

# 原子力防災用放出放射エネルギー迅速予測技術の開発 —BWR プラントの放出放射エネルギー比較計算—

## Development of a Rapid Prediction Technique for the Radioactivity Release Rate in Nuclear Emergency Preparedness —Comparison Calculation of Radioactivity Release for BWR Plants—

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放射性物質放出前または直後（早期）に防護措置を実施することが推奨されている。特に、緊急時に防護措置を準備する区域（UPZ）内で段階的な防護措置を行うためには、放射性物質の放出量と環境への影響を予測しておくことが重要である。しかしながら、東京電力福島第一原子力発電所事故では、公衆の防護を行う際に用いられる緊急時対策支援システム（ERSS）および緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステム（SPEEDI）が所期の目的を十分に果たすことができなかった。そこで、計算コードへの過度の依存を避けつつ、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、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）する手法を開発し、代表的なPWRプラントへ適用してきた。本研究では、東電福島第一原子力発電所事故を受けBWRプラントへ本手法を適用した結果、予測結果はシビアアクシデント解析コードMAAPをベースとした事象進展予測システム（IPPS）による解析結果より概ね安全側の放出量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** When a nuclear disaster occurs in Japan, execution of public protection measures are required before or immediately after (i.e. in the early stage of) radioactive material releases. In particular, in order to carry out sequential protection measures in the urgent protective action planning zone (UPZ), it is important to predict the released amounts of radioactive materials and their influence on the environment. However, in the Fukushima Dai-ich Nuclear Power Plant accident, the emergency response support system (ERSS) and the system for prediction of environmental emergency dose information (SPEEDI) which are used for public protection did not enough achieve their function. Therefore, a quick prediction technique (the technique completed the prediction calculation within 3 minutes, including data input time) was developed using limited information about the amounts of radioactive materials that might be released during accident progression in order to predict appropriate public protection measures at an early stage and to avoid excessive dependence on a complex calculation code. It has been applied to typical PWR plants. Now, in this paper, we extended application of this technique to BWR plants, and we verified that the prediction results of the released total amount of radioactive materials were almost greater than the analysis result using the Incident Progress Prediction System based on the severe accident analysis code MAAP.

**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 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

## 1. はじめに

公衆防護措置に関する判断基準は、旧原子力安全委員会が定めた原子力防災指針<sup>(1)</sup>があったが、東電福島事故を受けて平成24年9月に発足した原子力規制庁は公衆防護措置の概念を大きく見直した原子力災害対策指針<sup>(2)</sup>を制定して、緊急時活動レベル（EAL）と運用上の介入レベル（OIL）の考え方に基づき、予防的措置を準備する区域（PAZ）、緊急時防護措置を準備する区域（UPZ）、ブルーム通過時の被ばくを避けるための防護措置を実施する地域（PPA）に分けて原子力災害対策の重点区域を定めている。PAZは全面緊急事態となった場合に数時間以内に避難が開始され、UPZ内では屋内退避が行われる。その後のソースターム情報や汚染範囲の特定など緊急時モニタリングを行って、OILの基準を超過した場合に防護措置が追加されるとしている。

東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、東電福島事故という）では、公衆の防護を行う際に用いられる緊急時対策支援システム<sup>(3)</sup>（ERSS）および緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステム<sup>(4)</sup>（SPEEDI）が所期の目的を十分に果たすことができなかった。しかしながら、わが国では、原子力災害が発生した時に放射性物質放出前または直後（早期）に防護措置を実施することが推奨されており、UPZやPPAに対して段階的防護措置を行う際に、放射性物質放出量の予測（ソースターム情報）と環境への影響予測は重要な役割を持つことには変わりはない。

そこで原子力安全システム研究所（INSS）では、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、迅速に予測する手法（R-Cubic\*）を開発し、PWRプラントへ適用<sup>(5)</sup>してきた。さらに、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<sup>(6)・(7)</sup>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。IPPSは、毎年実施されている原子力防災訓練に参加して予測手法を改良している。また、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<sup>(8)~(10)</sup>。

平成23年3月11日に発生した東電福島事故を受けて、INSSでは事故直後にIPPSとR-Cubicを用いて、当時の限られた情報に基づき推定を実施した。その結果、R-Cubicによる予測結果は、国が実施した事故後のモニタリング等による放出量の推定結果と良い一致<sup>(11)・(12)</sup>を示した。

本研究は、このような成果を踏まえ、PWRプラントで実施した予測性能評価と同様の手法を用いて、BWRプラントに対するR-Cubicの予測性能を比較し、詳細な解析よりも安全側に予測することが可能かどうかを確認したものである。

## 2. 予測手法

### 2.1 予測技術の概要

放射性物質放出量の計算は、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。そこで、単純

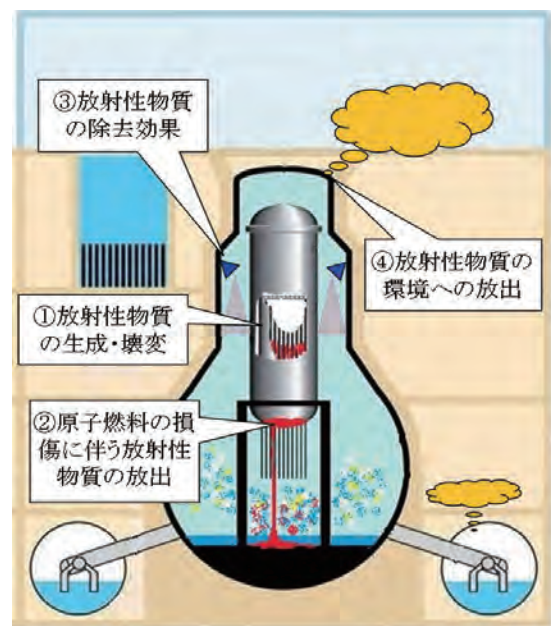


図1 放射性物質放出量の計算手順

\*R-Cubic: Radioactive release, Radiation dose and Radiological protection area prediction system (R<sup>3</sup>)

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。

## 2.2 放射性物質の生成・壊変

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。照射済の原子燃料には、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、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<sup>(13)</sup>と JENDL3.3<sup>(14)</sup>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。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、使用済燃料集合体については取出し後30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。

## 2.3 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融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<sup>(15)</sup>。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。

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	<sup>83m</sup> Kr	<sup>131m</sup> Xe	<sup>129</sup> I	<sup>83</sup> Br	<sup>86</sup> Rb	<sup>125m</sup> Te	<sup>134</sup> Te	<sup>89</sup> Sr
	<sup>85</sup> Kr	<sup>133</sup> Xe	<sup>130</sup> I	<sup>84</sup> Br	<sup>87</sup> Rb	<sup>127</sup> Te	<sup>128</sup> Sn	<sup>90</sup> Sr
	<sup>85m</sup> Kr	<sup>133m</sup> Xe	<sup>131</sup> I	<sup>84m</sup> Br	<sup>88</sup> Rb	<sup>127m</sup> Te	<sup>124</sup> Sb	<sup>91</sup> Sr
	<sup>87</sup> Kr	<sup>135</sup> Xe	<sup>132</sup> I	<sup>85</sup> Br	<sup>89</sup> Rb	<sup>129</sup> Te	<sup>127</sup> Sb	<sup>92</sup> Sr
	<sup>88</sup> Kr	<sup>135m</sup> Xe	<sup>133</sup> I	<sup>86</sup> Br	<sup>90</sup> Rb	<sup>129m</sup> Te	<sup>128</sup> Sb	<sup>137m</sup> Ba
	<sup>89</sup> Kr	<sup>137</sup> Xe	<sup>134</sup> I	<sup>87</sup> Br	<sup>134</sup> Cs	<sup>131</sup> Te	<sup>128m</sup> Sb	<sup>139</sup> Ba
	<sup>90</sup> Kr	<sup>138</sup> Xe	<sup>134m</sup> I		<sup>136</sup> Cs	<sup>131m</sup> Te	<sup>129</sup> Sb	<sup>140</sup> Ba
		<sup>139</sup> Xe	<sup>135</sup> I		<sup>137</sup> Cs	<sup>132</sup> Te	<sup>130m</sup> Sb	
			<sup>136</sup> I		<sup>138</sup> Cs	<sup>133</sup> Te	<sup>131</sup> Sb	
			<sup>136m</sup> I		<sup>139</sup> Cs	<sup>133m</sup> Te		
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	<sup>51</sup> Cr	<sup>103</sup> Ru	<sup>90</sup> Y	<sup>97</sup> Nb	<sup>147</sup> Pr	<sup>156</sup> Sm	<sup>141</sup> Ce	<sup>237</sup> U
	<sup>54</sup> Mn	<sup>105</sup> Ru	<sup>91</sup> Y	<sup>97m</sup> Nb	<sup>147</sup> Nd	<sup>155</sup> Eu	<sup>143</sup> Ce	<sup>238</sup> U
	<sup>56</sup> Mn	<sup>106</sup> Ru	<sup>91m</sup> Y	<sup>98</sup> Nb	<sup>149</sup> Nd	<sup>156</sup> Eu	<sup>144</sup> Ce	<sup>239</sup> U
	<sup>59</sup> Fe	<sup>103m</sup> Rh	<sup>92</sup> Y	<sup>140</sup> La	<sup>151</sup> Nd	<sup>157</sup> Eu	<sup>146</sup> Ce	<sup>240</sup> U
	<sup>58</sup> Co	<sup>105</sup> Rh	<sup>93</sup> Y	<sup>141</sup> La	<sup>147</sup> Pm	<sup>241</sup> Am	<sup>230</sup> U	<sup>238</sup> Np
	<sup>60</sup> Co	<sup>105m</sup> Rh	<sup>94</sup> Y	<sup>142</sup> La	<sup>148</sup> Pm	<sup>242</sup> Cm	<sup>231</sup> U	<sup>239</sup> Np
	<sup>65</sup> Zn	<sup>106</sup> Rh	<sup>93</sup> Zr	<sup>142</sup> Pr	<sup>148m</sup> Pm	<sup>244</sup> Cm	<sup>232</sup> U	<sup>238</sup> Pu
	<sup>99</sup> Mo	<sup>109</sup> Pd	<sup>95</sup> Zr	<sup>143</sup> Pr	<sup>149</sup> Pm		<sup>233</sup> U	<sup>239</sup> Pu
	<sup>101</sup> Mo	<sup>109m</sup> Ag	<sup>97</sup> Zr	<sup>144</sup> Pr	<sup>151</sup> Pm		<sup>234</sup> U	<sup>240</sup> Pu
	<sup>99m</sup> Tc	<sup>111m</sup> Ag	<sup>95</sup> Nb	<sup>145</sup> Pr	<sup>151</sup> Sm		<sup>235</sup> U	<sup>241</sup> Pu
	<sup>101</sup> Tc	<sup>112m</sup> Ag	<sup>95m</sup> Nb	<sup>146</sup> Pr	<sup>153</sup> Sm		<sup>236</sup> U	<sup>243</sup> Pu



## 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、格納容器スプレイ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場合がある。これらの挙動は、圧力、温度、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に捉え、シビアアクシデント解析コード MAAP を用いて確率論的リスク評価 (PRA) で用いられる事故シーケンスを対象にして、原子炉格納容器内に保持したときおよび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解析し、得られた結果を時間依存方程式に変換した。

## 2.5 環境への放出

原子燃料の損傷によって格納容器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。格納容器ベントはスクラビングベントとフィルタベントの両方を考慮できるようにした。

## 2.6 予測に必要な情報と同定方法

原子力災害時は、原子力災害対策特別措置法に定められた基準に基づき、異常事態の発生、原子炉の停止、炉心冷却機能の喪失等の発生時刻と、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。R-Cubic では時刻情報に基づき時間依存方程式を解くため、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 (ECCS 停止、燃料被覆管の破損または炉心損傷の何れか) 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漏洩率の情報を得ることにより予測を行うことができる。このうち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、原子炉水位が燃料有効長頂部 (TAF) 到達後発生することから、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 停止から原子炉水位が TAF 未満となった時刻に強い相関関係があり、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。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シビアアクシデント解析コード MAAP から作成した時間依存方程式を用いて、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方に基づき、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 (漏洩率、漏洩面積または漏洩口径でも可) により指定する。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。

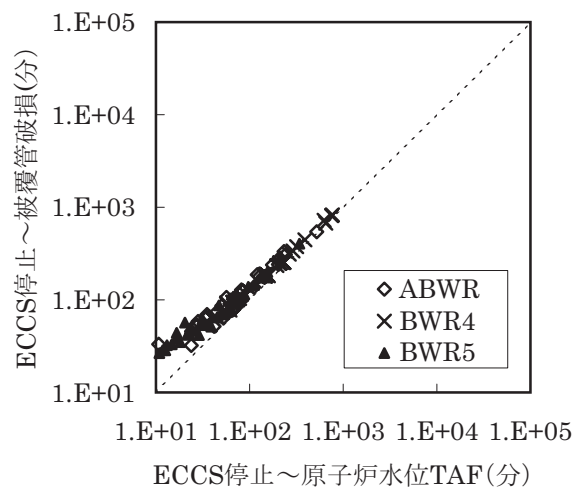


図2 燃料被覆管破損と原子炉水位 TAF の相関

### 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の事故である。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主蒸気管破断に分類している。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

BWRの原子炉事故の操作手順を示す。最初に予測対象となる発電所ユニットを選択すると、図3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4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、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、主蒸気管破断、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5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、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、全て停止と仮定する。放出経路はフィルタを通し非常用ガス処理系または主排気筒から適切な経路と格納容器フィルタベント装置の有無を選択する。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を使用する。最高使用圧力超過のとき、設計漏洩率の倍率（漏洩率、漏洩面積または漏洩口径でも可）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」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6）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（格納容器漏洩、主蒸気管破断、格納容器外冷却材漏洩の何れかを特定）、

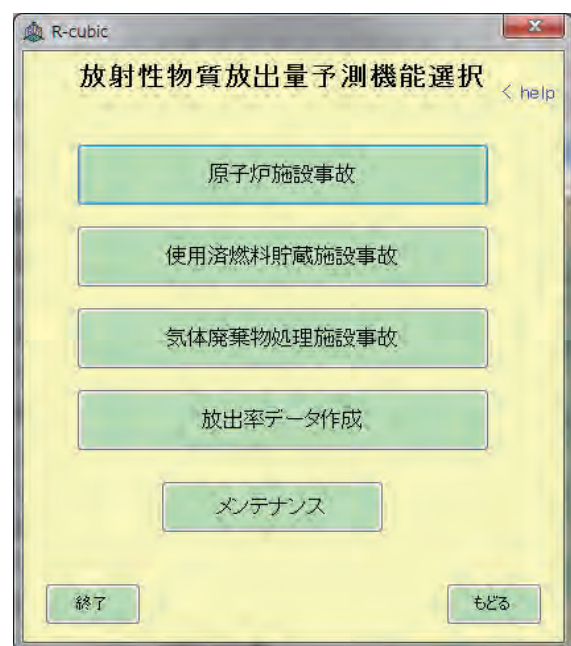


図3 メニュー画面

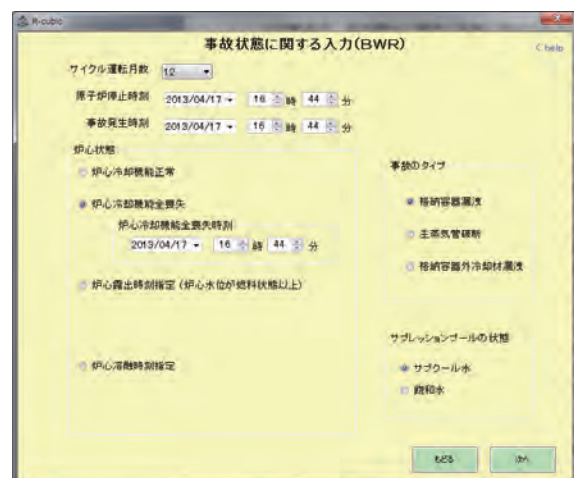


図4 事故状態に関する入力画面



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。

分以内に得られる。



図5 解析条件の入力 (BWR) 画面

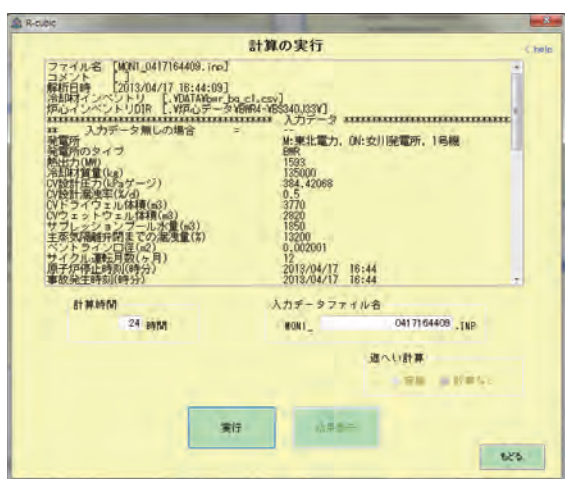


図6 計算の実行画面

### 3.3 結果の出力

計算を実行すると，図7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，系内放射エネルギー，炉心に蓄積された放射エネルギーと原子炉冷却材放射エネルギーの時間変化，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8のグラフが表示される。希ガスとヨウ素の等価換算値以外に核種別のグラフとデジタル値の表示に切替できる。

放射性物質放出率の情報は，後続の広域大気拡散計算に引き継がれ，公衆防護措置範囲の予測結果が10

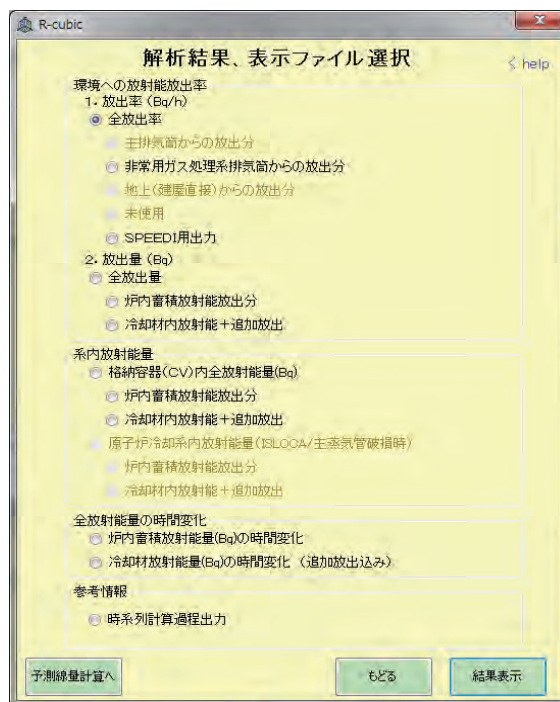


図7 解析結果、表示ファイルの選択画面

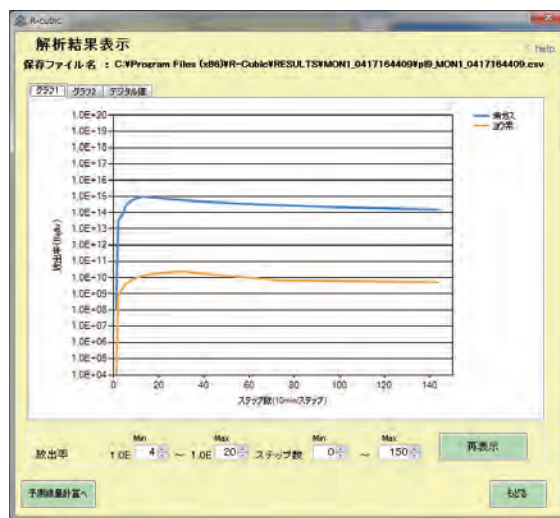


図8 解析結果表示画面

### 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BWRプラントのPRAで用いられる代表的シナリオに格納容器スプレイと格納容器ベントを加えた25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、原子炉水位TAF到達時刻、炉心損傷時刻、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。対象プラントは代表的なABWR、BWR4、BWR5とした。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369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。

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	シナリオ	基本	格納容器スプレイ	格納容器ベント
1	AE	大破断 LOCA + 注水失敗	●	○	○
2	S1E	中破断 LOCA + 注水失敗	●	○	○
3	S2E	小破断 LOCA + 注水失敗	●	○	○
4	TQUV	過渡事象 + 高圧注水減圧失敗	●	○	○
5	TQUX	過渡事象 + 高低圧注水失敗	●	○	○
6	TW	過渡事象 + 崩壊熱除去失敗	○	○	
7	TB	全交流電源喪失	●	○	
8	TBU	全交流電源喪失 (短期)	●	○	
9	TC	未臨界確保失敗	●	○	○
10	V	余熱除去系 LOCA	○		

●：設計漏洩の1倍、10倍、100倍 ○：設計漏洩の1倍のみ  
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

### 4.1.2 個別事象の比較例

ABWRプラントの大破断原子炉冷却材喪失事故時注水失敗(AE)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9~11に示すように事故発生直後に大量の原子炉冷却材が格納容器ドライウエル内に放出され、原子炉圧力が低下するとともに、格納容器ドライウエル圧力が上昇する。非常用炉心冷却装置の作動に失敗して炉心が露出し、炉心溶融に至る。格納容器ドライウエルおよびウェットウエルの圧力が上昇するとともに、格納容器ドライウエル温度が上昇する。格納容器最高使用圧力超過時は、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

表4 主要事象の発生時刻 (AE)

主要事象	事故発生からの経過時間
原子炉自動停止	0秒
炉心冷却機能全喪失	0秒
炉心露出	7秒
炉心損傷	31分
原子炉容器破損	5.1時間
格納容器最高使用圧力超過	5.1時間
格納容器圧力 (炉心損傷時)	143.5kPa

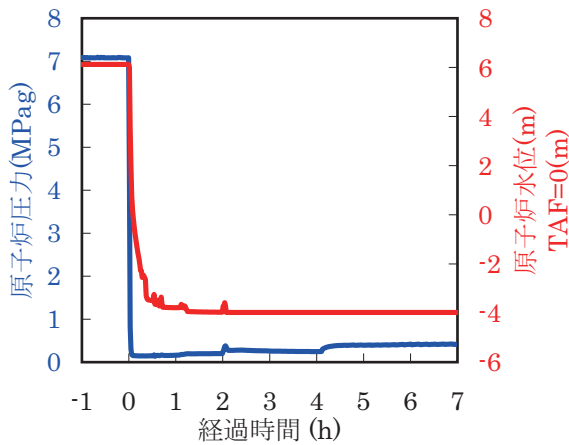


図9 原子炉圧力および原子炉水位(AE)

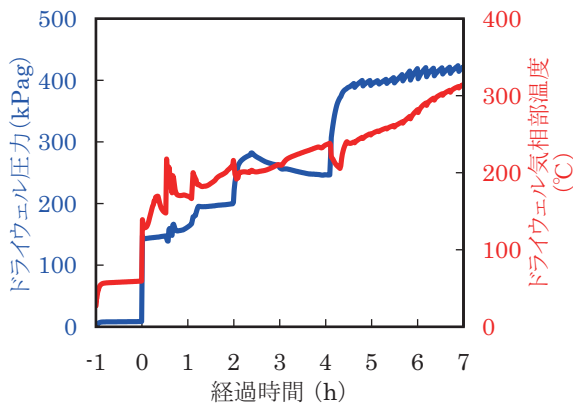


図10 格納容器ドライウェル圧力(AE)

変更した3ケースを解析した。

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12に、設計漏洩率の10倍のケースを図13に、設計漏洩率の100倍のケースを図14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希ガスはほぼ同等、ヨウ素は大きく安全側の放出率とな

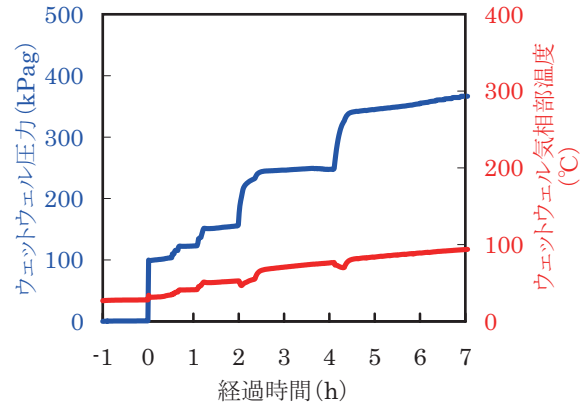


図11 格納容器ウェットウェル圧力(AE)

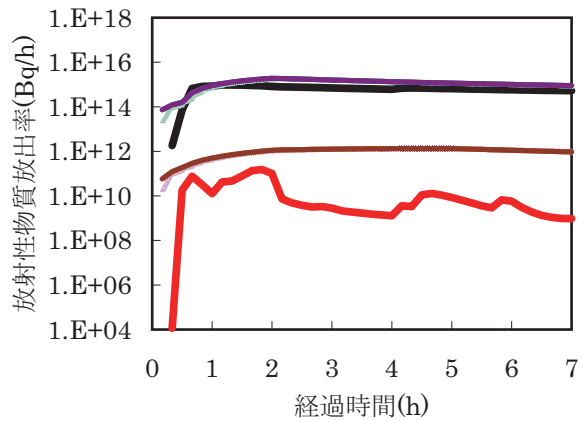


図12 放射性物質放出率の比較(AE)  
(設計漏洩率)

- 希ガス
- ヨウ素
- IPPS詳細解析
- IPPS詳細解析
- 炉心冷却機能全喪失
- 炉心冷却機能全喪失
- 炉心露出検知
- 炉心露出検知
- 炉心損傷検知
- 炉心損傷検知

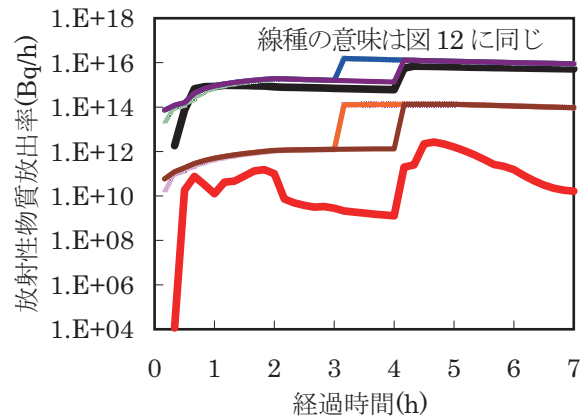


図13 放射性物質放出率の比較(AE)  
(設計漏洩率×10倍)



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 15 および図 16 に示す。

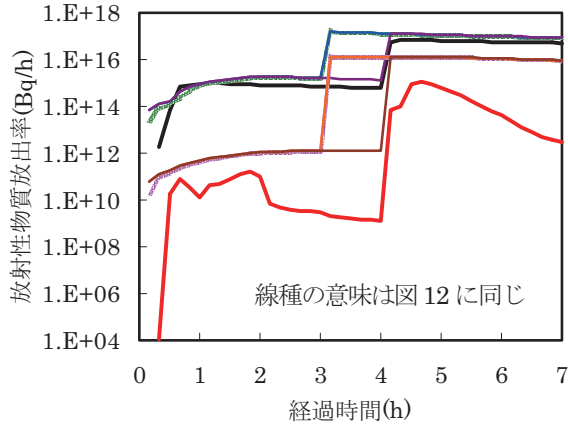


図 14 放射性物質放出率の比較(AE)  
(設計漏洩率×100倍)

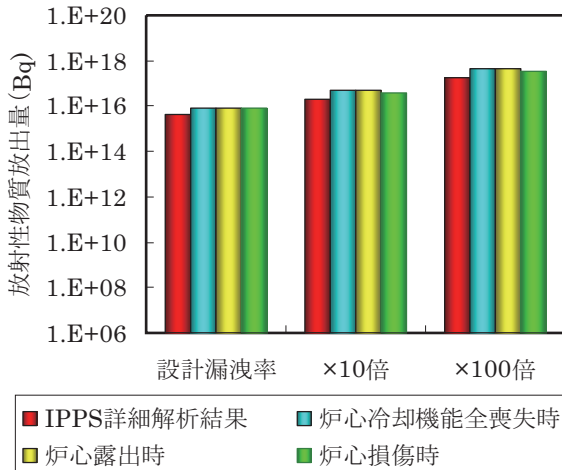


図 15 希ガスの放射性物質放出量の比較(AE)

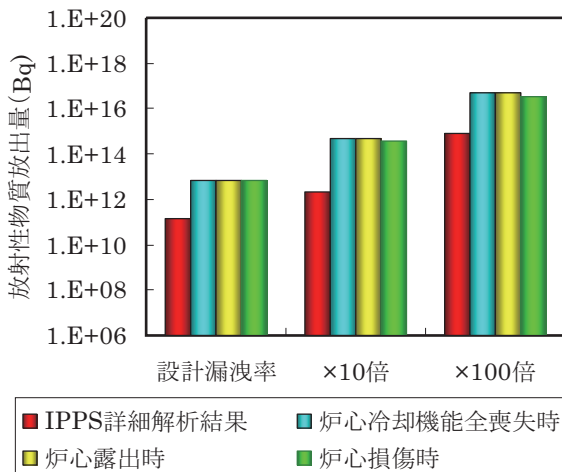


図 16 ヨウ素の放射性物質放出量の比較(AE)

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

ABWR, BWR4, BWR5 プラントの 369 ケースについて、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 17 に、ヨウ素の比較結果を図 18 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

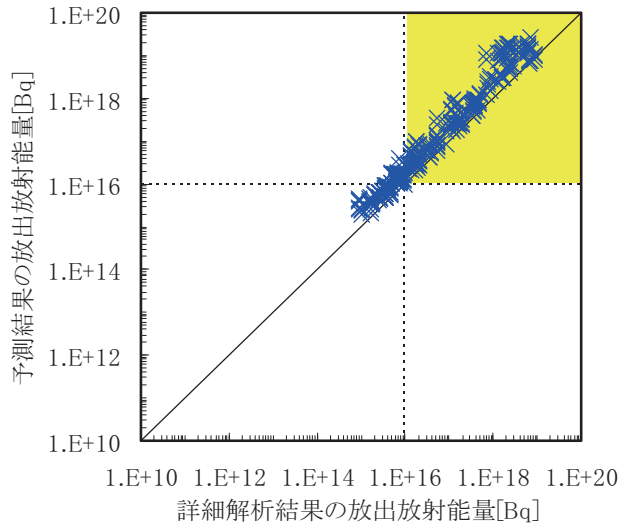


図 17 希ガスの全ケースの比較結果

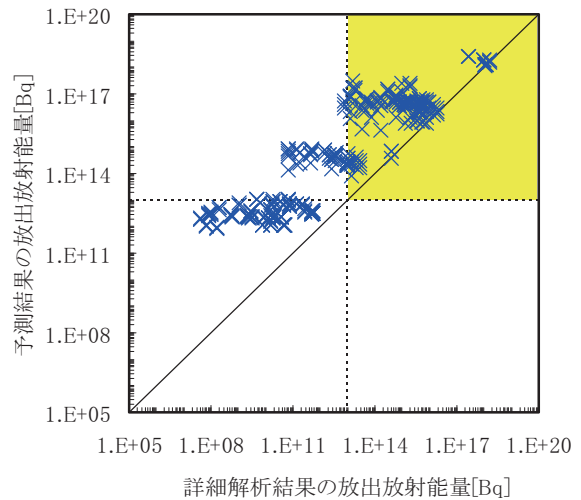


図 18 ヨウ素の全ケースの比較結果

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、概ね 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。ヨウ素の放出量は、炉心損傷時に逃がし安全弁を通してウェットウェルの圧力抑制プールに放出される過渡事象について、R-Cubic が過大評価する傾向を示している。これは、炉心損傷時に必ず圧力抑制プールを経由して放出される事象であるかどうかを事故期間中に見極めることが極めて困難であり、ドライウェル放出を前提としているためである。

### 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 APWR, BWR4, BWR5 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、主蒸気管破断を対象として、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、原子炉停止後所定時間経過したもの2.3体、破損割合は100%である。原子炉停止後の経過時間および排気筒フィルタのヨウ素除去効率を設置許可申請書記載値と一致させ、炉心蓄積放射能量は JENDL3.3 と ORIGEN2.2 を用いた 1/4 取替平衡炉心を仮定して算出した。図 19 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。この図よりヨウ素放出量は、有機ヨウ素の取り扱いが異なるため設置許可申請書記載値の方が大きくなっているが、両者の傾向は良く一致している。

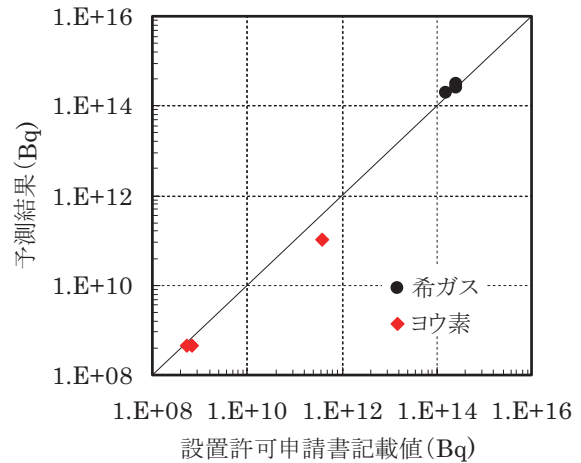


図 19 燃料集合体の落下の放射性物質放出量

#### 4.2.2 原子炉冷却材喪失

原子炉の運転中に、原子炉冷却系が破損して原子炉冷却材が流出し、放射性物質がドライウェル内に放出される事象である。原子炉格納容器からは設計漏洩率で放射性物質が漏洩するものとして扱う。原子炉格納容器から漏洩する放射性物質は、フィルタを経由して排気筒に放出されるものとし、フィルタの除去効率は設置許可申請書記載値を用いた。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、表 5 に示す値を使用した。図 20 に設置許可申請書記載値と予

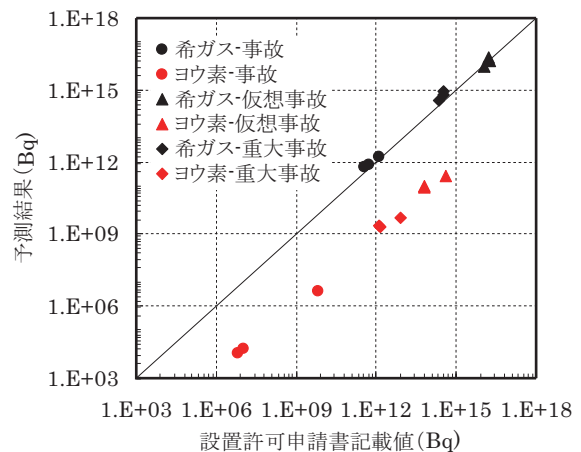


図 20 原子炉冷却材喪失の放射性物質放出量

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	2%	100%
		ヨウ素	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	炉心健全	12 分	なし

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、有機ヨウ素の取り扱いが異なり、自然沈着およびスプレイによる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3桁程度少ないが両者の傾向は一致している。

#### 4.2.3 主蒸気管破断

原子炉の運転中に主蒸気管が破断し、原子炉建屋を通じて放射性物質が環境に放出される事象である。原子炉冷却材中の放射能濃度、追加放出量および主蒸気隔離弁閉止までの漏洩量は、設置許可申請書に記載された値を用いた。設置許可申請書では、主蒸気隔離弁閉止前後で追加放出量および閉止後の漏洩率の取り扱いが異なっているが、予測計算では冷却材に追加放出された放射性物質の量は隔離前後で連続性を維持（設置許可申請書は不連続減少）し、主蒸気隔離弁閉止後の漏洩率は仮想事故で用いられている120%/日（設置許可申請書の事故は30%/日となっている）一定とした。図21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、希ガスの放出量は、前述の理由によりR-Cubicの方が1桁大きな値となっているが、ヨウ素の放出量は、設置許可申請書記載値の有機ヨウ素の取り扱いが保守的であり、R-Cubicの放出量が小さくなっている。

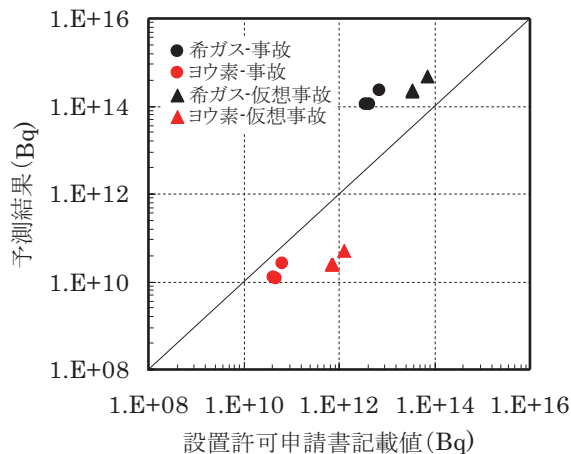


図21 主蒸気管破断の放射性物質放出量

## 5. 今後の課題

BWRの格納容器はドライウエルと圧力抑制プール

のあるウェットウエルに分かれており、炉心損傷時に原子炉容器内からどちらに放射性物質が放出されるかによって、ヨウ素等の水溶性の放射性物質の放出量が大きく異なる。過渡事象発生時に炉心損傷が進展している段階では、ドライウエルに直接放出される経路が形成される可能性が否定できないため、R-Cubicでは安全側にドライウエル放出を仮定している。事故進展中にこれを見極めることは困難であるが、圧力抑制プールを経由して放出されていると判断された場合は、圧力抑制プールによる除去効果を考慮することにより、予測精度を向上させることが可能と考えられる。

今後、災害発生時に確実に圧力抑制プールを経由して環境に放出されるかどうか見極める手法開発が必要である。

## 6. まとめ

計算コードへの過度の依存を避けつつ、早期に公衆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可能性のある放射性物質の量を、通報連絡等による限られた情報を用いて迅速に予測する手法(R-Cubic)を開発し、代表的なPWRプラントに適用してきた。東京電力福島第一原子力発電所事故を受けて、BWRプラントの予測技術へのニーズが高まったことから、本手法をBWRプラントに適用し、R-Cubicの放出放射能予測結果とシビアアクシデント解析コードMAAPベースとした事象進展予測システム(IPPS)による詳細解析結果および設置許可申請書記載値と比較した。本研究で得られた成果を以下に示す。

- (1) BWRプラントの放射性物質の放出量を解くための時間依存方程式を作成し、代表的なABWR, BWR4, BWR5プラントのシビアアクシデント事故シーケンスを予測した結果、格納容器内事象、主蒸気管破断、格納容器バイパス事象を識別するだけで、IPPSの計算結果と比べて概ね安全側の予測が得られることが確認できた。
- (2) BWRプラントの放射性物質放出量の予測結果は、設置許可申請書に記載された設計基準事象と比較して、傾向が一致している。
- (3) BWRの格納容器はドライウエルと圧力抑制プールのあるウェットウエルに分かれており、炉心損傷時に原子炉容器内からどちらに放射性物



質が放出されるかによって、ヨウ素等の水溶性の放射性物質の放出量が大きく異なる。災害発生時に確実に圧力抑制プールを經由して環境に放出されるかどうか見極める手法開発が必要である。

## 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。手法の検証にあたり、原子力安全システム研究所佐野直樹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/shinsashishin/pdf/history/59-15.pdf>, (2010).
- (2) 原子力規制委員会, “原子力災害対策指針”, [http://www.nsr.go.jp/activity/bousai/data/130227\\_saitaishishin.pdf](http://www.nsr.go.jp/activity/bousai/data/130227_saitaishishin.pdf), (2013).
- (3) 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://bousai.jnes.go.jp/system/erss-1.htm>, (2013).
- (4) 原子力規制委員会, “SPEEDI”, 環境防災 N ネット, <http://www.bousai.ne.jp/vis/torikumi/index0301.html>, (2013).
- (5) 吉田至孝, “原子力防災用放出放射エネルギー迅速予測技術の開発”, INSS Journal, Vol. 14, pp. 346-360, (2008).
- (6) 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).
- (7) 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 eye7 月号, (2007).
- (8) 建部恭成, 南則敏, 吉田至孝, “平成 21 年度福井県原子力防災総合訓練のプラント事象進展シナリオ解析”, INSS Journal, Vol. 17, pp. 308-316, (2010).
- (9) 米本幸弘, 川崎郁夫他, “平成 23 年度関西電力原子力総合防災訓練のプラント事象進展シナリオ解析”, INSS Journal, Vol. 19, pp. 291-296, (2012).
- (10) 川崎郁夫, 吉田至孝他, “平成 23 年度福井県原子力防災訓練のプラント事象進展シナリオ解析”, INSS Journal, Vol. 19, pp. 283-290, (2012).
- (11) 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).
- (12) 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).
- (13) S. B. Ludwig, A. G. Coff, *Revision to ORIGEN2 Version 2.2*, CCC-371/ORIGEN2.2, (2002).
- (14) 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).
- (15) L. Soffer, S. B. Burson, et al., *Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants*, NUREG-1465, (1995).