一点破線を描写した。

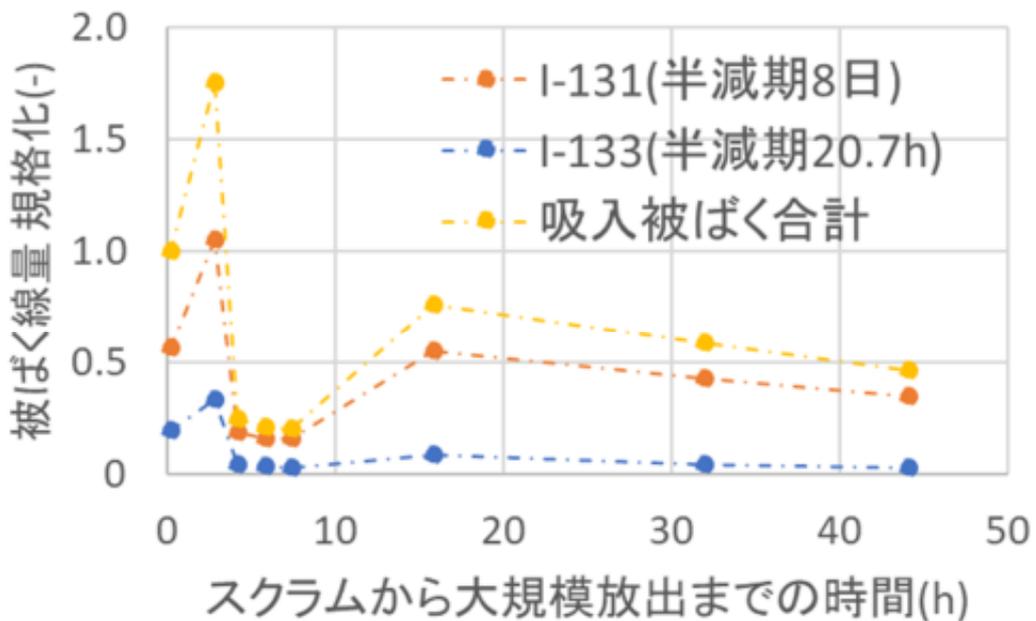


図 2.2.10 吸入被ばくの重要核種の寄与

Fig. 2.2.10 Contribution of Key Nuclides to Inhalation Exposure

注) 放出開始まで最短のシナリオの被ばく量（Vのシナリオ）で規格化した値を示す。  
 離散的な結果であり、散布図であるが、説明の簡略化のため一点破線を描写した。

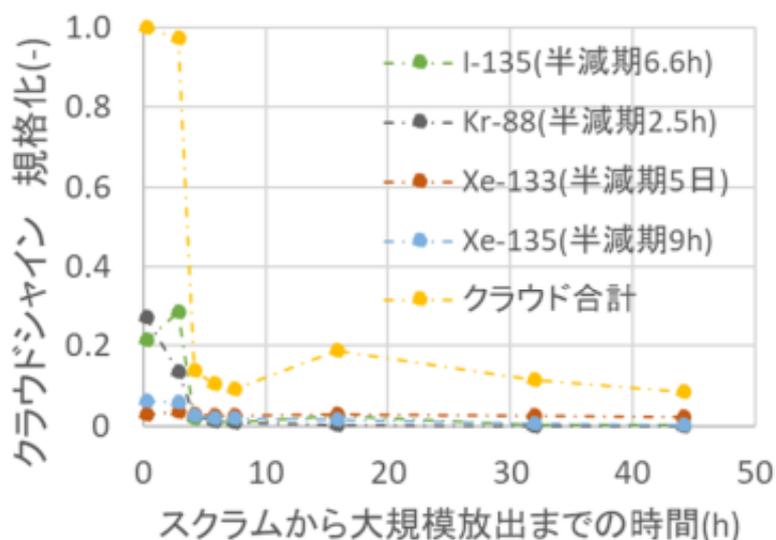


図 2.2.11 クラウドシャインによる被ばくの重要核種の寄与

Fig. 2.2.11 Contribution of Key Nuclides to Cloud Shine Exposure

注) 放出開始まで最短のシナリオの被ばく量 (Vのシナリオ) で規格化した値を示す。  
 離散的な結果であり、散布図であるが、説明の簡略化のため一点破線を描写した。

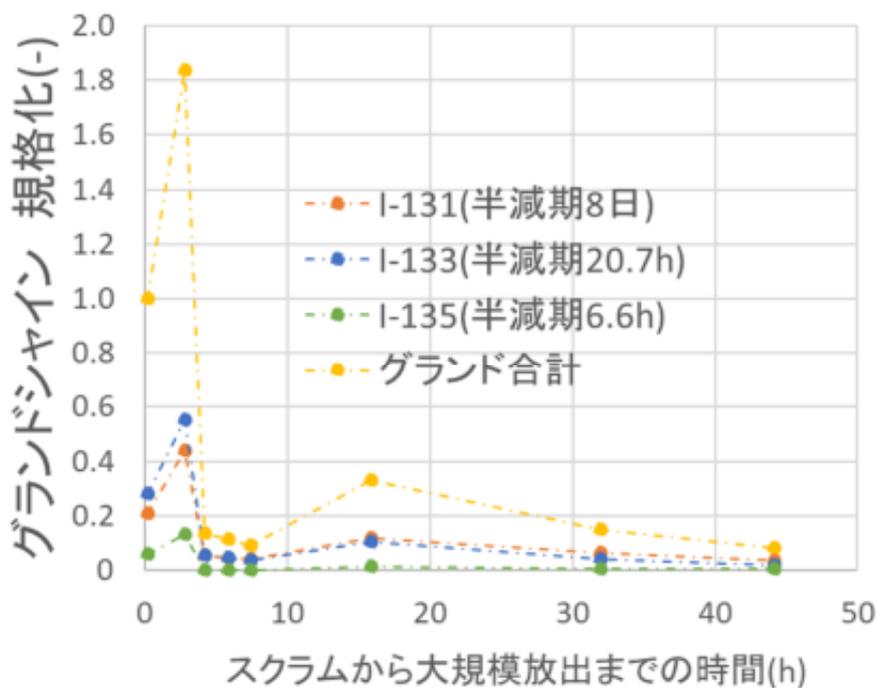


図 2.2.12 グラウンドシャインによる被ばくの重要核種の寄与

Fig. 2.2.12 Contribution of Key Nuclides to Ground Shine Exposure

注) 放出開始まで最短のシナリオの被ばく量 (Vのシナリオ) で規格化した値を示す。  
 離散的な結果であり、散布図であるが、説明の簡略化のため一点破線を描写した。

#### 2.2.4. 事故シナリオに対する被ばくの特徴分析（管理放出シナリオの特徴分析）

事故シナリオに対する被ばくの特徴分析では、格納容器破損シナリオと管理放出シナリオのそれぞれにおいて、被ばくの特徴分析を行った。このうち管理放出シナリオの特徴分析について述べる。

##### (1) 概要

FCVS による緩和手段を考慮した管理放出における被ばくの特徴を分析するための解析を実施した。2.2.3 と同様、FARCON によって、着目すべき核種の個人への被ばくの影響の評価を行い、定性的な傾向の分析を行った。管理放出における被ばくの特徴分析では、FCVS でのエアロゾル系の FP の除去により、エアロゾル系の核種による被ばく寄与が低減し、希ガス等のガス状の FP による被ばくが主となることが予想される。希ガス類は半減期が短いものが多いことが知られていることから、ここでは幅広い放出の履歴を仮想し、被ばくの特徴分析を行う。

##### (2) シナリオ分析の指標の検討

管理放出の事故シナリオについても、個人の被ばく量に着目し、被ばく量の寄与因子を分析する。特に格納容器破損に対する管理放出のシナリオの特徴を分析するため、個人の移動や変動する気象の条件を一定とすることで、事故シナリオと被ばくの直接的な関係の特徴を把握する。着目する指標は、2.2.3 と同様、個人被ばくの全実効線量に加えて、被ばく経路別の実効線量及び核種別の実効線量とする。

##### (3) 解析条件

###### ① 放出履歴の設定

管理放出に関する解析には、2.2.2 で実施した MELCOR で解析したシナリオのうち格納容器に FP が大規模に放出されることが期待される大破断 LOCA+SBO+ECCS 喪失のシナリオを選定した。なお、放出時期を変更した評価を行う必要があるため、必要に応じて、代替 DW スプレイ及び下部注水等の緩和条件等を変更して FCVS 作動タイミングが変化するように設定した。FCVS の手順としては、DW 管理放出に加えて、ウェットウェル（Wetwell：WW、以下「WW」という。）管理放出との2種類を考慮した。また、ここでは時間に対する幅広いシナリオを対象として被ばくの特徴を分析するため、以下の二つの簡略化を行った。

- DF は、エアロゾルに対して 1000、ガス状ヨウ素に対して 100 とした。
- 複数の時間刻みの放出履歴を作成するため、一部のシナリオは類似する事故進展解析の結果から類似かつ保守的なシナリオを参考に放出履歴を定めた。

DF の設定については、新規基準で用いられている下限の値を用いるものとした。なお、対象とした核種は、全て崩壊定数の違いを考慮した時間による減衰を考慮して

いる。解析に用いたシナリオを表 2.2.11 に示す。

## ② 環境影響解析手法

環境影響評価には FARCON を用いるものとし、基本的な条件は 2.2.2 と同様である。ただし、放出高さについては、格納容器破損のシナリオでは、地表面（放出高さ 0 m）であったのに対して、管理放出のシナリオでは地表面高さ 100 m からの放出を仮定した。

## (4) 結果と考察

環境への放出割合の結果を図 2.2.13 に示す。特徴としては、事故進展解析の結果から、ヨウ素やセシウム等のエアロゾル核種の環境への放出割合は格納容器破損が最も高く、次いで DW 管理放出、WW 管理放出の順番であった。一方で、希ガスはどの事故シナリオにおいてもほぼ全量放出となった。

被ばく評価の結果を図 2.2.14 に示す。結果の特徴としては、管理放出シナリオの実効線量は、格納容器破損シナリオと比較して 1 オーダーから 2 オーダー程度小さい線量であった。また、DW 管理放出と WW 管理放出の実効線量は大きく変化しなかった。被ばく経路については、格納容器破損シナリオの主要被ばく経路は吸入による内部被ばくであった一方で、管理放出の主要被ばく経路はクラウドシャインであった。

次に、管理放出の各解析において放出のタイミングを変化させる感度解析を行った。解析結果を図 2.2.15 に示す。管理放出シナリオでは、放出タイミングが遅いほど実効線量も小さくなった。このような結果は管理放出シナリオがどのケースでも希ガスの放出割合がほぼ 100 %である一方、エアロゾルの核種は FCVS によりほとんど除去されているため、実効線量への寄与は希ガスが支配的なためである。また、希ガスは半減期が短いものが多く、希ガスの減衰の影響で放出タイミングが遅いシナリオほど被ばくが小さくなったと考えられる。具体的に被ばくに寄与する主要な核種を分析すると、早期の放出では Kr-88（半減期 2.5 時間）が支配的であったのに対して、晩期では Xe-133（5.2 日）が支配的であった。Kr-88 の寄与は放出タイミングが遅くなるほど急激に減衰し、放出タイミングが 24 時間を過ぎると Kr-88 の寄与はほとんど見られなかった。したがって、管理放出では 24 時間以上管理放出タイミングが遅くなった場合には減衰の効果が弱まると示唆される。これを踏まえ、放出開始時刻 24 時間以前を「早期」、以降を「晩期」として事故シナリオを分類できると考えられる。

表 2.2.11 管理放出解析に関するシナリオ

Table 2.2.11 Analyses Scenarios for Controlled Release

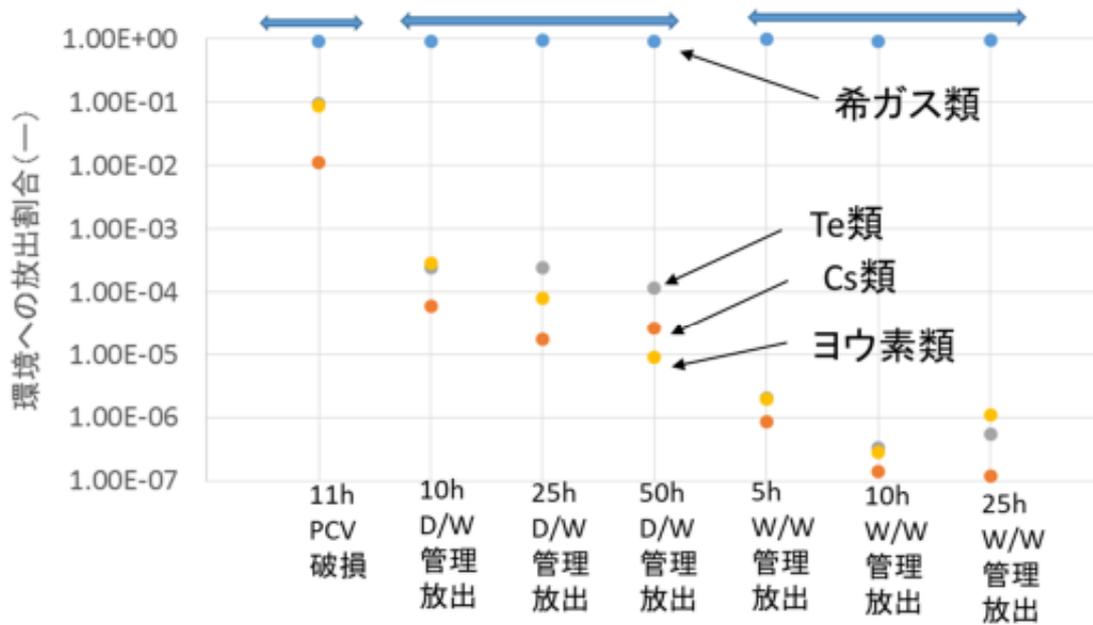
フィルタベント種類	FCVS 作動時刻(h)					
	DW 管理放出	5*	10	15*	20*	25
WW 管理放出	5	10	15*	20*	25	50*

注) \*を記載したシナリオは類似シナリオを用いて、放出時間の放出履歴を作成した。

表 2.2.12 環境影響評価の解析条件 (管理放出)

Table 2.2.12 Analyses Conditions for Environmental Effect Analyses (Controlled Release)

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
対象核種クラス	主要 5 クラス	Xe 類、Cs 類、I 類、Te 類、Ba 類
放出・気象条件		
放出高さ	100 m	建屋又はスタック高さを仮定
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とする。
風速	2 m/s	
降雨	降雨なし	
混合層高さ	1000 m	
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
吸入による被ばく対象核種	主要 7 核種	I-131、I-133、Cs-134、Cs-136、Cs-137、Te-132、Sr-90
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
グランドシャイン遮蔽係数	0.7	NUREG-1150 を参照 <sup>34</sup>



注) 図中の (↔) は放出形態の違いを表す

図 2.2.13 事故進展解析結果による環境への放出割合 (大破断 LOCA シナリオ)

Fig. 2.2.13 Release Rates to the Environment Based on Accident Progression Analyses (Large-break LOCA Scenarios)

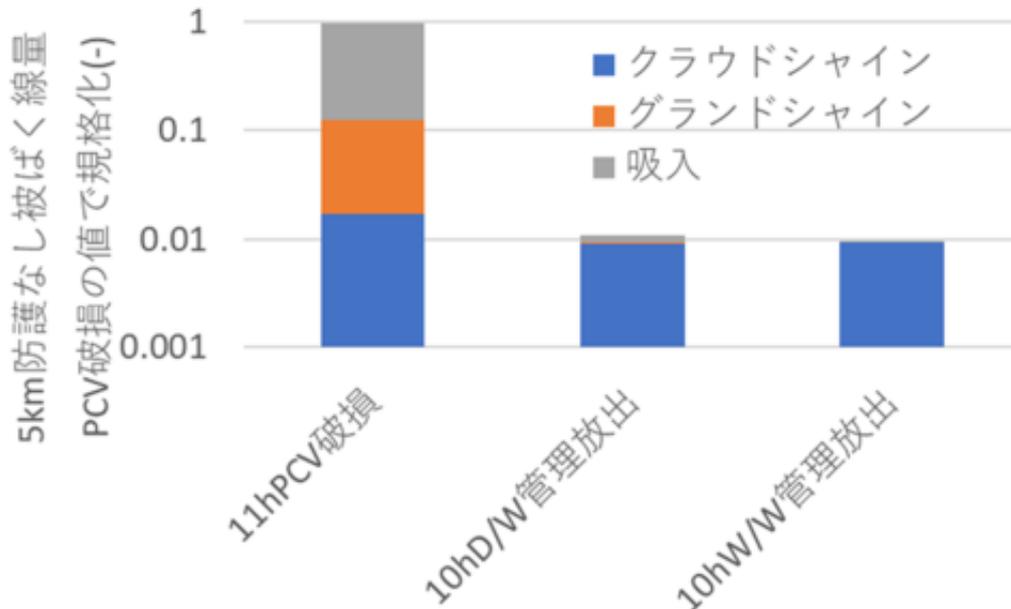


図 2.2.14 放出形態ごとの被ばく経路の割合 (大破断 LOCA シナリオ)

Fig. 2.2.14 Effective Dose Rates for Each Release Mode (Large-break LOCA Scenarios)

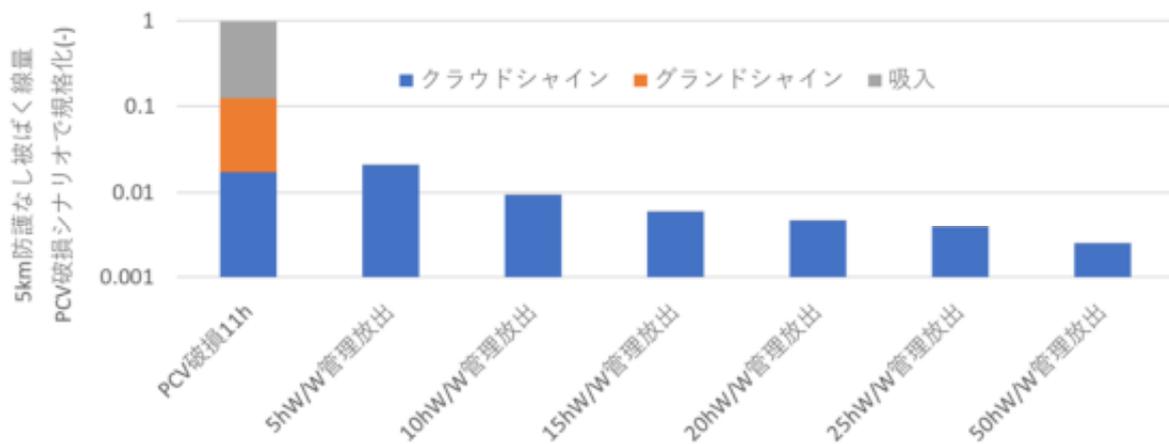


図 2.2.15 時間変化に対する被ばく経路の割合（大破断 LOCA シナリオ）

Fig. 2.2.15 Effective Dose Rates by Release Timing (Large-break LOCA Scenarios)

### 2.2.5. 被ばくの特徴の整理及び詳細解析手法の整備

これまでの全体特徴分析の解析では重要核種に着目した解析を実施した。さらに詳細な核種ごとの被ばく量を評価するため、SNL で開発された確率論的環境影響評価コード MACCS を用いた。MACCS を用いることにより、FARCON に比べ、より多様な核種（放射性崩壊により生成された娘核種等）の影響を考慮した被ばく評価が実施可能である。

#### (1) シナリオによる被ばく評価の特徴の整理

2.2.3 及び 2.2.4 の分析から複数の事故進展シナリオを被ばくの特徴に基き、分類を行った。放出タイミングの観点では、4 時間程度、及び 24 時間程度を境に事故シナリオの特徴が大きく変化することからそれぞれ、超早期、早期及び晩期として、三つの区分とした。また、放出形態（管理放出／格納容器破損）のよって大きな差異が生じることを踏まえて、二つの区分とした。

以上より、下記の表 2.2.12 のとおりに放出形態（管理放出/格納容器破損）と、放出タイミング（超早期／早期／晩期）の観点で、事故シナリオを分類した。なお、4 時間以内の放出については、管理放出においても FCVS で除去されない希ガスによる被ばくのみであっても十分に被ばく量が大きく、オンサイトの対応、オフサイトでの防護措置等の時間余裕が非常に短いことからここでは対象外とした。

#### (2) 試解析のながれ

今まで分類したシナリオの特徴区分のうち、早期大量放出、晩期大量放出、早期管理放出、晩期管理放出の四つの区分に対して、被ばくの特徴の定量的な比較を試みた。これにより、防護措置を考慮した解析に向けた視点を整理する。

全体分析と同様、BWR5 MarkII を対象とし、解析には、プラント周辺公衆の被ばく線量を、詳細な崩壊チェーンを考慮して解析するため、環境影響評価には MACCS を用いることとした。

#### (3) 試解析における放出履歴の設定

今回の管理放出のモデルに関しては、DF は現実的な実力値を用いた分析とするため、2.2.2 に示すとおり、粒子径別の実験値より設定したモデルを用いた。詳細分析では、圧力・温度上昇が急峻でフィルタベントによる対策が求められる大破断 LOCA+ECCS 喪失+SBO シナリオを対象とし、放出形態を格納容器破損、WW 経由管理放出、DW 経由管理放出の 3 とおりとして決定した。

放出時期は、スクラムから主要な放出（主要な放出とは、格納容器破損シナリオでは格納容器破損に伴う放出、管理放出シナリオではフィルタベント実行に伴う放出をいう）開始までの時間について、スクラムから以下の 2 点を代表点とした。

- ✓ 早期放出：約半日

✓ 晩期放出：約 1 日

この放出時期を再現するため、ペDESTAL注水及び DW スプレイを用いて、格納容器破損又は管理放出までの時間を約半日又は約 1 日となるよう事故進展解析を実施した。評価対象のシナリオを表 2.2.14 に示す。

#### (4) 環境影響評価解析の設定

環境影響評価には MACCS を用いた。FARCON との比較を行うため、風向きは常に同じ方位に向けて吹くと仮定し、プルーム中心線における実効線量を算出した。算出する中心線線量は、1 年間の全気象条件における平均値とした。使用した大気拡散モデルはガウスプルームモデル、線量換算係数は FGR13<sup>35</sup>を用いた。放出高さについては、FCVS を考慮した管理放出シナリオでは現実的なプラント高さを考慮した。

#### (5) 分析の視点

詳細な核種別の被ばく量の評価の分析方法として、複数の因子が被ばくに及ぼす影響を以下の式で近似できると仮定する。この近似は、被ばく量が、初期インベントリに対して、プラント外に放出されるまでの低減効果、時間による減衰、拡散等に低減等の除去又は低減効果を受け、評価地点の空間濃度が決定され、線量換算係数を勘案して評価されることから、被ばく量は、これらの因子の積として計算されるという仮定とする。具体的には、ケース間の比較を行う際、核種別経路別の被ばく量の低減効果の要因について分析を行うため、(2.2.2)より各因子による低減効果を分析する。なお、インベントリ、低減効果、減衰、線量換算係数等は核種によって大きく異なるため、独立で計算したものを積算している。

$$H(t) \propto \sum_i^n \sum_j^m (F_{INV}^i \times F_{REL}^i(t) \times F_{DCY}^i(t) \times F_{DCF}^{i,j} \times F_e^{i,j}) \quad \dots \dots \quad (2.2.2)$$

ここで、各係数は以下のとおり。

$i$  : 核種

$t$  : スクラムからの時間

$H(t)$  : 被ばく量

$F_{INV}^i$  : 初期インベントリ因子 (初期インベントリの割合)

$F_{REL}^i(t)$  : 炉内からの放出割合因子 (DF 効果による物理的低減)

$F_{DCY}^i(t)$  : 核種別減衰割合因子 ( $F_T(i, t) = \exp(-\lambda t)$ )

$F_{DCF}^{i,j}$  : 線量換算係数因子

$F_e^{i,j}$  : 環境影響等その他の因子 (気象の影響、距離の影響、粒径の影響など)

$j$  : 被ばく経路

$n$  : 全体核種

$m$  : 全被ばく経路

この仮定により、被ばく量への影響が大きい核種を半定量的に議論することができる。対象とする低減効果は、炉内からの放出割合因子 $F_{REL}$ 及び核種別時間による減衰割合因子 $F_{DCY}$ とする。初期インベントリ因子 $F_{INV}$ 、線量換算係数因子 $F_{DCF}$ 及び環境影響等その他の因子 $F_e$ はここではシナリオによって変化しないと仮定する。なお、線量換算係数は核種別被ばく経路別に異なることから、被ばく経路別の分析を行うものとする。ある2ケースの被ばく量の低減割合は以下の式(2.2.3)で表される。

$$\dot{H}_{(a-b)}^{i,j} = \frac{H^{i,j}|_{case=b}}{H^{i,j}|_{case=a}} \propto \frac{F_{INV}^i \times F_{REL}^i(t) \times F_{DCY}^i(t) \times F_{DCF}^{i,j} \times F_e^{i,j}|_{case=b}}{F_{INV}^i \times F_{REL}^i(t) \times F_{DCY}^i(t) \times F_{DCF}^{i,j} \times F_e^{i,j}|_{case=a}} \quad \dots \quad (2.2.3)$$

$$\propto \dot{F}_{REL}^i \times \dot{F}_{DCY}^i$$

$$\dot{F}_{REL}^i = \frac{F_{REL}^i|_{case=b}}{F_{REL}^i|_{case=a}} \quad \dots \quad (2.2.4)$$

$$\dot{F}_{DCY}^i = \frac{F_{DCY}^i|_{case=b}}{F_{DCY}^i|_{case=a}} \quad \dots \quad (2.2.5)$$

$\dot{H}_{(a-b)}^{i,j}$  : ケース a とケース b の被ばく量の低減割合

$\dot{F}_{REL}^i$  : (ケース a とケース b の) 核種 i の放出割合による低減割合

$\dot{F}_{DCY}^i$  : (ケース a とケース b の) 核種 i の時間減衰による低減割合

ここでは、核種別被ばく経路別の被ばく量の低減割合 $\dot{H}_{(a-b)}^{i,j}$ を分析する際に、式(2.2.4)及び式(2.2.5)に示す核種別の低減割合で表され、経路の効果は近似的に無視される。

## (6) 結果と考察

### ① 被ばく経路の特徴分析

早期格納容器破損と早期管理放出 (DW 経由管理放出及び WW 経由管理放出) の比較を行った。以下、格納容器破損の実効線量全体を1として正規化し、それとの比率を被ばく経路別に算出して結果を示す。

格納容器破損と管理放出のシナリオを図 2.2.16 に示す。格納容器破損の場合は吸入被ばくが当該シナリオの全実効線量の72%を占め、支配的な被ばく経路であった。管理放出の場合には、格納容器破損の場合と比較して吸入被ばくやグラウンドシャインが約100分の1以下に低減され、管理放出シナリオにおける全実効線量が大きく低減した。その一方で、クラウドシャインは管理放出の場合であっても格納容器破損の場合の6割程度 (格納容器破損が0.027に対してDW 経由管理放出が0.011、WW 管理放出が0.016) までしか低減しなかった。これは、フィルタで除去できない希ガスがクラウドシャインに影響しているためである。

なお、実効線量の観点では今回対象としたシナリオではDW 管理放出もWW 管理放出も大きな差が見られなかった。これは、前述のとおり希ガスの影響が大きく、クラウドシャインが支配的であるためである。実機においてはWW 管理放出が優先的な手順である

ことから、以下、管理放出は WW 管理放出のシナリオを代表的なシナリオとする。

## ② 核種別の被ばく特徴の分析（格納容器破損シナリオ）

早期格納容器破損シナリオと晚期格納容器破損シナリオの場合の被ばく線量の比較では、上述のとおり、支配的な被ばく経路は吸入被ばくであった。吸入被ばくの核種別の分析結果を図 2.2.17 に示す。早期格納容器破損と晚期格納容器破損の被ばく量の差の原因となる主な核種は、I-131 であった。I-131 による被ばく線量は早期格納容器破損シナリオと比較して晚期格納容器破損シナリオの方が小さく、これが放出タイミングによる被ばく線量の差異に影響している。さらに詳細分析すると、放出割合の早期格納容器破損シナリオに対する晚期格納容器破損シナリオの比率  $\dot{F}_{REL} = 0.23$  であるのに対して、減衰による変化については  $\dot{F}_{DCY} = 0.95$  であったことから、I-131 による被ばく量の減少理由は、減衰の影響よりむしろ事故進展の違いによって放出割合が減少することが分かった。その他に被ばく線量に影響している核種としては Te-132 があるが、早期と晚期で比較して放出割合の変化が小さい Te-132 は、被ばく量の差への影響も小さい<sup>(注1)</sup>。つまり、格納容器破損のシナリオにおいては、放出タイミングの差異によって放出割合が異なることで、全体の被ばく線量が大きく変化しているといえる。

放出タイミングによって I-131 の環境への放出割合が早期格納容器破損シナリオと晚期格納容器破損シナリオで変化する理由としては、晚期格納容器破損シナリオの方が格納容器内部での重力沈降などによる沈着（以下「ホールドアップ効果」という。）の効果が大きかったことが影響していると考えられる。一方で、Te-132 に関しては炉心から格納容器への放出が圧力容器破損後も継続していたために、ホールドアップの効果が小さく、早期格納容器破損シナリオでも晚期格納容器破損シナリオでも放出割合が変わらなかった。環境に放出される FP の放出割合が被ばくに大きな影響を与えることから、放出割合の差異に影響を与える格納容器ホールドアップ効果などの因子について今後着目していく必要がある。

## ③ 核種別の被ばく特徴の分析（管理放出シナリオ）

管理放出の場合は、支配的な被ばく経路はクラウドシャインであった。クラウドシャインの核種別の分析結果を図 2.2.18 に示す。より詳細に早期管理放出と晚期管理放出を比較すると、被ばく量の差の原因となる主な核種は Kr-88 であった。Kr-88 による被ばく線量は早期管理放出シナリオと比較して晚期管理放出シナリオの方が小さく、これが放出タイミングによる被ばく線量の差異に影響している。

放出割合の早期管理放出シナリオに対する晚期管理放出シナリオの比率  $\dot{F}_{REL} = 1$  であ

---

<sup>(注1)</sup> 本解析では、早期シナリオと晚期シナリオにおいて、炉心損傷後に原子炉圧力容器内から再放出される Te クラスの FP に差異があったため、ここでは  $F_{rel} > 1.0$  となっている。

るのに対して、減衰による変化については $\dot{F}_{DCY} = 0.01$ であったことから、Kr-88による被ばく量の減少理由は、放出割合の影響よりむしろ時間が経過したことによって短半減期核種である Kr-88 が減衰したことであった。つまり、管理放出のシナリオにおいては、放出タイミングの差異によって希ガスの減衰の効果が大きいことで、早期のシナリオと比較して晩期のシナリオは全体の被ばく線量が低下することを定量的に示した。

表 2.2.13 放出形態と放出タイミングでの事故シナリオの分類

Table 2.2.13 Characterization of Accident Scenarios by Release Mode and Release Timing

	4 時間以内 (超早期)	4 時間-24 時間 (早期)	24 時間以降 (晩期)
格納容器破損	<ul style="list-style-type: none"> <li>短半減期の希ガスやヨウ素による寄与が多くなる。</li> <li>オンサイトにおける対策、オフサイトでの防護措置が限定される。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>吸入被ばくの寄与が大きい。</li> <li>核種の減衰の効果よりエアロゾルの放出量が重要である。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>吸入被ばくの寄与が大きい。</li> <li>核種の減衰の効果よりエアロゾルの放出量が重要である。</li> </ul>
管理放出	<ul style="list-style-type: none"> <li>FCVS で除去されない希ガスによる被ばくのみであっても十分に被ばく量が多い。</li> <li>オンサイトの対応、オフサイトでの防護措置等の時間余裕が非常に短い状況となる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>吸入被ばくの寄与は小さい。</li> <li>短半減期核種 Kr-88 の影響が大きく、放出タイミングが遅いほど被ばくが低減する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>吸入被ばくの寄与は小さい。</li> <li>短半減期核種の影響は小さい。</li> </ul>

表 2.2.14 環境影響評価の代表事故シーケンス (詳細解析)

Table 2.2.14 Accident Sequences for Environmental Effect Analyses (Detailed Analyses)

Case	放出形態	スクラムから放出までの時間	事故シーケンス概略	
1-A	PCV破損	約半日(早期)	大破断LOCA + ECCS起動失敗 + SBO + PED注水 + D/Wスプレイ	(スプレイは半日で機能停止)
1-B		約1日(晩期)		(スプレイは1日で機能停止)
2-A	W/W管理放出	約半日(早期)		+ AM LPCI+W/W FCVS (半日でW/W外部注水制限に至る)
2-B		約1日(晩期)		+ W/W FCVS (1日でW/W外部注水制限に至る)
3-A	D/W管理放出	約半日(早期)		+ AM LPCI+D/W FCVS (半日でW/W外部注水制限に至る)
3-B		約1日(晩期)		+ D/W FCVS (1日でW/W外部注水制限に至る)

表 2.2.15 環境影響評価の解析条件（管理放出）

Table 2.2.15 Analysis Conditions for Environmental Effect Analyses (Controlled Release)

項目	条件	備考
解析コード		
コード	MACCS	WinMACCS バージョン 3 を使用
評価体系・評価地点		
評価地点	1 k m地点	最も厳しい条件を選定
評価期間	1 週間	
評価軸	中心線線量	
タイムステップ	1.0 h ごと	MACCS の設定の最小値
対象核種クラス	デフォルト 69 核種	MACCS のデフォルト 9 核種グループ (Xe,Cs,Ba,I,Te,Ru,Mo,Ce,La)
放出・気象条件		
放出高さ	55 m	現実的なベントの高さを考慮
気象条件	一年平均	大気安定度、風速、降雨、混合総高さ等は 簡単のため代表プラントの 1 年間の平均と した。
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	デフォルト	MACCS のデフォルト (粒径依存あり)
線量換算係数	MACCS 推奨値	FGR13DCF <sup>35</sup> を参考

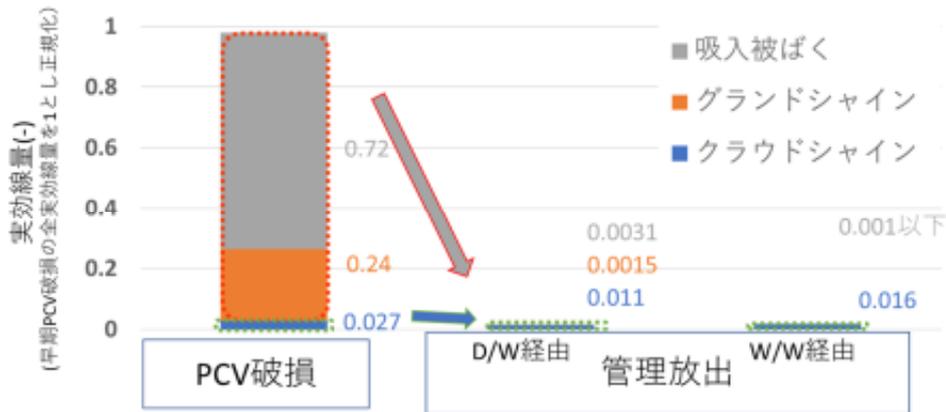


図 2.2.16 格納容器破損の場合と管理放出の場合の被ばく線量の比較

Fig. 2.2.16 Comparison of Exposure Doses in Case of Containment Failure and Controlled Release

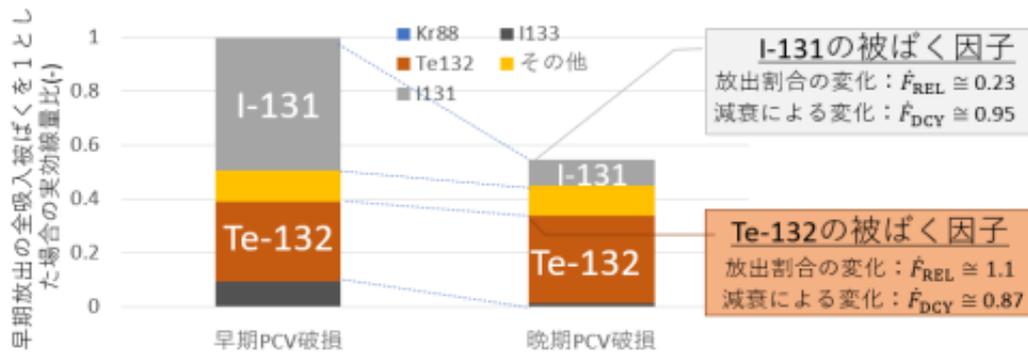


図 2.2.17 早期格納容器破損シナリオと晩期格納容器破損シナリオの実効線量の比較

Fig. 2.2.17 Comparison of Exposure Doses in Case of Early and Late Containment Failure

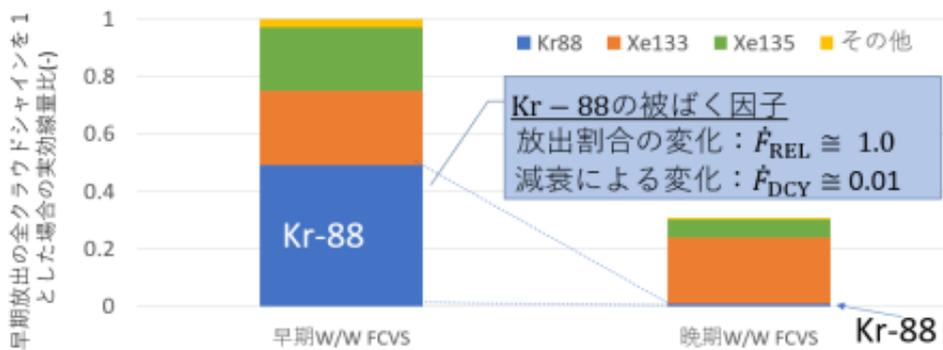


図 2.2.18 早期管理放出シナリオと晩期管理放出シナリオの実効線量の比較

Fig. 2.2.18 Comparison of Exposure Doses in Case of Early and Late Controlled Release

## 2.2.6. まとめ

代表プラントを対象とした、部分的に緩和手段が使用可能なシナリオ及び管理放出のシナリオについて事故進展解析を行うため MELCOR を用いて解析モデルを整備し、解析を実施した。また、この事故進展解析の結果を用いて、FARCON 及び MACCS を用いて公衆の被ばくに関する特徴分析のための解析を実施した。主要な被ばくシナリオの特徴は以下のとおりである。

- (1) 今回対象としたシナリオでは格納容器破損の場合に吸入による内部被ばくの寄与が大きく、どのシナリオの被ばく経路も、一週間程度の期間で評価した場合にはプルーム通過中の被ばくの影響が大きいと示唆される。管理放出では、格納容器破損時に比べ、吸入被ばくやグラウンドシャインの減少によって、被ばく線量が低減する。
- (2) 管理放出時と格納容器破損時での、影響が支配的な被ばく因子の違いを示した。
  - ▶ 管理放出：短半減期核種の減衰の影響が大きい (Kr-88 の減衰の影響を定量化)
  - ▶ 格納容器破損：放出割合の影響が大きい

## 2.2.7. 防護措置を考慮した場合において重要と考えられる視点

これまで整理した事故シナリオの特徴分析結果を踏まえ、防護措置を考慮した検討を進めていく予定である。これまでに明らかとなった、シナリオの特徴から、防護措置を考慮した場合において重要と考えられる視点を整理する。

PAZ に対する防護措置を表 2.2.16 にまとめた。格納容器破損の超早期シナリオにおいては、これまでの解析で、全体の被ばく線量が極めて高いことのほか、短半減期核種が大きく影響しクラウドシャインやグラウンドシャインの影響が大きくなる結果となった。

超早期の放出の際の防護への影響として、避難が間に合わない可能性、プルーム通過中に避難を行う可能性がある。この際には、短半減期核種の影響を踏まえて、GE 発出後即避難の他に、プルーム通過までの屋内退避を行うことでより効果的な防護措置が実行できる可能性について検討する余地がある。

UPZ に対する防護措置を表 2.2.17 にまとめた。被ばく経路の分析から、プルーム通過中の被ばく線量の影響が大きいことが分かった。特に、管理放出では顕著にクラウドシャインの影響が大きかった。現行の指針では UPZ の防護措置の第一選択は屋内退避であり、プルーム通過中の被ばくを防ぐ効果の大きい屋内退避の防護措置の合理性が示された。なお、指針では事故の進展に応じて段階的に UPZ の住民も屋内退避から避難に切り替える場合がありうると記されているが、このような段階的な避難を行う場合にプルームをいかに避けるかを検討する必要があると考えられる。特に晩期シナリオでは屋内退避の長期化が問題とされており、UPZ 住民の段階的な避難の効果とリスクについての検討を行う余地がある。

表 2.2.16 PAZ において重要と考えられる防護措置

Table 2.2.16 Protection Measures Considered Important in PAZ

	超早期 (4 時間以内)	早期 (4-24 時間)	晩期 (24 時間以降)
格納容器破損	現行の指針では GE 発出後即避難 となっているが、	現行どおり避難	現行どおり避難
管理放出	一時的に屋内退 避を行うことも 検討すべき	現行どおり避難	現行どおり避難

表 2.2.17 UPZ において重要と考えられる防護措置

Table 2.2.17 Protection Measures Considered Important in UPZ

	4 時間以内	4 時間-24 時間	24 時間以降
格納容器破損	現行どおり屋内 退避	現行どおり屋内 退避	現行どおり屋内 退避 * 長期屋内退避 が必要となるシ ナリオについて 別途検討すべき
管理放出		現行どおり屋内 退避	現行どおり屋内 退避 * 長期屋内退避 が必要となるシ ナリオについて 別途検討すべき

### 2.2.8. 今後の方針

現在まで計画どおり、代表シナリオの環境影響評価を行い、特に防護措置を考慮しない場合について、代表的な事故シナリオの特徴分析を行った。今後は防護措置を考慮した解析を実施し、より広い範囲での事故シナリオの特徴分析を進める。

## 2.3. 防護措置実施の検討に関するリスク評価研究

EAL 判断基準と防護措置の組合せが線量等に及ぼす影響を評価するための解析手法を整備することを目的として、OSCAAR の大気拡散・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、モデルの改良及びパラメータの整備を実施した。

まず OSCAAR において時系列情報を活用できるように改良した。次に流体モデルを活用し、粒子の動態により生じる鉛直分布が被ばく量に与える影響について検討した。さらに、OSCAAR で用いる避難経路のデータを作成する手法を整備した。

### 2.3.1. 被ばく解析モデル及び防護措置評価手法の検討

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の解析手法を整備する。そのために、重大事故時において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として、OSCAAR を採用した。

OSCAAR (本間ら,2000)<sup>36</sup>は JAEA が開発し、2020 年に公開された。事故時に放出された FP の環境中移行モジュール (以下「ADD モジュール」という。)、それに伴う公衆への被ばくモジュール (以下「EARLY モジュール」という。)、長期被ばくモジュール (以下「CHRONIC モジュール」という。)、防護対策による被ばく低減効果モジュール (以下「PM モジュール」という。)、被ばく集団の健康影響 (以下「HE モジュール」という。) 及び経済影響 (以下「ECONO モジュール」という。) 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 (図 2.3.1)。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、OSCAAR を改良する上で必要な項目を整理した。

#### (1) 時系列情報に係る改良

OSCAAR では、EARLY モジュール及び CHRONIC モジュールにおいて、それぞれ短期の線量 (1 日間、7 日間、1 年間等) 及び長期の線量 (10 年間、50 年間等) を出力している。しかし、これらの評価期間では、刻々と変化する線量率の変化をとらえることができず、また、OIL による意思決定にも用いることができないという課題があった。そこで、早期被ばくでは、放出開始から 168 時間まで 1 時間当たりの被ばく線量を、長期被ばくでは、50 年まで 1 年間当たりの被ばく線量を評価・出力可能となるように改良を施すことにする。

##### ① クラウドシャイン及び吸入被ばく線量の出力改良

防護対策に関する PM モジュールにて、環境への放出以前あるいは直後に導入される屋内退避、コンクリート屋内退避、避難、安定ヨウ素剤の服用といった種々の早期防護対策は、OSCAAR 入力ファイルで設定される防護対策進展の時間軸に沿って考慮される。よって、防護対策の低減効果を加味した線量は、防護対策の進展状況と合わせて評価する必要がある。その為、FP 濃度 (大気中濃度や地表面濃度等) の時間的・空間的な

分布を求める大気拡散・沈着解析に関する ADD モジュールから PM モジュールへ引き渡される時系列データは、OSCAAR の防護対策進展設定の時間単位と同じ、1 時間ごとのデータとなっている。従来の OSCAAR では、防護対策進展と時系列データに基づいて、1 時間ごとに「防護対策実施時の線量」を計算してはいたが、OSCAAR 既定の評価期間に応じて積算した結果のみを出力していた。そこで本研究では、PM モジュールに引き渡される時系列データを拡張し、防護対策実施時の線量と不実施時の線量について、放出開始から 168 時間まで 1 時間当たりの被ばく線量を、被ばく経路別・距離区分別・32 方位区分別にて出力できるように改良する。

#### ② 早期グランドシャイン線量の定義変更及び出力改良

従来の OSCAAR におけるグランドシャインの計算でも評価期間全体の積算結果しか出力されなかった。また、全ての放射性雲についての移流計算が終了した時点（移流期間終了時点）を線量評価の開始時刻として定義していた為、移流期間中の被ばくは定義に含まれていなかった。本研究では地表面沈着量として、ADD モジュールで計算される地表面沈着量の時系列データをそのまま用いることで、クラウドシャインおよび吸入被ばくと同様に移流期間中の線量評価を可能にし、防護対策実施時の線量と不実施時の線量について、放出開始から 168 時間まで 1 時間当たりの被ばく線量を計算・出力可能とする。

#### ③ 空間線量率の出力改良

従来の OSCAAR では、移流期間終了時点の地表面沈着量に起因する空間線量率のみを評価、出力していた。本研究では、ADD モジュールで計算される地表面沈着量の時系列データを用いて移流期間中の線量評価を行い、放出開始から 168 時間まで 1 時間当たりの空間線量率を計算・出力可能とする。

#### ④ 長期被ばく線量の定義変更及び出力改良

OSCAAR 内部で長期被ばく線量は、CHRONIC モジュールと PM モジュールで計算される。移転や食物摂取制限といった長期防護対策は、PM モジュールにて 1 年単位で考慮される為、PM モジュールでは 1 年ごとに被ばく線量を計算する。1 年ごとの被ばく線量評価に用いる 1 年単位の時系列情報として、長期グランドシャインについては地表面に沈着した核種からの暴露量が、再浮遊吸入被ばくについては吸入摂取量が、経口被ばくについては濃縮係数が、それぞれ CHRONIC モジュールから PM モジュールに引き渡される。本研究では、防護対策不実施時の 1 年間線量はこれら時系列情報から新規に計算し、防護対策実施時の 1 年間線量は PM モジュールでの計算結果を 1 年ごとに出力できるようにすることで、50 年まで 1 年当たりの被ばく線量を出力可能とする。

### (2) 被ばく評価モデルの検討

粒子の沈着と再浮遊に関する被ばく評価モデルの精緻化の検討を行った。OSCAAR では長期被ばく線量評価に関する CHRONIC モジュールにおいて、地表面に沈着した FP が舞い上がり空気中に漂っている場合の被ばくについて、体内組織における核種の蓄積よりも体外あるいは肺内の核種による被ばくが卓越するとするサブマージョンを仮定した線量換算係数を利用して評価している。サブマージョンは評価点周辺で放射性核種が一樣な濃度で無限に広がっていると仮定しているため、再浮遊粒子の空間分布によっては過大評価となる可能性がある。

そこで本研究では、数値流体力学 (Computational fluid dynamics : CFD、以下「CFD」という。) 解析を用いて地上の空気の流れをシミュレーションし、サブマージョンを仮定することの妥当性について検討する。地表面の粒子の移動メカニズムには転動、跳躍、浮遊の 3 種類がある (例えば吉崎(2005)<sup>37</sup>)。転動は mm 単位の大きな粒子に対して発生し、粒子が転がって移動するプロセスである。跳躍は一旦跳ね上がった粒子が落下しながら移動する現象であり、粒径は 0.1 mm 以上の粒子で起こりやすい。Bagnold(1941)は、これらの粒子の移動メカニズムのうち、浮遊は無視できるほどに小さく、転動が 1/4、跳躍が 3/4 を示すとしている<sup>38</sup>。この原因としては、小さな粒子は粘性層の中に埋もれて乱れによって擾乱されにくいこと、他の大きな粒子によってすぐに補足されることなどが挙げられる。そして大きい粒子は転動が起こりやすいが、粒径が大きく重力が大きいため高く浮遊しにくい。例えば吉崎(2005)によれば、飛砂の 80-90 %は地表面 30-50 cm で捕捉されている<sup>37</sup>。しかし Hudson(1973)によれば、10  $\mu\text{m}$  以下の粒子は一旦浮遊した場合は大気中の滞在時間が長いいため、被ばくへの影響が大きい<sup>39</sup>。そこで本解析では浮遊過程を対象として、粒子挙動の解析を行う。

### (3) 防護措置評価に係る改良

OSCAAR では大気拡散解析に関する ADD モジュールにおいてガウスパフモデルを採用しており、放射エネルギーの 2 次元分布を考慮できるようになっている。一方、従来の OSCAAR 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ため、避難中の被ばく量評価において実際の位置における放射エネルギーが反映できていなかった。そこで本研究では避難経路上の点の距離と方位を反映して、OSCAAR で用いる避難経路のデータを作成する手法を整備する。

#### ① 避難モデルの改良

OSCAAR の避難モデルでは、避難中の移動経路を考慮した被ばく線量を計算するために、避難元から避難先までに通過するメッシュの位置情報とそのメッシュでの滞在時間を考慮している。ここに各メッシュの避難前の人ロデータを与えることで、避難が完了していない人数の時間変化を計算する機能を OSCAAR に新たに実装する。

#### ② 避難経路解析プログラムの整備

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新たに整備する。

### ③ 避難経路データの作成

実際の地方自治体の広域避難計画で示されている避難経路に基づき、OSCAAR で使用する避難経路データを作成する。

## 2.3.2. OSCAAR の改良

JAEA との協議により 2.3.1 で検討した方針に沿って JAEA が実施した主な内容<sup>16</sup>を示す。

### (1) 時系列情報に係る改良

2.3.1 の(1)の①～④に掲げた改良点を OSCAAR に実装した上で試解析を行う。JAERI-Research 2000-060 (本間ら,2000)<sup>36</sup>に示される事故シナリオの炉内インベントリ及びソースタームの情報を用いて線量評価を行った。

#### ① 計算条件

- ソースターム
  - 事故シナリオ：原子炉スクラム失敗シーケンス
  - 放出開始までの時間：3 時間
  - 放出継続時間：23 時間
  - 放出高さ：40 m
- 気象シーケンス
  - 1 シーケンス (ランダムサンプリング)
- 評価線量 (1 時間ごと)
  - 放射性雲からの直接線による外部被ばく (クラウドシャイン)
  - 空気中の核種の呼吸摂取による内部被ばく (吸入被ばく)
  - 地表沈着核種からの直接線による外部被ばく (早期グランドシャイン)
- 評価線量 (1 年ごと)
  - 地表沈着核種からの直接線による外部被ばく (長期グランドシャイン)
  - 地表から再浮遊した核種の吸入による内部被ばく (再浮遊吸入被ばく)
  - 汚染された食物の摂取による内部被ばく (経口被ばく)

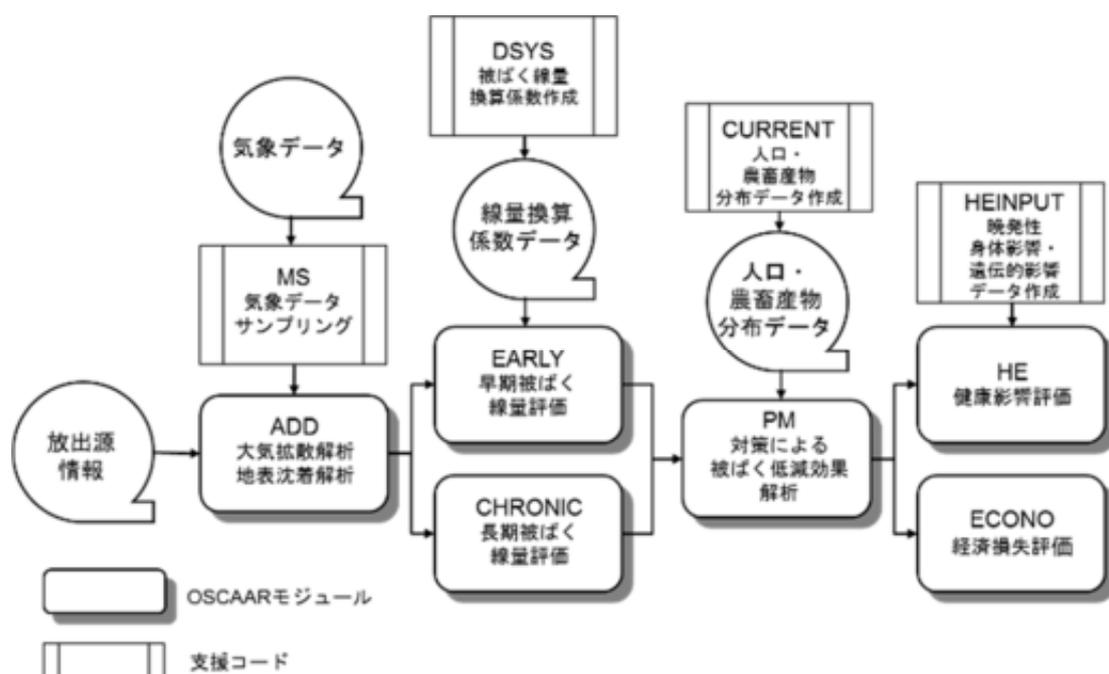
#### ② 早期被ばく解析例

試解析結果を図 2.3.2 に示す<sup>16</sup>。各評価点における 32 方位区分の結果の算術平均値であり、「方位平均」という用語を用いている。図 2.3.3 は改良前後のグランドシャイン線量の比較 (放出点から 4.5 km) である<sup>16</sup>。1 時間当たりの線量について、改良前の線

量と改良後の移流期間以降の線量は一致する。また、計算した気象シーケンスにおける移流期間の長さに依存するが、改良前の線量では線量寄与の大きい初期段階の線量が考慮されないため、移流期間が長いほど積算線量が過小評価されるおそれがある。

### ③ 長期被ばく解析例

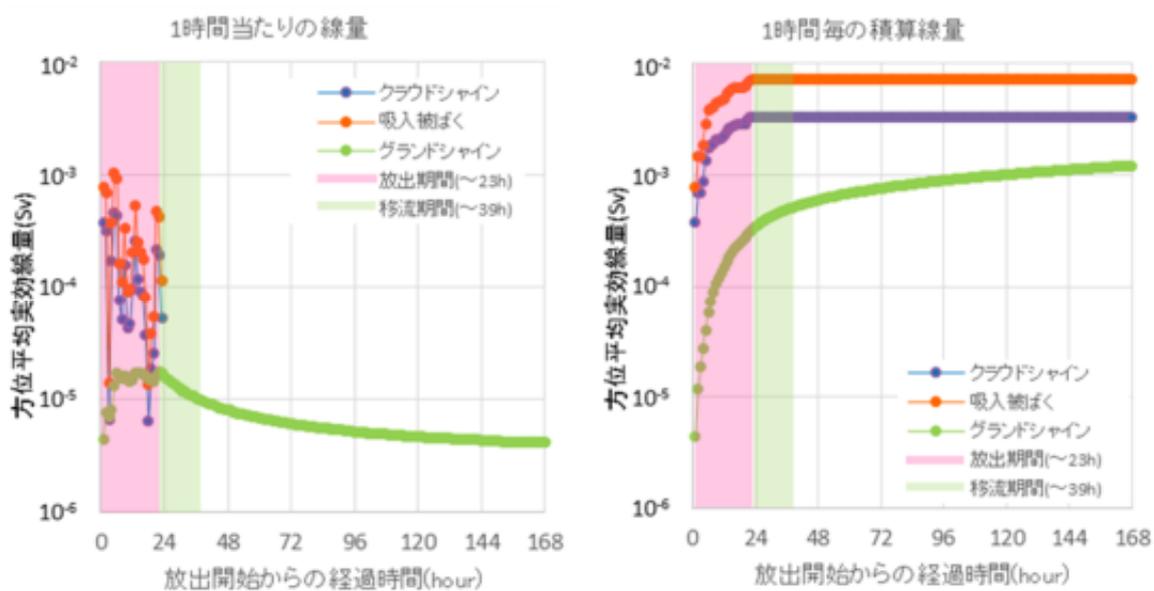
試解析結果を図 2.3.4 に示す<sup>16</sup>。経路ごとの被ばく線量の推移を比較することができるようになった。なお、右の積算線量は OSCAAR で直接出力することはできないため、1年当たりの線量を1年ずつ積算した値を用いて計算している。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和3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」、令和4年3月<sup>16</sup>

図 2.3.1 OSCAAR の概要

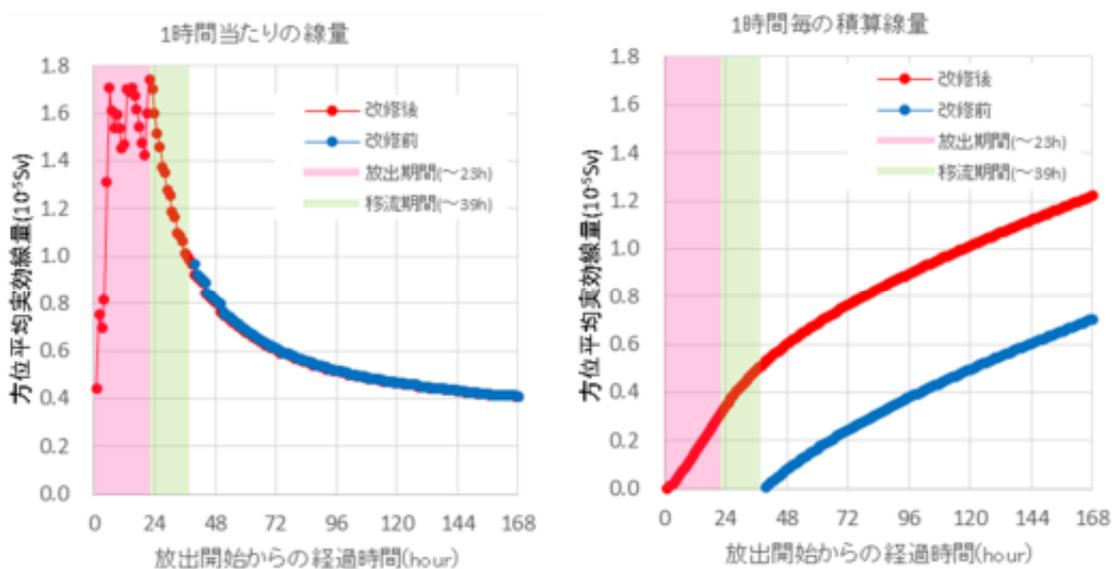
Fig. 2.3.1 Overview of the OSCAAR



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和3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」、令和4年3月<sup>16</sup>

図 2.3.2 経路別早期被ばく線量の時間推移 (放出点から 4.5 km)

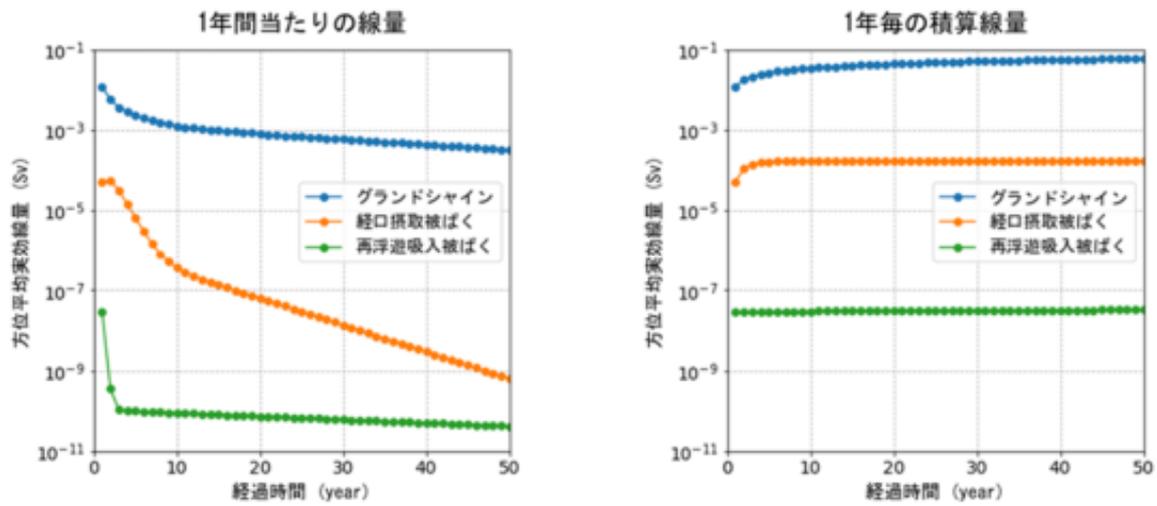
Fig. 2.3.2 Time Series of Acute Dose through Each Pathway (4.5 km Distant from the Release Point)



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和3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」、令和4年3月<sup>16</sup>

図 2.3.3 改良前後のグランドシャイン線量の比較 (放出点から 4.5km)

Fig. 2.3.3 Comparison of Ground Shine Dose Values Assessed using Pre-modified and Modified Codes (4.5km distant from the release point)



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和3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」、令和4年3月<sup>16</sup>

図 2.3.4 経路別長期被ばく線量の時間推移 (放出点から 4.5 km)

Fig. 2.3.4 Time Series of Lifetime Dose through Each Pathway  
(4.5 km Distant from the Release Point)

## (2) 被ばく評価モデルの検討

### ① モデルの概要

再浮遊粒子の粒子径について、Kaneyasu et al. (2017)は、福島事故直後から5か月間のつくばでのエアロゾルを分析した結果、再浮遊が主体となる期間の粒径は事故直後に比べて大きく、2.1-11  $\mu\text{m}$ であったことを報告している<sup>40</sup>。また Dorrian (1997)は、環境中の放射性エアロゾルの粒子サイズは、1  $\mu\text{m}$  から 20  $\mu\text{m}$  までに分布し、中央値は 1.5  $\mu\text{m}$ 、再浮遊エアロゾルの粒径の中央値は 6  $\mu\text{m}$  であったと報告している<sup>41</sup>。これらを踏まえ、ここでは粒子径を 5  $\mu\text{m}$  に設定した。

床面に付着した粒子が再飛散するか否かは、粒子の付着力と土壌直上の空気の流れによる分離力とのバランスから求められる。付着力としては、ファンデルワールス力、静電気力、液架橋力があるが、静電気力は無視できるほど小さいとして考慮していない。一方、空気の流れによる分離力として、流れと平行な方向に働く抗力と垂直な方向に働く揚力を考慮した。

乱流を含む流れ場の解析として、レイノルズ平均ナビエ・ストークスモデル（以下「RANS モデル」という。）を用いた非圧縮性粘性流体による非定常解析を実施する。有限体積法による支配方程式の離散化を行い、SIMPLE 法（Semi-Implicit Method for Pressure-Linked Equation）による陰解法で流体場の時間発展を計算した。ただし、RANS モデルでは空間的・時間的に境界層の渦の平均化を行うため、流れの時間的な変化（非定常性）が小さくなり、乱流による揚力が発生しにくくなる可能性があることに注意が必要である。

計算領域は図 2.3.5 に示す長さ 60 m、幅 40 m、高さ 50 m の矩形とし、風上側の端から 25 m の位置の床面 1 m 四方の範囲に粒子 10000 個を均一に配置した。風速はアメダスの最大風速データを参考に 10 m/s とした。また地表面の凹凸を表現するため、床面には 1 cm 幅の溝があるものとした。

### ② 再浮遊粒子の挙動

風上からの風を(i)高さ方向に均一にした場合、(ii)床に設置した粒子に向けて吹き付けた場合、(iii)床から高さ 1 m の範囲のみに限定した場合について解析を行ったが、(iii)以外は粒子の 1 m 程度の高さまでの再浮遊を再現できなかった。現実大気では地表における樹木や建造物等の様々な影響によって常に擾乱を受けているが、本研究の数値実験では風上位置における流体が擾乱を受けておらず、床に設定した溝程度では現実大気の擾乱を表現できないことが原因である。(iii)においては再浮遊した粒子が空気中を漂い続ける様子が再現された。このときの再浮遊粒子の最大高度はおよそ 15 m であった。

### ③ 再浮遊粒子の鉛直分布に基づく被ばく線量の計算

上記(iii)のケースにおける濃度分布に基づき、重イオン粒子計算コード PHITS を用いてボクセルファントムにおける各ブロック由来のガンマ線の吸収線量を算出した。再浮遊核種による外部被ばくは、大気中に浮遊する FP からのクラウドシャインによって生じることから、被ばく経路はクラウドシャインを対象とする。

計算領域は地表面に水平な 22 m×22 m の領域で、高さは地下約 1.9 m、地上から約 10 m とした。鉛直方向には約 1 m 深さの土壌を仮定している。計算領域中央にはファントムの大きさに等しいタリーをセットした。線源は 20 m×20 m の平面に、地表面（水平方向の領域全体）に対して 20 cm ごとに 10 層、2 m 以上を 1 層として計 11 層を設定した（図 2.3.6）。線源内の放射エネルギーは一律とする。各層の線源に対してそれぞれ単位放射エネルギーに対する輸送計算を行い、各臓器の吸収線量を算出した。さらに臓器別に組織荷重係数を乗じて積算したのち、線源別の換算係数に再浮遊割合を乗じて積算し、再浮遊核種からの実効線量を算出した。地表面における放射エネルギーは 1 Bq m<sup>2</sup> と仮定した。

CFD 解析では計算時間を通じて粒子が舞い上がり落下する一連の挙動を追いかけるため、粒子位置について計算時間全体の積算平均値をとった場合、継続的に粒子の舞い上がりが起こる状態と比較した場合には過小評価となるおそれがある。そこで再浮遊粒子による寄与が最大になる条件として、地上 1 mm 以上にある浮遊粒子数が最大になる時刻における粒子位置に対して被ばく線量の評価を行うこととした。

再浮遊核種由来のクラウドシャインによる被ばく線量結果を表 2.3.1 及び図 2.3.7 に示す。ボクセルファントムのうち、被ばくに対する感度が高い部分は体躯に位置するため、同じ放射能の場合は 1 m 前後に存在する粒子からの被ばく量が最も高くなる。床に配置した粒子は全て浮遊しており、体幹部のあるレイヤー4～9 における粒子割合は 0.161、実効線量における寄与は 0.243 となった。一方、再浮遊した粒子の大半は地上付近に留まるため、地上 20 cm までのレイヤー1 の実効線量における寄与は 0.551 である。

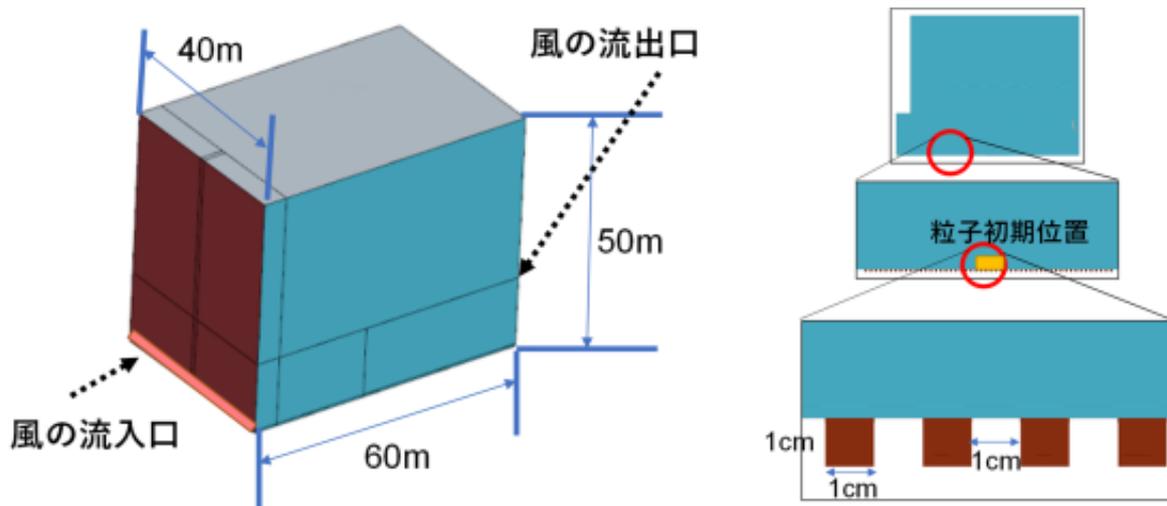
本研究では CFD 解析を用いて粒子の再浮遊の再現を試みたが、そのためには境界条件においていかに現実大気の大擾乱を表現するかが課題となることが明らかとなった。

表 2.3.1 被ばく評価結果

Table 2.3.1 Calculated Radiation Dose Values

	粒子割合	粒子割合 (飛散 粒子のみ)	実効線量[mSv]			実効線量寄 与割合
			男性	女性	平均	
レイヤー1	0.637	0.637	3.5E-14	3.6E-14	3.5E-14	0.551
レイヤー2	0.094	0.094	6.1E-15	6.3E-15	6.2E-15	0.098
レイヤー3	0.055	0.055	3.6E-15	4.1E-15	3.8E-15	0.060
レイヤー4	0.048	0.048	3.7E-15	3.9E-15	3.8E-15	0.060
レイヤー5	0.031	0.031	3.2E-15	3.4E-15	3.3E-15	0.051
レイヤー6	0.030	0.030	2.7E-15	2.8E-15	2.8E-15	0.043
レイヤー7	0.025	0.025	2.7E-15	2.8E-15	2.8E-15	0.043
レイヤー8	0.013	0.013	1.6E-15	1.6E-15	1.6E-15	0.025
レイヤー9	0.014	0.014	1.3E-15	1.3E-15	1.3E-15	0.021
レイヤー10	0.012	0.012	1.0E-15	1.0E-15	1.0E-15	0.016
レイヤー11	0.041	0.041	2.0E-15	2.0E-15	2.0E-15	0.032
合計	1.000	1.000	6.3E-14	6.5E-14	6.4E-14	1.000

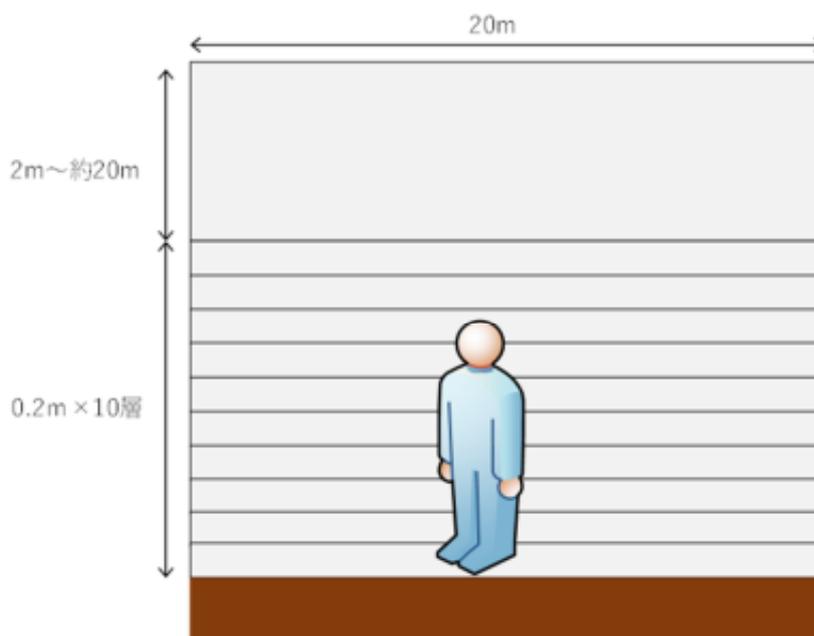
出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和3年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費(被ばく解析手法の整備)事業」、令和4年3月<sup>16</sup>



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和3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」、令和4年3月<sup>16</sup>

図 2.3.5 CFD による計算領域

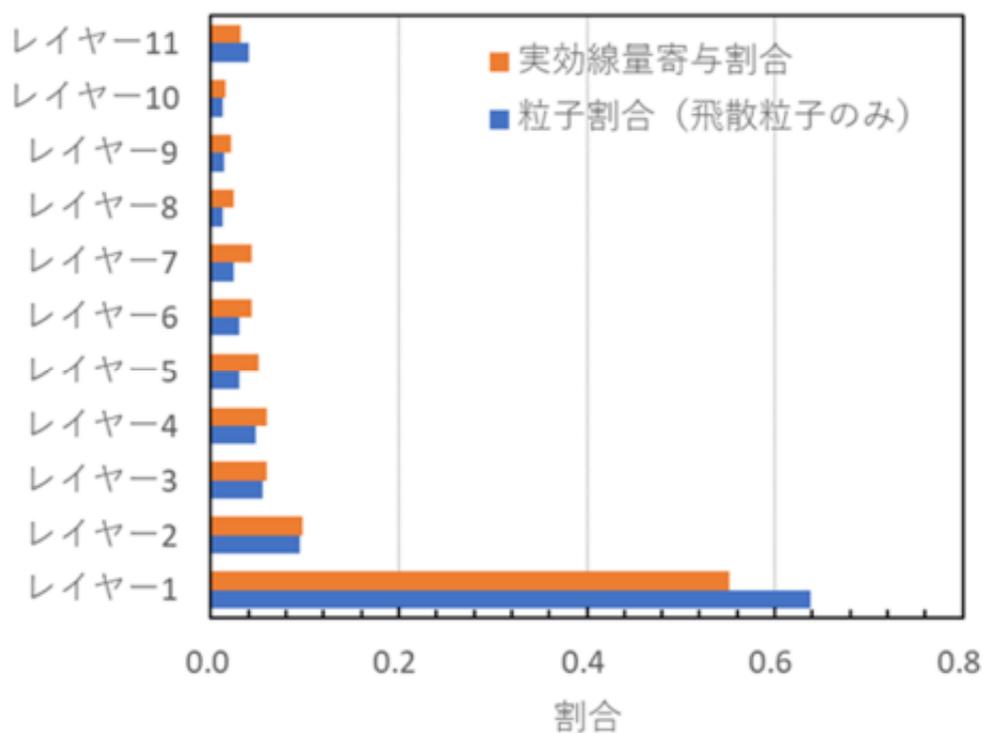
Fig. 2.3.5 The Computational Domain of the CFD Analysis



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和3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」、令和4年3月<sup>16</sup>

図 2.3.6 被ばく評価モデルの鉛直構造

Fig. 2.3.6 Vertical Structure of the Dose Assessment Model



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和3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」、令和4年3月<sup>16</sup>

図 2.3.7 高さ別粒子割合及び線量寄与割合

Fig. 2.3.7 Vertical Distributions of Resuspended Particles and Their Contributions to Total Effective Doses

### (3) 防護措置評価に係る改良

#### ① 避難モデルの改良

避難が完了していない人数の時間変化を計算する機能を OSCAAR に実装した。また、OSCAAR の避難モデルでは避難元メッシュごとに異なる距離にある避難先メッシュを指定することができるが、これとは別に全てのメッシュに共通な距離を指定し、その距離に到達していない人数の時間変化を出力する機能も合わせて実装した。

#### ② 避難経路解析プログラムの作成

OSCAAR で使用する避難経路データファイルでは、評価点位置が入力ファイルで指定した範囲内 (PAZ 及び UPZ に相当する領域) にある全てのメッシュに対して、避難ステップごとに移動する方位と距離の情報を指定する必要がある。本プログラムでは、メッシュごとに使用する主な幹線道路の情報を読み込み、避難ステップごとに移動する方位と距離を求めることができる。

幹線道路の情報には経路上のトラックポイントの緯度・経度が含まれている。各トラックポイントに対してサイトからの距離と方位角を計算し、OSCAAR のどのメッシュに含まれているのかを判定する。トラックポイントが含まれているメッシュが前のポイントが含まれているメッシュと異なるとき、避難ステップを切り替える。避難ステップごとに経路上の2点間の距離を積算することによって、各メッシュ内での移動距離を計算することができる。2点間の距離と方位角の計算では、国土地理院の測量計算サイトでも用いられている手法に従い、地球楕円体を GRS80 楕円体とする<sup>42</sup>。各メッシュ内での移動距離はデータベース化しておく。

指定した主な幹線道路が避難元メッシュに含まれている場合は、そのメッシュに含まれる最初のトラックポイントを出発点として移動経路を求めることができる。指定した主な幹線道路が避難元メッシュに含まれていない場合は以下の手順で、指定した避難経路が通過しているメッシュに到達するまでの移動と避難経路に沿った移動を計算する。  
(i)避難経路が通過している距離番号に到達するまで移動する。移動距離は平面上の直線距離とする。  
(ii)避難経路が通過している方位に到達するまで移動する。反時計回り、時計回りの移動回数をそれぞれ調べ、移動回数が少ない方を採用する。移動距離は平面上の円弧の長さとする。  
(iii)到達したメッシュに含まれる最初のトラックポイントを出発点として、避難経路に沿った移動距離を計算する。

#### ③ 避難経路データの作成

ある地方自治体の広域避難計画で示されている避難経路に基づき、OSCAAR で使用する避難経路データを作成した。OSCAAR のメッシュと避難元地区名を対応付けるために、国勢調査における小地域 (町丁・字等別) データを利用して、OSCAAR の各メッシュに地区名を割り当てた。割り当てられた地区名を広域避難計画の避難元地区名と対応付け

ることによって、OSCAAR の各避難元メッシュが使用する避難経路（主な幹線道路）を選定した。選定された各避難経路（主な幹線道路）について、避難経路解析プログラムによって OSCAAR で使用する避難経路データを作成した。

#### (ア) 国勢調査データに基づく地区名の割り当て

ESRI 社の GIS ソフト ArcGIS (ArcMap 10.7.1) を使ってシェープファイルを処理し、OSCAAR のメッシュに地区名を割り当てた。地区名のデータとして、政府統計の総合窓口 (e-stat) より入手した平成 27 年国勢調査 (総務省統計局, 2015) の町丁・字等別境界データのシェープファイルを使用した。OSCAAR メッシュデータとして正距方位図法を指定して PostOSCAAR で出力したシェープファイルを使用した。

地区名の割り当て処理を繰り返し実行する必要があるため、ArcGIS のジオプロセッシングを python で実行する機能である Arcpy を用いた。まず、国勢調査データの座標系を OSCAAR メッシュデータの座標系と統一するために正距方位図法に変換した。OSCAAR メッシュを 1 つずつ選択し、「クリップ」ツールによって、国勢調査データから各メッシュの範囲内に含まれる地区を抽出した。「フィールド演算」によって、各メッシュの範囲内の地区ごとの面積を計算し、メッシュの範囲内の面積が最大である地区名をそのメッシュの地区名として割り当てた。ただし、人口が 0 である地区は除外した。

30 km 圏内に含まれる 384 個のメッシュ (32 方位×12 距離) のうち、130 個は海もしくは人口 0 の地区しか含まないため、地区名は割り当てられなかった。残りの 254 個のメッシュに対して、137 とおりの地区名が割り当てられた。

#### (イ) 広域避難計画に基づく避難経路の割り当て

各メッシュに割り当てられた地区名を広域避難計画と照合して、使用する避難経路（主な幹線道路）を選定した。国勢調査の地区名と広域避難計画の地区名が一一対一対応していない、あるいは広域避難計画で同一の地区名に対して複数の経路が記載されているために避難経路を一意に決定できない場合には、避難シミュレーションの結果に基づいて使用する避難経路を選定した。

広域避難計画では、避難元を 235 地区に分けて避難経路が記載されており、使用する「主な幹線道路」が同一である地区をまとめると、110 とおりの避難経路が存在する。このうち、別の経路の一部とみなすことができる経路は集約し、合計 62 とおりの避難経路を割り当てた。

#### (ウ) 避難経路データの作成

各避難経路に対してトラックポイントデータを作成し、避難経路解析プログラムを実行した。各避難経路が通過するメッシュ情報は出力ファイルで確認することが

できる。避難経路解析プログラムで解析した結果と ArcGIS を用いて投影した図で経路が通過するメッシュの番号が一致していることが確認できた。

#### ④ 作成した避難経路データを用いた OSCAAR による計算

##### (ア) 計算条件

整備した避難経路データを用いた OSCAAR による計算を行い、避難による被ばく線量の低減効果を確認した。避難を実施しなかった場合や避難経路を考慮せず直線的に移動した場合と比較するために、以下に示す 3 ケースの計算を実施する。

- ケース 1：避難なし
- ケース 2：放射状に直線で避難（直線避難）
- ケース 3：移動データを作成した避難経路に沿って避難（経路避難）

気象条件や事故シナリオは全てのケースで表 2.3.2 及び表 2.3.3 に示す条件とする<sup>16</sup>。ケース 2 及びケース 3 において避難時の移動速度は 5 km/h とする。また、放出開始と同時に避難を開始すると仮定する。本計算では、PAZ 領域で予防的に避難を開始することや、UPZ 領域で屋内退避をした後に避難を開始することは考慮していない。

状況別の被ばく低減係数を表 2.3.4 に示す<sup>16</sup>。ケース 1 では日常生活の被ばく低減係数、ケース 2 およびケース 3 では、避難中は自動車の被ばく低減係数、避難完了後はコンクリート建屋の被ばく低減係数をそれぞれ適用する。

##### (イ) 計算結果

避難が完了していない人数の時間変化を図 2.3.8 に示す<sup>16</sup>。避難距離の短いケース 2（直線避難）の方がケース 3（経路避難）よりも早く避難が完了する。

気象条件 500 シーケンスについて計算した最大値方位の早期被ばく線量（7 日間積算線量）の 95% 値を図 2.3.9 に示す<sup>16</sup>。グランドシャインによる早期被ばく線量は、直線避難でも経路避難でもコンクリート建屋に避難したことによって低減されている。一方、クラウドシャイン及び吸入による早期被ばく線量は、本計算のようにブルーム通過中に避難を実施した場合には増加する可能性がある。本計算では自動車の吸入被ばく低減係数を保守的に 1 としているため、特に吸入による早期被ばく線量が増加した。

直線避難と経路避難の比較では、最大値方位の早期被ばく線量の 95% 値は直線避難の方が大きくなっている。ただし、最大値方位以外のいくつかのメッシュでは経路避難の方が早期被ばく線量が大きくなる。1.5 km 地点における各ケースの 95% 値シーケンスの避難開始前の位置ごとの早期被ばく線量（各時刻における位置を考慮して線量を積算）の分布をそれぞれ図 2.3.10、図 2.3.11、図 2.3.12 に示す<sup>16</sup>。

経路避難における 1.5 km 地点からの避難で主に使用する二つの経路を図 2.3.13 に示す<sup>16</sup>。直線避難と経路避難では避難方向が異なるため、異なる気象シーケンスで最大値方位の早期被ばく線量が 95 %値になったと考えられる。

直線避難の場合には、避難方向と同様にプルームが直線移動するような気象シーケンスで最大値方位の早期被ばく線量のみが大きくなったと考えられる。これに対して経路避難の場合には、避難方向が経路に沿って変化するため、プルームの移動方向と完全には一致せず、最大値方位の早期被ばく線量は直線避難の場合よりも小さくなったものの、複数のメッシュから同じ避難経路へ合流することにより、避難方向とプルームの移動方向が部分的に一致する気象シーケンスで複数のメッシュの早期被ばく線量が同時に大きくなっていると考えられる。

表 2.3.2 共通の OSCAAR 計算条件

Table 2.3.2 Computational Conditions Common to Test calculations

気象条件	500 シーケンスランダムサンプル (OSCAAR 気象データ作成支援プログラム <code>gpv2osc</code> を用いてデータを作成した。中心を放出点、投影法を正距方位図法とした。)
事故シナリオ	早期大規模放出 (木村ら, 2010) <sup>43</sup> ✓ 放出開始時間 : 3 時間 ✓ 放出継続時間 : 1 時間 ✓ 放出高さ : 40 m ✓ 放出割合 : 表 2.3.3 参照

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和 3 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」、令和 4 年 3 月<sup>16</sup>

表 2.3.3 環境への放出割合

Table 2.3.3 Fractions Released into the Environment

希ガス	有機 ヨウ素	無機 ヨウ素	Cs-Rb	Te-Sb	Sr-Ba	Ru	La
1.0E-01	3.9E-03	7.5E-02	1.1E-02	2.6E-02	1.1E-02	1.0E-02	1.0E-02

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和 3 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」、令和 4 年 3 月<sup>16</sup>

表 2.3.4 被ばく低減係数

Table 2.3.4 Dose Reduction Factor Values

分類	状況	被ばく形態		
		クラウド シャイン ( $\gamma$ 線)	グランド シャイン	吸入
入力値	屋外	1	0.7	1
	木造建屋※2	0.9	0.4	0.25
	コンクリート建屋※2	0.6	0.2	0.05
	自動車※3	0.88	0.73	1
入力値から計算※1	日常生活時（日中）	0.7	0.29	0.185
	日常生活時（夜間）	0.88	0.41	0.305

※1 人口割合を以下の値（デフォルト値）とする。

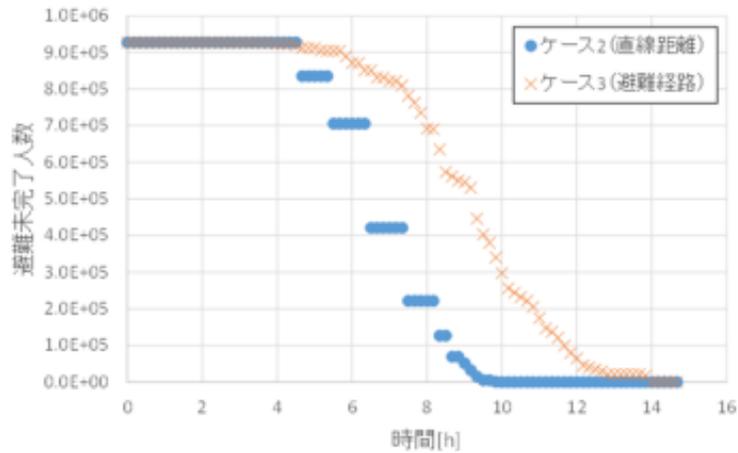
日中の人口割合：{屋外：0.1、木造：0.2、コンクリート建屋：0.7}

夜間の人口割合：{屋外：0.1、木造：0.8、コンクリート建屋：0.1}

※2 （原子力規制委員会, 2014）<sup>44</sup>

※3 クラウドシャイン、グランドシャイン被ばく低減係数は、（Takahara et. al., 2018）<sup>45</sup>より最も保守的な値を採用する。吸入被ばく低減係数は保守的に1とする。

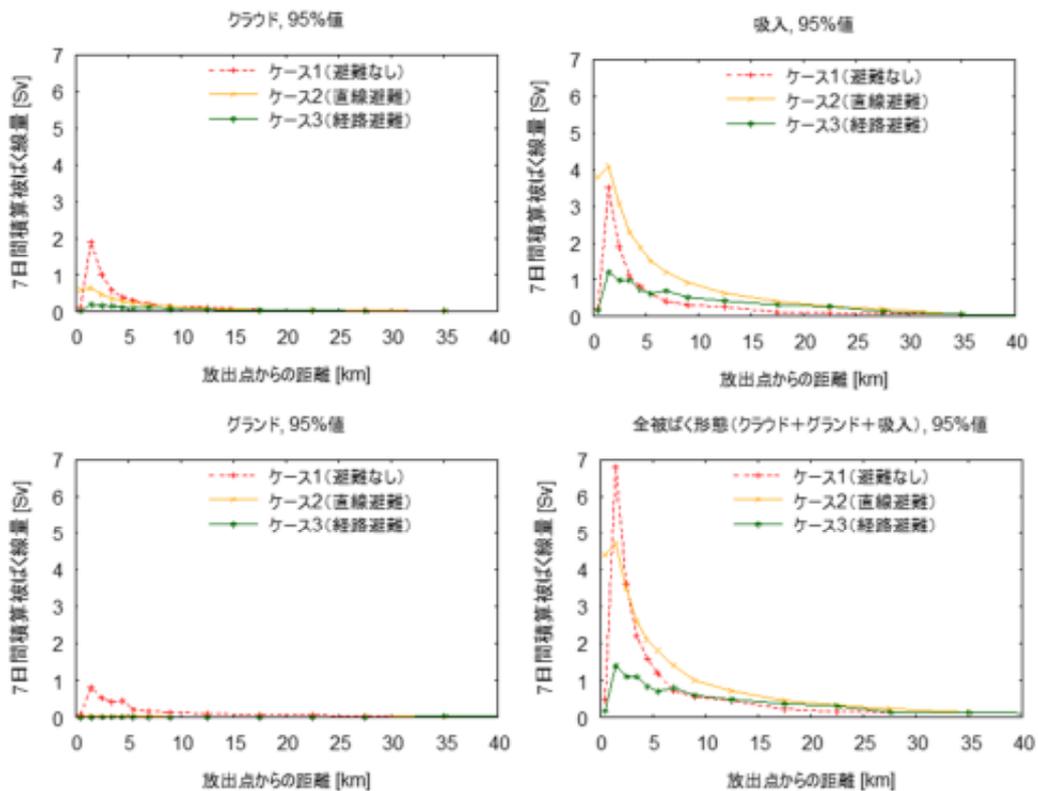
出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和3年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費(被ばく解析手法の整備)事業」、令和4年3月<sup>16</sup>



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和3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」、令和4年3月<sup>16</sup>

図 2.3.8 避難が完了していない人数 (直線避難と経路避難)

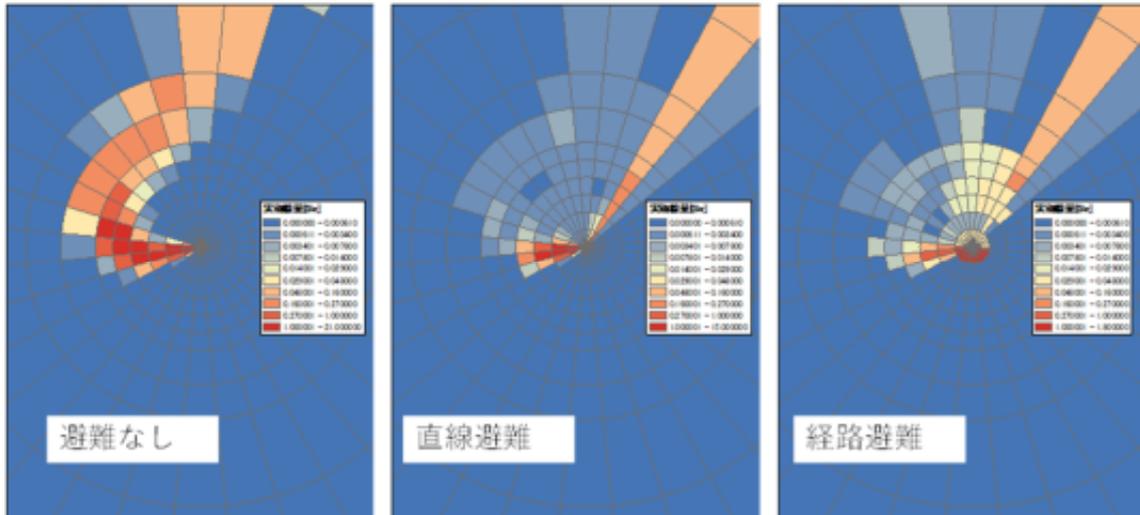
Fig. 2.3.8 Numbers of the Population who Cannot Finish Evacuation (Straight-forward Evacuation Case and Route-following Evacuation Case)



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和3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」、令和4年3月<sup>16</sup>

図 2.3.9 被ばく線量 95%値 (最大値方位)

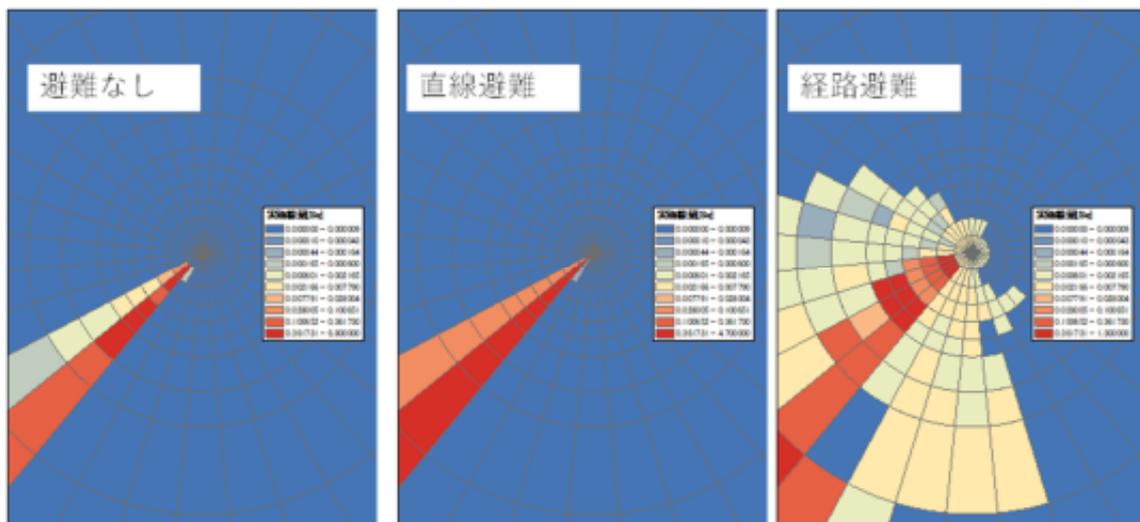
Fig. 2.3.9 95-percentiles of Dose in the Direction where the Maximum Dose was found



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和 3 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」、令和 4 年 3 月<sup>16</sup>

図 2.3.10 避難なしケースの 95 %値シーケンスにおける線量分布

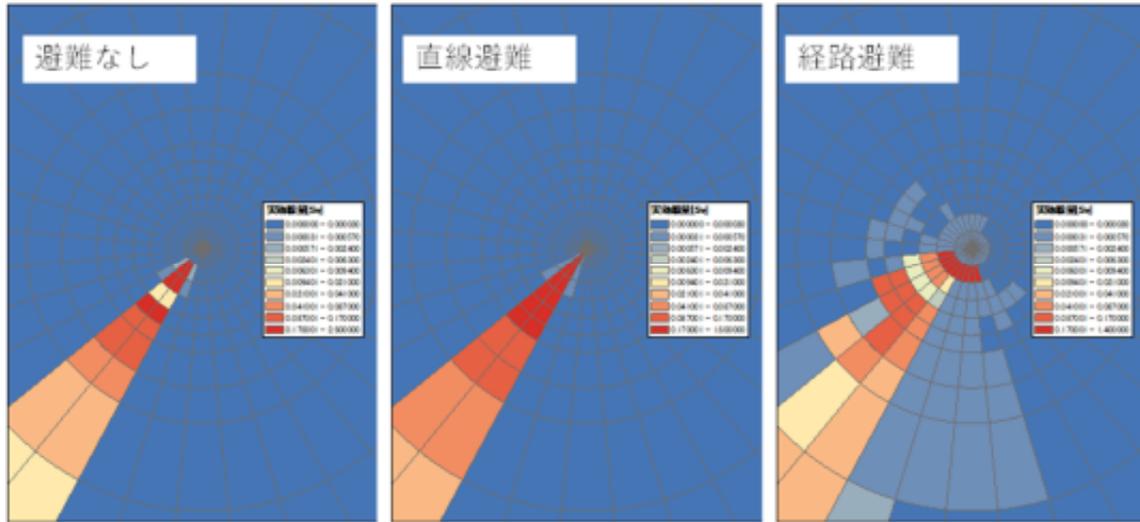
Fig. 2.3.10 Dose Distribution when the 95-percentile was Found in the No-evacuation Case



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和 3 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」、令和 4 年 3 月<sup>16</sup>

図 2.3.11 直線避難ケースの 95 %値シーケンスにおける線量分布

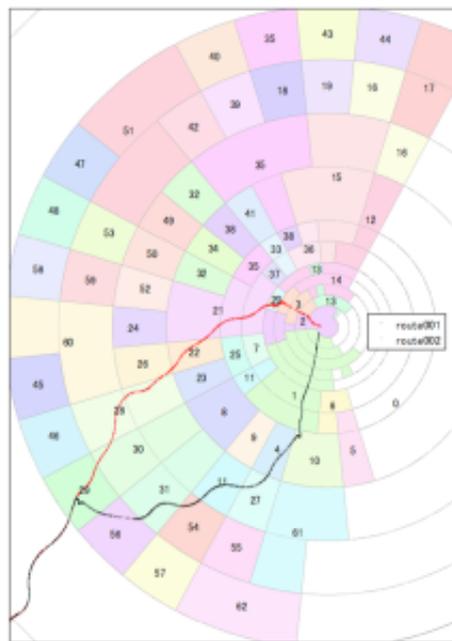
Fig. 2.3.11 Dose Distribution when the 95-percentile was Found in the Straight-forward Evacuation Case



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和 3 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」、令和 4 年 3 月<sup>16</sup>

図 2.3.12 経路避難ケースの 95% 値シーケンスにおける線量分布

Fig. 2.3.12 Dose Distribution when the 95-percentile was Found in the Route-following Evacuation Case



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和 3 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」、令和 4 年 3 月<sup>16</sup>

図 2.3.13 各メッシュが使用する経路番号と 1.5 km メッシュの主な避難経路

Fig. 2.3.13 Route Numbers Used by each Mesh and Main Evacuation Routes for 1.5 km Mesh

### 2.3.3. 今後の方針

防護措置モデルの改良として、核種の屋外濃度からの屋内濃度や屋内退避中の被ばく量の推定において OSCAAR にメッシュごとの風速、建蔽率、建屋の形状・建築年等を反映できるようにする。また、今回整備した避難経路作成ツールを用いて実プラントについての周辺住民の避難経路データを整備する。その上で、複数の事故シナリオについて線量等の推移を確認しながら防護措置のタイミングを設定し、影響の変化を分析する予定である。

### 3. 結論

#### 3.1. 成果の要点

##### 3.1.1. 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踏まえ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資するため、EAL の補完性、判断基準の整合性、判断基準の根拠等について、海外事例を調査して取りまとめ、我が国の設定条件との比較を行った。

さらに、EAL 見直しに資するための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、公衆被ばくの特徴分析を行った。解析では、全体解析には被ばくに重要な核種に着目した FARCON、詳細解析には米国 SNL が開発した MACCS を用いて、公衆被ばくを評価した。特に、FP 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。主要な被ばくシナリオの特徴は以下のとおり。

- ① 管理放出では、格納容器破損時に比べ、吸入被ばくやグランドシャインの減少によって、クラウドシャインの寄与が相対的に大きくなる。一週間程度の期間で評価した場合にはプルーム通過中の被ばくの影響が大きいことが示唆される。
- ② 管理放出と格納容器破損時のそれぞれについて、影響が支配的な被ばく因子の違いを定量的に示した。
  - ✓ 管理放出：短半減期核種の減衰の影響が大きい（Kr-88 の減衰の影響を定量化）
  - ✓ 格納容器破損：放出割合の影響が大きい

##### 3.1.2. 防護措置実施の検討に関するリスク評価研究

EAL 判断基準と防護措置の組合せが線量等に及ぼす影響を評価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 について、モデルの改良及びパラメータの整備を実施した<sup>16</sup>。

時系列情報に係る改良として、放出開始から 168 時間まで 1 時間当たりの空間線量率と経路別の被ばく線量を評価、出力できるようにした。また、長期被ばくでは 50 年まで 1 年間当たりの被ばく線量を評価・出力できるようにした。

防護措置評価に係る改良として、OSCAAR メッシュにおける住民の避難経路を距離だけでなくその方位まで考慮できるようにした。また、そのために必要なデータの作成ツールを整備した。

さらに粒子の沈着と再浮遊に関する被ばく評価モデルの精緻化のために、CDF 解析を用いた再浮遊粒子挙動の分析を行った。その結果、粒子の再浮遊の再現には境界条件においていかに現実大気の状態を表現するかが課題となることを明らかにした。

#### 3.2. 目的の達成状況

成果の要点に示したように、「2.1. EAL 見直しにおける事故進展の研究（調査）」では、

計画どおり海外の調査を実施し、「2.1. EAL 見直しにおける事故進展の研究（特徴分析のための解析）」において、代表的なシナリオでの事故分析及び環境影響評価の特徴分析を達成した。また、「2.3. 防護措置実施の検討に関するリスク評価研究」では、JAEA による委託業務において確率論的環境影響評価コード OSCAAR について、モデルの改良及びパラメータの整備を計画どおり実施した。

### 3.3. 成果の公表等

#### 3.3.1. 原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表

(1) 論文（査読付）

なし

(2) 国際会議のプロシーディング（査読付）

なし

(3) その他

なし

#### 3.3.2. 委託先による公表

なし

### 3.4. 成果の活用等

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の見直しに活用する予定である。なお、海外調査に関する成果の一部の成果は、「第 10 回緊急時活動レベルの見直し等への対応に係る会合」において活用を行った<sup>46</sup>。

また、防護措置の効果等に係る技術的知見は、事象の規模や時間的推移に応じたUPZにおける避難の判断基準、空間放射線量率等で示されるOIL基準、それらに基づく実効的な防護措置の判断、PAZ及びUPZに係る目安範囲等の継続的な改善に活用する。

以上に加えて、現在、緊急時対応技術マニュアルの日本版作成が進められている。その際に米国のRTM（Response Technical Manual；緊急時対応技術マニュアル）<sup>47</sup>を参考としているが、日本における緊急時対応技術マニュアルの作成の際には、FCVSのシナリオを新たに追加する必要がある。本安全研究プロジェクトでは、FCVSを使用した管理放出シナリオにおいて支配的な核種の分析を行った。日本版緊急時対応技術マニュアルを作成する際にフィルタベントを考慮した事故シナリオの計算を活用する予定である。

### 3.5. 今後の課題等

#### 3.5.1. EAL の検討に関する事故シナリオに係る研究

令和 4 年度までに、防護措置を考慮しない場合について、代表的な事故シナリオの特徴

分析を進めてきた。今後は、防護措置を考慮する場合についても、事故シナリオの特徴分析、防護措置の特徴整理を考慮した検討を進め、EALの見直し及び実効的な防護措置の判断の作成等に資するための知見を整理する。

### **3.5.2. 防護措置実施の検討に関するリスク評価研究**

今後は、防護措置モデルの改良として屋内における核種の濃度と被ばく量の推定手法の改良及び実プラントにおける周辺住民の避難経路データの整備を進めるとともに、複数の事故シナリオにおける防護措置のタイミングの影響を分析する予定である。

## 参考文献一覧

1. 原子力規制庁 “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, 原子力規制庁緊急事案対策室 (2020)
2. 原子力規制庁 “EAL 等に関する課題の整理, 別紙 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, 原子力規制庁緊急事案対策室 (2020)
3. 原子力規制庁 “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, 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ (2020)
4. 原子力規制庁 “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, 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ (2020)
5. N. Bixler, R. Gauntt, et al. “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project” NUREG/CR-7110 (2013)
6. K. Ross, J. Phillips, R. Gauntt and K. Wagner “MELCOR Best Practice as Applied in the State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Project” NUREG/CR-7008 (2014)
7. P. Mattice, et al. “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Project Uncertainty Analysis of the Unmitigated Long-Term Station Blackout of the Peach Bottom Atomic Power Station”, NUREG/CR-7155 (2016)
8. S. Tina Ghosh, et al. “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Project: Sequoyah Integrated Deterministic and Uncertainty Analyses” NUREG/CR-7245 (2019)
9. M. Azarm, et al. “Risk Informing Emergency Preparedness Oversight: Evaluation of Emergency Action Levels—A Pilot Study of Peach Bottom, Surry and Sequoyah” NUREG/CR-7154 (2013)
10. R. Sullivan “Emergency Preparedness Significance Quantification Process: Proof of Concept” NUREG/CR-7160, SAND2012-3144P (2013)
11. R. Sullivan, et al. “Risk-Informed and Performance-Based Oversight of Radiological Emergency Response Programs” NUREG/CR-7195 (2015)
12. Homma and Hato “Uncertainty and sensitivity studies with the probabilistic accident consequence assessment code OSCAAR” (2005)
13. 本間ら “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)
14. 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)
15. 木村ら “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)
16. 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 “令和3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” 令和4年3月
17. NEI “Development of Emergency Action Levels for Non-Passive Reactors” NEI 99-01, Rev.6, Nuclear Energy Institute (2012)
  18. Robert J. Lutz “Westinghouse Owners Group Core Damage Assessment Guidance” WCAP-14696-A Rev.1 (1999)
  19. RBG-47906 “ENCLOSURE Attachment 1, RBS Calculation, Containment High Range Radiation Threshold Values” EP-CALC-RBS-1802 [オンライン]  
<https://www.nrc.gov/docs/ML1829/ML18296A102.pdf> [2023年1月4日アクセス]
  20. NEE-323-CALC-001 “Primary Containment Radiation EAL Threshold Determination” (2017) [オンライン] <https://www.nrc.gov/docs/ML1736/ML17363A086.pdf> [2023年1月4日アクセス]
  21. "Cook Nuclear Plant (CNP) Containment Radiation EAL Threshold Values" EP-CALC-CNP-1602, Revision 0 (2016)
  22. Containment Radiation Monitor Readings Following Clad Damage (FC2 Loss, FC7 Loss, RC2 Loss and CT2 Potential Loss), Beaver Valley Power Station, Radiation Protection Technical Position /Evaluation /Calculation (ERS-SMM-11-002) [オンライン]  
<https://www.nrc.gov/docs/ML1627/ML16277A118.pdf> [2023年1月4日アクセス]
  23. "Calculations for Containment High Range Radiation Monitor Responses to a LOCA" Dominion Energy Nuclear Connecticut, Inc. (DENC) Virginia Electric and Power Company (Dominion Energy Virginia) [オンライン]  
<https://www.nrc.gov/docs/ML1901/ML19011A179.pdf> [2023年1月4日アクセス]
  24. F. R. O'Donnell, D. C. Kocher, O. W. Burke, and F. H. Clark, “CONDOS II- A Tool for Estimating Radiation Doses from Radionuclide-Containing Consumer Products,” USNRC, NUREG/CR-2068, ORNL/NUREG/TM-454 (1981)
  25. 舟山京子 “原子炉施設の重大事故時のソースターム及び敷地境界近傍の影響解析に関する研究” 筑波大学, (2018)
  26. 独立行政法人原子力安全基盤機構 “予防的防護措置範囲検討のためのレベル 2PSA の解析 (BWR)” 10 原シ報-0010, JNES/NSAG10-0010, 独立行政法人原子力安全基盤機構 (2014)
  27. 独立行政法人原子力安全基盤機構 “予防的防護措置範囲検討のためのレベル 2PSA の解析 (PWR)” 10 原シ報-0011, JNES/NSAG10-0011, 独立行政法人原子力安全基盤機構 (2014)
  28. 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” 日本原子力発電株式会社 (2017)
  29. 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” 日本原子力発電株式会社 (2017)

30. 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)
31. 日本機械学会 “JSME テキストシリーズ 伝熱工学” (2005)
32. 川村慎一, 木村剛 “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, p. 12-20、東京電力 (2016)
33. 原子力安全委員会決定 “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, 昭和 57 年(平成 13 年改訂).
34. U.S.NRC “Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants – Final Summary Report” NUREG-1150, U.S. Nuclear Regulatory Commission (1990)
35. Keith F. Eckerman, Richard W. Leggett, et. al “Federal Guidance Report No. 13, Cancer Risk Coefficients for Environmental Exposure to Radionuclides” EPA 402-R-99-001, Oak Ridge National Laboratory (1999)
36. 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” 日本原子力研究所報告書 JAERI-Research 2000-060, 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2000)
37. 吉崎真司 “乾燥・半乾燥地域における風食のメカニズムと治砂緑化法” 武蔵工業大学 環境情報学部紀要, pp.113-122 (2005)
38. Bagnold, R.A. “The Physics of Blown Sand and Desert Dunes” London, Matheu (1941)
39. Hudson, N. “Soil conservation, 2nd edt,” Cornell University Press, Ihtaca (1973)
40. Kaneyasu, N., Ohashi, H., Suzuki, F., Okuda, T., Ikemori, F., Akata, N., Kogure, T., “Weak size dependence of resuspended radiocesium adsorbed on soil particles collected after the Fukushima nuclear accident” Journal of Environmental Radioactivity 172, 122-129. (2017) [オンライン] <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2017.03.001> [アクセス：2023 年 2 月 6 日]
41. Dorrian, M.-D, Particle Size Distributions of Radioactive Aerosols in the Environment. Radiat Prot Dosimetry 69, pp.117-132 (1997) [オンライン] <https://doi.org/10.1093/oxfordjournals.rpd.a031892> [アクセス：2023 年 2 月 6 日]
42. 国土地理院 “日本の測地系” [オンライン] <https://www.gsi.go.jp/sokuchikijun/datum-main.html> [アクセス：2023 年 2 月 6 日]
43. 木村 仁宣、佐藤 宗平、石川 淳、本間 俊充 “原子力緊急事態に対する準備と対応に関する国際動向調査及び防災指針における課題の検討” JAEA-Review 2010-011, 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2010)
44. 原子力規制委員会 “緊急時の被ばく線量及び防護措置の効果の試算について” 第 8 回事前対策等検討チーム会合, 平成 26 年 5 月 28 日
45. Takahara, S., Watanabe, M., Hirouchi, J., Iijima, M., and Munakata, M. “Dose-reduction effects of vehicles against gamma radiation in the case of a nuclear accident” Health Physics, 114 (1), pp.64-72 (2018)

46. 原子力規制庁 “第 10 回緊急時活動レベルの見直し等への対応に係る会合” [オンライン] <https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/youushikisya/EAL/330000041.html> [ アクセス : 2023 年 3 月 5 日 ]
47. T. McKenna, J. Trefethen, et. al. “Response Technical Manual 96 (RTM-96)” NUREG/BR-0150, Volume 1, Revision 4, U.S.NRC (1996)

## 執筆者一覧

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ シビアアクシデント研究部門

小城 烈 副主任技術研究調査官

和田山 晃大 技術研究調査官

宮木 和美 技術参与

新添 多聞 主任技術研究調査官