

# 原子力災害時事象進展予測技術の開発 －これまでの開発状況と今後の課題－

## Development of Incident Progress Prediction Technologies for Nuclear Emergency Preparedness － Current Status and Future Subjects －

吉田 至孝 (Yoshitaka Yoshida) \*<sup>1</sup>                      山本 泰功 (Yasunori Yamamoto) \*<sup>1</sup>  
 楠木 貴世志 (Takayoshi Kusunoki) \*<sup>1</sup>                川崎 郁夫 (Ikuo Kawasaki) \*<sup>1</sup>  
 柳 千裕 (Chihiro Yanagi) \*<sup>1</sup>                            木下 郁男 (Ikuo Kinoshita) \*<sup>1</sup>  
 岩崎 良人 (Yoshito Iwasaki) \*<sup>2</sup>

**要約** 原子力事業者は原子力災害時における事態の予測機能を平時から整備するよう、国の防災基本計画で求められている。事態の予測とは、原子炉施設の現状を適切に把握し、現状のまま推移すれば、近い将来どのような事態を引き起こすかを予測し、来る脅威に対する効果的な手段を選択して、介入時期までの時間的余裕を把握することにある。原子力安全システム研究所では、平成11年9月30日に発生した茨城県東海村の原子燃料加工施設での事故を踏まえ、原子力災害時における事象進展予測技術の開発に取り組み、原子力防災訓練時に、開発した技術の適用と改良を行うとともに、福島第一原子力発電所事故後は、同事故の観測値を用いて検証を行ってきた。その結果、事象進展予測システムについては、原子力防災訓練に適用して知見を蓄積するとともに、原子炉冷却材漏洩口径推定手法等の開発等、より迅速かつ高精度で予測できるよう、システムの改善を図ってきた。一方、進展の早い事象に対しては、エンドユーザーが簡便かつ迅速に予測する必要があることから、逆問題解法を順問題解法に変換した公衆防護措置範囲迅速予測システムの開発を行った。東京電力福島第一原子力発電所の使用済燃料貯蔵施設の水位低下事象に鑑み、使用済燃料貯蔵施設水位・水温評価ツールの改良を行った。これらの事象進展予測技術の検証として、東京電力福島第一原子力発電所事故時の限られた情報を用いて予測解析を実施し、限定された情報に基づく予測手法の妥当性を確認した。今後は、意思決定過誤を防止するための技術開発および広域汚染に対するノウハウの蓄積を図っていきたいと考えている。

**キーワード** 原子力災害, シビアアクシデント, 予測, アクシデントマネジメント, 原子炉事故

**Abstract** Nuclear licensees are required to maintain a prediction system during normal condition for using a nuclear emergency by the Basic Plan for Disaster Prevention of government. With prediction of the incident progress, if the present condition of nuclear power plant is understood appropriately and it grows more serious with keeping the present situation, it is in predicting what kind of situation will be occurred in the near future, choosing the effective countermeasures against the coming threat, and understanding the time available of intervention time. Following the accident on September 30 1999 in the nuclear fuel fabrication facility in Tokai Village of Ibaraki Prefecture, the Institute of Nuclear Safety System started development of incident progress prediction technologies for nuclear emergency preparedness. We have performed technical applications and made improvements in nuclear emergency exercises and verified the developed systems using the observed values of the Fukushima Daiich Nuclear Power Plant accident.

As a result, our developed Incident Progress Prediction System was applied to nuclear emergency exercises and we accumulated knowledge and experience by which we improved the system to make predictions more rapidly and more precisely, including for example, the development of a prediction method for leak size of reactor coolant. On the other hand, if a rapidly progressing incident occurs, since end users need simple and quick predictions about the public's protection and

\* 1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

\* 2 関西電力(株)

evacuation areas, we developed the Radioactive Materials Release, Radiation Dose and Radiological Protection Area Prediction System which changed solving an inverse problem into a forward problem solution. In view of the water-level-decline incident of the spent fuel storage facility at the Fukushima Daiich Nuclear Power Plant, the spent fuel storage facility water level and the water temperature evaluation tool were improved. Such incident progress prediction technologies were applied to predictive analysis using the limited information available at Fukushima accident of those days, and checked the validity of the prediction method. In the future, we would like to aim at technical developments for preventing decision-making errors and at accumulating know-how on regional pollution by radioactive materials.

**Keywords** nuclear disaster, severe accident, prediction, severe accident management, reactor accident

## 1. 緒言

内閣府が定める防災基本計画の原子力災害対策編では、「原子力事業者は、放射能影響予測、原子力施設の状態予測等を行うための機能を平常時から適切に整備するものとする。」と定め<sup>(1)</sup>、原子力災害発生時において事態の予測を行うことを求めている。

事態の予測とは、原子炉施設の現状を適切に把握し、現状のまま推移すれば、近い将来どのような事態を引き起こすかを予測し、来る脅威に対する効果的な手段を選択して、介入時期までの時間的余裕を把握することにある。事態の予測には2つの側面がある。1つは原子炉施設に対する防護または影響緩和の予測、もう一つは公衆に対する防護（放射性物質による影響の緩和）の予測である。原子炉施設に対する防護または影響緩和の予測とは、原子炉施設で予想されるシビアアクシデントの脅威に対して、その発生の防止または影響の緩和に効果のある手段を選択し、その手段により介入した場合の効果と副作用（負の効果）を予測するものである。公衆に対する防護の予測とは、原子炉施設から将来放出される恐れのある放射性物質の量を推定し、観測された気象条件等から公衆の防護が必要と見込まれる範囲を予測するものである。

事態の予測を行うためには、最初に述べた原子炉施設の現状を適切に把握することが重要である。すなわち、原子炉施設の状態が、シビアアクシデントに至るプロセスにおいて、原子炉の冷却機能が喪失し、原子炉冷却材が喪失して燃料が溶融し、放射性物質の閉じ込め機能が喪失するまでの間のどの段階にあるのか、およびそれまでの経緯を詳細に把握することである。原子炉施設の現状把握に誤差が生ずると、以後の将来の予測に大きな影響を及ぼす。例えば、原子炉冷却システムから漏洩が発生し、非常用炉

心冷却システムの故障等により、冷却水を補充できないような事態に至った場合、原子炉冷却システムからの冷却水の流出流量を把握して、残存保有水量を特定しなければ、その後の炉心露出時期や炉心損傷時期を適切に予測することはできない。一方、原子炉施設で観測されるパラメータは圧力や温度、水位等であり、災害事象が進展している状況の中では、原子炉冷却システムからの冷却水の流出場所やその大きさなどの情報が得られる可能性は極めて小さい。すなわち原子炉施設の現状把握は、通常実施されるプラント応答解析で解析条件として与えるべき、冷却水の流出場所やその大きさなどの情報が未知となり、解析の結果から得られる圧力や温度、水位等が既知として与えられるため、いわゆる逆問題解法を実施することに相当する。実際には、入力値を変化させながら、観測値と良く一致するよう繰り返し計算を実施して、原子炉施設の現状を把握していく。しかし、逆問題の解析では、解が複数得られることが一般的であり、真値を見極めるには熟練が必要である。

逆問題解法に対しては、観測値の相関関係から、特定の入力値を推定する手法や原子炉施設の現状をマクロで捉える手法の適用が考えられる。さらには、専門知識が必要となる逆問題解法を、特定の目的に絞り込んで簡易的な相関関係を導き出し、順問題解法に変換する方法も有効である。

本論文では、原子力災害時における事象進展予測にあたり、上述の観点からこれまでの取組み状況と今後の課題について述べる。

## 2. 事象進展予測技術の開発経緯

平成11年9月30日に発生した茨城県東海村の原子燃料加工施設での事故を踏まえ、同年12月に原子力災害対策特別措置法が制定された。この中で一般公衆を含めた原子力防災訓練が義務化され、翌

年から大規模な訓練<sup>(2)</sup>が実施されるようになった。原子力安全システム研究所（以下INSSという）は、平成12年度からシビアアクシデント解析技術を用いた原子力防災訓練シナリオ解析を開始し、災害事象の進展を解析した物理量を、プラント監視装置で観測される値に変換して提供した。当時の原子力安全委員会が定めた指針<sup>(3)</sup>によると、事業者からの異常事態の通報には、施設の状況に関する情報に加え、主要な地点における放射線量の推定と事態の今後の見通しが必要とされていた。そこで、原子力防災訓練のシナリオ作りに活用したシビアアクシデント解析技術をそのまま事象進展の予測に持ち込むこととし、平成14年度から事業者の事象進展予測を支援することとなった。予測に用いる解析コードはシビアアクシデント解析コード：MAAP4<sup>(4)</sup>、発電所内被ばく線量評価システム：SADOSE<sup>(5)</sup>、周辺環境影響評価システム：AREDES<sup>(6)</sup>である。

以降、毎年実施される原子力防災訓練に参加して事象進展予測を行い、得られたノウハウから予測手順の整備・改良を図ってきた。しかし、前述した逆問題解法を用いたことから、原子炉施設の現状を把握するために時間がかかるため、観測値から特定の入力値を推定する手法の開発等に取り組み、予測の迅速化を図ってきた。平成18年度から、原子力防災訓練に参加して得られた知見に基づき予測フローを確立し、事象進展予測システム（Incident Progress Prediction System: IPPS）としてシステムの統合化を進めている。

一方、国の安全研究ニーズ<sup>(7)</sup>では、平成16年に東京電力福島第一原子力発電所事故を予見したかのように、国の緊急時対策支援システム（ERSS）や緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステム（SPEEDI）に対して「計算コードに過度に依存することなく予測技術を高度化すること」が求められた。そこでINSSは、IPPSでは解析の専門家により相当な時間をかけなければ予測が困難な状況を踏まえ、原子炉施設から将来放出される恐れのある放射性物質の量を推定し、観測された気象条件等から公衆の防護が必要と見込まれる範囲を迅速に予測する目的に特化した技術開発を行うこととした。開発にあたってはエンドユーザーが簡単に操作できるよう、逆問題解法を順問題解法に変換する方法を採用し、電源や通信回線の喪失等を想定してバッテリーを保有するノートパソコン単体で10分以内に予測結果が得られることを目標とした。この公衆防

護措置範囲迅速予測システム（Radioactive release, Radiation dose and Radiological protection area prediction system: R-Cubic）<sup>(8)</sup>は平成18年度に完成し、実用に供している。

平成23年3月11日に発生した東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、福島事故という）を受け、開発した予測技術の検証に取り組んだ。まず、IPPSを用いた推定解析を行い、観測値と比較するとともに、放射性物質の放出量を推定した。次にR-Cubicを用いて当時の段階的防護措置が実施されるタイミングの直前で得られた情報に基づき放射性物質の放出量を推定した。その結果、福島事故のような極めて限られた情報の中では、IPPSはプラント応答をある程度予測可能であるが、放射性物質放出量を過少評価する可能性があること、R-Cubicは限られた情報の中でも放射性物質の放出量を推定可能と考えられることを明らかにした<sup>(9)</sup>。福島事故では使用済燃料貯蔵施設に貯蔵された燃料の損傷も懸念された。R-Cubicを用いて使用済燃料貯蔵施設からの放射性物質の放出も推定したが、その影響は原子炉施設事故に比べて極めて小さいものであった。使用済燃料貯蔵施設の冷却機能全喪失に備え、既に開発していた使用済燃料プール水位・水温評価ツール（PitCalculator）<sup>(10)</sup>を全電源喪失によるプール水温上昇および水位低下の予測ができるよう改良<sup>(11)</sup>した。

### 3. 開発した予測技術の概要

#### 3.1 予測技術の全体構成

INSSが保有する予測技術の全体構成を図1に示す。原子炉施設事故を対象とした事象進展予測システム（IPPS）は、事態の今後の予測、介入操作による影響の把握、発電所構内の放射線量率の変化の予測ならびに防災要員の活動に伴う被ばく線量の予測、環境への放射性物質放出量の予測ならびに公衆への影響の予測を行う。IPPSは解析の専門家が扱うシステムとなっており、緊急時にはINSSがIPPSを使って予測を行うこととしている。IPPSのうち、発電所構内の放射線量率や防災要員の被ばく線量の予測を行うため、発電所内線量評価システム（SADOSE）を開発している。このシステムを用いて介入操作を実施した場合の発電所構内の放射線量率変化を予測し、手段を選択する際（2系統あるう

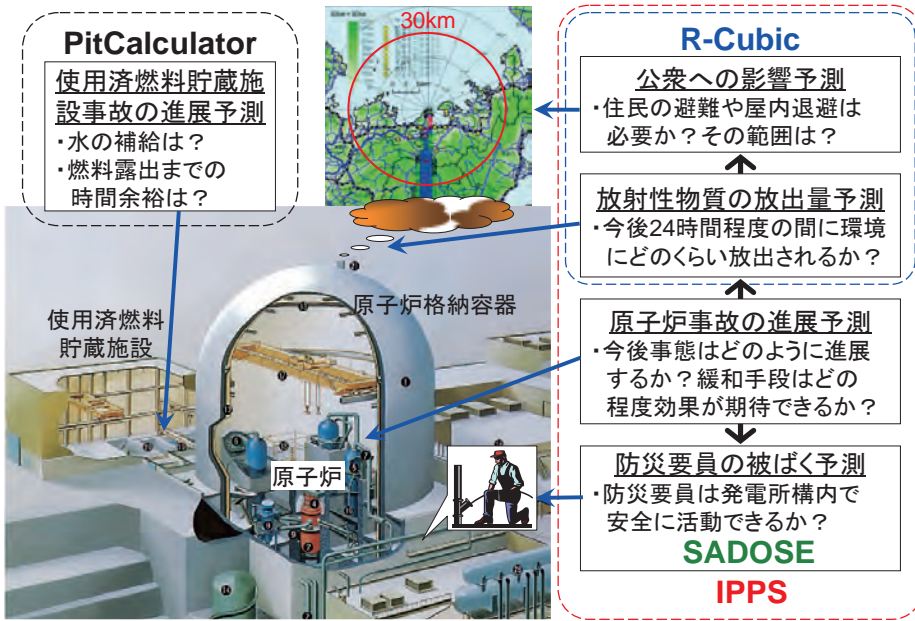


図1 INSSが保有する予測技術の全体構成

ちどちらを使うか等)における現場操作や復旧作業への影響等を把握する。公衆防護措置範囲迅速予測システム (R-Cubic) は、放射性物質の放出に伴う周辺環境への影響に特化して、限られた情報を用いて迅速に予測するものである。放射性物質放出源として原子炉施設事故、使用済燃料貯蔵施設事故、気体廃棄物処理施設事故を扱うことができる。使用済燃料プール水位・水温予測ツール (PitCalculator) は、使用済燃料貯蔵施設に貯蔵された燃料が露出するまでの時間余裕と水の補給間隔を予測することができる。

3. 2 事象進展予測システム (IPPS)

IPPSの仕組みを図2に示す。後述する発電所内線量評価システム (SADOSE) に組み込まれた蓄積放射線量データベースを用いて、原子炉施設事故時の放射性物質存在量を特定する。MAAPコード

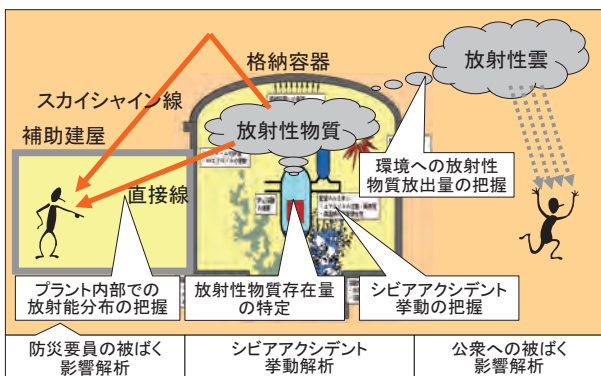


図2 事象進展予測システムの仕組み

によりシビアアクシデント挙動の解析を実施して、プラント応答と放射性物質移行挙動を予測する。プラント内部での放射能分布を用いて、SADOSEで原子炉施設の遮へい計算を行い、発電所内の放射線量率マップを作成し、防災要員の移動経路から活動に伴う被ばく線量を推定する。シビアアクシデント挙動解析から得られた環境への放射性物質放出率と気象観測値を用いて、大気拡散計算システム (AREDES) で公衆の被ばく線量を予測する。

現在、原子力防災訓練時に活用している事象進展予測システムは、複合災害を考慮してノートパソコン複数台をローカルネットワークで接続して運用する形式を取っている。このため、都度資機材を搬送、設営する必要がある。また、プラント情報の入手・分析、シビアアクシデント挙動解析、防災要員の被ばく影響解析、公衆への被ばく影響解析は、それぞれ独立したシステムを用いており、人手によりデータのやり取りを実施している。図3に原子力防災訓練時における事象進展予測の作業状況を示す。



図3 原子力防災訓練時事象進展予測の作業状況

上述の事象進展予測システムの運用結果から得られた知見に基づき、人手によるデータ連携を自動化するとともに、業務フローに基づくシステムの統合化を進め、予測時における人的過誤の防止と予測作業の迅速化を図っている。

新しい事象進展予測プロトタイプシステムの業務



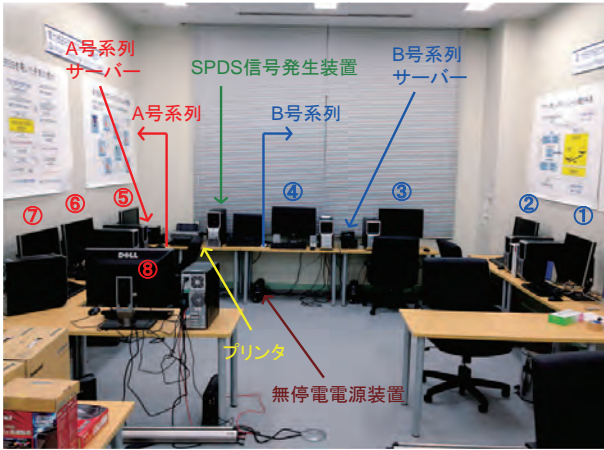


図6 事象進展予測プロトタイプシステムの配置例

### 3.3 発電所内線量評価システム (SADOSE)

SADOSE<sup>(5)</sup>は、ORIGEN2.2<sup>(12)</sup> およびJENDL 3.3<sup>(13)</sup> のORIGEN用核データセットを用いて、平衡炉心の蓄積放射エネルギーをデータベース<sup>(14)</sup>化したものを内蔵し、シビアアクシデント挙動解析結果に基づき、発電所内における放射線源の分布状況ならびに環境への放射性物質放出量を評価する。発電所内における放射線源の分布状況と発電所遮へい構造物から構内の放射線量率を予測してマップを作成するとともに、原子力防災要員の操作に伴うアクセスルートに従い被ばく線量を推定する。

SADOSEに組み込まれている原子力発電所遮へい構造物の鳥瞰図と透視図の例を図7および図8に示す。発電所屋内外における放射線量率マップの例を図9および図10に示す。

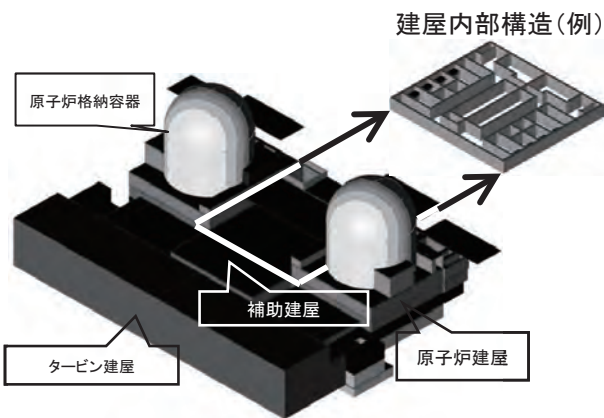


図7 原子力発電所構造物鳥瞰図 (例)

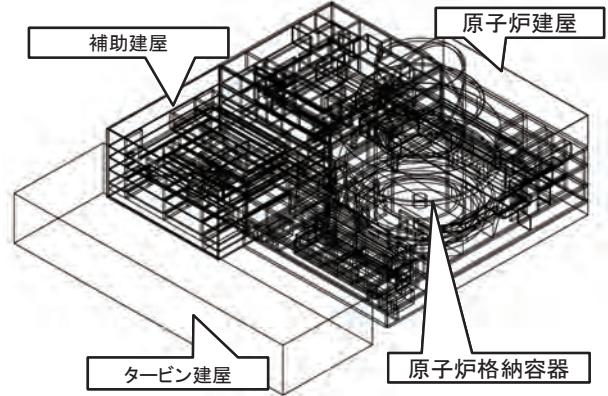


図8 原子力発電所構造物透視図 (例)

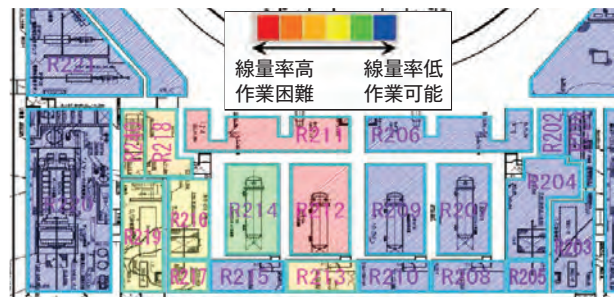


図9 原子力発電所屋内放射線量率マップ (例)

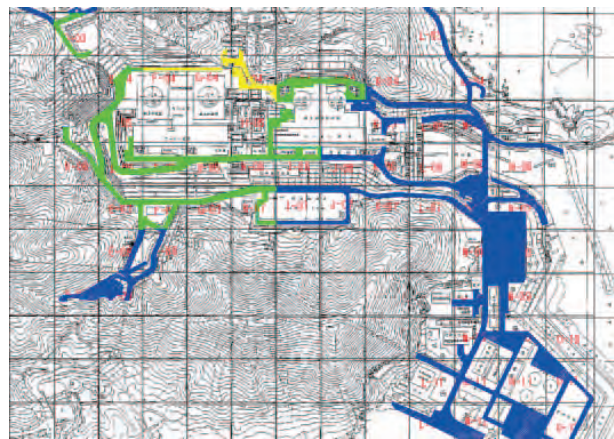


図10 原子力発電所屋外放射線量率マップ (例)

### 3.4 公衆防護措置範囲迅速予測システム (R-Cubic)

R-Cubic<sup>(8)</sup>は、国の研究ニーズであった「計算コードに過度に依存することなく予測技術を高度化すること」に対する1つの答えとして開発したもので、複合災害時においても、ノートパソコンのバッテリーで通報連絡票程度の限られた情報に基づき、迅速かつ簡便に放射性物質放出量を推定し、公衆防護措置範囲を予測するシステムである。本技術は後述する逆問題を順問題に変換するアプローチを適用してお

り、地震や津波によって外部とのネットワークが遮断された時、福島第一原子力発電所1号機事故のような事象の進展が非常に速い場合にも、入力を含めて10分以内に予測が実施できることが特徴である。

R-Cubicの役割は、緊急時アクションレベル(EAL)に基づく緊急事態が発生し、放射性物質の放出が始まる前の段階で、放射性物質の放出量を推定し公衆防護措置範囲を予測することである。放射性物質の放出開始以後は、実際に観測された値に基づき影響を予測することになるため、予測対象としていない。この段階では環境モニタリングに基づき、緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステム(SPEEDI)を用いた予測計算<sup>(15)</sup>が実施される。

R-Cubicの原子炉施設事故の予測では、事故発生時刻と原子炉停止時刻を必須とし、炉心冷却機能喪失時刻、炉心露出時刻、炉心損傷時刻の何れかを入力することにより、放射性物質放出量の推定結果が得られる。評価対象はヨウ素、セシウムを含む最大151核種であり、原子炉停止後の放射性壊変も追跡できる。R-Cubicによる放射性物質放出量の評価結果は、シビアアクシデント解析コードMAAP4による評価結果と比較を行い、公衆防護措置が必要となる放射性物質放出量では両者は良い一致を示すことを確認<sup>(9)</sup>している。

放射性物質放出量の推定は、原子炉施設事故、使用済燃料貯蔵施設事故、気体廃棄物処理施設事故を対象とし、複数プラントの同時発災またはプラント内での複合事象を考慮して最大4つの事故を複合させて、公衆防護措置範囲を予測することができる。

公衆防護措置範囲は、放射性物質の放出量の推定結果に基づき、狭域(近距離)は1次元ガウスブルームモデルを、広域(遠距離)は地形を考慮した3次元ガウスパフモデルを用いて予測する。評価対象範囲は広域で半径50kmを含む範囲、近距離はその1/10を含む範囲である。1次元ガウスブルームモデルは、発電所で観測された風向、風速、大気安定度の変動幅を考慮して予測する。一方、3次元ガウスパフモデルは、発電所で観測された気象データに周辺のアメダス観測値データを加えて、3次元の地形に風場を作成し予測する。

予測項目は、実効線量、小児甲状腺等価線量、地表沈着濃度、地表空気カーマ率である。実効線量は、浮遊放射能からの放射線(ブルームシャイン線)、地表に沈着した放射能からの放射線(グランドシャイン線)、吸入による内部被ばくが含まれる。さら

に、原子炉格納容器に蓄積された放射能による放射線(直接線、スカイシャイン線)を必要に応じて考慮することができる。

R-Cubicによる予測の流れを図11に、放射性物質放出率の予測例を図12に、放射線量率の予測例を図13および図14に示す。

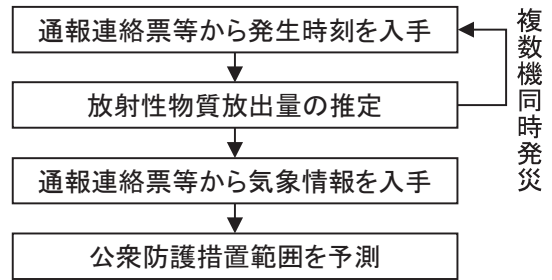


図11 R-Cubicの予測の流れ

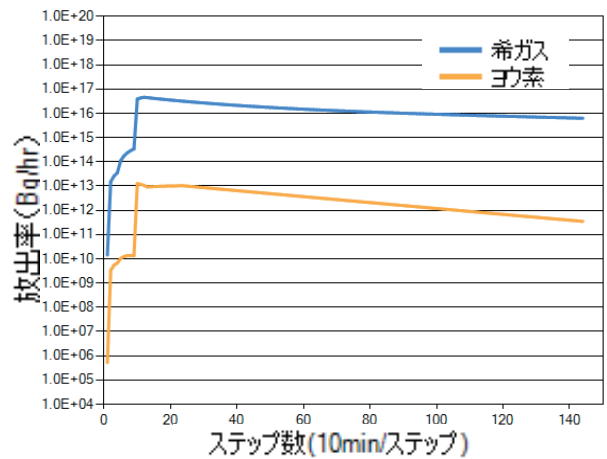


図12 R-Cubicによる放射性物質放出率の予測例

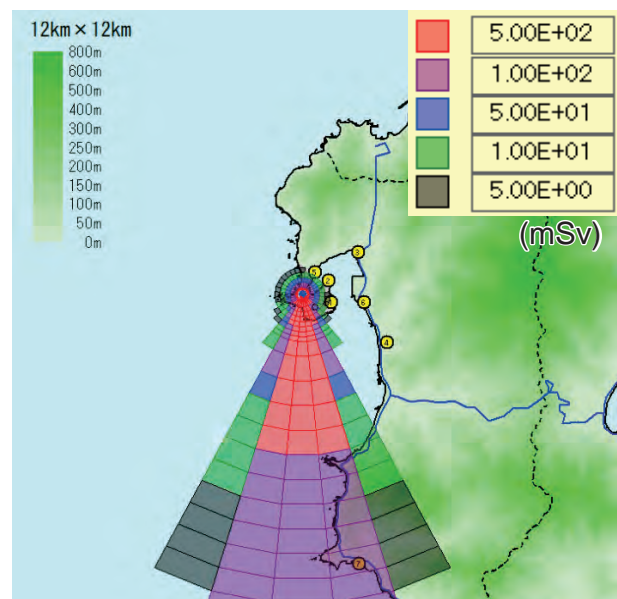


図13 R-Cubicによる放射線量率の予測例(狭域)

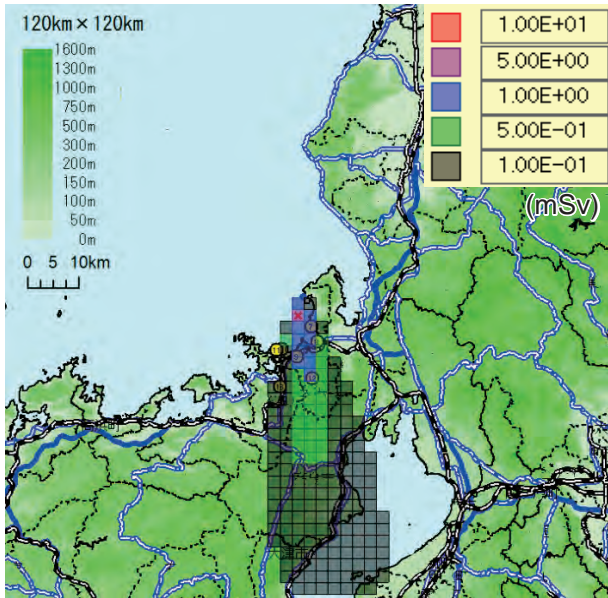


図14 R-Cubicにおける放射線量率の予測例（広域）

### 3.5 使用済燃料貯蔵施設水位・水温予測ツール（PitCalculator）

PitCalculator<sup>(10)</sup>は、図15に示す使用済燃料貯蔵施設の冷却装置の点検の際に、冷却装置2系列のうち1系列点検中に他の1系列が故障した場合の水温上昇を予測する目的で開発したものである。東京電力福島第一原子力発電所事故を受け、全交流電源喪失時の水温上昇および水位低下を予測できるよう改良を加えた<sup>(11)</sup>。

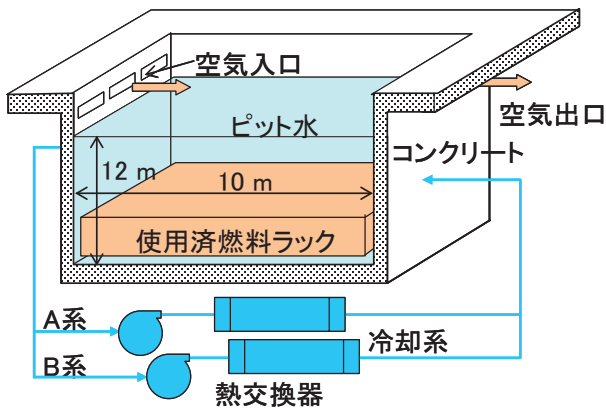


図15 使用済燃料貯蔵施設の概要

PitCalculatorは、使用済燃料貯蔵ラックに収納された燃料の貯蔵期間から崩壊熱量を算出し、初期水温からの温度上昇および蒸発による水位低下を計算する。崩壊熱量は、使用済燃料の場合は最高燃焼度まで照射された燃料集合体の貯蔵期間、および、燃料交換のために取出された炉心装荷燃料の場合は、運転期間と原子炉停止後の経過時間を用いて崩壊熱

量データベースから算出する。使用済燃料貯蔵状況は、管理機能を用いて使用済燃料の取出状況と搬出状況を登録できる。使用済燃料貯蔵施設の水位・水温は、初期水温と目標とする水温または水位、冷却系電源の有無を入力し、目標とする水温に上昇または水位に低下するまでの時間を計算する。図16にPitCalculatorの予測の流れを、図17に使用済燃料貯蔵施設の水位低下予測例を示す。

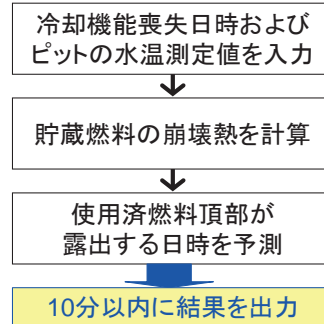


図16 PitCalculatorの予測の流れ

## 4. 逆問題を迅速に解くアプローチ

第1章にて事象進展予測システム（IPPS）は、プラントパラメータから解析の入力条件を推定する逆問題の解析であることを述べた。逆問題の解析では、入力条件を推定して解析を繰り返し、解析結果とプラントパラメータが良く一致するものを抽出する。逆問題を迅速に解くには、解析の入力条件を効率的に推定する手法が必要である。

### 4.1 原子炉冷却系統漏洩口径推定手法

シビアアクシデントは、原子炉冷却系統から冷却材が流出することにより発生するものであり、原子炉冷却材の流出量の特定は最重要課題である。そこで、原子炉圧力の低下と原子炉冷却材の流出量（すなわち漏洩口径）の相関関係を明らかにして、観測値から原子炉冷却系統の漏洩口径を逆推定する手法を開発<sup>(16)</sup>した。原子炉冷却系統の漏洩口径推定式を式（1）に示す。

$$\phi = \left( \frac{P_s - P_f}{(t_f - t_s)(k_5 P_s P_f + k_6 P_s + k_7 P_f + k_8)} \right)^{\frac{1}{(k_1 P_f + k_2 P_s + k_3 P_f + k_4)}} \dots (式1)$$

$$k_n = b_n (c_{nL\alpha} L + c_{nL\beta}) (c_{nT\alpha} T + c_{nT\beta}) (c_{n\alpha} t + c_{n\beta})$$

$\phi$  : 1次系漏洩口径（インチ）



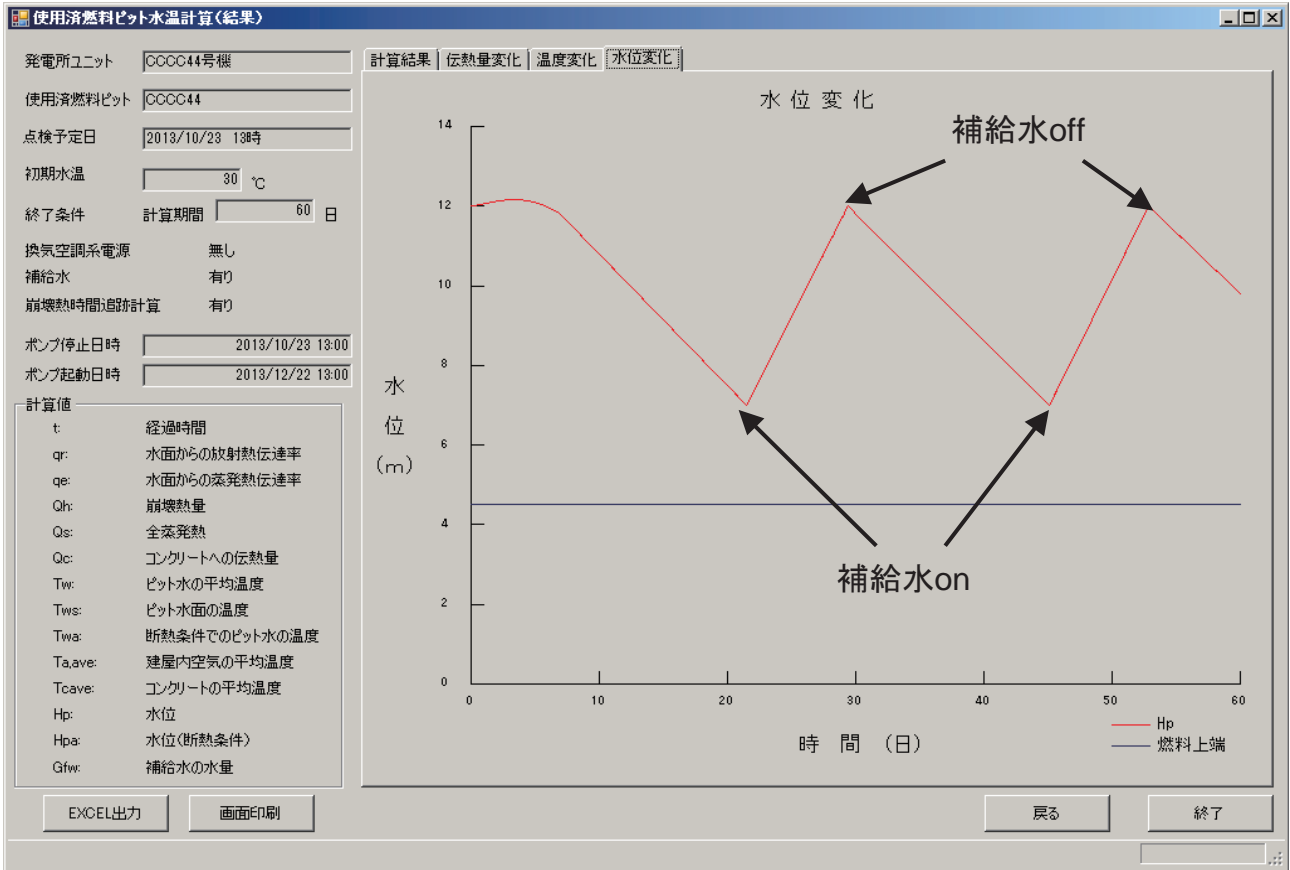


図17 PitCalculatorによる使用済燃料貯蔵施設の水位低下予測例

- $P_s$  : 初期圧力 (MPa-Gage)
- $P_f$  : 低下後圧力 (MPa-Gage)
- $T$  : 原子炉冷却材高温側温度 (°C)
- $L$  : 加圧器水位 (%)
- $t$  : 原子炉停止後の経過時間 (h)
- $t = \max$  (初期圧力の取得時刻 - 原子炉停止時刻, 0)
- $b_n$  : 対数線形相関係数
- $c_n T_\alpha, c_n T_\beta$  : 冷却水温度補正係数
- $c_n L_\alpha, c_n L_\beta$  : 加圧器水位補正係数
- $c_{m\alpha}, c_{m\beta}$  : 崩壊熱補正係数

推定式は、図18に示すように加圧器水位、原子炉冷却材の温度、崩壊熱の変化を考慮することにより、原子炉冷却材の漏洩が始まってから、介入操作や漏洩口径の拡大が含まれても20%程度の誤差で推定可能であると評価している。

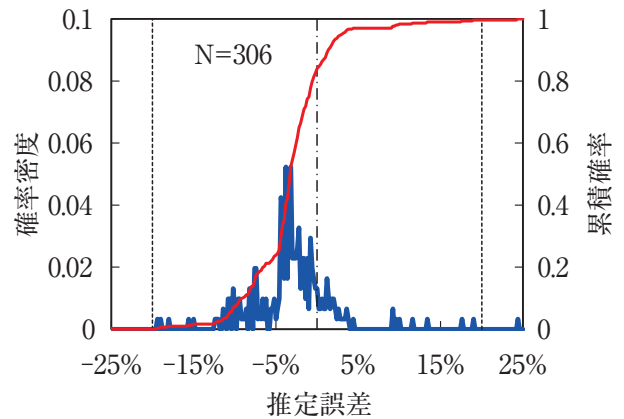


図18 原子炉冷却系統漏洩口径推定誤差 (介入操作時および漏洩口径拡大時)

#### 4.2 蒸気発生器伝熱管漏洩口径推定手法

蒸気発生器伝熱管破損は、原子炉冷却系統の冷却水が蒸気発生器二次側に流出するものであり、原子炉冷却系統の漏洩口径の特定と同様に重要な課題である。そこで、同様に原子炉圧力の低下と蒸気発生器二次側への流出量の相関関係を明らかにして、観測値から漏洩口径を逆推定する手法を開発<sup>(17)</sup> 中で

ある。作成した推定式を式(2)に示す。

$$N = \left( \frac{P_s - P_f}{(t_f - t_s)(k_5 P_s P_f + k_6 P_s + k_7 P_f + k_8)} \right)^{\frac{2}{(k_1 P_s P_f + k_2 P_s + k_3 P_f + k_4)}} \dots (式2)$$

$$k_n = d_n (e_{nr\alpha} r + e_{nr\beta})$$

- $N$  : 伝熱管破損本数 [本]
- $P_s$  : 初期圧力 (MPa-Gage)
- $P_f$  : 低下後圧力 (MPa-Gage)
- $r$  : 負荷降下率 (%/min)
- $d_n$  : 線形対数相関係数
- $e_{nr\alpha}, e_{nr\beta}$  : 負荷降下補正係数

現在、作成した推定式に対して図19に示すように介入操作や漏洩口径の拡大が含まれた場合の誤差に偏りが見られるため、改善方法を検討している。

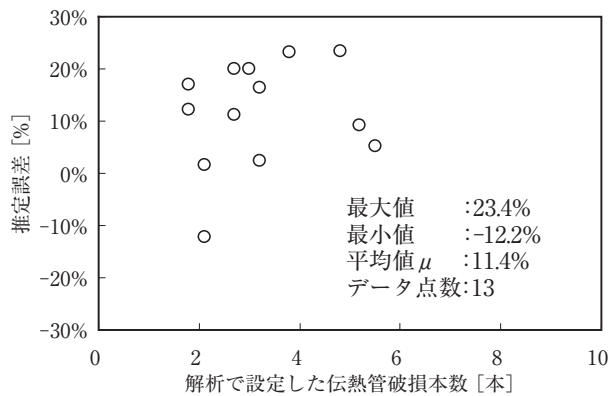


図19 蒸気発生器伝熱管破損漏洩口径推定誤差 (介入操作時および漏洩口径拡大時)

### 4.3 パターン認識に基づく事故シナリオの推定手法

事象進展予測の高速化を図るには、事故発生後のプラント挙動から起因事象や炉心・格納容器状態の推定を行い、解析の入力条件を絞り込むことが必要である。照合技術は、一般的に指紋、声紋、掌紋、眼底など人体の特徴から個人を特定するバイオメトリック技術として発達してきた。しかし、どれも経時性がほとんどなく照合相手の全貌が把握できていることが前提である。一方、図20に示すように事象進展予測では、照合相手は事象進展中の一部が見えている状態であることから、形状が時間依存で変化する。事象の進展に伴い刻々と送られてくるプラントパラメータは、事象の全体像の一部を投影しているに過ぎない。プラントパラメータは事故シナリ

オを特定するための重要な情報源であるが、あくまでプラント内部の起因事象によって引き起こされた結果系が観測される。パラメータ変化の相似性から類推するためには、照合開始タイミングを含むパラメータの経時変化を考慮する必要がある。

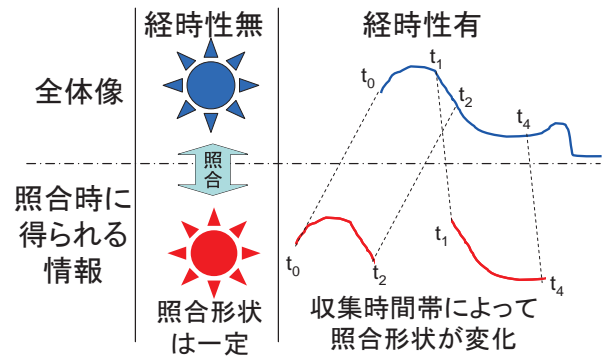


図20 経時性の有無による照合情報の比較

シビアアクシデント解析技術の進歩によって、我々は多数の解析から多くの知見を手に入れた。そこで、パラメータの経時性を排除するため、原子力災害時に容易に入手可能な情報に基づき、照合時期を固定して、その前後の変化量を照合する手法を開発した。そのイメージを図21に示す。

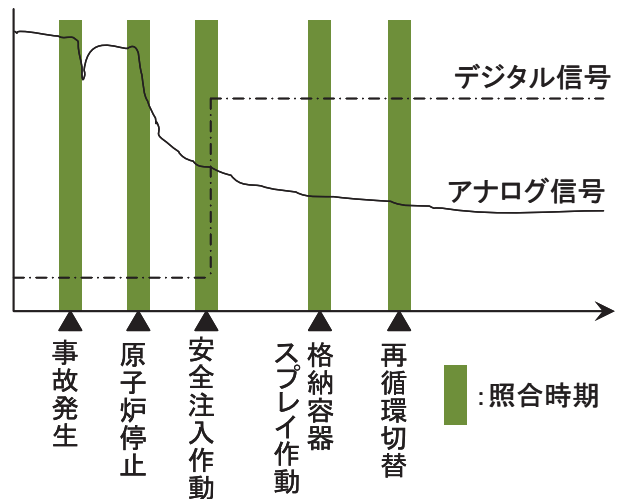


図21 照合時期の固定化イメージ

それぞれの照合時期における起因事象、炉心冷却状態、格納容器除熱状態の特徴を絞り込み、組み合わせることにより、事故シナリオの判別を行うものである。現在はある程度まで事故シナリオを絞り込むことが可能となっている段階であり、今後知見の充実を図っていく予定である。

### 5. 逆問題を順問題に変換するアプローチ

前章で述べたように、原子炉の応答や放射性物質の移行挙動を物理方程式で扱うと逆問題解法となる。逆問題解法は専門家による高度な知識が必要であり、エンドユーザーが簡易に扱えない。発想を転換して事故時に得られる情報を解析の入力条件として方程式に展開できれば、順問題解法として目的とする結果を得ることができる。ここでは、原子力災害時に公衆の防護措置範囲を予測するため、放射性物質の放出量を迅速に解くアプローチを検討した。原子力災害時に得られる情報のうち物理方程式と密接に関係するものは種々の現象の発生時刻である。すなわち、時刻を変数として放射性物質の移行挙動を解く方程式に変換できれば、順問題の解析となる。

そこで、公衆防護措置範囲迅速予測システム(R-Cubic)は、通報連絡票に記載される時刻情報に着目し、時間依存方程式を作成することにより順問題解法に変換する方法を採用した。原子力災害時に得られる時刻情報を表1に示す。

表1 原子力災害時に得られる時刻情報

No.	項目	説明
1	事故発生時刻	事故発生時は確実に入手できる。
2	原子炉停止時刻	
3	炉心冷却機能喪失時刻	アクシデントマネジメントの判断基準に用いられており、発生すれば確実に入手できる。
4	炉心露出検知時刻	
5	炉心損傷検知時刻	

R-Cubicは公衆防護措置範囲の予測に特化したものであるから、環境への放射性物質の放出量に支配的な因子を追跡する必要がある。これまでの研究成果<sup>(18)</sup>から、放射性物質の壊変、環境への漏洩率、エアロゾル除去設備の稼働状況が放射性物質の放出量に大きな影響を与え、プラント内部における起因事象の違いによる影響は非常に小さいことがわかっている。R-Cubicの基礎方程式を式3および式4に示す。R-Cubicでは単純化混合モデルを採用しており、図22に示すとおり、単一混合系への放射性物

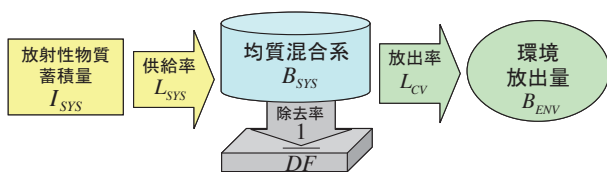


図22 単純化混合モデル

質の供給、系内での浮遊放射性物質の除去、系外への漏洩率と漏洩経路での放射性物質の除去を考慮したモデルとなっている。エアロゾル除去設備の一例として、格納容器本体での保持効果の時間依存評価を図23に示す。

均質混合系内の放射エネルギー変化

$$\frac{dB_{SYS}}{dt} = I_{SYS} \frac{dL_{SYS}}{dt} - B_{SYS} \frac{dL_{CV}}{dt} \quad \dots(式3)$$

環境への放射性物質放出率

$$\frac{dB_{ENV}}{dt} = B_{SYS} \left( \prod_m \frac{1}{DF(m)} \right) \frac{dL_{CV}}{dt} \quad \dots(式4)$$

$B_{SYS}$  : 均質混合系内の放射エネルギー (Bq)

$B_{ENV}$  : 環境への放射性物質放出量 (Bq)

$I_{SYS}$  : 放射性物質の蓄積量 (Bq)

$L_{SYS}$  : 均質混合系への放射性物質供給率 (%/min)

$L_{CV}$  : 環境への放射性物質放出率 (%/min)

$DF(m)$  : 設備 m のエアロゾル除去効果

$m$  : エアロゾル除去設備

R-Cubicの予測結果は、シビアアクシデント解析コードMAAP4を用いた放射性物質の詳細解析結果と比較した。その結果、基本的には安全側(多め)の放出量を得ることで、防護措置が必要と予想される放出量を超えると良く一致する傾向を示した<sup>(9)</sup>。PWRプラントの希ガスの比較結果を図24に、ヨウ素の比較結果を図25に示す。

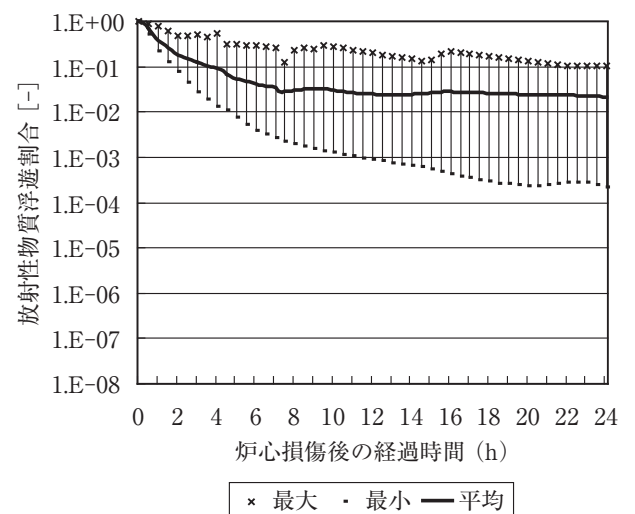


図23 格納容器本体での保持効果の評価例

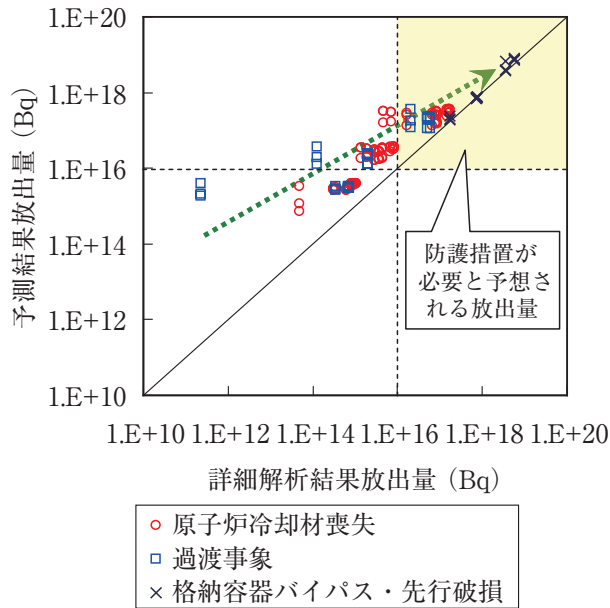


図24 R-CubicとMAAP4詳細解析結果の比較 (PWRプラント, 希ガス)

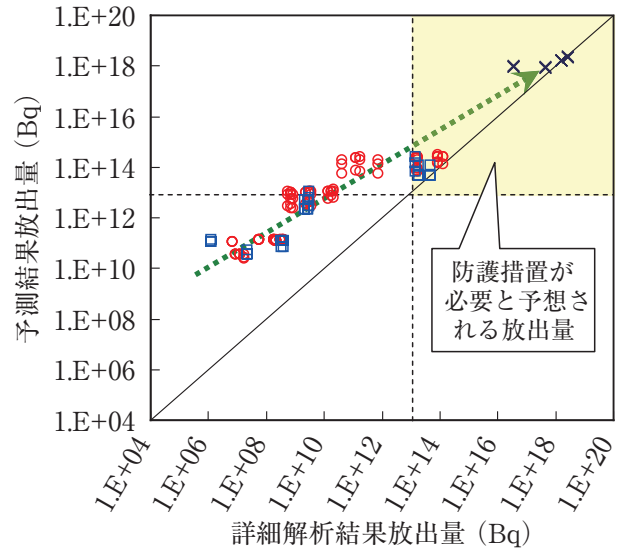


図25 R-CubicとMAAP4詳細解析結果の比較 (PWRプラント, ヨウ素)

## 6. 活用状況と福島事故での検証

INSSが開発した事象進展予測技術は、順次実際のプラントに適用している。事象進展予測システム (IPPS) は、平成15年度以降毎年開催される原子力防災訓練時に事象進展予測を行い、出動、設営、情報収集、予測、報告の一連の訓練から得られたノウハウを蓄積するとともに、手法の改良を重ねている。公衆防護措置範囲迅速予測システム (R-Cubic) は、平成19年度以降原子力発電所等に導入いただき、エンドユーザーに利用いただいている。使用済燃料貯蔵施設水位・水温予測ツール (PitCalculator) は、平成25年度以降現場で試験的に利用いただいております。本格導入に向けて準備を進めている。

平成23年3月11日に発生した東京電力福島第一原子力発電所の事故は、INSSが開発した事象進展予測技術を初めて実機データで検証する機会となった。福島事故では、事故発生当初の情報量は限定され、プラント状態を詳細に把握できる状況ではなかった。INSSはR-CubicシステムをBWRに展開するため、典型的なBWRプラントのシビアアクシデント解析に取り組んでおり、事故発生翌月から福島第一原子力発電所のプラントモデルの作成にかかり、2か月後にはIPPSとR-Cubicを用いた予測計算を実施し、平成23年の秋の原子力学会で発表<sup>(19)</sup>している。

IPPSを用いた予測では、プラント挙動を概ね再

現できているが、非常に限られた情報のもとでは放射性物質放出量を過少評価する傾向がわかった。図26に福島第一3号機の原子炉圧力の比較を示す。

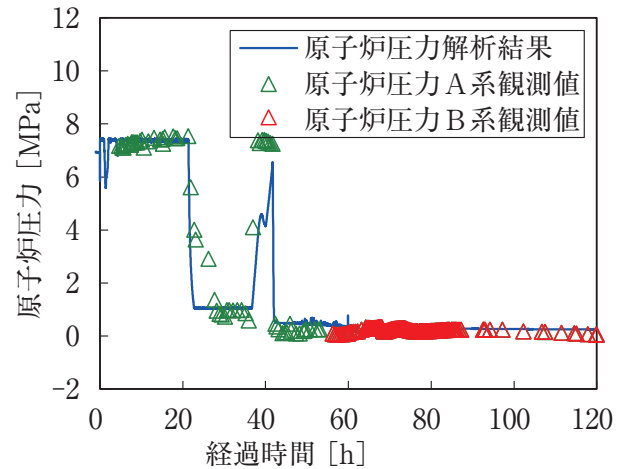


図26 IPPSによる予測と測定値の比較 (福島第一3号機原子炉圧力)

一方、R-Cubicを用いた予測では、国等が環境モニタリングの結果から放射性物質放出量を逆算した結果と良く一致することを確認し、限定された情報下においても公衆防護措置範囲を予測可能であることがわかった<sup>(9)</sup>。図27に放射性物質放出量の比較を示す。R-Cubicは限定された情報に基づく予測値、それ以外は環境モニタリングに基づく放出量の逆算値を示す。

PitCalculatorは、平常の保守の際における水温評価のために開発していたものを、福島事故を踏まえて全電源喪失に対応できるようツールを改良した。

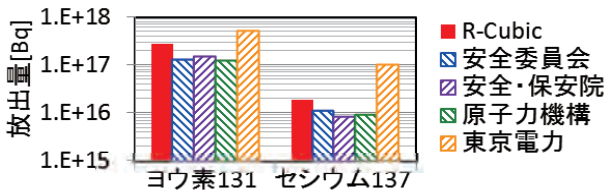


図27 R-Cubicによる予測と国等の逆算値の比較

平成23年9月の東京電力報告書<sup>(20)</sup>にて、使用済燃料貯蔵施設の崩壊熱量、水位、水温、注水量等の詳細データが公表されたことを踏まえ、PitCalculatorの検証計算を実施した。その結果、水位計算値は測定値に対して低めの予測を与えた。この主な原因は、PitCalculatorによる貯蔵燃料の崩壊熱計算値が実際より大きいためと考えられる。図28に福島第一4号機の使用済燃料プール水位の比較を示す。

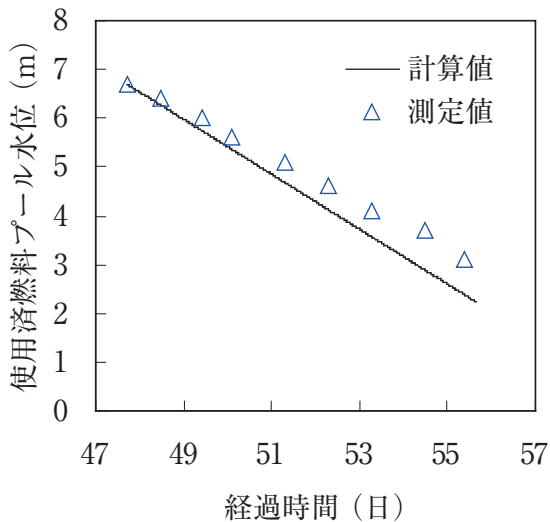


図28 PitCalculatorによる予測と測定値の比較 (福島第一4号機プール水位)

### 7. 今後の課題と取組み

事態の予測には2つの側面があり、1つは原子炉施設に対する防護または影響緩和の予測、もう一つは公衆に対する防護の予測であることを述べた。INSSでは、シビアアクシデント挙動の解析による予測、ならびに放射性物質放出前の段階における公衆防護措置の予測に絞り込んで、予測技術を開発してきた。しかし、近年は福島事故を受け、新規制基準が施行され、重大事故への対応が求められており、加えて、原子力災害対策指針の制改訂により、公衆防護の準備範囲が半径10kmから30kmまで拡大され、広範囲な防護対策が求められている。

重大事故対策では、原子力防災要員の教育・訓練

が重要と位置づけられており、人的過誤を防止するためには、支配的な因子である意思決定過誤を防止する必要がある。よって今後は、多種多様な重大事故対策設備を柔軟かつ効果的に活用していくための意思決定支援技術の開発が課題となると考える。意思決定においては常にメリットとデメリットを勘案することから、リスク評価技術を応用していくことが肝要である。INSSは、10年以上前までは確率論的リスク評価(PRA)技術の研究を実施していた。その中で、PRA技術を応用したアクシデントマネジメントガイダンスを検討<sup>(21)</sup>している。この技術の核となる部分は、インフルエンスタイヤグラム法<sup>(22)</sup>を用いている点であるが、観測値を確率分布に変換していくための機構論的評価技術が未成熟であったため実用化に至らなかったものである。当時開発していたプロトタイプを用いて全交流電源喪失時に炉心損傷が検知された時点において格納容器スプレイおよび蒸気発生器への給水を実施した場合のリスク評価の例を図29に、炉心損傷時点におけるアクシデントマネジメントの組み合わせによるリスク低減順位の例を図30に示す。このような技術を応用することによって、時々刻々と変化するプラント状態に対して最適なアクシデントマネジメントを支援できると考えられる。このような取り組みを強化するため、平成26年度からPRA研究を再開する予定である。



図29 炉心損傷時点におけるリスク評価例 (全交流電源喪失事象時、蒸気発生器への給水+格納容器スプレイ時の格納容器健全性)

公衆防護措置の準備範囲が拡大されたことに伴い、運用上の介入レベルの設定が実施され、広域汚染への関心が高まった。飲料水や食物の汚染、海洋汚染など人々の関心は広範囲に渡っている。現状の計算科学技術では、広域汚染の予測は計算負荷が増大するとともに気象や海流データの収集・分析が必

シナリオ	シナリオ説明	評価項目	評価値	優先順位
01	01 Reactor Cool	01	1.0	1.0
02	02 Core Melt	02	1.5	1.5
03	03 Core Melt	03	2.0	2.0
04	04 Core Melt	04	2.5	2.5
05	05 Core Melt	05	3.0	3.0
06	06 Core Melt	06	3.5	3.5
07	07 Core Melt	07	4.0	4.0
08	08 Core Melt	08	4.5	4.5
09	09 Core Melt	09	5.0	5.0
10	10 Core Melt	10	5.5	5.5
11	11 Core Melt	11	6.0	6.0
12	12 Core Melt	12	6.5	6.5
13	13 Core Melt	13	7.0	7.0
14	14 Core Melt	14	7.5	7.5
15	15 Core Melt	15	8.0	8.0
16	16 Core Melt	16	8.5	8.5
17	17 Core Melt	17	9.0	9.0
18	18 Core Melt	18	9.5	9.5
19	19 Core Melt	19	10.0	10.0
20	20 Core Melt	20	10.5	10.5
21	21 Core Melt	21	11.0	11.0
22	22 Core Melt	22	11.5	11.5
23	23 Core Melt	23	12.0	12.0
24	24 Core Melt	24	12.5	12.5
25	25 Core Melt	25	13.0	13.0
26	26 Core Melt	26	13.5	13.5
27	27 Core Melt	27	14.0	14.0
28	28 Core Melt	28	14.5	14.5
29	29 Core Melt	29	15.0	15.0
30	30 Core Melt	30	15.5	15.5

図30 プロトタイプを用いた炉心損傷時点におけるアクシデントマネジメントの優先順位評価例

要であり、リアルタイムでの計算には多大な資源が必要となる。しかし、放射性物質の移行挙動や近年の気象・海流データの分析から、広域汚染の形態を推察し、対策を事前検討しておくことは有益であると考えられる。そこで、INSSでは平成25年度からOIL観測値の収集・活用手法や放射性物質の広域大気拡散技術、放射性物質の海洋拡散技術の基礎検討を行っており、将来的にはこれらの技術を用いた環境対策の検討を進めていきたいと考えている。

## 8. まとめ

INSSは、JCO事故以降、原子力災害時における事象進展予測技術の開発に取り組み、原子力防災訓練等において技術の適用と改良を行うとともに、福島第一原子力発電所事故の観測値を用いて検証を行ってきた。

事象進展予測システム（IPPS）は、原子力防災訓練時の事象予測に適用して知見を蓄積するとともに、逆問題の解析の迅速化と精度向上を図るため、原子炉冷却材漏洩口径推定手法等の開発等を行って高度化を図っていることを示した。

一方、IPPSを用いた逆問題解法には専門的技術が必要であり、進展の早い事象に対してはエンドユーザーが簡便かつ迅速に予測する必要があることから、順問題解法に変換した公衆防護措置範囲迅速予測システム（R-Cubic）の開発を行った。

東京電力福島第一原子力発電所の使用済燃料貯蔵施設の水位低下事象に鑑み、使用済燃料貯蔵施設水位・水温評価ツールを全電源喪失事象にも適用できるように改良を行った。

これらの事象進展予測技術の検証として、東京電力福島第一原子力発電所事故時の限られた情報を用

いて予測解析を実施し、限定された情報に基づく予測手法の妥当性を確認した。

今後は、意思決定過誤を防止するための技術開発および広域汚染に対するノウハウの蓄積を図りたいと考えている。

## 謝辞

R-Cubicは、原子力安全システム研究所と日本エヌ・ユー・エス(株)が共同開発したものである。日本エヌ・ユー・エスの開発に関係されました皆様には多大な協力をいただきました。ここに記して謝意を表します。

## 文献

- (1) 中央防災会議，防災基本計画，内閣府ホームページ，[http://www.bousai.go.jp/taisaku/keika-ku/pdf/20111227\\_basic\\_plan.pdf](http://www.bousai.go.jp/taisaku/keika-ku/pdf/20111227_basic_plan.pdf), (2014).
- (2) 原子力規制庁，“平成12年度原子力総合防災訓練について（報告）”，原子力規制庁ホームページ，<http://www.nsr.go.jp/archive/nisa/genshi-ryoku/bousai/shimane-00.html>, (2014).
- (3) 原子力安全委員会，原子力施設等の防災対策について，<http://www.nsr.go.jp/archive/nsc/shin-sashishin/pdf/history/59-15.pdf>, (2014).
- (4) 北海道電力，関西電力，四国電力，九州電力，重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部MAAP），原子力規制委員会第102回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合資料1-2-5，(2014).
- (5) 吉田至孝，入江隆，郡山民男，工藤清一，西村和哉，“シビアアクシデント時従業員被ばく線量評価手法の検討”，日本原子力学会和文論文誌，Vol.1, pp.85-95 (2002).
- (6) 鈴木政時，“3次元大気拡散リアルタイム影響評価シミュレーション例”，化学工学会第62年会，T302, pp233-234, (1997).
- (7) 原子力安全・保安院，原子力安全・保安院の原子力安全研究ニーズについて，(2006).
- (8) 吉田至孝，“原子力防災用放出放射線量迅速予

- 測技術の開発”, INSS Journal, Vol.14, pp.346-360, (2008).
- (9) 吉田至孝, “福島第一原子力発電所事故の推定解析”, INSS Journal, Vol.19, pp.249-270, (2012).
- (10) C. Yanagi, M. Murase, Y. Yoshida, Y. Utanohara, T. Iwaki, T. Nagae, “Numerical Simulation of Water Temperature in a Spent Fuel Pit during the Shutdown of Cooling Systems,” Journal of Power and Energy Systems, Vol.6, No.3, pp.423-434, (2012).
- (11) 柳千裕, 村瀬道雄, 吉田至孝, 楠木貴世志, “全交流電源喪失時の使用済燃料ピット水温と水位の予測”日本原子力学会和文論文誌, Vol.11, No.3, pp.193-202, (2012).
- (12) S. B. Ludwig, A. G. Coff, Revision to ORIGEN2 Version 2.2, CCC-371/ORIGEN2.2, (2002).
- (13) K. Shibata, T. Kawano, T. Nakagawa, et al., “Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version3 Revision-3: JENDL3.3”, J. Nucl. Sci. Technol. 39 [115], (2002).
- (14) 吉田至孝, 木村逸郎, “原子力防災システムに用いる核データの評価－最新核データと既存の核データによる炉心蓄積放射エネルギーの比較－”, INSS Journal, Vol.11, pp.214-228, (2004).
- (15) 原子力防災ネットワーク環境防災Nネットワーク, “SPEEDIとは”, 原子力規制委員会ホームページ, <http://www.bousai.ne.jp/vis/torikumi/030101.html>, (2014).
- (16) 建部恭成, 吉田至孝, “原子力災害事象進展予測に用いる冷却材漏洩口径推定手法の開発”, 日本原子力学会和文論文誌, Vol.11, No.4, pp.304-315, (2012).
- (17) 建部恭成, 吉田至孝, “蒸気発生器細管破損時の漏洩口径推定手法の基礎検討”, 日本原子力学会2014春の年会予稿集, N30, (2014).
- (18) 吉田至孝, “避難・退避判断に用いるソースタームの基礎的検討事例”, 日本原子力学会シビアアクシデント時の格納容器内の現実的ソースターム評価報告書, (2010).
- (19) 吉田至孝, “福島第一原子力発電所事故の推定解析”, 日本原子力学会2011秋の大会, L12, (2011).
- (20) 東京電力(株), 福島第一原子力発電所 東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について(平成23年9月), (2011).
- (21) 吉田至孝, 原子力災害対応支援技術の開発に関する研究－原子力発電所におけるアクシデントマネジメントの有効性評価－, 京都大学学位論文, (2007).
- (22) Y. Yoshida, “A Technique for Considering the Effect of Severe Accident Management Activities on the Conditional Containment Failure Probability,” ANS Topical Meeting PSA’05, San Francisco USA, Sept. 14-17, (2005).