

原子力防災用放出放射能量迅速予測技術の開発

Development of a Rapid Prediction Technology of the Radioactivity Release Rate for Nuclear Emergency Preparedness

吉田 至孝 (Yoshitaka Yoshida)*

要約 わが国では、原子力災害が発生した時に何ら防護措置が実施されることなく屋外に留まった場合の推定被ばく線量（予測線量）に基づき、公衆の防護措置範囲が決定される。新しい原子力防災指針では、放射性物質の異常な放出前または直後（早期）に公衆の防護措置を実施することが推奨された。そこで、早期に公衆の防護措置範囲を予測するため、事態の進展によって放出される恐れがある放射性物質の量を、計算コードへの過度の依存を避けつつ、限られた情報を用いて、迅速に予測（入力を含めて3分以内に計算を完了）する新しい手法を開発した。本手法では、放射性物質の放出量は、希ガスの壊変、異常な放出が始まるまでの間に格納容器などの系に保持された時間、格納容器スプレイなどの粒子状物質除去設備の作動状況、異常な漏洩の継続時間と漏洩率に強く依存しており、通報連絡等で得られる情報に基づき推定することが可能であること、ならびに、予測結果は、設計基準事象と比較して傾向が一致しており、詳細解析結果より安全側の値が得られることを確認した。

キーワード 原子力防災、公衆防護措置、放射性物質放出率、迅速予測、原子炉施設、使用済燃料貯蔵施設、気体廃棄物処理施設

Abstract In Japan, the emergency protective action zone is determined based on the predictive dose rate staying in out-door without executing any protective action when a nuclear disaster occurred. In the new guidelines of a nuclear emergency preparedness, emergency protective action was recommended to be executed before or immediately after (early phase) the abnormally radioactivity release. Therefore, for predicting the emergency protective action zone at early phase, we developed a new technique that can rapidly predict (the calculation including input time could be completed within three minutes) the amount of radioactivity release in the incident progress using only limited information and avoiding unduly dependence to calculation codes. In this technique, the amount of radioactivity release would be strongly depended on the decay of noble gases, the length of time the radioactivity are stored in a containment vessel or other system until they are released, the operation conditions of the containment spray and other particulate filtration systems, the duration time and the leakage rate of the abnormal release, and it could be estimated on the basis of information obtained from emergency contacts and other sources. It has also been verified that the prediction results was same tendency as that of design-based accidents and was more safety side than that of detail analysis.

Keywords nuclear emergency preparedness, emergency protective action, radioactivity release rate, rapid prediction, nuclear reactor facility, spent fuel storage facility, radioactive gas waste processing facility

1. はじめに

原子力防災は、多重防護の考え方のもと、種々の事故防止対策が講じられている原子炉施設等において、万一、原子力災害が発生したとき、国民の生命と財産を保護し、被害を最小限に止める一連の活動⁽¹⁾である。原子力災害は、大量の放射性物質または異常な水準の放射線が環境に放出またはその恐れ

がある事態を言う。国際原子力事象評価尺度⁽²⁾は、事象が7段階に分類されている。1979年に起こったスリーマイルアイランド2号機事故、1986年に発生したチェルノブイル4号機事故、1999年のJCO燃料加工施設臨界事故など、「事故」に分類されているレベル4以上の事象は原子力災害に該当し、旧動燃アスファルト固化設備爆発火災事故、美浜2号機蒸気発生器伝熱管破損事故、志賀1号機臨界事故など

* (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

レベル3以下の「異常な事象」に分類されるものは含まれていない。原子力災害時は、災害対策基本法および原子力災害対策特別措置法に基づき、公衆の防護措置および安全の確保が図られるとともに、災害の拡大防止ならびに影響緩和が実施される。さらに、原子力損害賠償法および原子力損害賠償補償契約法に基づき、原子力災害によって生じた被害の補償が行われる。

このうち、公衆の防護措置については、国際原子力機関が2002年に原子力防災の安全要件⁽³⁾を発表し、その後も防護措置範囲などの安全基準⁽⁴⁾⁽⁵⁾の策定を進めており、原子力安全委員会は原子力防災指針の見直し⁽⁶⁾を実施した。この見直しによって、放射線による確定的影響の防止と確率的影響の低減ならびに健康への不安の軽減、被ばく患者に対する適切な治療を防護対策の目的とすることが明記された。さらに段階的な防護措置の実施と放射性物質の異常な放出前または直後（以下、「早期」という）の防護措置が有効であるとしている⁽⁷⁾。2004年に原子力安全委員会が安全目標案⁽⁸⁾を示したが、この定量的目標の評価においても防護措置を考慮できるとされ、早期の防護措置が定着すると、評価結果をより一層小さくすることが可能である。国は、原子力安全研究の課題（ニーズ）^{(9)~(11)}を発表しており、原子力防災分野においては、緊急時に情報を収集し分析する技術の高度化、意思決定を迅速かつ的確に実施するための技術的指標、被ばく患者に対する高度な医療措置ならびに事故後の長期的な災害復旧対策に係る研究を求めている。このうち、防護措置に関するものとしては、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、ならびに、意思決定のための技術的指標の整備、避難・退避の効率化が挙げられている。原子力安全システム研究所（INSS）では、原子力災害時の事業者の取り組みを支援するため、事象進展予測システム（Incident Progress Prediction System：IPPS）を開発・整備⁽¹²⁾し、①事態の今後の進展、②抑制／緩和措置を実施した場合の効果、③防災要員の被ばく線量、④環境への影響などの予測研究を実施している。この技術は、毎年実施されている原子力防災訓練に参加して手法を改良しており、訓練シナリオの解析結果は、既に20回を超える訓練で採用され、一部は公開されている。これまで得られた知見において、環境への影響の予測には1～3時間程度かかり、防護措置の検討に間に合わない恐れがあることがわかった。

本研究は、このような現状を踏まえ、放射性物質の異常な放出前または直後における公衆の防護措置範囲を10分以内に予測するため、事態の進展によって放出される恐れがある放射性物質の量を、計算コードへの過度の依存を避けつつ、原子力災害時に入手可能な限られた情報を用いて、詳細な解析よりも安全側に予測することを目的とした。

2. 予測手法

2.1 予測技術の現状

放射性物質放出量の予測は、これまで排気筒や環境監視モニタの指示値の上昇から推定する方法が採られていた。しかし、放射性物質の放出が始まった後に公衆防護措置が行われることになるため、避難が優先できるかどうか状況判断が難しいことから、近年の原子力防災訓練では放射性物質の放出開始前に避難が実施されている⁽⁷⁾。放射性物質の放出開始前に公衆防護措置を決定するには、原子力災害の進展状況から放射性物質の放出量を推定して予測線量を評価する必要がある。現在利用されている原子力防災システムの基本的な考え方は以下のとおりである。

- ①放出源（原子炉内における燃料集合体で構成された炉心など）における放射性物質の蓄積量を特定する。
 - ②事故に伴う放出源の損傷状態から構造物内に放出される放射性物質の割合を推定する。
 - ③構造物内に放出された放射性物質が、構造物内を移行する際における浮遊放射性物質の相対的除去効果を解析し、放射性物質の蓄積量を用いて漏洩経路からの環境への放射性物質放出量（率）を推定する。
 - ④環境への放射性物質放出量（率）と観測された気象条件から予測される風場を用いて大気中の拡散状態を解析し、放射性物質の浮遊濃度および地表沈着濃度を推定する。
 - ⑤何ら防護措置が実施されることなく屋外に留まった場合の推定被ばく線量（予測線量）を計算し、最大値と最大地点の方位、距離を求めるとともに、予測線量の等値線図を作成する。
- ①から③までは、あらかじめ解析しておいた結果と照合し、類似性の高い結果を用いる方法もある⁽¹²⁾。

INSSでは、この考え方に基づきIPPSを開発・整備⁽¹³⁾⁽¹⁴⁾している。放射性物質の蓄積量はORIGEN2コードを用いて原子炉の炉心構成別にあらかじめ燃焼計算を実施し、データベース化している。原子力災害に伴う放出源からの放射性物質の放出割合、構造物内を移行する際の相対的除去効果ならびに漏洩経路から環境への放射性物質放出量(率)は、シビアアクシデント解析コードMAAP4を用いて解析する。風場の作成と放射性物質の大気中の拡散状態の解析ならびに予測線量の計算は三次元大気拡散計算コードAREDES⁽¹⁵⁾を用いる。これらの解析コードを組み合わせ、原子力災害が発生したときに予測解析を実施している。

わが国では、①から③までの予測を緊急時対策支援システム(Emergency Response Supporting System: ERSS)⁽¹⁶⁾が担当し、④および⑤の予測を緊急時迅速放射能予測ネットワークシステム(System for Prediction of Environmental Emergency Dose Information: SPEEDI)⁽¹⁷⁾が受け持っている。ERSSは原子力発電所のプラントパラメータをオンラインで受け取り、プラントパラメータの動きに近い解析条件を設定して放射性物質の放出量が予測されている。SPEEDIは、気象庁のGPVデータを用いて局地の風場が作成され、ERSSから得られた放射性物質放出量を用いて予測線量が評価されている。万一、ERSSから放射性物質放出量の予測結果が得られない場合は単位放出量を用いて予測線量の規格値が評価される。

これらの予測手法は、計算コードを組み合わせるため、結果を得るまでにある程度の時間が必要である。INSSが保有しているIPPSを用いた公衆防護措置の予測は、これまでの原子力防災訓練での活用経験から、結果が得られるまで1～3時間程度かかり、防護措置の検討に間に合わない恐れがあることがわかった。

米国ではNRC職員向けの緊急時対応技術マニュアル⁽¹⁸⁾が作成されている。原子炉事故や使用済燃料貯蔵施設事故の場合は、放射性物質放出源の損傷状態を判別し、プラントの状態に基づきイベントツリーを用いて被ばく線量を推定するものである。その際、放射性物質の閉じ込め機能からの漏洩率は、設計漏洩率の他に100%/日(異常漏洩)、100%/時間(大規模破損)が使用されている。データは原子炉出力や放出源からの距離で規格化されており、簡単な計算で評価できるよう工夫されている。緊急

時対応技術マニュアルでは、RASCAL(Radiological Assessment System for Consequence Analysis)⁽¹⁹⁾と呼ばれる計算ツールの使用も認めている。RASCALは、放射性物質放出源の損傷状態を以下に示す5つのパラメータの何れかにより推定し、安全設備の作動状況から放射性物質除去効果を考慮して、指定された漏洩経路、放出開始時刻、漏洩率および評価時間から放射性物質の放出量を求め、1次元の大気拡散計算によって予測線量を推定している。

- ①炉心冷却機能の状態
- ②原子炉格納容器放射線モニタ
- ③原子炉冷却材サンプリングデータ
- ④原子炉格納容器雰囲気サンプリングデータ
- ⑤炉心損傷状態判別手順の評価結果

RASCALは、入力操作を含めて10分以内に予測線量が得られ、漏洩経路や漏洩率、気象条件を変更した感度解析が迅速に実施できる。

2.2 予測計算手法の概要

2.2.1 基本的な考え方

放射性物質放出量は、図1に示すように①原子炉内の運転に伴う放射性物質の生成・壊変、②原子燃料損傷に伴う放射性物質の放出、③放射性物質除去効果、④環境への放出の順に計算を行う。

放射性物質放出量の計算過程は、複雑な計算コードによってブラックボックス化されると、意思決定の際に得られた結果の妥当性が判断できない。この点については、国の安全研究ニーズでも計算コードへの過度の依存を避けることが求められている。そ

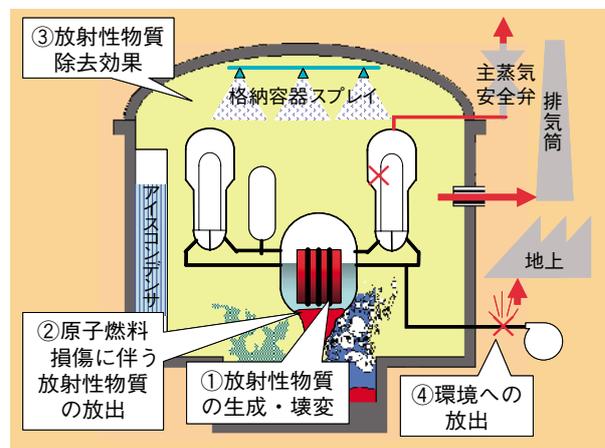
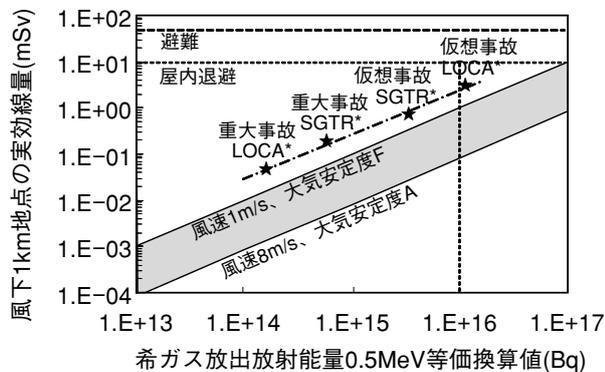


図1 放射性物質放出量の計算手順

ここで、単純な時間相関式によりモデル化し、計算過程を出力することによって、手計算や表計算ソフトウェアで簡単に再現できるよう工夫した。

原子力防災は、防護措置の正当化および最適化が求められる⁽⁶⁾。放射性物質放出量と公衆防護措置範囲は、地形と気象条件が決まれば線形関係にある。原子炉施設の敷地外に影響を及ぼす放射性物質放出量は、放出点から敷地境界までが1kmであると仮定すると、希ガス0.5MeV等価換算値は図2に示すように 10^{16} Bq程度、ヨウ素131等価換算値は 10^{13} Bq程度が必要である。よって、公衆防護措置が要求される恐れがある放出量を超える事象の予測結果は、安全側の結果を得ることを前提としながらある程度の精度が求められる。



* 110万kW級原子炉の例
LOCA：原子炉冷却材喪失事故
SGTR：蒸気発生器伝熱管破損事故

図2 放出放射エネルギーと風下1kmの実効線量

放射性物質の異常な放出が始まる前の段階（すなわち災害が発生してから早い段階）においては、得られる情報は通報連絡情報程度に制限され、原子炉施設内部で発生している正確な情報が得られない。例えば、原子炉冷却系からの冷却水の漏洩箇所や漏洩口径は、災害終息後現場を確認しなければ特定できない。そこで、公衆防護措置が必要な放射性物質放出量となる事象に着目して、放出量に影響を与える因子を通報連絡情報から特定することとした。

以上のことを考慮した上で、公衆防護措置範囲の予測結果を10分以内に得られることを前提とし、放射性物質放出量の予測は、入力を含めて3分以内に計算を完了させることを目標とした。

2.2.2 取扱核種と生成・壊変計算

原子炉施設での原子力災害では、放射性物質の主たる放出源は原子燃料である。原子燃料は、ウランやプルトニウムに加え、核分裂反応により生成される核分裂生成物などの放射性物質が含まれる。原子力災害時は放射性物質の放出が公衆に大きな影響を与えるため、原子炉施設の炉心構成に基づき、原子炉の運転に伴う放射性物質の蓄積とその後の壊変を評価する必要がある。そこで、ORIGEN2コード⁽²⁰⁾とJENDL3.3⁽²¹⁾に基づく核データセットを用いて、炉心蓄積放射エネルギーの99%を占める151核種のデータベースを作成した。これを表1に示す。これは、加圧水型軽水炉（PWR）の平衡炉心4種類、沸騰水型軽水炉（BWR）の平衡炉心4種類を対象に定期検査後の1ヶ月単位の運転期間毎に3年間の壊変を評価したものである。なお、気体廃棄物などの特定核種の壊変は、崩壊チェーンから個別に追跡を行う。

2.2.3 原子燃料損傷に伴う放射性物質放出モデル

原子燃料内の放射性物質は、原子燃料が損傷または溶解する事故によって原子炉冷却系統や原子炉格納容器内に放出される。原子燃料内からの放出挙動はアレニウス型の放出方程式や結晶粒界の拡散方程式を解く方法などによりモデル化されており、米国では許認可に利用できるよう被覆管破損、炉心損傷、原子炉容器破損の各段階における原子燃料からの放射性物質の放出割合が定められた更新ソースタームが公開されている⁽²²⁾。そこで、米国の更新ソースタームの考え方を時間相関式に変換し、被覆管破損、炉心損傷の何れかを検知することにより、放出割合を特定した。米国更新ソースタームでは放射性物質は8種類に分類されており、151核種との対応関係を表1のとおり定めた。

2.2.4 放射性物質除去効果

原子炉冷却系統や原子炉格納容器内に移行した放射性物質は、ガス状またはエアロゾル状の形態で浮遊し、格納容器スプレッド設備などの放射性物質除去設備や重力沈降、拡散泳動、熱泳動、溶解、沈殿などによって壁面や水中に移行する。また、沈着、溶解した放射性物質は蒸発や化学反応などによって再度浮遊する可能性がある。これらの挙動は、圧力、温

表1 評価対象核種と放射性物質グループの分類

放射性物質グループ	希ガス	ハロゲン	アルカリ金属	テルル	バリウム ストロンチウム			
核種	^{83m} Kr ⁸⁵ Kr ^{85m} Kr ⁸⁷ Kr ⁸⁸ Kr ⁸⁹ Kr ⁹⁰ Kr	^{131m} Xe ¹³³ Xe ^{133m} Xe ¹³⁵ Xe ^{135m} Xe ¹³⁷ Xe ¹³⁸ Xe ¹³⁹ Xe	¹²⁹ I ¹³⁰ I ¹³¹ I ¹³² I ¹³³ I ¹³⁴ I ^{134m} I ¹³⁵ I ¹³⁶ I ^{136m} I	⁸³ Br ⁸⁴ Br ^{84m} Br ⁸⁵ Br ⁸⁶ Br ⁸⁷ Br	⁸⁶ Rb ⁸⁷ Rb ⁸⁸ Rb ⁸⁹ Rb ⁹⁰ Rb ¹³⁴ Cs ¹³⁶ Cs ¹³⁷ Cs ¹³⁸ Cs ¹³⁹ Cs	^{125m} Te ¹²⁷ Te ^{127m} Te ¹²⁹ Te ^{129m} Te ¹³¹ Te ^{131m} Te ¹³² Te ¹³³ Te ^{133m} Te	¹³⁴ Te ¹²⁸ Sn ¹²⁴ Sb ¹²⁷ Sb ¹²⁸ Sb ^{128m} Sb ¹²⁹ Sb ^{130m} Sb ¹³¹ Sb	⁸⁹ Sr ⁹⁰ Sr ⁹¹ Sr ⁹² Sr ^{137m} Ba ¹³⁹ Ba ¹⁴⁰ Ba
放射性物質グループ	ノーブルメタル	ランタノイド系			セリウム系			
核種	⁵¹ Cr ⁵⁴ Mn ⁵⁶ Mn ⁵⁹ Fe ⁵⁸ Co ⁶⁰ Co ⁶⁵ Zn ⁹⁹ Mo ¹⁰¹ Mo ^{99m} Tc ¹⁰¹ Tc	¹⁰³ Ru ¹⁰⁵ Ru ¹⁰⁶ Ru ^{103m} Rh ¹⁰⁵ Rh ^{105m} Rh ¹⁰⁶ Rh ¹⁰⁹ Pd ^{109m} Ag ^{111m} Ag ^{112m} Ag	⁹⁰ Y ⁹¹ Y ^{91m} Y ⁹² Y ⁹³ Y ⁹⁴ Y ⁹³ Zr ⁹⁵ Zr ⁹⁷ Zr ⁹⁵ Nb ^{95m} Nb	⁹⁷ Nb ^{97m} Nb ⁹⁸ Nb ¹⁴⁰ La ¹⁴¹ La ¹⁴² La ¹⁴² Pr ¹⁴³ Pr ¹⁴⁴ Pr ¹⁴⁵ Pr ¹⁴⁶ Pr	¹⁴⁷ Pr ¹⁴⁷ Nd ¹⁴⁹ Nd ¹⁵¹ Nd ¹⁴⁷ Pm ¹⁴⁸ Pm ^{148m} Pm ¹⁴⁹ Pm ¹⁵¹ Pm ¹⁵¹ Sm ¹⁵³ Sm	¹⁵⁶ Sm ¹⁵⁵ Eu ¹⁵⁶ Eu ¹⁵⁷ Eu ²⁴¹ Am ²⁴² Cm ²⁴⁴ Cm ²⁴³ U ²³³ U ²³⁴ U ²³⁵ U ²³⁶ U	¹⁴¹ Ce ¹⁴³ Ce ¹⁴⁴ Ce ¹⁴⁶ Ce ²³⁰ U ²³¹ U ²³² U ²³³ U ²³⁴ U ²³⁵ U ²³⁶ U	²³⁷ U ²³⁸ U ²³⁹ U ²⁴⁰ U ²³⁸ Np ²³⁹ Np ²³⁸ Pu ²³⁹ Pu ²⁴⁰ Pu ²⁴¹ Pu ²⁴³ Pu

度、密度、流量などに依存して変化する。このような挙動をマクロで捉え、原子炉格納容器内に保持したときと格納容器スプレイなどの放射性物質除去設備を作動させたときの粒子状物質の除去効果を時間相関式で取り扱った。

2.2.5 環境への放出

原子燃料の損傷等によって系内に放出された放射性物質は、放射性物質閉じ込め機能の異常な漏洩によって環境に放出される。その際、放出高さ、放射性物質除去フィルタの有無、漏洩率（漏洩面積）、漏洩継続時間を特定することによって、環境に漏洩した放射性物質の割合を評価する。放出高さは、排気筒や主蒸気逃がし弁など高所からの放出と地上など低所からの放出を区分した。

2.2.6 予測に必要な情報と同定方法

通報連絡においては、特定事象（異常事態の発生、原子炉の停止、炉心冷却機能の喪失など）の発生時刻を中心とし、安全設備の作動状況や通報時点における2～3のパラメータと気象観測値などがFAXや電話などを用いて伝達される。事態の再現解析においては、事象の全体像が把握されており、事象収束後の詳細な現場検証に基づき、どのような事態が発生していたのかを特定し、ある程度の時間をかけて解析できる。一方、事態の予測解析においては、事象は進行中であり待つてはくれないこと、事故発生現場の状態は十分把握できていない（例えば、原子炉冷却材の漏洩であれば、漏洩していることは検知できるが、その場所と漏洩面積は現場を目視できない可能性が高く、情報を期待することはできない）ことから、他の情報から類推する必要がある。放射性物質の環境への異常な放出という観点から事態の進展を考察すると、原子燃料の損傷プロセスは、原

子燃料周辺の冷却水が喪失し、被覆管が破損してから放出が始まるため、起因事象やその後の原子燃料の損傷までの経緯は、放出量に大きな影響を与えない。

すなわち、放射性物質放出量は、放射性物質のうち主に希ガスの壊変、異常な放出が始まるまでの間に格納容器などの系に保持された時間、格納容器スプレイなどの粒子状物質除去設備の作動状況、異常な漏洩の継続時間と漏洩率に強く依存する。これらを特定するには、①異常事態の発生時刻、②原子炉の停止時刻、③原子燃料の損傷（燃料被覆管の破損または炉心損傷、原子炉容器破損の何れか）の時刻、④粒子状物質除去設備の作動時刻と停止時刻、⑤異常漏洩の開始時刻、⑥漏洩経路、⑦漏洩継続時間、⑧漏洩率の情報が必要である。このうち、①、②、④は直接観測されるものであるから通報連絡の情報に含まれる。③は直接観測されるものではないため、他の観測パラメータから類推する必要がある。本研究では、燃料被覆管の破損は、炉心が露出（原子炉容器水位が炉心上端以下まで低下した）後発生することから、安全側に炉心露出を検知した時刻で置き換えた。BWR プラントのように炉心部の水位が計測可能な場合は、炉心が露出した時刻が観測できる。さらに、直接観測する水位計がない場合は、図3に示すように非常用炉心冷却装置（ECCS）の停止から燃料被覆管破損までの時刻と ECCS 停止から炉内温度が規定値を超過した時刻に強い相関関係があることから、これを利用して燃料被覆管が破損したことを検知することが可能である。加えて、炉心が露出する時刻は、炉心冷却機能の全喪失時刻から安全側の推定を可能としている。さらに、炉心損傷の検知時刻は、図4に示すとおり、ECCS 停止から炉心損傷までの時刻と ECCS 停止から格納容器内放射線モニタ指示値が規定値を超過した時刻が強い相関関係を持つことを利用した。⑤は異常漏洩が観測された直後であればその時刻を、観測される前であれば、事態の進展から安全側に推定する。例えば、原子炉格納容器からの漏洩であれば、異常事態の発生時刻における原子炉格納容器圧力を 0.1kPa と仮定するか、観測された時刻の原子炉格納容器圧力を用いて崩壊熱が全て圧力上昇に寄与するものと想定して、格納容器最高使用圧力超過時刻を推定する。格納容器最高使用圧力超過前は設計漏洩率を適用し、超過後は異常漏洩率を適用する。⑥は、漏洩経路が特定されている場合を除き、設計で考慮された漏洩経路

を用いる。⑦は、不確定であり、本研究では原子力防災の段階的実施および防護の正当化と最適化の考えに基づき、次の防護措置の見直しが実施されるまでの間放出が継続されると仮定して設定する。⑧は、異常漏洩が始まるまでは設計漏洩率を用い、異常漏洩が始まった場合は、設計漏洩率の倍率または漏洩率、漏洩面積（口径）で指定する。異常漏洩の漏洩率は不確定であるため、100% / 日または設計漏洩率の10倍や100倍などの異常漏洩率が用いられることを前提としている。

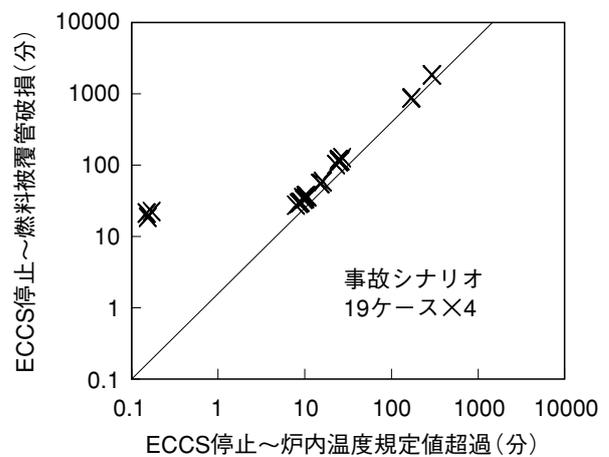


図3 燃料被覆管破損と炉心温度規定値の相関 (3 ループ PWR プラントの例)

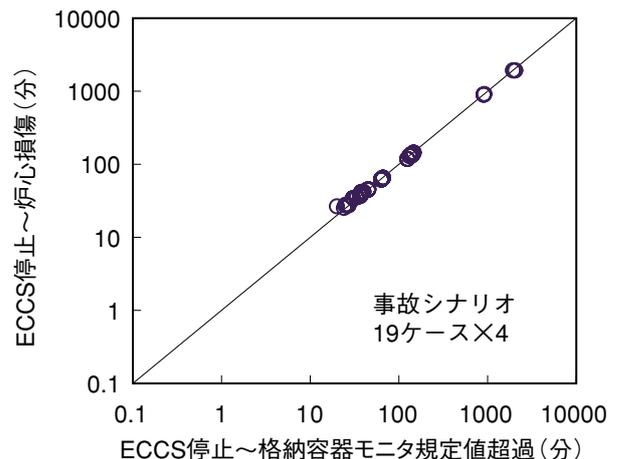


図4 炉心損傷と格納容器モニタ規定値の相関 (3 ループ PWR プラントの例)

3. 操作方法

3.1 評価対象事象の種類

評価対象事象は、原子炉施設内における原子炉事故、使用済燃料貯蔵施設事故、気体廃棄物処理設備からの放射性同位体放出事故である。原子炉事故は炉心単位で、使用済燃料貯蔵施設事故は原子燃料集合体単位で、気体廃棄物処理設備は貯蔵タンク単位で放射性物質を扱う。原子炉事故は、原子炉格納容器からの漏洩事象と原子炉格納容器をバイパスする残留熱除去系からの漏洩ならびに蒸気発生器伝熱管破損（PWR）、主蒸気管破断（BWR）に分類している。使用済燃料貯蔵施設事故は、使用済燃料プール事故とドライキャスク事故を扱う。

3.2 操作手順

PWRの原子炉事故を例にして操作手順を示す。最初に予測したい発電所ユニットを選択すると、図5に示すメニュー画面が表示される。そこで、「原子炉施設事故」を選択し、次の画面で「解析」を選択する。図6の事故状態に関する入力画面が表示されるので、定期検査後の運転期間（不明の場合はデフォルトの12ヶ月を使用）、原子炉停止時刻、事故発生時刻、炉心状態、事故のタイプを入力または選択する。炉心状態は、炉心冷却機能が正常である場合を除き、炉心冷却機能全喪失時刻、炉心露出時刻、炉心損傷時刻の何れか1つを指定して入力する。事故のタイプは、格納容器漏洩、蒸気発生器伝熱管破損、格納容器外冷却材漏洩の何れかを通報連絡内容から特定する。

格納容器漏洩を選択した場合は、次に図7の解析条件の入力画面が表示される。ここでは、緩和設備の作動条件、再循環水の漏洩の有無、格納容器漏洩時の放出経路と最高使用圧力超過前後の放出率、原子炉格納容器圧力と観測時刻を入力する。緩和設備の作動/停止情報が入手できない場合は、全て停止（デフォルト）と仮定する。再循環水の漏洩は緩和設備が作動した場合に「あり」とし、それ以外はなし（デフォルト）とする。放出経路は設計放出経路（デフォルト）とし、放射性物質放出経路が特定された場合のみ適切な経路を選択する。格納容器漏洩率は、最高使用圧力以下のとき、格納容器隔離に失敗した場合は失敗した系統の口径を使用するが、それ以外

は設計漏洩率（デフォルト）を使用する。最高使用圧力超過のとき、設計漏洩率の倍率または漏洩率、漏洩面積を指定する。その際、最高使用圧力超過時期が別の予測システムなどで把握できている場合は時刻を直接指定し、そうでない場合は現状から推定（デフォルト）とする。現状から推定を選択した場合は、事故発生時刻における格納容器圧力を0.1kPaと仮定（デフォルト）しており、通報連絡情報に格納容器圧力の観測値が含まれている場合は、その時刻と値を入力する。次に計算の実行画面（図8）が表示されるので、計算時間を指定する。計算時間は、原子炉停止時刻を起点として計算終了までの時間を表している。

以上の入力画面において、最低限必要な情報は、①原子炉停止時刻、②事故発生時刻、③炉心状態を示す時刻（炉心冷却機能全喪失、炉心露出、炉心損傷の何れかの時刻）、④事故のタイプ（格納容器漏

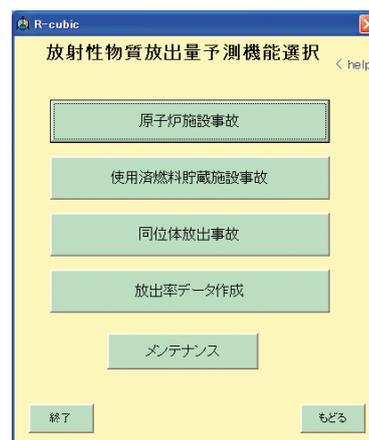


図5 メニュー画面

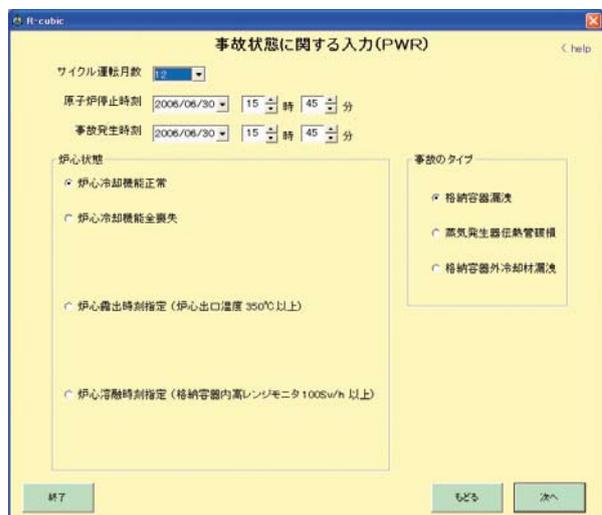


図6 事故状態に関する入力画面



図7 解析条件の入力 (PWR) 画面

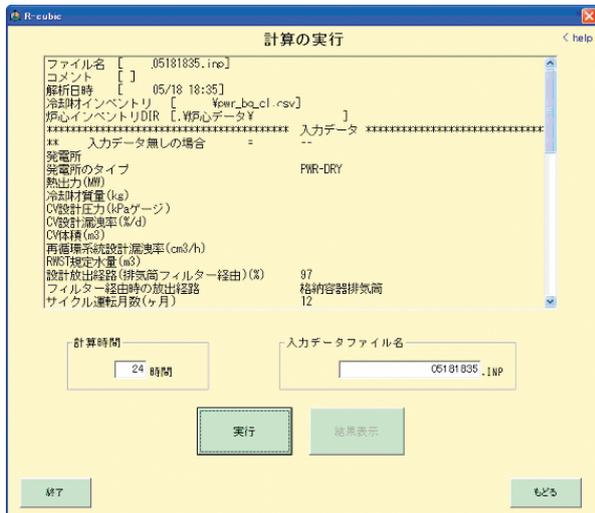


図8 計算の実行画面

洩，蒸気発生器伝熱管破損，格納容器外冷却材漏洩の何れかを特定)，⑤最高使用圧力を超過した場合の漏洩率，⑥計算時間であり，通報連絡によって得なければならないものは①から④までである。

3.3 結果の出力

計算を実行すると，図9に示す解析結果，表示ファイル選択画面が表示され，環境への放射性物質放出量および放出率，系内放射能量，炉心に蓄積された放射能量と原子炉冷却材放射能量の時間変化，入力データおよび計算過程の情報出力が選択できる。環境への放射性物質放出率を選択すると，図10のグラフが表示される。希ガスとヨウ素の等価換算値以

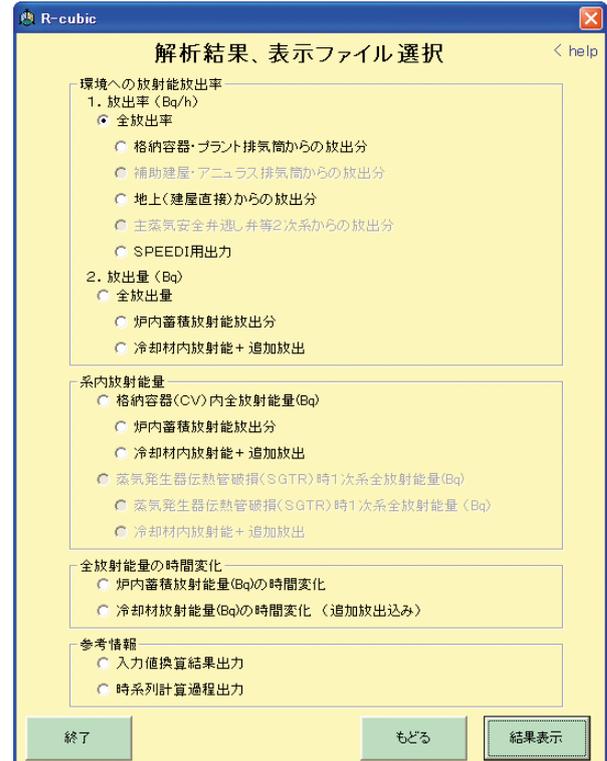


図9 解析結果，表示ファイルの選択画面

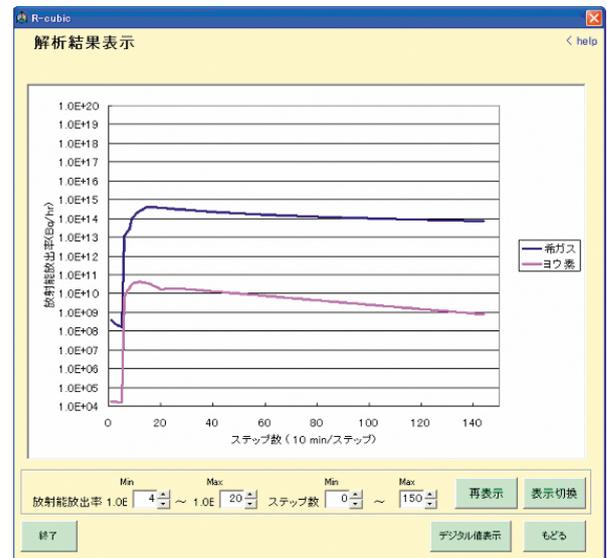


図10 解析結果表示画面

外に核種別のグラフとデジタル値の表示に切替できる。

4. 予測結果の妥当性検証

本研究で開発した手法を用いた放射性物質放出量の予測結果は，IPPSを用いた詳細解析結果の放射性物質放出量ならびに，原子炉設置許可申請書の設計

基準事象の放射性物質放出量と比較した。

4.1 IPPS 詳細解析結果との比較

4.1.1 比較条件

IPPSにより、表2に示すPWRプラントの確率論的安全評価で用いられる代表的シナリオ24ケースについて、格納容器からの漏洩率を①設計漏洩率相当の面積、②設計漏洩率の10倍の面積、③設計漏洩率の100倍の面積を用いて環境への放射性物質放出量を解析し、解析結果から得られた原子炉停止時刻、炉心冷却機能全喪失時刻、炉心出口温度、格納容器内高レンジエリアモニタ指示値、安全設備の作動/停止時刻、格納容器圧力等を用いて本研究の手法で予測した放射性物質放出量ならびに放出率と比較し

た。比較対象は、公衆の防護措置に大きな影響を与える希ガス(0.5MeV等価換算値)およびヨウ素(131等価換算値)とした。予測タイミングは、原子力災害対策特別措置法15条該当事象となる炉心冷却機能全喪失が発生した時点、炉心損傷防止のアクシデントマネジメントを開始する炉心露出を検知した時点、格納容器防護のアクシデントマネジメントを開始する炉心損傷を検知した時点の3つとし、合計216ケースを比較した。それぞれの予測タイミングにおいて予測に使用したIPPS解析結果のデータ項目を表3に示す。

4.1.2 個別事象の比較例

3ループPWRプラントの大破断原子炉冷却材喪失事故時非常用炉心冷却設備および格納容器スプレ

表2 IPPS 詳細解析結果との比較対象シナリオ

事象分類記号	起回事象	非常用炉心冷却設備	格納容器スプレイ	アクシデントマネジメント
1	ADC	大破断 LOCA	注入失敗	なし
2	AHF	大破断 LOCA	再循環失敗	なし
3	AHF+F	大破断 LOCA	再循環失敗	自然対流冷却
4	AD	大破断 LOCA	注入失敗	成功
5	AHIC	大破断 LOCA	再循環熱除去失敗	注入失敗
6	S1DC	中破断 LOCA	注入失敗	なし
7	S1HF	中破断 LOCA	再循環失敗	再循環失敗
8	S1HF+F	中破断 LOCA	再循環失敗	再循環失敗
9	S1D	中破断 LOCA	注入失敗	成功
10	S1HIC	中破断 LOCA	再循環熱除去失敗	注入失敗
11	S2DC	小破断 LOCA	注入失敗	なし
12	S2DF	小破断 LOCA	注入失敗	再循環失敗
13	S2DF+F	小破断 LOCA	注入失敗	再循環失敗
14	S2D	小破断 LOCA	注入失敗	成功
15	S2HF	小破断 LOCA	再循環失敗	再循環失敗
16	S2HF+F	小破断 LOCA	再循環失敗	再循環失敗
17	S2H	小破断 LOCA	再循環失敗	成功
18	S2C	小破断 LOCA	成功	注入失敗
19	TMLB'	全交流電源喪失	注入失敗	注入失敗
20	TMLF	全給水喪失	注入失敗	再循環失敗
21	TMLF+F	全給水喪失	注入失敗	再循環失敗
22	TML	主給水喪失	成功	成功
23	V	余熱除去系 LOCA	注入失敗	注入失敗
24	G	蒸気発生器伝熱管破損	注入失敗	注入失敗

LOCA：原子炉冷却材喪失

表3 IPPS 解析結果を使用したデータ項目

	炉心冷却機能全喪失	炉心露出検知	炉心損傷検知
事故発生時刻	○	○	○
原子炉停止時刻	○	○	○
炉心冷却機能全喪失時刻	○		
炉心露出検知時刻		○	
炉心損傷検知時刻			○
非常用炉心冷却系作動・停止時刻	○	○	○
格納容器スプレイ作動・停止時刻	○	○	○
原子炉格納容器圧力(炉心露出検知時)		○	
格納容器最高使用圧力超過予測時刻			○

○：使用

表4 主要事象の発生時刻

主要事象	事象発生からの経過時間
原子炉自動停止	0.3 秒
炉心冷却機能全喪失	22.5 分
炉心露出検知	42.4 分
炉心損傷検知	56.9 分
非常用炉心冷却設備作動	0.4 秒
非常用炉心冷却設備停止	22.5 分
格納容器スプレイ作動	3.1 秒
格納容器スプレイ停止	22.5 分
原子炉格納容器圧力(炉心損傷検知時)	52.5kPa
格納容器最高使用圧力到達	8.9 時間

イ再循環失敗（AHF）の比較結果について詳細を以下に示す。表3に示した予測解析に用いる IPPS 解析結果の主要事象の発生時刻を表4に示す。

プラントは、図11～12に示すように事故発生直後に大量の原子炉冷却材が原子炉格納容器内に放出され、1次系圧力が低下するとともに、原子炉格納容器圧力が上昇する。非常用炉心冷却装置が作動して炉心冷却が維持されるとともに、格納容器スプレイが作動して原子炉格納容器の圧力が低下する。再循環切替に失敗し、非常用炉心冷却装置と格納容器

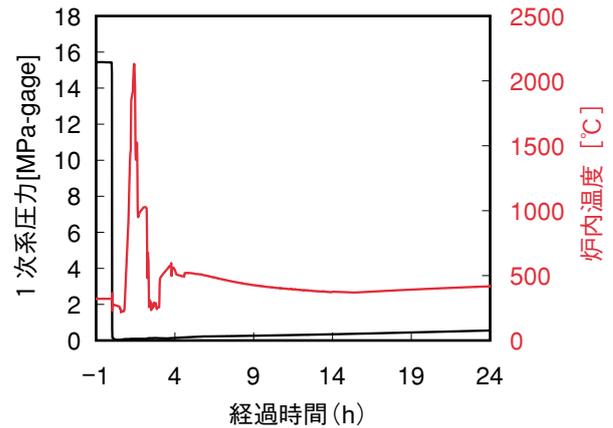


図11 1次冷却材圧力および炉内温度（AHF）

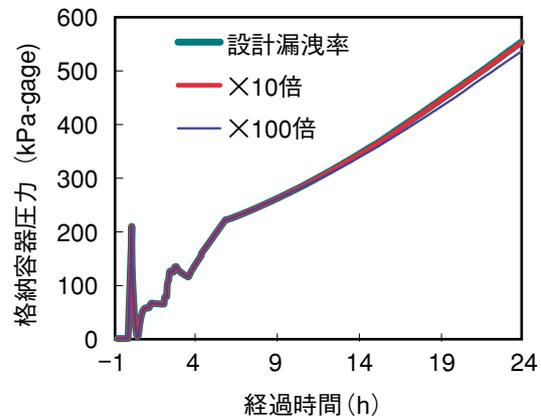


図12 原子炉格納容器圧力

スプレイが停止すると、炉心が露出して溶融するとともに、原子炉格納容器の圧力が上昇する。格納容器最高使用圧力超過時は、原子炉格納容器の漏洩率を①設計漏洩率相当の面積のまま維持、②設計漏洩率の10倍の面積に変更、③設計漏洩率の100倍の面積に変更した3ケースを解析した。原子炉格納容器の圧力は、設計漏洩率の100倍の面積に変更すると上昇率はわずかに低下した。

放射性物質放出率の比較結果は、格納容器最高使用圧力超過後の漏洩率の違い毎に、設計漏洩率のケースを図13に、設計漏洩率の10倍のケースを図14に、設計漏洩率の100倍のケースを図15に示す。これらの図から、3つの予測タイミングにおける3種類の漏洩率の予測結果は、IPPS詳細解析結果より何れも大きく安全側の放出率となっていることがわかる。

次に、放射性物質放出量の比較結果を図16および図17に示す。

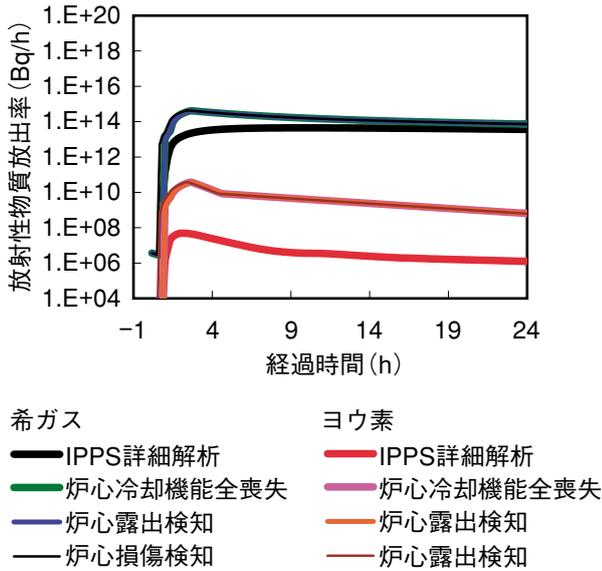


図13 放射性物質放出率の比較
(設計漏洩率)

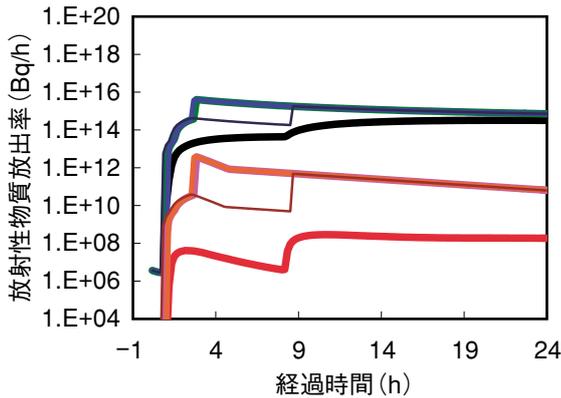


図14 放射性物質放出率の比較
(設計漏洩率×10倍)

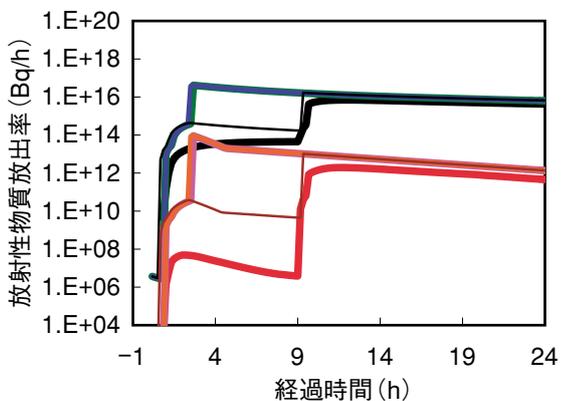


図15 放射性物質放出率の比較
(設計漏洩率×100倍)

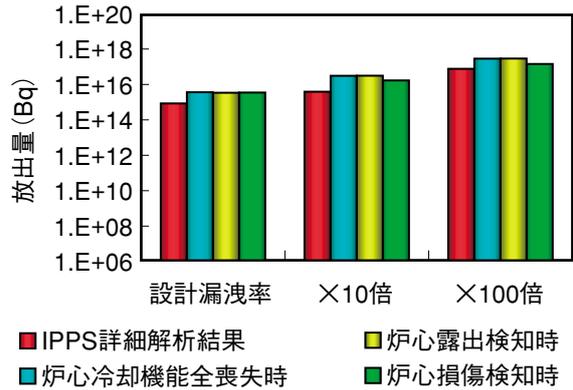


図16 希ガスの放射性物質放出量の比較

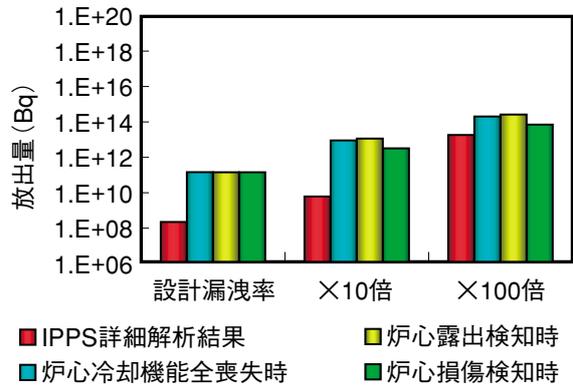


図17 ヨウ素の放射性物質放出量の比較

これらの図より、3つの予測タイミングにおける3種類の漏洩率の予測結果は、全てIPPS詳細解析結果より安全側の放出量となっていることがわかる。

4.1.3 全ケースの比較結果

3ループPWRプラントの24ケース×3種類の放出率×3種類の予測タイミングについて、希ガスとヨウ素の放射性物質放出量を比較した。比較は、4.1.2に示した方法で実施した。希ガスの放射性物質放出量の比較結果を図18に、ヨウ素の比較結果を図19に示す。横軸はIPPS詳細解析結果の放射性物質放出量、縦軸は予測結果の放射性物質放出量とし、対角線から左上が安全側の予測結果が得られていることを示す。希ガスおよびヨウ素ともに、予測結果は、全てIPSS詳細解析結果より安全側の放出量が得られていることがわかる。さらに、公衆の防護措置が必要となる放出量(黄色のエリア)では、予測結果は詳細解析結果に近い値が得られる傾向を示している。

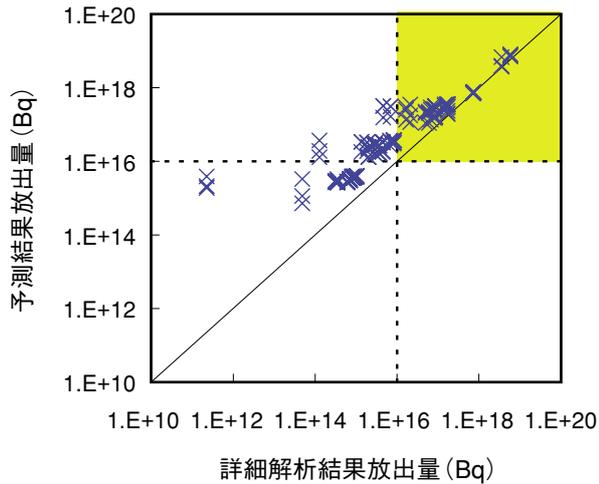


図 18 希ガスの全ケースの比較結果

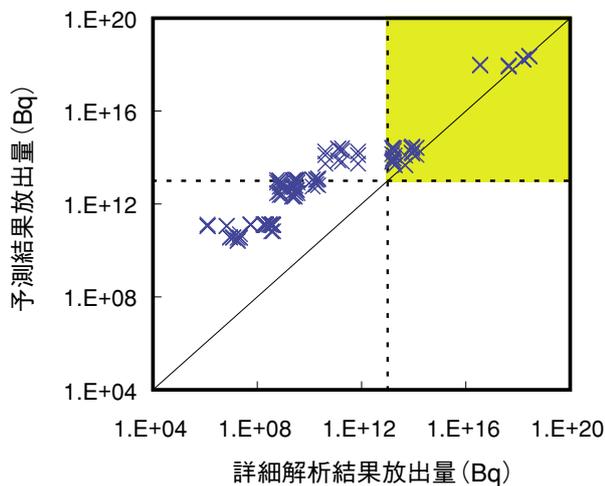


図 19 ヨウ素の全ケースの比較結果

4.2 設計基準事象との比較

設計基準事象のうち、代表的な2～4ループPWRプラントの環境への放射性物質の異常な放出事象である燃料集合体の落下、原子炉冷却材喪失、蒸気発生器伝熱管破損を対象として、放射性物質放出量を設置許可申請書記載値と比較した。放射性気体廃棄物処理施設の破損は、核種毎の放射性物質蓄積量が示されていないので比較から除外した。

4.2.1 燃料集合体の落下

燃料集合体の落下は、原子炉の燃料交換時に、何らかの理由によって燃料集合体が水中で落下して破

損し、放射性物質が環境に放出される事象である。破損する燃料集合体は原子炉停止後100時間経過したもの1体、破損割合は10%である。予測では、原子炉停止後の経過時間を日単位で扱うため、4日経過(96時間)したものとした。図20に設置許可申請書記載値と予測結果の放射性物質放出量の比較を示す。この図より、予測結果の放出量が少し多いが両者の傾向は一致している。

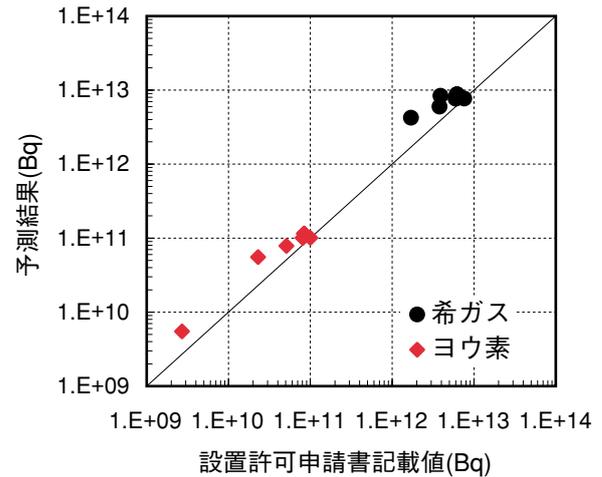


図 20 燃料集合体の落下の放射性物質放出量

4.2.2 原子炉冷却材喪失

原子炉の運転中に、1次冷却系が破損し、原子炉冷却材が流出し、放射性物質が原子炉格納容器内に放出される事象である。原子炉格納容器および非常用炉心冷却設備からは設計漏洩率で漏洩する。原子炉格納容器の漏洩先は、97%がフィルタ経由、3%が直接放出である。予測に用いた原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、事故、重大事故、仮想事故それぞれ表5に示す値を使用した。図21に設

表5 予測に用いた原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量

		事故	重大事故	仮想事故	
設置許可申請書	炉心内蔵量に対する割合	希ガス	1%	2%	100%
		ヨウ素	0.5%	1%	50%
予測条件	希ガス放出割合に対応した炉心露出後のECCS回復時間	3分	6分	なし	

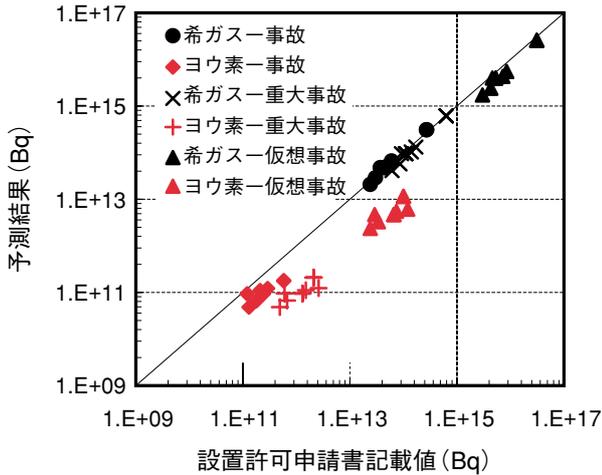


図 21 原子炉冷却材喪失の放射性物質放出量

置許可申請書記載値と予測結果の放射性物質放出量の比較を示す。この図より、希ガスの放出量は良く一致している。ヨウ素の放出量は、放射性物質除去効果を現実的に見積もっているため、予測結果の方が若干少ないが両者の傾向は一致している。

4.2.3 蒸気発生器伝熱管破損

原子炉の運転中に、蒸気発生器の伝熱管 1 本が瞬時両端破断し、放射性物質が 2 次系を介して環境に放出される事象である。原子炉冷却材には原子燃料の被覆管欠陥率 1% 相当の放射性物質と 1 次系圧力低下に伴う追加放出を考慮する。予測では、設置許可申請書に記載された隔離所要時間および米国プラ

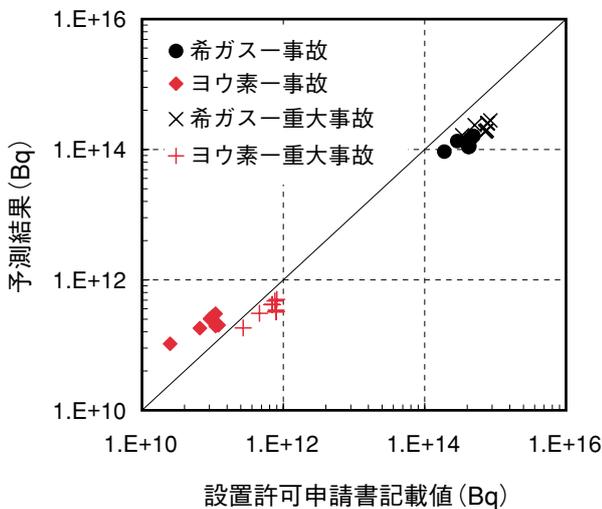


図 22 蒸気発生器伝熱管破損の放射性物質放出量

ントの原子炉冷却材中放射能濃度⁽²³⁾を用い、1 次系圧力低下に伴う追加放出量は、原子炉冷却材中の放射能濃度相当とした。得られた放射性物質放出量は、設置許可申請書に記載された原子炉冷却材中の放射能濃度と予測結果の原子炉冷却材中の放射能濃度の比で補正した。図 22 に設置許可申請書記載値と予測結果の放射性物質放出量の比較を示す。この図より、破損蒸気発生器の隔離までの所要時間のみを用いた結果であるが、希ガスおよびヨウ素の放出量は傾向がほぼ一致している。

5. 今後の課題

放射性物質の異常な放出が始まる前において、異常な放出の継続時間、環境への漏洩率の 2 つのパラメータは、観測されたパラメータでは推定することは不可能である。放出継続時間を仮に放出可能な放射性物質が全て放出される時間とすると、あまりに過大な放出量を放出前から想定することとなり、原子力防災の基本思想である介入の正当化および最適化とかけ離れた結果となる。そこで、防護措置を段階的に実施する原子力防災の考え方をういて、次の防護措置の見直しが実施されるまでの間放出が継続されると仮定した方が、整合性が図れると考える。環境への漏洩率は、設計で考慮されている範囲を逸脱したとき設計漏洩率より大きくなる可能性があるが、客観的に値を決めることができない。米国では放射性物質閉じ込め機能が破壊的状況にある場合は 100%/時、設計より漏洩が拡大すると想定される場合は 100%/日が用いられている⁽¹⁵⁾。これらのパラメータは、今後、放射性物質の異常な放出前に防護措置範囲を予測するために、事前に防災関係者の合意形成を図っておく必要がある。

6. まとめ

原子力防災指針の見直しが実施され、放射性物質の異常な放出前または直後（早期）の防護措置の有効性に言及された。そこで、早期に公衆の防護措置範囲を予測するため、事態の進展によって放出される恐れがある放射性物質の量を、計算コードへの過度の依存を避けつつ、通報連絡等による限られた情報を用いて、迅速に予測（入力を含め 3 分以内に計算を完了）する手法を開発した。本研究で得られた成果を以下に示す。

- (1) 放射性物質の放出量は、希ガスの壊変、異常な放出が始まるまでの間に格納容器などの系に保持された時間、格納容器スプレイなどの粒子状物質除去設備の作動状況、異常な漏洩の継続時間と漏洩率に強く依存する。
- (2) 放射性物質の放出量は、①原子炉停止時刻、②事故発生時刻、③炉心状態を示す炉心冷却機能の全喪失または燃料被覆管の破損、炉心損傷の何れかの時刻、④事故のタイプ（格納容器内漏洩または格納容器外漏洩等）の情報が得られれば、異常な漏洩の継続時間と漏洩率を任意に与えて推定することが可能である。
- (3) 放射性物質放出量の予測結果は、事象進展予測システム（IPPS）の解析結果より、安全側の予測結果が得られる。
- (4) 放射性物質放出量の予測結果は、設計基準事象と比較し、傾向が一致している。

今後は、早期に公衆の防護措置範囲を予測するため、観測されるパラメータでは特定できない異常な漏洩の継続時間と漏洩率の設定のあり方に関する防災関係者の合意形成を図る必要がある。

謝辞

本研究は、原子力安全システム研究所と日本エヌ・ユー・エス(株)の共同開発のうち、関西電力(株)の委託を受けて原子力安全システム研究所が実施したものである。手法の開発にあたり、関西電力(株)原子力事業本部大谷昌徳チーフマネージャー、岩崎良人マネージャーおよび山崎強氏にはプラントデータの提供ならびにユーザー意見の聴取にご協力をいただきました。コンピュータソフト開発(株)飯塚弘之主務には、プログラムの設計、製作に協力いただきました。手法の検証にあたり、(株)シー・エス・エー・ジャパン建部恭成氏には比較計算の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) 原子力災害対策特別措置法（平成十一年十二月十七日法律第百五十六号）。
- (2) IAEA, OECD/NEA, *International Nuclear Event Scale for Prompt Communication of Safety Significance*, 99-00305/FS05, (1999)。
- (3) IAEA, *Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency*, GS-R-2, (2002)。
- (4) IAEA, *Arrangements for Preparedness for a Nuclear or Radiological Emergency*, GS-G-2.1 (DS-105), (2006)。
- (5) IAEA, *Criteria for Use in Preparedness and Response to a Nuclear or Radiological Emergency*, DS-44, (2006)。
- (6) 原子力安全委員会, 「原子力施設等の防災対策について」の改訂について, 第2回原子力安全委員会資料第1-1号, (2007)。
- (7) 原子力安全委員会, 防災指針検討ワーキンググループにおける検討結果, 第2回原子力安全委員会資料第1-3号, (2007)。
- (8) 原子力安全委員会, 安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ, 専目第19-2号, (2003)。
- (9) 原子力安全委員会, 原子力の重点安全研究計画, (2004)。
- (10) 原子力安全委員会, 日本原子力研究開発機構に期待する安全研究, (2005)。
- (11) 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)。
- (12) 糠塚重裕, 渡邊長深他, “原子力緊急時対応システムの開発・実用化”, 三菱重工技報, 43 [1], pp.8-10, (2006)。
- (13) 吉田至孝, “原子力防災対応支援技術の開発・整備”, INSS 第12回報告会予稿集, pp.24-34, (2006)。
- (14) 吉田至孝, “原子力防災の研究課題と原子力安全システム研究所の取り組み”, 原子力 eye 掲載予定, (2007)。
- (15) 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)。
- (16) 防災支援部, “緊急時対策支援システム(ERSS)”, 原子力安全基盤機構, <http://www.jnes.go.jp/bousaipage/system/erss-1.htm>, (2006)。
- (17) 文部科学省原子力安全課, “SPEEDIとは”, 環境防災Nネット, http://www.bousai.ne.jp/visual/gen_taisei/speedi/speedi1_1.html, (2006)。
- (18) T. McKenna *et al.*, *RTM96 Response Technical Manual*, NUREG/BR-0150, Vol.1, Rev.

- 4, (1996).
- (19) A.L. Sjoreen, *et al.*, *RASCAL 3. 0: Description of Models and Methods*, NUREG-1741, (2001).
- (20) S. B. Ludwig, A. G. Coff, *Revision to ORIGEN2 Version 2. 2*, CCC-371/ORIGEN2. 2, (2002).
- (21) K. Shibata, T. Kawano, T. Nakagawa, *et al.*, "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version3Revision-3: JENDL3. 3", *J. Nucl. Sci. Technol.* 39 [115], (2002).
- (22) L. Soffer, S. B. Burson, *et al.*, *Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants*, NUREG-1465, (1995).
- (23) ANS, *Radioactive Source Term for Normal Operation of Light Water Reactors*, ANSI/ANS-18. 1-1999, (1999).