

企画セッション | 部会・連絡会セッション：計算科学技術部会

■ 2019年3月21日(木) 13:00 ~ 14:30 | ■ K会場 共通教育棟2号館 3F 33番

[2K_PL] 自然現象に立ち向かう計算科学技術の最前線

座長:伊藤 啓(京大)

[2K_PL01] 自然ハザードによるリスク評価へのHPCの活用

*西田 明美¹ (1. JAEA)

[2K_PL02] 竜巻飛来物の衝突による原子力施設防護対策評価手法

*白井 孝治¹ (1. 電中研)

[2K_PL03] 放射性物質の大気拡散予測

*永井 晴康¹ (1. JAEA)

計算科学技術部会セッション

自然現象に立ち向かう計算科学技術の最前線

Frontiers of Computational Science and Engineering to Face Natural Phenomena

(1) 自然ハザードによるリスク評価への HPC の活用

(1) Utilizing HPC for natural hazard risk assessment

*西田 明美¹¹日本原子力研究開発機構

1. はじめに

福島第一原子力発電所事故以降、地震等の外的事象に対するリスク評価の重要性は益々高まり、喫緊の課題となっている。原子力施設のリスク評価では、プラント全体を俯瞰的に捉えて事故に至るリスクを評価し、事故を未然に防ぐための対策に有効な情報を提供することが重要である。そのための有効な手法として、地震起因事象の確率論的リスク評価（地震 PRA）があげられる。原子力機構では、これまで原子力施設の3次元詳細モデルを用いた耐震シミュレーション技術（3次元耐震シミュレーション技術）の高度化に取り組んできた^{1,2)}。本発表では、本技術の地震 PRA への適用例として、原子力施設の3次元詳細モデルを用いた地震リスク評価手法の高度化への取り組みについて紹介する。なお、本稿は文献 3)の一部に加筆したものである。

2. 原子力施設の地震リスク評価手法の高度化への取り組み

2-1.モンテカルロシミュレーションを用いた次世代地震リスク評価手法の構築

(1) 概要

原子力施設の地震 PRA は、設計想定を超える地震動の発生可能性を考慮して安全を一層確実にするための強化策として有力な手段であることが期待されている。そこで、これまでに開発してきた3次元耐震シミュレーション技術を活用した地震リスク評価手法の高度化の試みとして、モンテカルロシミュレーション（MCS）を用いた地震リスク評価手法の提案を目的とし、研究開発に取り組んでいる。従来の地震リスク評価では、地震動（ハザード）評価と建屋・機器の損傷（ fragility ）評価において、分離した手法を用いることが一般的である。すなわち、地震動の特性を地動加速度（PGA）といったスカラー量で表現し、また、建屋・機器の耐力も地動加速度の大きさを表現することを基本としており、地震動の複雑な特性や建屋・機器の多様な損傷特性を十分表現できていないことが問題であった。本来、分離手法を用いずに一気通貫で個々の地震動に対するシミュレーションにより建屋や機器の損傷を評価することが適切であり、本検討ではその構築を目標としている。本手法のメリットは、対象とする機器が損傷しやすい地震動の震源特性の同定、また、機器間の損傷の相関などを直接評価できること等にある。なお、本研究の一部は、東京大学、東京都市大学、CSAJ、大成建設との共同研究として実施しているものである。

(2) 入力地震動の生成

はじめに、入力となる地震動の生成法の検討に着手した。従来の地震リスク評価における地震動評価法は、距離減衰式による地震ハザード等に基づく経験的手法と断層モデルによる物理的手法の大きく二つに分けることができる。前者では地震動の震源特性を十分に反映できないという課題があり、後者では地震動の発生頻度を考慮できないという課題があった。そこで、これらの課題を解決するために、両者を組み合わせた手法を考案した。すなわち、対象敷地の距離減衰式による地震ハザードに調和し、かつ断層モデルを考慮した多数の時刻歴波形の集合（地震波群）を作成する手法を提案した。対象敷地の地震ハザードと地震波作成範囲を図1に示す。作成した地震波群は、地震ハザードとの関係が明確であり、更に地震波群の各地震波は互いに異なる震源特性を有しているため、地震波の時刻歴波形と震源特性を結びつけることができるという点で地震リスク評価の精度向上に資することが期待される。

これまでに、原子力機構の大洗地区周辺で起こり得る地震動を MCS で発生させ、発生頻度に応じた地震動を抽出する試みを行った⁴⁾。抽出した地震動の例を図 2 に示す。このように、ハザード曲線上で同程度の最大加速度領域においても、その条件を満足する地震動は多様な波形から構成されることが分かる。解析結果より、震源特性のうち平均応力降下量や高振動数遮断フィルタは地震動の最大加速度への影響が大きいという知見が得られている。

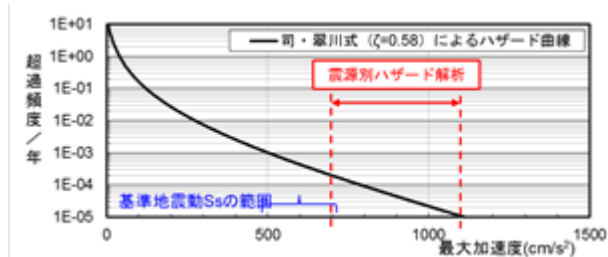


図 1 距離減衰式に基づく地震ハザード曲線の例

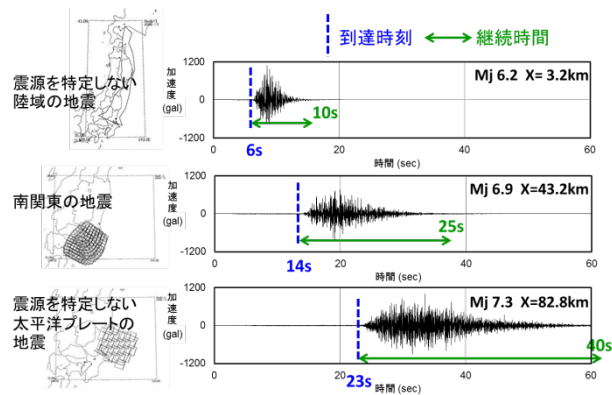


図 2 作成した地震波の時刻歴波形の例

(3) 地震応答シミュレーションの例

(2)で生成した地震動群を入力とする原子力施設の地震応答シミュレーションを実施し、得られた建屋や機器の応答を耐力と比較することで、建屋や機器の損傷を評価する。これまでに、同サイトに立地する原子力施設（建屋）の 3 次元有限要素モデルによる地震応答シミュレーションに着手している⁵⁾。シミュレーションに用いている原子力施設（建屋）の 3 次元有限要素モデルの例を図 3 に示す。本モデルの解の妥当性は、複数の地震観測記録との比較において確認している。(2)で生成した 200 種類の地震動を用いて地震応答シミュレーションを実施し、建屋耐震壁の同一階における応答の相関や、最大応答のばらつきの分析等を行っている。多様な地震動を入力して得られる結果を分析することで、建屋や機器の応答のばらつきや、応答と入力した地震動の震源特性との相関など、詳細な分析を行うことが可能となる。

2-2 地震リスク評価の信頼度向上への取り組み

原子力施設の地震リスク評価にかかわり、文部科学省原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブ「リスクマネジメント基盤技術としての地震リスク評価の信頼度向上に関する研究」（代表：東京都市大学 村松 健教授）（H24-26 年度）が採択された⁶⁾。本研究では、地震起因事象の確率論的リスク評価（地震 PRA）の手法について、炉心損傷頻度評価に伴う不確実さをより適切に取り扱うための新たな数学的枠組みと、専門家の知識（専門知）を活用した地震時損傷評価（フラジリティ評価）の手法を検討・提案するとともに、その適用に必要な地震時システム信頼性解析用計算コードを開発することにより、地震 PRA の信頼度を向上させ活用促進に資することを目的としている。原子力機構は、原子力施設機器のフラジリティ評価手法の検討にかかわり、機器の地震時入力となる建屋応答の感度解析を担当し、3 次元有限要素モデルを用いた多数の地震応答シミュレーションと分析を実施した⁷⁾。特に、リスク評価における不確実さを自然界に存在する偶然的な不確実さと知識不足に起因する認識論的不確実さに分類し、低減可能な不確実さである認識論的不確実さの定量化を試みている。本研究は、研究期間終了後も前述の東京大学等との共同研究の一部として継続的に実施している。

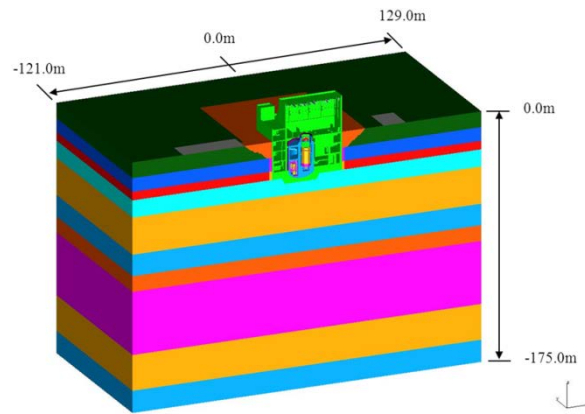


図3 原子力施設（建屋）の3次元有限要素モデルの例⁵⁾

3. おわりに

原子力機構において開発している原子力施設のための3次元耐震シミュレーション技術を活用した原子力施設の地震リスク評価手法の高度化への取り組みについて紹介した。計算機の発達とともに、計算処理の大規模化等に起因する課題は徐々に克服され、実形状を模した3次元有限要素モデルなどを用いた解析を多数同時に行うようなシミュレーション技術が実用化される時期はそう遠くないことが予想される。そのような中、原子力機構では、3次元詳細モデルを用いた原子力施設（建屋）の地震応答解析手法の標準化への取り組みを開始した。より現実的な建屋応答を得るためのモデリングやシミュレーションにおける留意事項をまとめ、原子力施設の地震安全に係る評価手法の信頼性向上に寄与することを目指している。

謝辞

本研究の一部は、文部科学省 HPCI 戦略プログラム、および、文部科学省国家課題対応型研究開発推進事業英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業として実施したものである。

参考文献

- 1) 西田明美、他 8 名：原子力プラントのための 3 次元仮想振動台の構築—組立構造解析法による巨大施設解析システムの提案、日本原子力学会論文誌、Vol.6、No.3、pp.376-382、2007.
- 2) Yamada, T., et al.: Proposal of vibration table in an extended world by grid computing technology for assembled structures, Theoretical and Applied Mechanics Japan, Vol.57, pp.81-87, 2008.
- 3) 西田明美：3次元地震応答シミュレーション技術を活用した原子力施設の地震リスク評価手法の高度化への取り組み、日本地震工学会会誌“特集：ここまでの数値シミュレーション”、第30号、2017.
- 4) Nishida, A., et al.: Hazard-Consistent Ground Motions Generated with a Stochastic Fault-Rupture Model, Nuclear Engineering and Design, Vol.295, pp.875-886, 2015.
- 5) 西田明美、他 4 名：原子力施設の地震リスク評価手法の高度化のための原子力施設建屋・機器の地震応答解析、JCROSSAR 2015 論文集、2015.
- 6) http://www.jst.go.jp/nuclear/result/h26/pdf/ini_p04.pdf
- 7) Nishida, A., et al: Reliability Enhancement of Seismic Risk Assessment of NPP as Risk Management Fundamentals, Part III: Sensitivity Analysis for the Quantification of Epistemic Uncertainty on Fragility Assessment, SMiRT23, 2015.

*Akemi Nishida¹

¹Japan Atomic Energy Agency.

自然現象に立ち向かう計算科学技術の最前線

Frontiers of Computational Science and Engineering to Face Natural Phenomena

(2) 竜巻飛来物の衝突による原子力施設防護対策評価手法

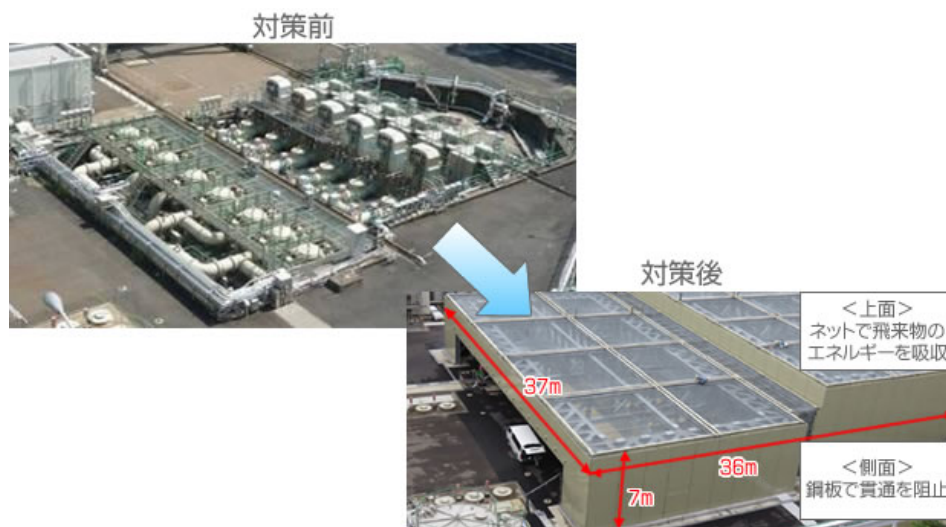
(2) Methodology to evaluate tornado-generated missile protection for structures of Nuclear Power Plants

* 白井 孝治¹, 南波 宏介¹¹電力中央研究所

1. 原子力発電所における竜巻防護対策に関する取り組み

原子力規制委員会¹⁾は、平成 25 年 6 月に原子力発電所の竜巻影響評価ガイド²⁾を定め、電気事業者は、この評価ガイドに基づき、竜巻飛来物による衝撃荷重を受けても、竜巻防護施設の安全機能維持に必要な構造強度を確保できるよう、原子力発電所における竜巻飛来物防護対策を実施してきた。図 1 に、原子力発電所に設置された竜巻防護工法の例³⁾を示す。具体的な防護工法として、鋼板を取り付けた構造物や竜巻襲来時の風荷重や地震荷重の軽減が可能な防護ネットを採用し、耐貫通防護設計評価手法^{4,5)}が提案され、構造健全性評価に関しては日本機械学会 (JSME) で策定中のガイドライン⁶⁾に反映されている。鋼板構造物の要求性能については、竜巻飛来物により貫通しないことが求められ、一般に貫通限界厚評価式 (例えば、BRL 式⁷⁾) が用いられるが、評価式の根拠が非公開であるため、評価式の保守性を確認するための知見の蓄積が行われている^{8,9)}。一方、形状が複雑な形鋼材や構造物の健全性を評価する場合、近年のコンピュータの演算処理能力の向上から、FEM 解析による直接シミュレーションが行われている。例えば、米国・原子力エネルギー協会 (NEI) の原子力発電所に対する航空機衝突評価手法¹⁰⁾が準用されつつあるが、飛来物衝突を受ける鋼製材料の破断の判定方法や、竜巻飛来物の想定速度と同程度の高速度域における評価手法の適用性の検証は未だ十分ではない。また、我が国では、JSME より PWR 鋼製格納容器を対象としたシビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン (SA ガイドライン)¹¹⁾が発刊されており、主に熱荷重、圧力荷重を想定した有限要素解析モデルを用いた静的弾塑性解析による評価方法、局所的な破断基準が示されている。

本報は、鋼板構造物の耐貫通性能に着目し、汎用衝撃解析コードを用いて、JSME の SA ガイドラインと同様なひずみ規準の耐貫通性能問題への適用性について述べたものである。

図 1 原子力発電所に設置された竜巻防護工法の例³⁾*Koji Shirai¹ and Koji Tasaka¹¹Central Research Institute of Electric Power Industry

2. ひずみ評価基準

竜巻飛来物が鋼板構造物に衝突する場合、竜巻飛来物先端と鋼板との衝突部には局所的大変形や、局所的大変形の進行による破断・貫通が発生する。局所的に変形が集中するモードに対し、従来の応力基準での設計では高強度材料の選定や系全体の剛性を高める設計を採用することになり、靱性の少ない構造物となる。一方、鋼板構造物の局所的な塑性変形を考慮したひずみ基準による設計を用いた場合、高い靱性を確保でき、吸収エネルギーに富む合理的な設計が可能となる。鋼板構造物の局所変形の評価においては、衝突部に発生する応力場による材料の延性低下の影響を適切に考慮できるひずみ基準を用いて、解析で得られる最大相当塑性ひずみが応力状態に応じた鋼板構造物材料の延性低下の影響を適切に考慮できるひずみ基準値を超えないことを確認する。飛来物先端と鋼板の衝突部近傍では多軸応力場が発生し、材料の延性が低下することが知られておる。このため、応答評価においてもその影響を考慮することが必要となり、式(1)で表される多軸応力場の指標に応力多軸度係数 (Triaxiality factor、以下 TF) が用いられる。

$$TF = \frac{\sigma_1 + \sigma_2 + \sigma_3}{\sigma_e} \quad (1)$$

ここで、 $\sigma_1, \sigma_2, \sigma_3$ は主応力、 σ_e はミーゼス相当応力である。TF は主応力の和をミーゼス応力で除した値であり、多軸応力場での延性低下の影響を示す係数である。例えば、等 2 軸引張では 2、平面ひずみ引張では $\sqrt{3}$ 、単軸引張では 1 となる。JSME の SA ガイドラインでは、局所的な破損のひずみ制限として、式(2)で示される限界 3 軸ひずみ ϵ_L を採用している。

$$\epsilon_L = \epsilon_{Lu} \cdot \exp\left(\frac{-\alpha_{sl}}{1+m_2} \left\{ \frac{1}{3} (TF - 1) \right\}\right) \quad (2)$$

ϵ_L は限界 3 軸ひずみ (=局所相当塑性ひずみの限界値)、 ϵ_{Lu} は真破断伸び (= m_2 : 一様伸び) である。

本報では、式(2)で示される SA ガイドラインによる ϵ_L をひずみ制限値を準用し、鋼製パイプにより高速度衝突を受ける鋼板を対象とした破断評価への適用性について述べる。

3. 鋼製パイプ型飛来物を用いた鋼板貫通試験

図 2 に、鋼製パイプを用いた高速飛来物衝撃試験装置の概要を示す。飛来物を火薬の推力により水平方向に飛翔させ、支持架台上に鉛直姿勢で固定した鋼板試験体に衝突させる。試験体は二辺支持条件となるようにボルトで固定された SS400 材の鋼板であり、鋼板厚さは 4.5mm と 6mm の 2 種類とした。飛来物は衝突径 50mm、質量 8.4kg の鋼製円柱体であり、衝突速度は 49m/s である。図 3 に、鋼板試験体の損傷状況を示す。鋼板厚さ 4.5mm の場合は貫通する結果となり、飛来物の残留速度は 32m/s であった。以上の結果より、本試験条件における鋼板の貫通限界厚さは 4.5～6.0mm の間にあることがわかる。

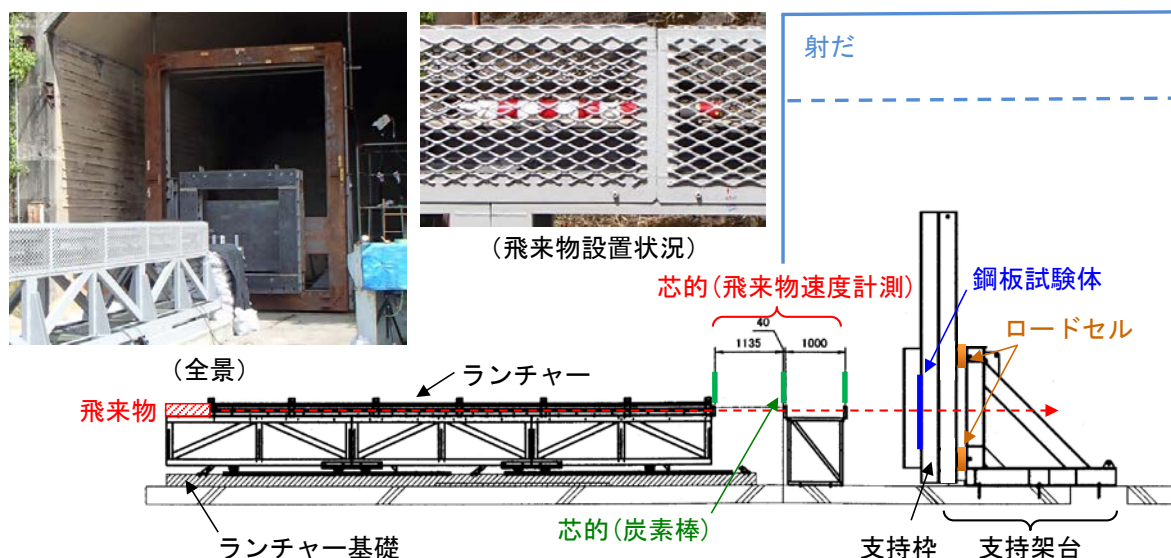
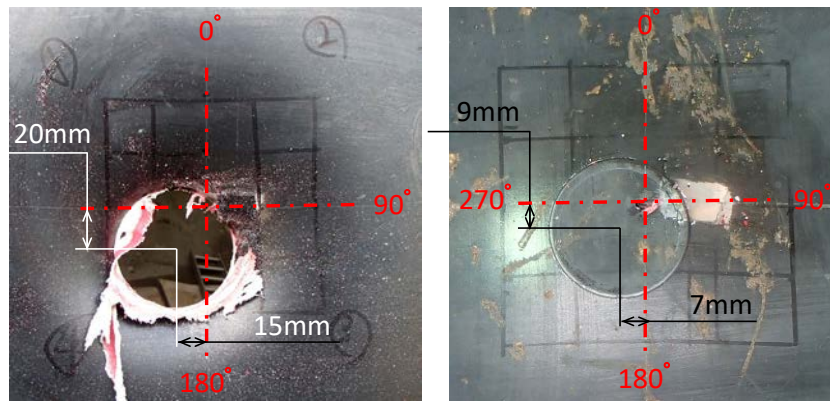


図 2 鋼製パイプを用いた高速飛来物衝撃試験装置



(鋼板厚さ 4.5mm)

(鋼板厚さ 6.0mm)

図3 鋼板試験体の損傷状況（衝突速度：49m/s）

4. 数値解析による耐貫通性能評価

(1) 解析モデル

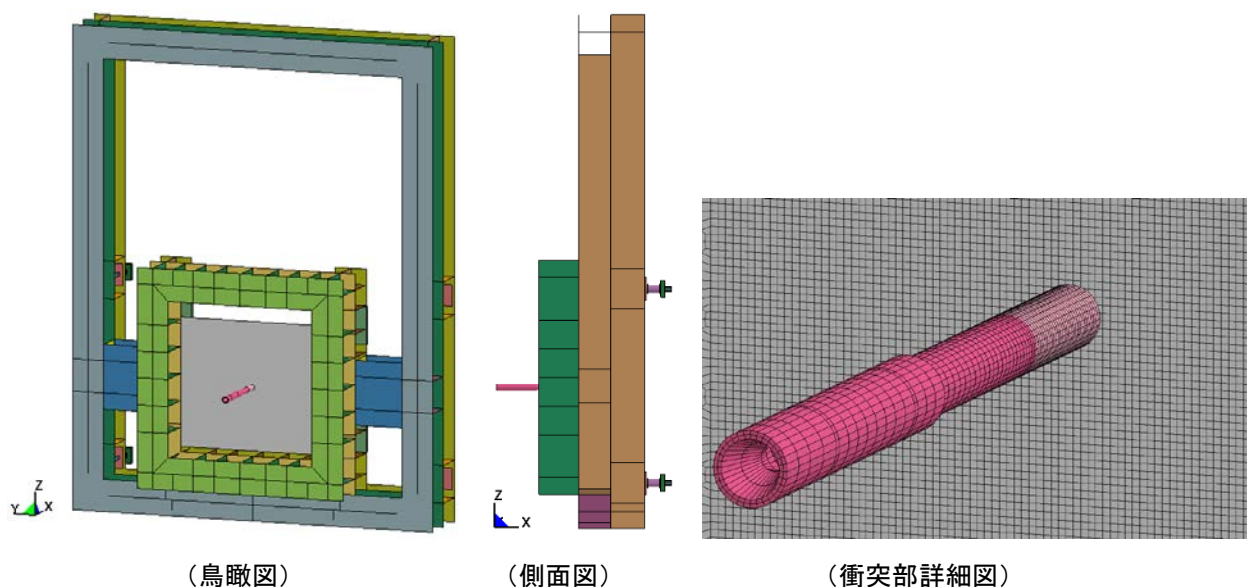
解析には、汎用衝撃応答解析コード LS-DYNA Ver.971¹²⁾を用いた。図4に、衝突試験の解析モデルを示す。要素モデルは、飛来物の燃焼部やロードセル、PC鋼棒を三次元固体要素でモデル化し、その他の飛来物先端のパイプ、試験体、支持枠、押さえ枠等に Belytschko-Tsay シェル要素¹³⁾を適用した。また、衝突を受ける試験体の要素寸法は板厚と同程度とした。

(2) 材料モデル

応力-ひずみ関係は等方弾塑性型のトリリニア型とし、von-Mises の降伏条件とした。ひずみ速度依存性は、衝撃荷重を直接的に受ける試験体と飛来物パイプ部に考慮し、ひずみ速度毎の応力-ひずみ関係を定義した。鋼材の降伏応力と引張強度のひずみ速度依存性については、(社)日本溶接協会“動的繰り返し大変形を受ける溶接鋼構造物の脆性破壊性能評価方法 (WES2808)¹⁴⁾”で示されている動的強度の推定式を用いた。

(3) 接触・境界・初期条件

飛来物-試験体間、ロードセル球座等の接触面に接触剥離を伴う滑りを考慮した接触条件を定義した。飛来物-試験体間には摩擦力を考慮し、摩擦係数は文献値¹⁵⁾を参考に 0.52 とした。また、ロードセル底面の全節点に完全固定の境界条件を設定し、解析モデルを支持した。飛来物モデルの全節点に、試験時に測定された実測衝突速度を初速度として付与した。また、試験体を固縛している PC 鋼棒に先行緊張荷重を導入した。



(鳥瞰図)

(側面図)

(衝突部詳細図)

図4 解析モデル

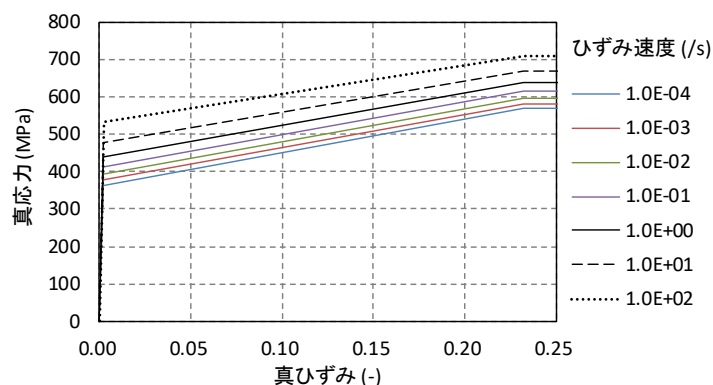


図5 ひずみ速度を考慮した応力-ひずみ関係

(4) 貫通評価

貫通条件は、衝突により生じる局所の相当塑性ひずみ ε_{eq} が限界 3 軸ひずみ ε_L を上回った場合に貫通が生じた場合とした。すなわち、要素内の各積分点の応答値 $f(\varepsilon_{eq}, TF)$ の平均値 $f(\varepsilon_{eq}, TF)_{average}$ を要素の代表応答値とし、真破断伸び ε_{Lu} と比較することで破断の有無を評価した。

図 6 に、鋼板厚さ 4.5mm と 6.0mm に対する解析で得られた飛来物衝突部近傍の試験体の平均相当塑性ひずみ分布を示す。相当塑性ひずみは、飛来物との接触近傍に集中している。さらに、解析で得られた最大相当塑性ひずみ発生要素における各積分点の応答値 $f(\varepsilon_{eq}, TF)$ の時刻歴と許容値 ($\varepsilon_{Lu} = m_2$) を比較して示す。なお、 TF は圧縮荷重作用時に 1 未満となるが、その場合は保守的 $TF=1$ とした。鋼板厚さ 4.5mm の解析では、要素の代表応答値が許容値を上回り、貫通が生じると判定できる。一方、鋼板厚さ 6.0mm の解析では、要素の代表応答値は許容値を下回っており、貫通が生じないと判定できる。これらの判定結果は、試験結果と符合することがわかる。

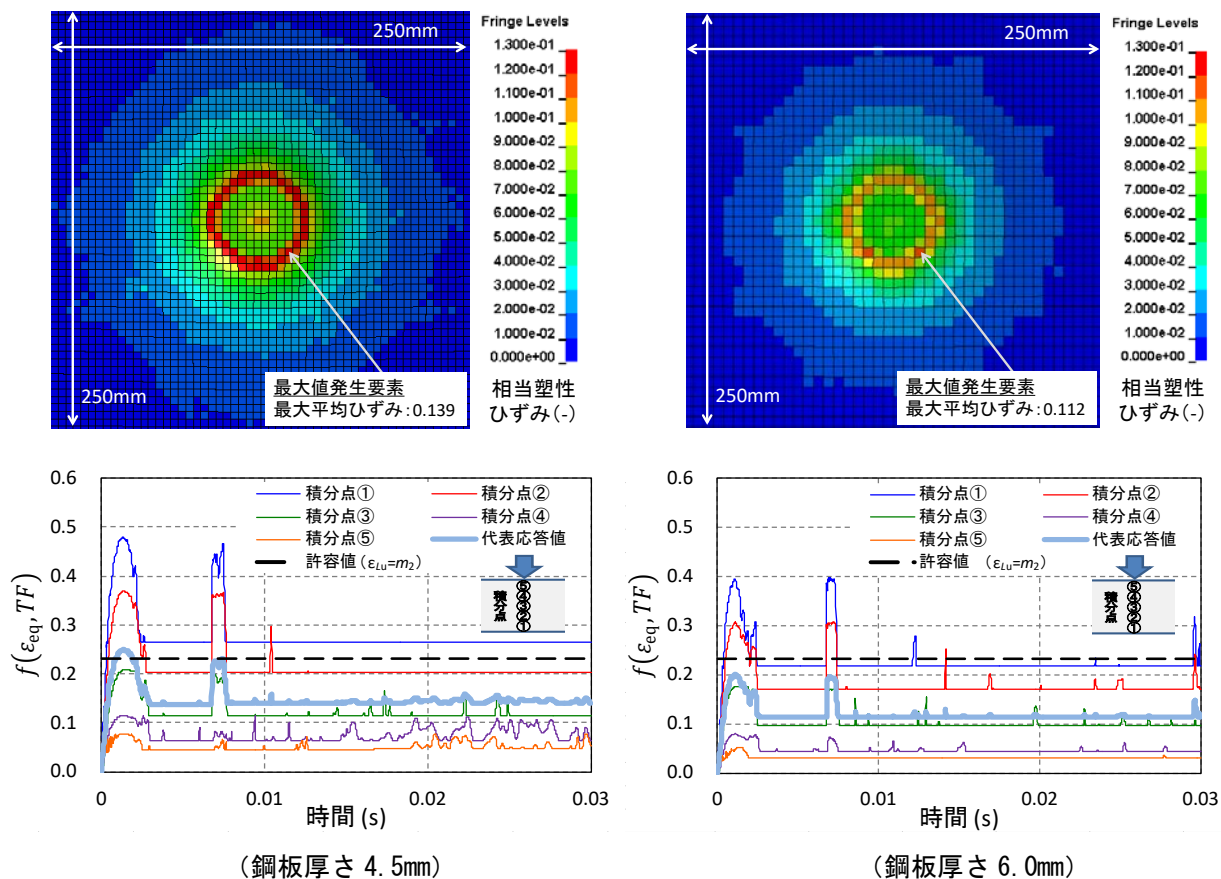


図6 相当塑性ひずみ分布図と破断評価に用いた代表応答値の時刻歴

5. 結 言

竜巻飛来物の衝突を受ける鋼板構造物の貫通評価を実施する際、有限要素解析モデルを用いた弾塑性解析による評価方法が有用であり、局所的な破断基準については JSME の SA ガイドラインが参考になる。しかしながら、面外からの高速度衝突を受ける鋼板への評価事例はほとんどなく、これまで破断基準の適用性に関する知見が十分でない。

本報では、竜巻影響評価ガイドに例示されている竜巻飛来物の一つである鋼製パイプの衝突径、衝突速度を模擬した飛来物を用いた鋼板試験体に高速で衝突させる鋼板貫通試験に対し、高速度衝突を受ける鋼板を対象とした破断評価に SA ガイドラインの局所ひずみ基準を適用し、その有用性を検討した。その結果、JSME の SA ガイドラインで提案されている局所的な破損のひずみ制限値である限界 3 軸ひずみ ε_L を許容値（真破断伸び ε_{Lu} ）として、要素の代表応答値（要素内積分点の多軸応力場での延性低下の影響を考慮した応答値の平均）と比較する耐貫通性能評価手法を提案し、鋼板貫通試験によりその評価手法が実務的に有用であることを確認した。

近年、衝撃解析における数値解析技術の進歩はめざましいものがあり、鉄筋コンクリート構造物やネット構造物への耐貫通性能評価手法への適用が期待されている¹⁴⁾。

参考文献

- 1) 原子力規制委員会：実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈，平成 25 年 6 月 19 日，原規技発第 1306193 号。
- 2) 原子力規制委員会：原子力発電所の竜巻影響評価ガイド，制定 2013，改訂 2014，原規技発第 1409172 号。
- 3) 関西電力株式会社：高浜発電所だより第 108 号，2014.10。
- 4) 坂本裕子，白井孝治，宇田川敏子，近藤俊介，“竜巻飛来物と鋼板の衝突挙動に対するひずみ制限による破壊基準の適用性”，土木学会構造工学論文集 Vol.62A, 2016。
- 5) 南波宏介，白井孝治，坂本裕子，“竜巻飛来物衝突を受ける鋼板の耐貫通性能に関する数値解析的評価”，土木学会構造工学論文集 Vol.63A, 2017。
- 6) 日本機械学会 発電用設備規格委員会，竜巻飛来物の衝撃荷重による構造物の構造健全性評価手法ガイドライン（案）（ドラフト版公衆審査中）
- 7) 土木学会，“構造工学シリーズ6，“構造物の衝撃挙動と設計法”，1993。
- 8) 土田恭平，小笠原義浩，別府万寿博，和内博樹，松浦淳，間瀬辰也，萩原実，“鋼製飛来物に対する鋼板の貫通評価に関する研究（その 1）衝突実験によるBRL式の検証”，日本建築学会大会学術講演会梗概集，2015。
- 9) 北田 明夫他，“竜巻飛来物を模擬した落下衝突試験による鋼板貫通評価手法の検証”，日本機械学会論文集”，Vol.83, No.851, 2017年6月。
- 10) Nuclear Energy Institute (NEI), “Methodology for Performing Aircraft Impact Assessments for New Plant Design”, NEI 07-13 (Rev.8P), 2011年4月。
- 11) 日本機械学会，“発電用原子力設備規格 シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン（PWR鋼製格納容器編）”，JSME S NX4-2015, 2015。
- 12) 株式会社JSOL，“LS-DYNA 使用の手引き（Second Edition）”，2016。
- 13) T.BELYTSCHKO et al, “EXPLICIT ALGORITHMS FOR THE NONLINEAR DYNAMICS OF SHELLS”, Computer Methods in Applied Mechanics and Engineering Vol.42, 1984。
- 14) 日本原子力技術協会，“BWR配管における混合ガス（水素・酸素）の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン（第3版）”，2010
- 15) 日本機械学会，“機械工学便覧”，2014。

計算科学技術部会セッション

自然現象に立ち向かう計算科学技術の最前線

Frontiers of Computational Science and Engineering to Face Natural Phenomena

(3) 放射性物質の大気拡散予測

(3) Predicting atmospheric dispersion of radionuclides

*永井 晴康¹, 寺田 宏明¹, 谷森 達²¹原子力機構, ²京都大学

1. はじめに

原子力事故等の緊急時対策には、放射性物質の大気放出による早期の直接的な被ばく防護と、大気から土壌や海洋への移行に伴う、中・長期的なモニタリングや食物摂取制限・立ち入り制限がある。これらの対策に有用な情報を提供する計算システムとして、緊急時環境線量情報予測システム SPEEDI が旧日本原子力研究所（現在の日本原子力研究開発機構、以下原子力機構）により開発され、文部科学省により運用されていた。SPEEDI のような大気拡散予測システムの役割は、(I)事故時の放射性物質の放出に対して、大気拡散状況の予測情報を提供することで放射線防護対策に活用すること、及び(II)事後における詳細な解析により大気拡散と地表汚染状況を明らかにすることで、被ばく評価や長期的な対策立案に資することである。しかし、2011年3月に発生した東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故において、(I)の役割については、放射性物質の放出量情報が得られなかったこと、事故当時に周辺のモニタリングデータが十分得られていなかったことなどにより、SPEEDI の予測結果は定量性及び信頼性に問題があるとして利用されず、SPEEDI はその役割を果たせなかった。そして、このような不確実性を有する予測結果の活用方法についての様々な議論があったが、原子力規制委員会の方針として、放射線防護対策には SPEEDI の計算結果を利用しないこととなった。一方、(II)の役割に関して、環境影響や公衆の被ばく線量を評価する上で、放射性物質の大気中への放出量と拡散状況を明らかにすることを目的として、原子力機構では、環境モニタリングデータと世界版緊急時大気拡散予測システム WSPEEDI-II を用いた大気拡散シミュレーションに基づき、放射性物質の大気放出量推定と大気拡散解析を行ってきた。この放出量推定及び拡散解析結果は、国内外の多くの機関による 1F 事故の環境影響評価や被ばく線量推計に活用されている。また、事故後に追加された大気拡散予測システムの新たな役割として、(III)地域防災計画・避難計画に係る具体化・充実化に当たって大気拡散計算を活用することが、中央防災会議の防災基本計画に記載された。このような状況に対して、原子力機構では、1F 事故における教訓や詳細解析による対応経験から、上記(II)及び(III)の役割に対して、大気拡散シミュレーションを最大限に活用するとともに、将来的には(I)の役割も担えるように、予測性能と信頼性を高めるための研究開発を進めている。

2. 大気拡散予測システム

大気拡散予測システム WSPEEDI-II は、領域気象モデルによる気象場計算とこれに引き続く大気拡散モデルによる放射性物質の移流、拡散、沈着及び被ばく線量計算により構成される（図 1）。

2-1. 領域気象モデル

領域気象モデルには、米国大気研究センター（NCAR）等で開発された非静力学気象モデル MM5 及びその後継モデル WRF を用いている。領域気象モデルは、運動量 3 成分及び熱エネルギーに加えて、水蒸気量、雲水量（液体、固体）についての保存式を解くことにより、対応する風速 3 成分、温位等の気象要素を計算する。また、降水、放射、地表面過程、大気境界層（乱流）などの個別過程それぞれについて、物理過程を考慮することにより、大気拡散計算の精度に大きな影響を及ぼす気象場の再現性を向上させることができる。例えば、3 次元風速場に加えて、鉛直拡散係数、降水量、雲量等が予測可能なため、大気拡散計算において鉛直拡散係数や降雨、雲量の時間・空間変動を考慮して、鉛直混合や湿性沈着を詳細に予測できる。

2-2. 大気拡散モデル

大気拡散モデルは、原子力機構で開発した粒子拡散モデル GEARN を用いている。大気拡散モデルにおいて、放射性物質の大気中濃度は、移流拡散方程式を数値的に解くことにより求められる。原子力事故を対象とした放射性物質拡散計算では、通常解析格子に対して放出源が点状とみなされ、近距離での局所的な高濃度分布からの放射線影響を厳密に評価する必要性から、ラグランジュ型粒子拡散モデルを採用している。つまり、大気中に放出された放射性物質を多数の仮想粒子で模擬し、粒子の移動を追うことにより、放射性物質の大気中での濃度、地表面沈着量及び被ばく線量を求める。大気中での濃度は、3次元の気象場に基づいて、タイムステップ毎に平均流による移流と、サブグリッドスケールの気流や乱流による拡散による粒子の移動を計算する。仮想粒子には、設定した放出率に基づき核種ごとの放射エネルギーが与えられ、放出後の時間経過に伴い核種ごとの半減期で減衰する。地表面への沈着については、乱流による乾性沈着と降雨による湿性沈着が考慮されている。乾性沈着による粒子の持つ放射エネルギーの減少は、沈着速度と関係づけた沈着率を用いて計算される。降雨沈着については、領域気象モデルから提供される3次元の降雨、雲量分布を考慮した洗浄係数を基に、粒子の持つ放射エネルギーの減少が計算される。大気中濃度及び沈着量は、仮想粒子の持つ放射エネルギー及び沈着放射エネルギーの各計算セルへの寄与を出力時間幅内で積分することで計算される。

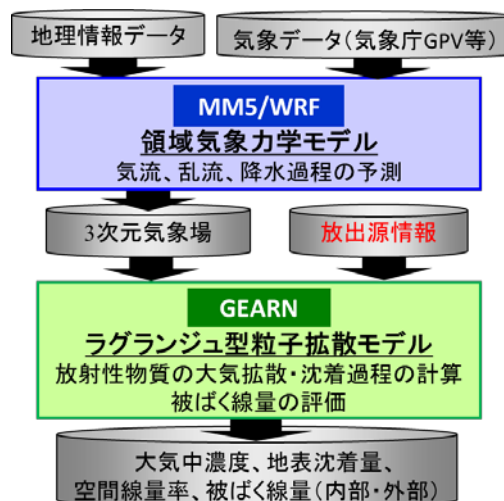


図1 WSPEEDI-IIの構成

3. 研究開発の現状

3-1. 大気拡散データベースシステム

WSPEEDI-IIで用いる高度な気象及び拡散予測モデルは、従来のSPEEDIのモデルよりも計算時間を要するため、計算条件を設定してから予測結果を得るまでに時間を要し（3日先までの計算に数時間）、様々な条件の計算結果を比較検討するような利用は困難だった。そこで、様々な条件に対する詳細な大気拡散計算結果を即座に作成できるように、新たな拡散計算手法を開発した（2018年秋の大会2K11）。この計算手法では、原子力施設など放出点が定まっている場合に、放出条件のうち放出点以外の不確定情報である放射性核種、放出率、及び放出期間を特定することなく、単位放出条件（放出率、放出期間）の拡散計算を全計算期間に対して実施して計算結果を作成しておき、放出条件を設定するとその条件に基づく予測結果を単位放出条件の計算結果の線形結合により即座に得ることができる。この手法に基づき、以下の手順で計算を行う大気拡散データベースシステムを開発した。

- 1) 放出期間を一定の間隔で分割したそれぞれの期間について、単位放出条件（1Bq/h）による大気拡散を計算し、全ての放出期間ケースの結果（単位放出拡散データ）をデータベースとして保存する。
- 2) 毎日の気象解析・予報データの更新に合わせて、上記大気拡散計算を定常的に実行し、単位放出拡散データを連続的に蓄積することにより、過去から数日先までの連続的なデータベースを整備する。

3) 実際の放出条件が与えられた際には、分割期間ごとの放出条件を、単位放出拡散データに適用する。これによって得られる大気拡散計算結果を、全放出期間について合算することにより、任意の放出条件に対する大気拡散計算結果を作成する。

この計算システムで作成されるデータベースは、過去から数日先まで任意の解析期間を切り出し、任意の放出条件に対する大気拡散計算結果を即座に得ることを可能にした。試験計算の結果、WSPEEDI-IIを用いた通常の拡散計算の120分の1程度の時間で計算結果を得ることができる(図2)。これにより、データベースの将来予測期間は、緊急時において想定されるさまざまな放出条件に対する予測結果を即座に提供することで対策立案に利用可能である。また、長期間蓄積された過去の期間のデータは、原子力事故時に想定すべき大気拡散事象の把握、モニタリング計画の最適化など、地域防災計画・避難計画に係る事前計画の立案への活用が期待される。

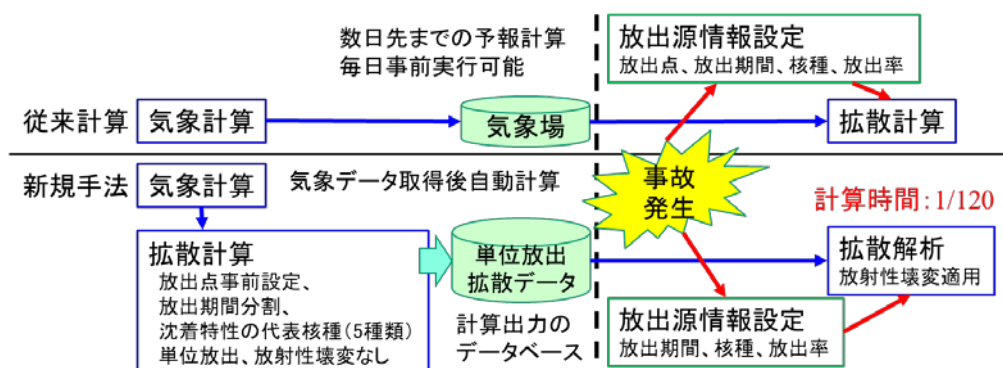


図2 新規拡散計算手法と従来手法の比較

3-2. 放出源推定システム

原子力機構では、WSPEEDI-IIによる大気拡散シミュレーションと環境モニタリングデータの融合解析により、1F事故による放射性物質の大気放出量推定を行ってきた。この経験に基づき、原子力事故時に放射性物質の放出源情報を推定するシステム(図3)の開発を行っている。このシステムは、上記大気拡散データベースシステムを発展させ、任意に設定した放出条件により得られる計算結果と環境モニタリングデータを比較し、測定データを最も再現する放出条件を探索することにより放出源情報を推定する。さらに、気象場についてアンサンブル計算により多数の候補を作成し、それぞれについて大気拡散データベースを生成することで、モニタリングデータを再現する気象場の最適解を求めることもでき、気象計算の不確実性の低減も期待できる。また、1F事故を対象とする試験において、解析に利用するモニタリングデータを変えて得られる最適解を比較することで、各モニタリングデータの放出源推定への有効性を評価する計画である。これにより、実際にデータ取得可能な時期などを考慮して、優先的に実施すべきものや測定点の最適配置など、モニタリング計画策定に役立つ情報を提供できる。

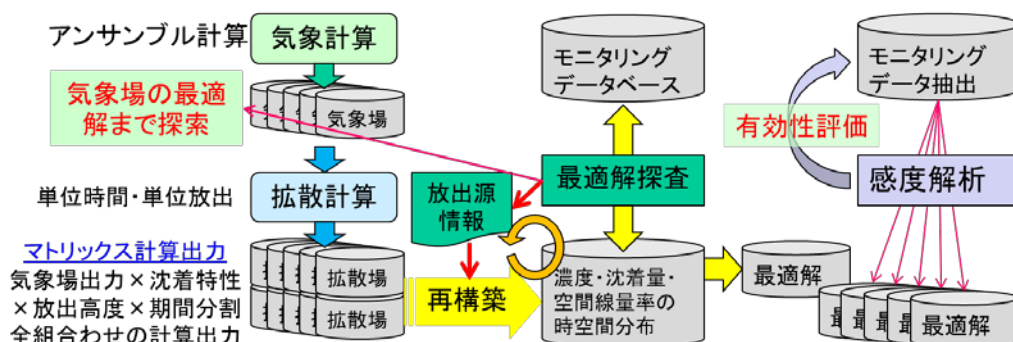


図3 放出源推定システムの概念図

2-3. 放射線計測と融合したプルーム可視化システム

大気拡散シミュレーションの信頼性を向上するための新たな研究開発として、放射性物質の大気拡散シミュレーションと放射線計測を融合して大気中放射性核種の3次元濃度分布を導出するシステム（プルーム可視化システム）の開発を進めている。ここで用いる放射線計測技術は、京都大学が新規開発した電子飛跡検出型コンプトンカメラ（ETCC）である。ETCCは、 γ 線のコンプトン散乱における3次元電子飛跡を検出することで γ 線到来方向を決定し、 γ 線の幾何光学に基づく完全可視化を世界で初めて実現した（Tanimori et al., 2017）。 γ 線完全可視化により、近傍の強線量に影響されず遠方の弱線量分布を測定でき、反射・散乱 γ 線のスペクトル分布と強度の正確な測定が可能となる。ETCCにより得られる γ 線の定量的画像（入射角度分布）から放射性核種ごとにその量と空間分布を特定できることから、大気中に放出された放射性物質からの γ 線に対するETCC測定結果から3次元濃度分布を推定する手法を開発する。この手法では、複数箇所で測定されたガンマ線画像の組み合わせから大気中の放射性物質の核種ごとの濃度分布を一定の時間間隔で再構成するとともに、時間間隔ごとの濃度増加量から放出量も推定することを目指している（図4）。これにより、原子力施設周辺の複数地点にETCCを設置し連続測定を行うことで、放射性物質が放出された場合に放出量と施設周辺の濃度分布のデータを得ることができる。また、得られた放射性物質の放出量と濃度分布データをWSPEEDI-II計算に取り入れることで、より現実に近い大気拡散状況の予測が可能となる。

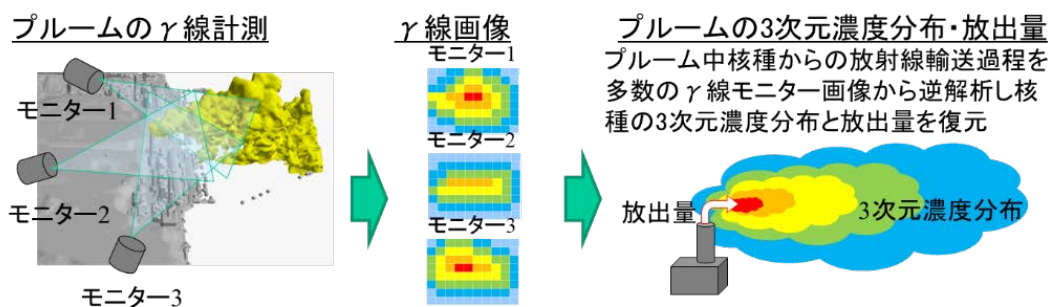


図4 γ 線画像から大気中3次元核種分布及び放出量を逆解析する手法の概念図

参考文献：

T. Tanimori, et al., 2017, Establishment of Imaging Spectroscopy of Nuclear Gamma-Rays based on Geometrical Optics, Scientific Reports 7, 41511.

*Haruyasu Nagai¹, Hiroaki Teradai¹, and Toru Tanimori²

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Kyoto Univ.