

福島第一原子力発電所事故の炉心冷却過程で原子炉建屋等の地下に蓄積した汚染水中のI-131が後期ソースタームに及ぼす影響

日本原子力研究開発機構 安全研究センター 放射線安全・防災研究グループ

背景

- 本研究グループは、原子力安全の確保のための安全規制の向上に資するために原子力規制委員会が示した「安全研究計画」の一部として、原子力防災技術に関する課題に取り組んでいる。
 - ➡原子炉事故時の環境影響評価(レベル3 PSA)手法を高度化するとともに、同手法や得られたリスク情報を活用し、原子力防災における防護対策戦略策定に活用できる技術的知見を提供。
- 2011年3月11日に発生した福島第一原子力発電所事故を受け、公衆の線量再構築、防護措置の導入・解除等に関する研究を進めている。
 - レベル3 PSA手法を用いた環境影響評価、防護措置の範囲及び運用上の介入レベル(OIL)の検討、社会的影響を考慮した防護措置の最適化
 - 安全目標や立地指針、災害対策指針に係る技術的基盤を提供するための規制課題研究、現存被ばく下の住民線量の高精度評価
 - ➡環境中へ放出される放射性物質の量、種類(化学形)及びタイミング(ソースターム)に係る評価は上述した防災研究の前提

目的と内容

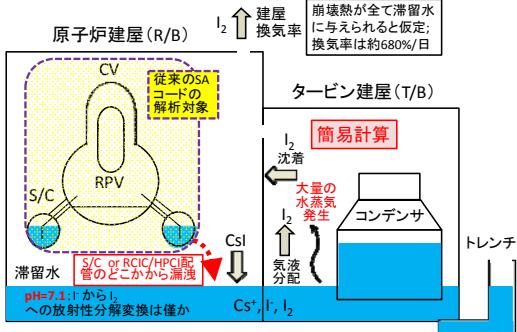
- 1. 地下滞留水中のI-131、Cs-137溶存量に関する研究**
福島事故では、溶融した炉心の冷却過程で原子炉建家(R/B)やタービン建屋(T/B)等の地下に多量の汚染水が蓄積した。本研究では、まず、公表された滞留水の体積や放射性物質の濃度に関する資料を元に、2011年3月末における汚染水中の放射性物質の溶存量を推定した。
- 2. 福島事故におけるI-131後期ソースタームに関する研究**
これまでに多くのソースターム評価が行われ、シビアアクシデント解析コードMELCOR等を用いる方法、または環境中モニタリングデータからSPEEDI等の大気拡散コードを用いて放出量を逆算する方法が用いられてきた。ヨウ素放出に関する両者の予測傾向はほぼ一致していたが、MELCORは計算される放出量減少に伴って3月17日で計算が終了したのに対し、SPEEDI逆算²⁾は炉心への冷却水が海水から真水に変更される3月26日頃まで有意な放出を予測した。本研究では、R/B等の地下滞留水からのヨウ素放出に関する簡易モデルを作成し、SPEEDI逆算が予測した3月17日以降のヨウ素放出の原因解明と再現を試みた。
 - 1) Hoshi, H., et al., Proc. Tokyo PSAM2013-1061: 2013.
 - 2) Chino, M., et al., J. Nucl. Sci. Technol.: 2011; 48: 7: 1129-1134.

研究成果の概要

●福島事故におけるI-131後期ソースタームに関する研究 (詳細は日本原子力学会論文誌に掲載予定)

①原子炉建屋等の地下滞留水中のI-131、Cs-137溶存量評価

- 1. 背景と目的**
 - 福島第一原子力発電所事故では、溶融した炉心の冷却過程で原子炉建家やタービン建屋等の地下に多量の汚染水が蓄積
 - 既存のSA研究の多くは、格納容器内までの現象を対象として実施
 - 旧原子力安全・保安院が公表した滞留水体積や放射性物質の濃度に関する資料を元に、2011年3月末における滞留水中のI-131とCs-137の溶存量を推定
- 2. 評価方法(計算上の仮定)**
 - 濃度と滞留水体積から、溶存量を算定
 - その際、滞留水中の濃度は一律と仮定。3月下旬の滞留水体積に係る測定データが無いため、5月30日の測定値を使用(蒸発量と炉心注水量はほぼ同じと考えられるが、津波や雨等による浸入量が不明)
 - 2号機と3号機の滞留水量については、4月に実施した集中廃棄物処理建屋への移送を考慮

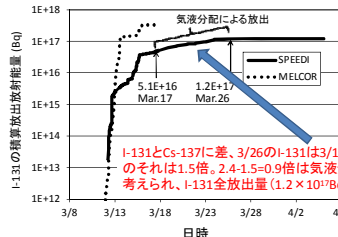


R/B, T/B内の滞留水の蓄積状況及び滞留水からのヨウ素放出に係る簡易放出モデル
公表された汚染水の体積や放射性物質の濃度

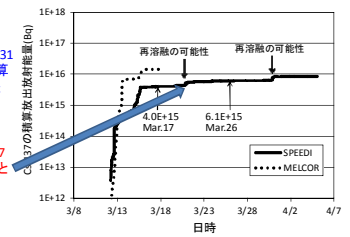
	液相体積(m ³)	気相体積(m ³)	I-131濃度	Cs-137濃度
R/B	6,000 (May31)	7,100		
T/B	11,400 (May31)	44,100	1.3 × 10 ⁷ (Mar.27)	3.0 × 10 ⁶ (Mar.27)
廃棄物処理建屋	2,400 (May31)	6,400		
トレンチ	4,800 (May31)	---	6.9 × 10 ⁶ (Mar.30)	2.0 × 10 ⁶ (Mar.30)

②滞留水中のI-131が後期ソースタームに及ぼす影響

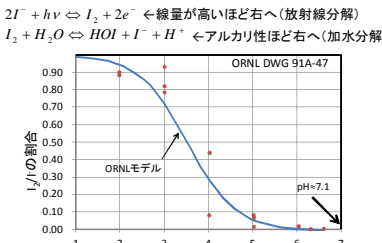
- 1. 研究の動機と実施内容**
 - ✓先の試算から、炉心インベントリに比べて大きな割合のI-131が滞留水中に溶存していたことから、気液分配反応による放出がソースターム評価上、無視できないと考えたとともに、3月17日以降、I-131とCs-137の放出挙動に差が見られたことから、ヨウ素固有の気液分配による放出である可能性が高いと推測
 - ✓ソースタームの単なる算定だけでなく、SPEEDI逆算の方が予測精度は良い。しかしながら、炉内や格納容器内あるいは原子炉建屋内で何が起り、それがどのようにソースタームに影響したのかを科学的に説明できなければ、ソースタームの予測技術の向上や、PRA技術の向上に繋がらない。
 - ✓本研究では、原子炉建家等の地下滞留水からのヨウ素放出に関する簡易モデルを作成し、SPEEDI逆算が予測した3月17日から3月26日頃までの有意なI-131ソースタームの再現を試みた。



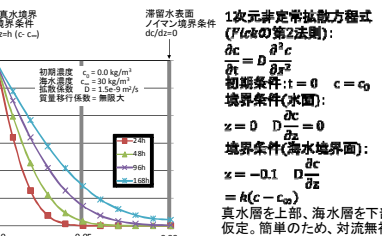
環境中に放出されたI-131の積算放射能



環境中に放出されたCs-137の積算放射能



ORNLが提案するpHとI₁₃₁/I₁₃₀の割合の関係



真水中のNaCl濃度分布の経時変化

3月27日に2号機の滞留水で測定されたpH及びNaCl濃度

	pH	7.1 (Mar.27)
Na	7300 (mg/L) (Mar.27)	
Cl ⁻	14000 (mg/L) (Mar.27)	

純粋な海水中のCl濃度は約19000mg/L

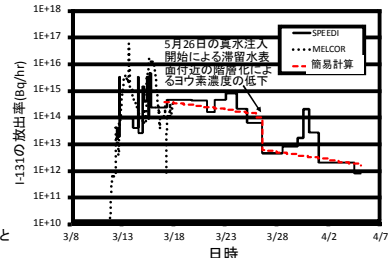
滞留水からの簡易放出モデル

$$R_{j,t} = \frac{1}{24} \times \frac{V_{water,j}}{V_{total,j}} \left(S_{j,t} - \frac{R_{j,t}}{1-D} \right) \times C_{j,t} \times \left(\frac{1-D}{P_{j,t}} \times B_{j,t} \times \left(\frac{1}{2} \right)^{\frac{t}{\tau_{j,t}}} \right)$$

ここで

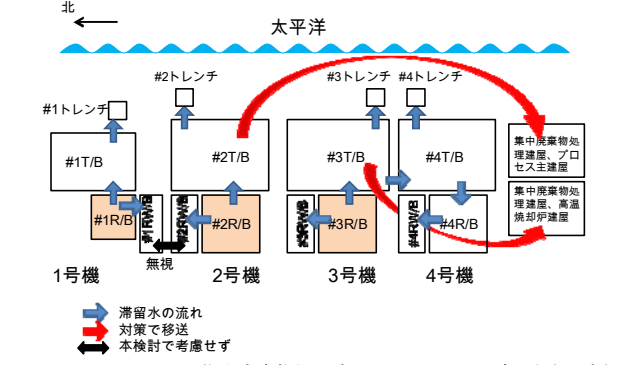
- $B_{j,t}$: 関連建屋の換気率 (1/day) = 約6.8回/day @ 3月17日,
- $C_{j,t}$: 滞留水中のIがI₁₃₁に変換する割合 (-) = 0.0022,
- D : ヨウ素が関連建屋の壁に沈着する割合 (-) = 0.5,
- $P_{j,t}$: ヨウ素の気液分配係数 (-) = 100,
- $S_{j,t}$: j号機、経過時間tにおける滞留水中のI-131量 (Bq)
- $V_{water,j}$: j号機、関連建屋内の気相体積 (m³) = 57600m³@2号機,
- $V_{total,j}$: j号機、関連建屋内の滞留水体積 (m³) = 24600m³@2号機.

計算では、汚染水のpHが測定値の7.1で継続し、崩壊熱が全て滞留水に与えられると仮定して発生する水蒸気量を建屋の換気率に反映



環境中に放出されたI-131の放出率

滞留水のpHは7.1であり、IからI₁₃₀への変換はわずかであったが、崩壊熱による大量の水蒸気発生がI-131放出を促進した。3月26日に炉心冷却水が海水から真水に変更された際に真水と海水は階層化し、それにより滞留水表面近くのI-131濃度の減少した結果、I-131放出量が減少した。3月17日以降のI-131放出挙動は気液分配に起因する滞留水からの放出でほぼ説明可能



R/B, T/B, RW/B, トレンチ, 集中廃棄物処理建屋の位置関係、及び汚染水の流れ

濃度と滞留水体積から求めた滞留水中の放射性物質の対炉心インベントリ比

	I-131 (%)	Cs-137 (%)
1号機	0.51	0.85
2号機	74	38
3号機	26	18

まとめ

福島事故で大気中に放出されたI-131の約35%は原子炉建屋等の地下滞留水からの放出である可能性が高い。MELCOR等の解析コードは、格納容器内のサンプル水等からのヨウ素放出は考慮しているが、原子炉建家等の滞留水からの気液分配による放出は考慮していない。このため、類似コードを福島事故解析に適用する場合は、それらも新たに考慮することが望まれる。従来のSA研究の多くは、格納容器内の現象を対象としていたが、福島事故では原子炉建屋まで汚染水が漏れ、評価すべき対象が拡大した。このことも併せて解明することにより、福島事故時の炉内や格納容器内あるいは原子炉建屋内で何が起り、それがどのようにソースタームに影響したのかをより正確に把握することができる。また、それをソースタームの予測技術の向上に反映させることにより、PSA技術の向上、ひいては原子炉の安全性向上と繋がる時期とされる。

福島第一原子力発電所事故の炉心冷却過程で原子炉建家等の地下に蓄積した汚染水中の I-131 が後期ソースタームに及ぼす影響

日本原子力研究開発機構 安全研究センター 放射線安全・防災研究グループ

福島第一原子力発電所事故では、溶融した炉心の冷却過程で原子炉建家やタービン建屋等の地下に多量の汚染水が蓄積した。本研究では、まず、旧原子力安全・保安院が公表した汚染水の体積や放射性物質の濃度に関する資料を元に、2011年3月末における汚染水中の放射性物質の溶存量を推定した。その結果、I-131とCs-137の溶存量は、対インベントリ比で、1号機が0.51%、0.85%、2号機が74%、38%、3号機が26%、18%となった。燃料から放出したヨウ素の大部分はI-として水中に溶けるが、その一部はI₂となり、気液分配によって気相中に移行するため、ソースターム増加の要因となる。これまでに多くのソースターム評価が行われ、MELCORのような総合解析コードを用いる方法、または環境中モニタリングデータからSPEEDI等の大気拡散コードを用いて放出量を逆算する方法が用いられてきた。ヨウ素放出に関する両者の予測傾向はほぼ一致していたが、MELCORは計算される放出量の減少に伴って3月17日で計算が終了したのに対し、SPEEDI逆算は炉心への冷却水が海水から真水に変更される3月26日頃まで有意な放出を予測した。本研究では、原子炉建家等の地下汚染水からのヨウ素放出に関する簡易モデルを作成し、SPEEDI逆算が予測した3月17日以降のヨウ素ソースタームの再現を試みた。計算では、汚染水のpHが3月27日に測定された7.1で継続していたと仮定するとともに、崩壊熱が全て汚染水に与えられると仮定して発生する水蒸気量を建屋の換気率に反映した。また、真水に変更された際、比重の違いによって真水と海水が階層化して、汚染水表面近くのヨウ素濃度が減少すること等を考慮することにより、3月17日以降のヨウ素放出挙動が気液分配に起因する汚染水からの放出でほぼ説明できる見通しを得た。また、簡易モデルによる試計算は、大気中へのヨウ素の全放出量 (1.2×10^{17} Bq) の約35%は汚染水からの放出である可能性を示した。MELCOR等の解析コードは、格納容器内のサンプル水等からの放出は考慮しているが、原子炉建家等の汚染水からの放出は考慮していないため、類似コードを福島事故解析に適用する場合は、それらも新たに考慮することが望まれる。

背景と目的

背景

重点安全研究計画において言及されている「原子力防災の実効性向上」に資するため、**防護対策の実現可能性と被ばく低減効果に関する技術的情報**を提供することで、実践的な地域防災計画の策定に向けた取り組みを支援。

目的

- **確率論的リスク評価(PRA)手法**を用いて、事故による住民への影響を評価するとともに、**避難、屋内退避及び安定ヨウ素剤服用**による被ばく低減効果を評価すること。
- 上記の知見を踏まえて、**適切な範囲とタイミングで個々の防護措置を組み合わせ**て、より効果的な対策の策定に資する情報を提供すること。

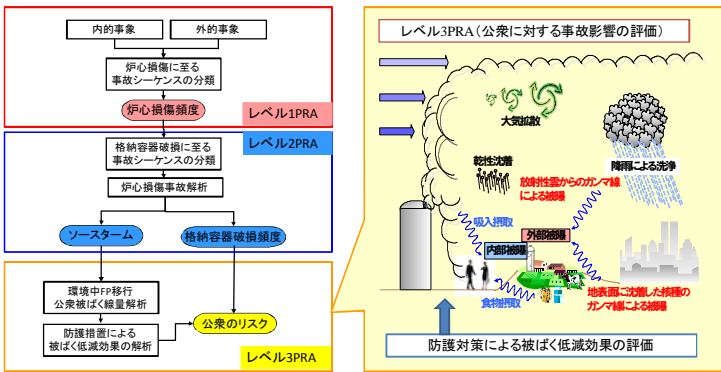
結論

- PRA手法を用いて、代表的な事故シナリオ(大規模放出、管理放出)発生時における**公衆の被ばく線量を評価**するとともに、個々の防護措置(避難、屋内退避、安定ヨウ素剤服用)による**被ばく低減効果を評価**。
- 個々の防護措置を適切な範囲とタイミングで組み合わせることによって、IAEAによる包括的判断基準(実効線量 100 mSv、甲状腺等価線量 50 mSv)を下回るように、**効果的な対策を立てることが可能**。
 - 大規模放出の場合には、**予防的かつ時宜に適した対策が必要**。
 - 管理放出の場合には、ほとんどの気象条件でIAEAの包括的判断基準を満たすことができる。
- PRA手法を用いて、**現実的かつ効果的な防護対策に関する技術的情報を提供することが可能**。
- 本検討の結果は、原子力規制委員会「第2回原子力災害時前対策等に関する検討チーム」における会議資料として公開された。
(http://www.nsr.go.jp/committee/yuushikisyu/pre_taisaku/data/0002_01.pdf)

研究成果の概要

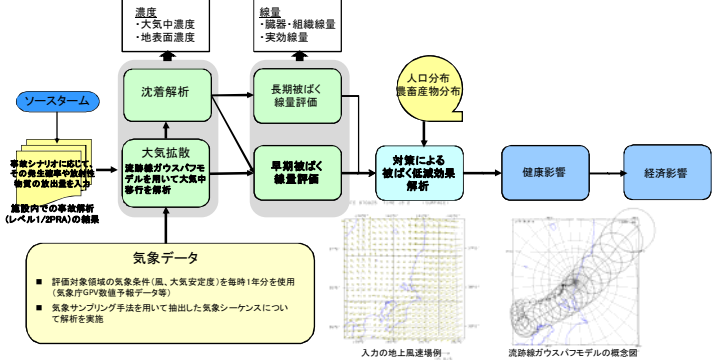
確率論的リスク評価(PRA)手法とは？

■ PRA手法
機器故障などを発端として被害の発生に至る事象シーケンスを体系的に列挙し、その発生確率と影響を推定することにより、原子力施設等の安全性を総合的に評価する手法。



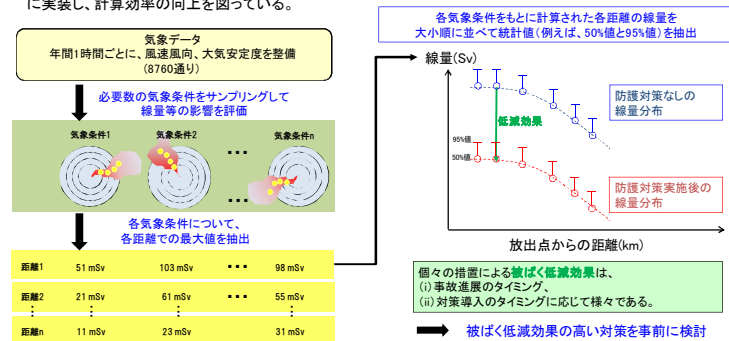
レベル3PRAコードOSCAAR

施設内での事故解析の結果をもとに、大気中におけるFPの拡散・沈着現象を解析するとともに、複数経路に係る線量換算係数等のデータベースを整備することで、公衆に生ずる被ばく線量を評価することができる。また、この際に、避難や屋内退避などの防護措置による被ばく低減効果を考慮した評価が可能である。



公衆への事故影響を確率論的に評価する、とは？

■ 気象条件による影響の違いを考慮
公衆への事故影響の程度は、事故時の気象条件によって大きく変動する。OSCAARコードシステムでは、国内の各サイトについて年間1時間ごとに、8760通りの気象データを整備。各種サンプリング手法も同時に実装し、計算効率の向上を図っている。



解析条件

■ 事故条件
東海サイトの気象条件を利用し、110万kW_eのBWRモデルプラントを対象に評価

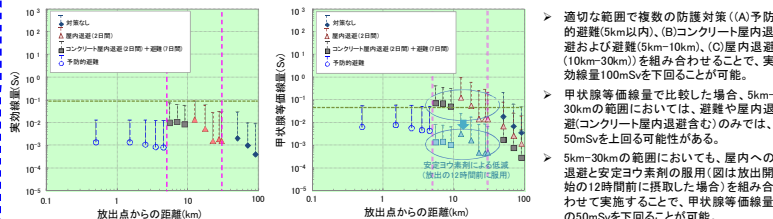
	主たる放出までの時間	放出継続時間	放出高さ ⁽¹⁾	核種の放出割合(原子炉停止時の炉内蔵量に対する割合) ⁽²⁾⁽³⁾							
				希ガス	有機ヨウ素	無機ヨウ素	Cs類	Te類	Ba類	Ru類	La類
大規模放出	27時間	7時間	0m 40m	9.5E-01	1.6E-03	3.1E-02	2.8E-02	2.8E-04	1.2E-08	2.4E-11	5.2E-12
管理放出	12時間	22時間	100m	8.7E-01	4.5E-05	8.6E-4	7.5E-04	3.2E-04	2.0E-08	3.4E-11	6.5E-12

防護措置

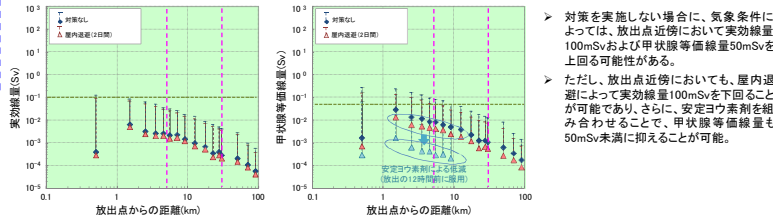
防護措置	避へいによる低減 ⁽¹⁾	フィルタリングによる除去 ⁽²⁾	実施位置	実施に要する時間
屋内退避 ⁽³⁾	放射線雲に対して0.9 沈着核種に対して0.4	除去効率 0.25	その場	1時間
コンクリート屋内退避	放射線雲に対して0.6 沈着核種に対して0.2	除去効率 0.05	その場	1時間
避難	—	—	30km地点の施設	~5kmからの移動 8時間 5~10kmからの移動 6時間

解析結果

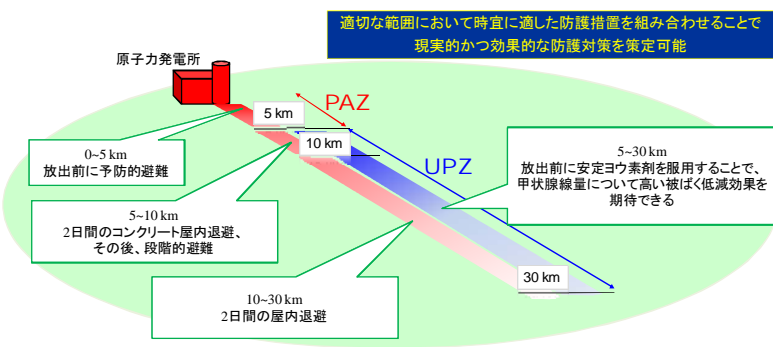
大規模放出と複合的な防護対策



管理放出と複合的な防護対策



提案される防護対策



レベル3PRA手法を用いた防護措置の被ばく低減効果の分析

日本原子力研究開発機構 安全研究センター
放射線安全・防災研究グループ

1. 背景 国際原子力機関 (IAEA) は、安全要件GS-R-2 (IAEA, 2002) において、確定的影響を防止するために予防的措置が必要とされる範囲 (PAZ) と、確率的影響を低減するために迅速な措置の実施を必要とする範囲 (UPZ) の考え方を導入した。本研究では、PAZやUPZのような考え方を導入しつつ、現実的かつ効果的な緊急時計画を策定するために、確率論的リスク評価 (PRA) 手法を用いて防護措置の被ばく低減効果を評価するとともに、適切な範囲とタイミングでこれらの措置を組み合わせたより被ばく低減効果の高い防護対策のあり方について検討する。

2. 確率論的リスク評価 PRA 手法とは、原子力施設内の機器故障などを発端として炉心損傷や格納容器破損に至る事故シーケンスを体系的に列挙してその発生確率と影響を推定する評価手法であり、施設内での事故解析 (レベル1及び2PRA) と環境中へ放出された後の影響評価 (レベル3PRA) で構成される。本研究では、モデルプラントを対象とした施設内での事故解析の結果を利用して、レベル3PRAコードOSCAARによる計算を実施し、公衆の被ばく線量を評価した。OSCAARは、大気拡散・沈着現象を解析するとともに、複数経路に係る線量換算係数等のデータベースを整備することで公衆の被ばく線量を評価することができる。また、避難や屋内退避などの防護措置による被ばく低減効果を考慮して評価することも可能である。

3. モデルプラントに対するレベル3PRA

3.1 解析概要 110万kWeのBWRモデルプラントを対象に、東海サイトの気象条件を用いて、大規模放出及び管理放出時に公衆が受ける被ばく線量を評価した。また、屋内退避、コンクリート屋内退避及び避難による被ばく低減効果を考慮し、これらの各措置を様々な範囲とタイミングで組み合わせて、複合的な措置を実施した場合の被ばく低減効果についても検討した。

3.2 解析結果・考察 レベル3PRAによる公衆被ばくの計算結果とIAEAによる包括的判断基準 (実効線量100mSv、甲状腺等価線量50mSv)¹を比較したところ、大規模放出を想定した場合、防護措置を何も実施しなければUPZとなる30km圏内の住民は、実効線量で100mSv、甲状腺等価線量で50mSvを上回る被ばくを受ける可能性が示唆された。また、管理放出を想定した場合でも防護措置を何も実施しなければ、10km圏内の住民は甲状腺等価線量で50mSvを上回る被ばくを受ける可能性があることがわかった。しかし、いずれの事故シナリオにおいても、個々の防護措置を適切な範囲とタイミングで組み合わせることで、住民の被ばく線量をGC未満とできることがわかった。

4. 結論 レベル3PRA手法を用いて、原子力緊急事態時における住民の被ばく線量を評価するとともに、防護措置の被ばく低減効果を評価した。大規模放出及び管理放出のいずれにおいても、防護措置を適切な範囲とタイミングで組み合わせることで、住民の線量をIAEAの提案するGCよりも低く抑えることができる。レベル3PRA手法を用いて、実効性の高い防護対策に関する技術的情報を提供することが可能である。

¹ 包括的判断基準 (GC) とは、重篤な確定的影響の防止や確率的影響の低減など、防護の目標を達成するために設定されている。例えば、確率的影響の低減に係るGCは、実効線量で100mSv、甲状腺等価線量で50mSvとされる。

【参考文献】

IAEA, 2002, "Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency," IAEA Safety Standards Series, Requirements GS-R-2.