

# レベル3PRAの現状と 原子力防災への適用

平成28年8月24日  
日本原子力研究開発機構  
安全研究センター  
木村 仁宣

## 1. レベル3PRAの概要

## 2. レベル3PRAの現状

- 2012年IAEA技術会合
- 米国SOARCAプロジェクト

## 3. 原子力防災への適用例

- 予防的防護措置範囲(PAZ)のめやす範囲
- 事故シナリオでの防護措置の被ばく低減効果

# 1. レベル3PRAの概要

## 2. レベル3PRAの現状

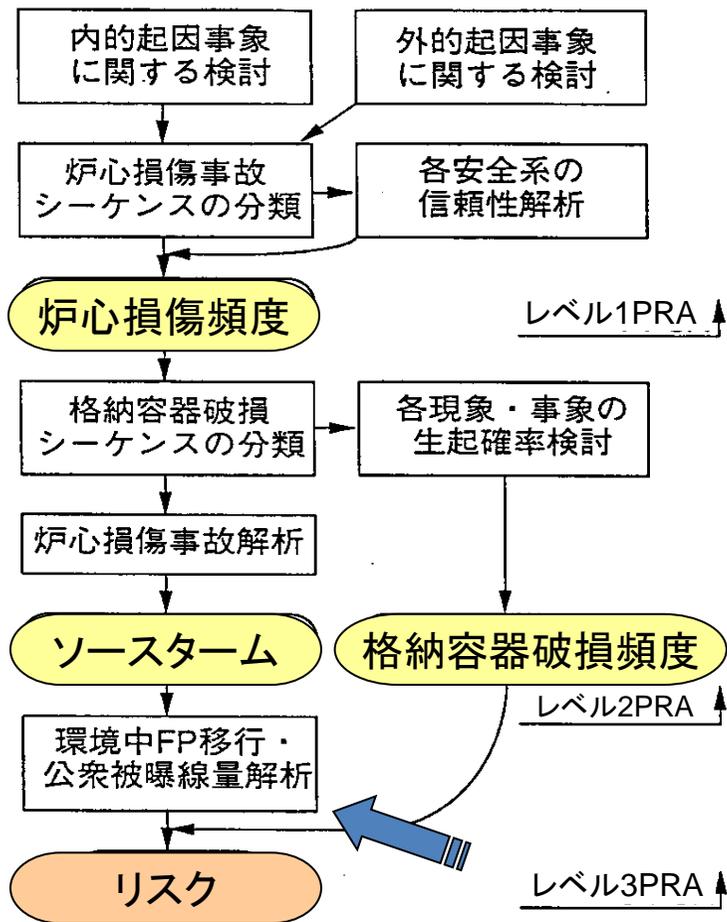
- 2012年IAEA技術会合
- 米国SOARCAプロジェクト

## 3. 原子力防災への適用例

- 予防的防護措置範囲(PAZ)のめやす範囲
- 事故シナリオでの防護措置の被ばく低減効果

# 確率論的リスク評価 (PRA) の手順と特徴

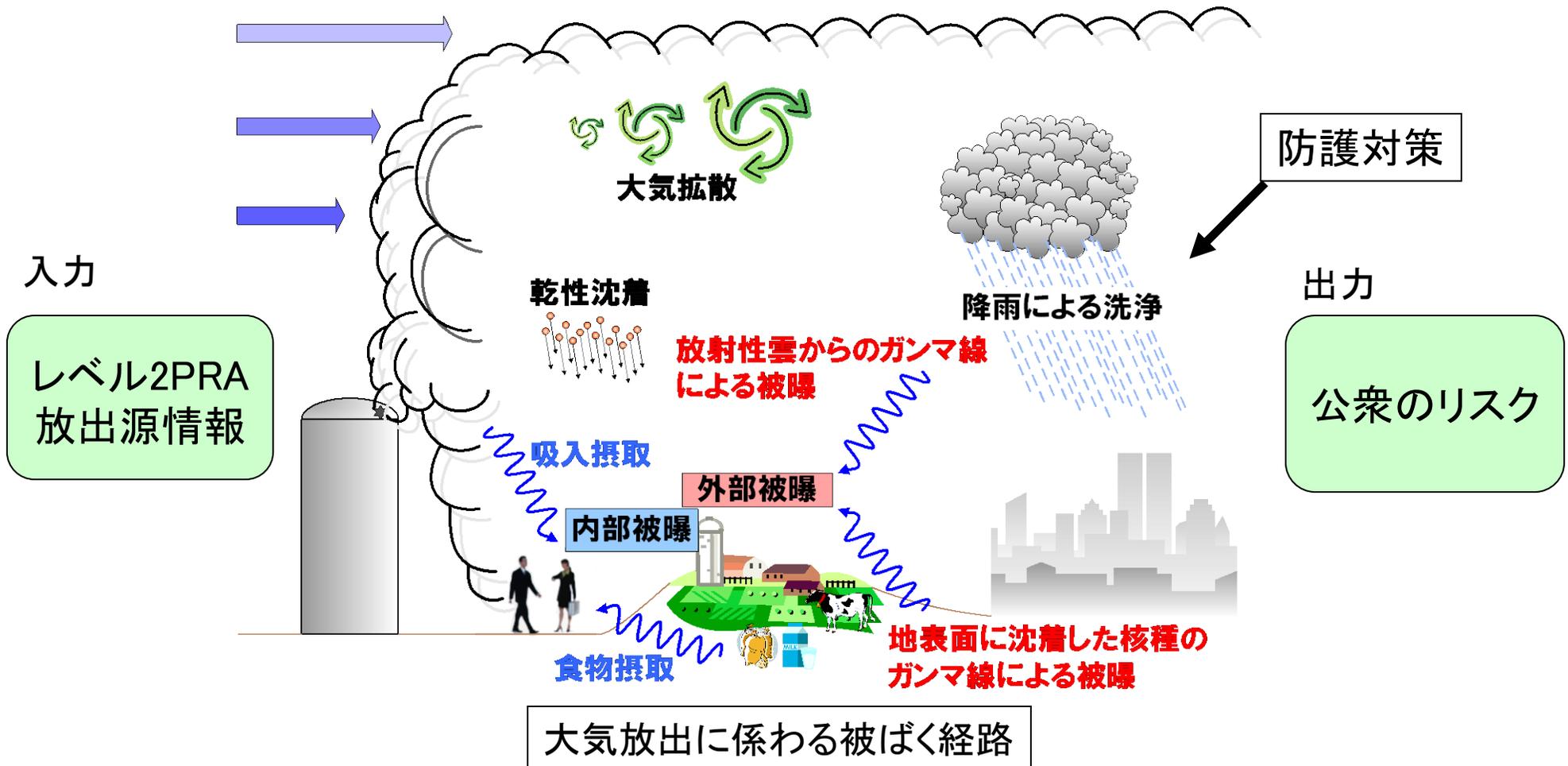
- ◆ 機器の故障などを発端として被害の発生に至る事象の組み合わせの連鎖である事象シーケンスを体系的に列挙し、その発生確率及びそれがもたらす影響を推定することにより、原子力施設等の安全性を総合的に評価する手法。



- 公衆のリスクに注目
- 放射線の影響が支配的
- 放射性物質は炉心に集中して存在
  - 炉心損傷事故に注目
- 炉心を損傷させる原因を洗い出す方法
  - 事故シナリオの分類(イベントツリー)
- 多重の安全対策の失敗確率の評価
  - フォールトツリーによる分析
- 起因事象
  - 設計・製造、運転・保守の過誤等の内在する原因
  - 地震や航空機墜落等の外部からの衝撃

# レベル3PRA(確率論的事故影響評価)とは？

- レベル3PRA=レベル1PRA+レベル2PRA+事故影響評価
- 事故影響評価では、事故時に環境に放出される放射性物質の環境中での移行を解析し、放射線に起因する公衆の影響(リスク)を評価する。



1. 緊急時計画に用いるソースタームを定義
2. 緊急時計画の有効性の評価のためのリスク情報の枠組みを整備
  - レベル3PRA手法の適用
  - 全ての気象条件、全ての被ばく経路
3. サイト情報を調査し、パラメータを定義
4. 対策モデルを整備
  - 防護対策による被ばく低減(屋内退避に対する遮へい係数とフィルタ係数)
  - 避難時間の推定
  - 安定ヨウ素剤の投与
5. 防護措置戦略を評価

## ● 入力

- 事故シナリオの発生確率とソースターム(約60核種の放出のタイミングと放出量)
- サイト情報(気象データ、人口・社会環境データ)

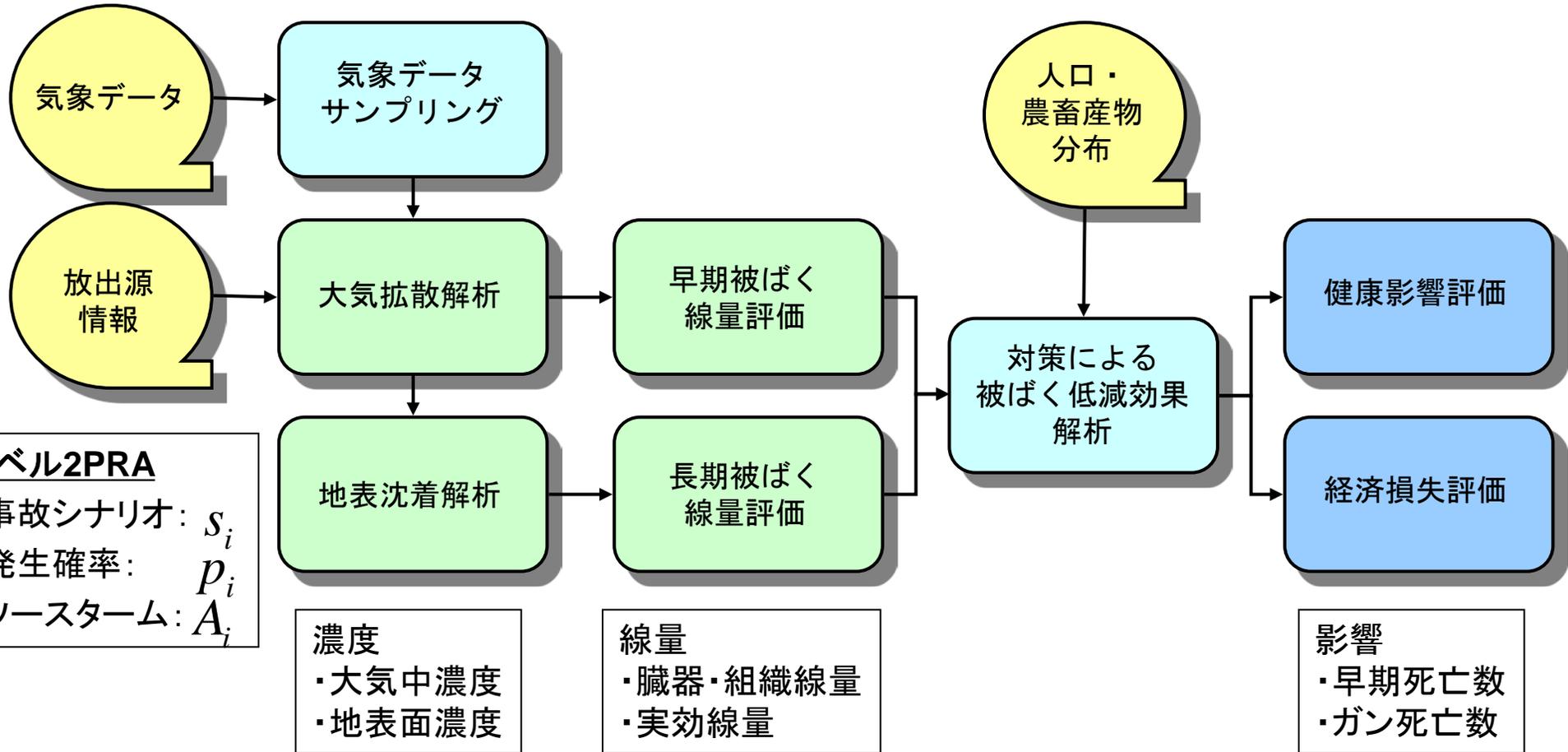
## ● 評価ステップ

- 起こり得る気象条件とその確率を考慮
- 放射性物質の大気中濃度及び地表沈着濃度の評価
- 全ての被ばく経路からの線量評価(防護対策による被ばく低減を考慮)
- 人の健康影響、経済的影響の評価

## ● 出力

- 個人及び集団の線量
- 個人の健康影響(早期影響、晩発性影響)の数及びそのリスク
- 防護対策の費用、健康影響や土地汚染の経済的影響

## 例: OSCAARコードの構成



**レベル2PRA**  
 ・事故シナリオ:  $s_i$   
 ・発生確率:  $p_i$   
 ・ソースターム:  $A_i$

$$A_i \longrightarrow \chi_{i,j}(\vec{r}) \longrightarrow D_{i,j}(\vec{r}) \longrightarrow C_{i,j}(\vec{r})$$

$$R = \{ \{ s_i, p_i, C_i \} \}, i = 1, 2, \dots, N$$

# 1. レベル3PRAの概要

## 2. レベル3PRAの現状

- 2012年IAEA技術会合
- 米国SOARCAプロジェクト

## 3. 原子力防災への適用例

- 予防的防護措置範囲(PAZ)のめやす範囲
- 事故シナリオでの防護措置の被ばく低減効果

# レベル3PRAの現状

## - 2012年IAEA技術会合の概要 -

---

“Output of the IAEA Technical Meeting on Level 3 Probabilistic Safety Assessment,” IAEA Headquarters, Vienna, Austria, July 2-6, 2012

## ● 背景

- レベル1、2PRAに関する研究は進んでいるが、レベル3PRAに関する研究は希少。また、IAEAのレベル3PRAに関するガイダンス(Safety Series 50-p-12)は1996年に発行して以来、そのまま。
- レベル3PRAの最新の開発状況を考慮したガイダンスを整備する必要がある。
- 福島事故で得られた教訓から、レベル3PRAに関する課題として外部事象により複数基から同時に放出される可能性について取り組む必要がある。

## ● 目的

- IAEA加盟国のレベル3PRA研究に関する現状を報告。
- レベル3PRAの国際的調和を取り、現在のIAEAガイダンスの修正、または新ガイダンスの整備にあたり、何を行うべきか議論。

## ● IAEA加盟国(16ヶ国\*)が参加

- ベラルーシ、ブラジル、カナダ、中国、チェコ、ドイツ、イタリア、日本、メキシコ、ルーマニア、スロバキア、南アフリカ、スウェーデン、スイス、ウクライナ、米国
- 各国の規制機関、技術支援機関(TSO)、研究機関、コンサルタント、設計者等、14名がプレゼンを行った。

## ● レベル3PRAに関する各国アンケート

- 規制要件、研究開発の状況、方法論と用途

## ● 2つのワーキンググループ(WG)での議論

- WG1: レベル3PRAの方法論
- WG2: レベル3PRAの用途と応用

\*アルゼンチン、ロシアは欠席

## ● レベル3PRAに関する規制要件

- ほとんどの国では、規制機関は原子力発電所に対しレベル3PRAを実施し、その結果を提出することを明確に規定していない。また、独立したピアレビューも行われていない。
- 南アフリカのみが使用済燃料プールに対するレベル3PRAの規制要件を報告。
- 数か国のみがレベル3PRA実施のための具体的なガイダンスの検討に関する規定を有する。

## ● レベル3PRA研究と得られた結果の現状

- 半数の国で研究が行われており、そのほとんどは単数の原子力発電所のリスクを解析している。
- ほとんどの場合、研究結果は公開されており、定性的・定量的なもの、様々である。定性的知見は、レベル3PRAの実施目的に関連するもの(例:他産業との比較、安全目標、緩和措置の同定)。

## ● レベル3PRAの方法論と用途

- 多くの国でのレベル3PRAに対する評価や考え
  - ✓ 現状の開発状況は不十分と評価：  
用途に応じて検討すべき。良好な分野があれば、そうでない分野もある(米国)
  - ✓ オフサイトでの緊急時計画・対応、緩和措置に対し有効
  - ✓ 安全目標やリスク情報に基づく意思決定に有効
- レベル3PRAの使用に関する障害
  - ✓ 結果における不確実さの取り扱い
  - ✓ 規制要件の欠如
  - ✓ 現状の手法の不十分さ(経済影響等)
  - ✓ 専門家の不在
  - ✓ レベル3PRAの結果をレビューする試みが不十分

## ● レベル3PRAの方法論と用途(続き)

- レベル3PRAコードが陳腐化しており、コードの妥当性や改良が必要(例:経口摂取の考慮、防護対策の考慮、社会的・経済的影響)
- レベル3PRA出力の標準化が重要
- 福島事故関連
  - ✓ 複数基からの影響を考慮すべき
  - ✓ 長期間にわたる事故影響への取り組み
  - ✓ 外部事象による広範囲への影響の可能性に基づき、対策の有効性に対する取り組み
  - ✓ 土壌汚染の評価の重要性

- レベル3PRAの方法論(手法、モデル、ツール及びデータ)に関する課題を議論。
- IAEAがレベル3PRAの方法論に関する今後の活動を計画できるように、議論の結論と提案を示す。
- 結論
  - レベル3PRA手法はIAEAガイダンス(Safety Series No.50-P-12)の発行以来、ある程度進歩しているが、大部分はそうではない。
    - ✓ 経済影響モデルや防護対策モデル(避難、屋内退避)について更なる研究が必要。
    - ✓ レベル3PRAの多くの要素は様々な研究分野での課題であり、ここ数十年で進歩しているが、それらが適用されていない。
  - パラメータや手順に関するガイダンスがない。
    - ✓ レベル3PRAの実務者に対し、使用するモデルの正当性やパラメータの修正に関して苦勞を与える原因となる。

## ● 結論(続き)

- レベル2PRAとレベル3PRAとの良好なコミュニケーション
  - ✓ 非現実的なレベル1/2PRAの結果はバイアスのかかったレベル3PRAの結果をもたらす。
  - ✓ 事故シナリオでの外的事象及びそれによるレベル3PRAの特徴(例えば、ハリケーン後の気象条件、その際の緊急防護措置の実施)は重要であり、見落とすべきではない。
- 福島事故でのオフサイトの影響に関し、レベル3PRAに関連する検討分野
  - ✓ 複数基による放出
  - ✓ 水系からの被ばく経路
  - ✓ アクシデントマネージメント
  - ✓ レベル3PRA評価による土壌汚染
  - ✓ 社会的・経済的影響

## ● IAEAへの提案

- IAEA Safety Series No.50-P-12を更新すべき。
- レベル3PRAの実務者向けの追加ガイダンスを整備すべき。
- 日本のレベル3PRA標準やその他のガイダンス文書を英訳し、国際的なPRAコミュニティに使えるようにすべき。
- 現在の活動に関する調査(特に1994年にOECD/NEAで行われたレベル3PRAコードの国際比較計算以降におけるコードの技術サポートや改良)を実施すべき。
- 現在のコードの相違や共通点をより理解するため、レベル3PRAコードのベンチマーク研究を実施すべき。
- 以下の関連分野について外部の専門家と議論を開始すべき。
  - ✓ 保健物理、緊急事態準備、水域モデルと水系、経済

- レベル3PRAの用途と応用に関する課題を議論。
- 結論
  - レベル3PRAで得られるリスク基準は、事故による健康、環境、経済影響の推定に及ぶ。
  - 福島事故で得られた教訓を考慮すれば、レベル3PRAを行う正当な理由は社会基盤(例: 屋内退避や避難等の緊急事態対応に関連)に対処することである。
  - リスク情報に基づく緊急時計画準備で使える情報を提供するため、レベル3PRAの枠組みで行う評価やシミュレーションは、できる限り広範囲にわたるシナリオ(様々な放出源や経路からの複数放出を含め)を扱うべきである。
  - レベル3PRAの結果に関連する不確実さは、評価し、定量化する必要がある。

## ● IAEAへの提案

レベル3PRAの遂行と利用に関するガイダンスを整備するにあたり、以下の観点を考慮すべき。

- 包括的に、幅広い範囲の評価を行うべき。
- (液体の流出を含め)全ての放出経路を考慮すべき。
- 大気、土壌、水系の汚染基準は、レベル3PRAでのリスク基準に対して設定すべき。
- 経済・社会的影響に対する基準の整備を検討すべき。
- リスク基準は、産業界、規制、その他の国家機関、国際組織、公衆にとって明確で、意味を持ち、有用であるべき。
- レベル3PRAは、不確実さ及び感度解析を含めるべき。
- 福島事故やその他の事故での経験やデータは、レベル3PRAの手法やコードの妥当性や改良において検討すべき。
- IAEAのガイダンスは最新の科学的知見や技術力を用いて更新し、加盟国の様々なニーズや要件への適用に柔軟であるべき。
- レベル3PRAコードを用いた訓練の促進を検討すべき。

# レベル3PRAの現状

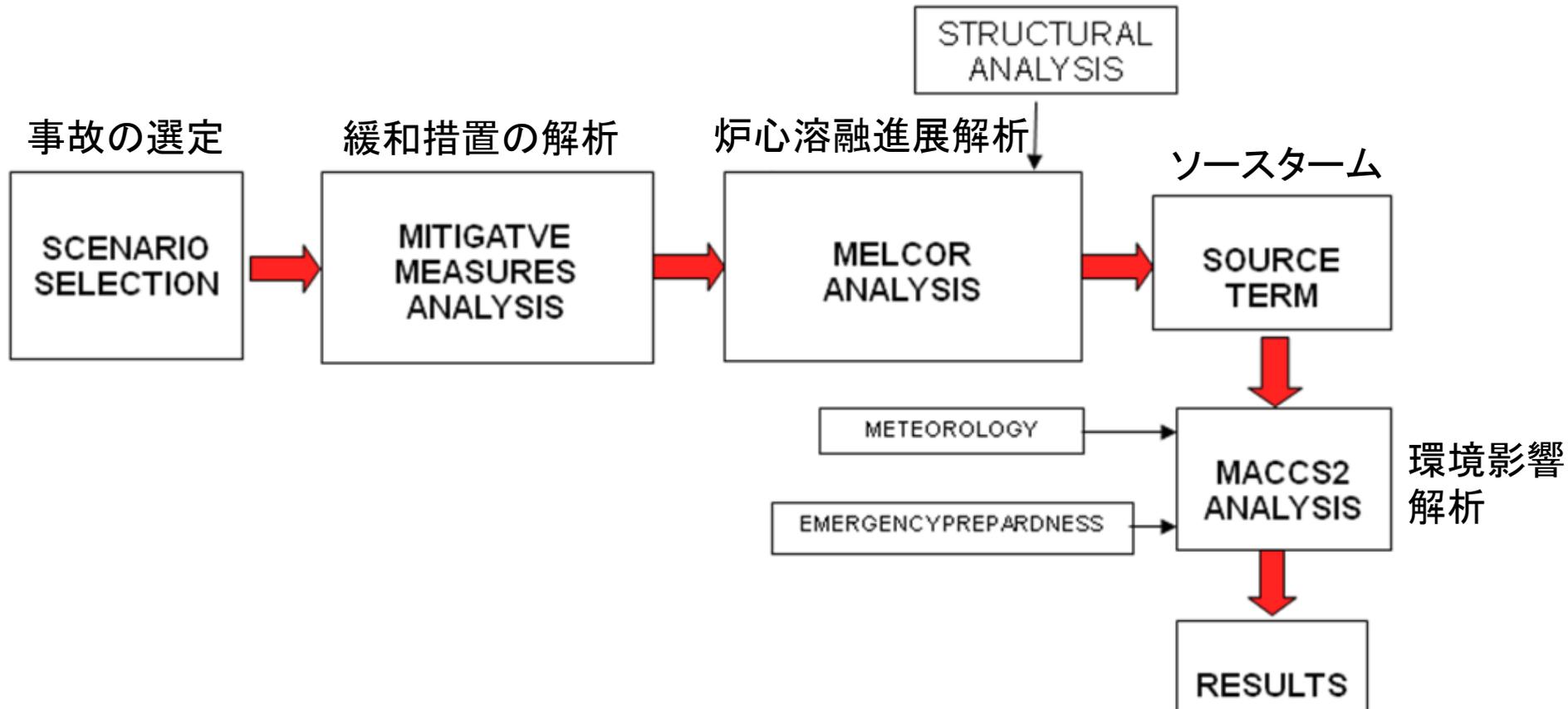
## - 米国SOARCAプロジェクトの概要 -

---

“State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) report,” NUREG-1935 (2012), USNRC より

## 米国原子力規制委員会(NRC)が、原子力発電プラントのシビアアクシデントの現実的結果に関する知見を得ることを目的に開始

- 従来の評価で反映されていない、プラントの顕著な改善や変更状況を取り入れる（システムの高出力化及び高燃焼度炉心、システムの改善、訓練及び緊急時手順、サイト外緊急時対応、セキュリティ関連強化）。
- シビアアクシデント現象論及び放射線健康影響に着目した過去数十年の研究成果を取り入れる。
- 炉心損傷の防止、及びサイト外放出の低減化や遅延化に対する最近のセキュリティ関連の緩和措置に対する潜在的な便益を評価する。
- 原子力安全におけるシビアアクシデント関連の事項について、NRCとステークホルダー（連邦、州及び地方当局、被認可者、及び一般公衆）とのコミュニケーションを可能にする。
- 1982年12月に発行されたNUREG/CR-2239「立地基準開発のための技術的ガイダンス」のような、過去の報告書で示されたサイト外影響の定量化結果を更新する。



## ● 評価対象プラント

ピーチボトム (BWR)、サリー (PWR)

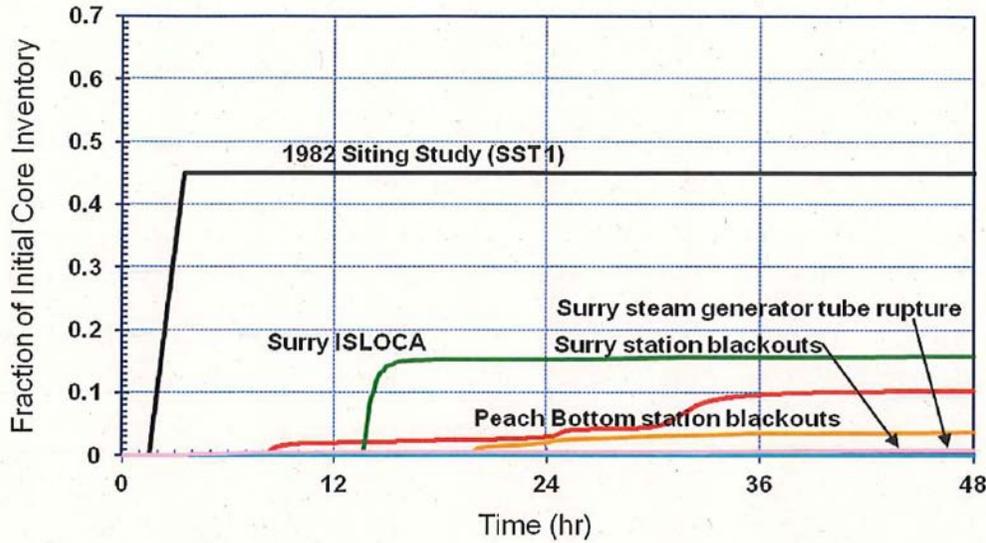
## ● 事故シナリオ

- CDF (炉心損傷頻度) に大きな寄与のある重要な事故シナリオ\* 及び格納容器バイパスを含む短期での損傷シナリオ\*\*
- 事故の進展シナリオにて緩和措置の有無を考慮

事故シナリオの種類	概要
長期電源喪失 (LTSBO: Long-Term Station Blackout)	地震発生時に全AC電源が喪失するが、DC電源により安全系統が作動する。しかし、約4~8時間後にはDC電源も枯渇し、SBOに至る。
短期電源喪失 (STSBO: Short-Term Station Blackout)	地震発生時に全AC電源及びDC電源が喪失し、全ての安全系統が機能喪失する。LTSBOよりも強い地震動条件を想定。
インターフェースシステムLOCA (ISLOCA: Interfacing Systems Loss-of-Coolant Accident)	サリーのみ考慮。格納容器内高圧系に接続される低圧系配管の格納容器外の弁がランダム要因で破損する。
温度誘因蒸気発生器伝熱管破損 (TISGTR: Thermally Induced Steam Generator Tube Rupture)	サリーのみ考慮。STSBOから派生する事故シナリオであるが、発生確率はより低い。炉心過熱過程で、高温蒸気と水素ガスがSG伝熱管を循環し、伝熱管破損が生じる。

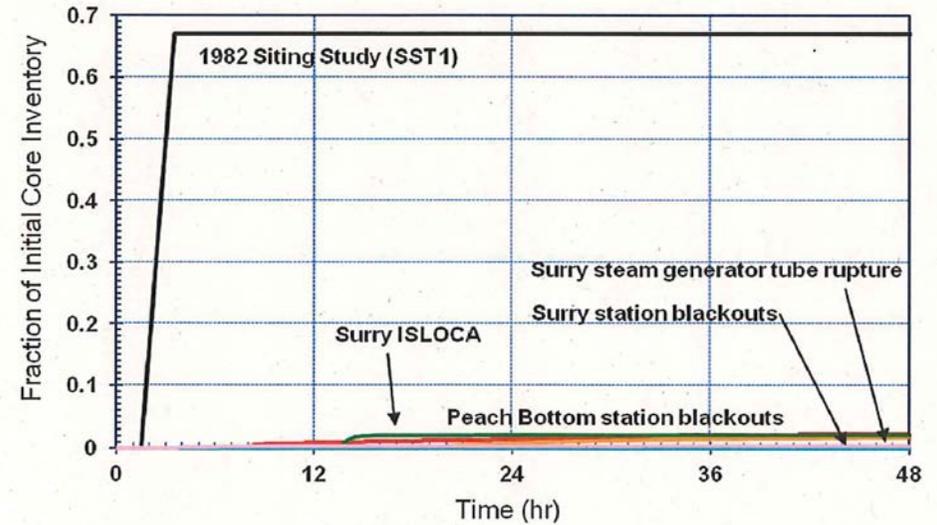
\* CDF  $\geq 1 \times 10^{-6}$ /炉年、\*\* CDF  $\geq 1 \times 10^{-7}$ /炉年

## ヨウ素



SOARCA: 15%以下  
1982 siting study: 45%

## セシウム

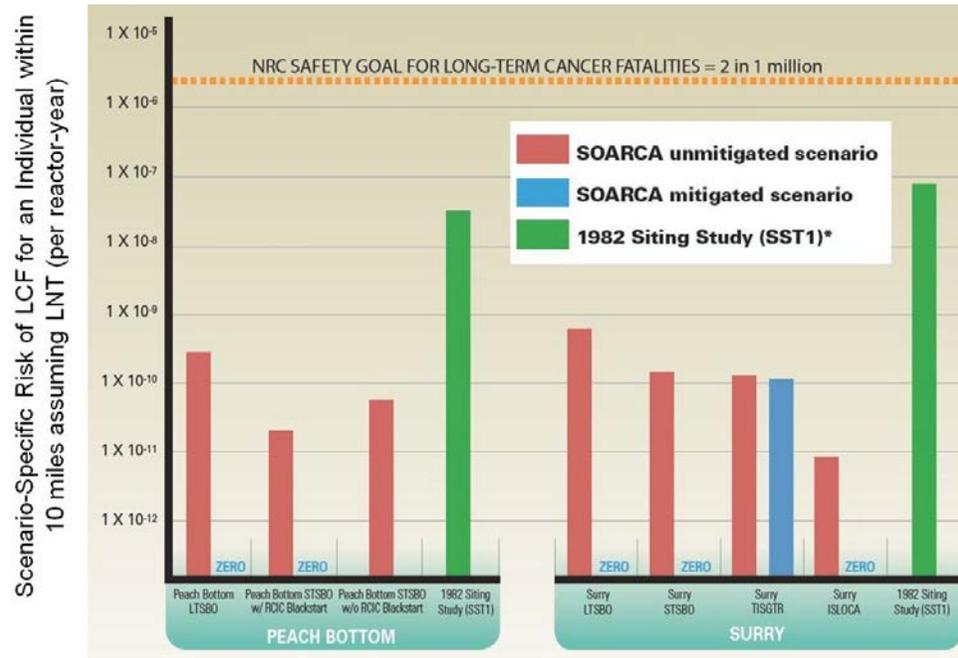


SOARCA: 2%以下  
1982 siting study : 67%

- MACCS2 (MECOR Accident Consequence Code System version2) コードで解析。
- 気象条件やサイト外での被ばく低減対策は、各プラント特有の情報を適用。風下方向の放出プルーム内物質濃度を計算し、それによる被ばくおよび健康影響を評価。
- 公衆の被ばく低減モデルは、サイト特有の緊急時対策プログラム及び州の緊急時対応計画に基づき、サイト内外の防護活動判断タイミング、避難時間の評価、道路網を考慮して設定。
- 地震を起因事象とした事故シナリオでは、インフラストラクチャ（長スパン橋、交通信号、サイレン等）の喪失を引き起こす地震のインパクトを考慮した緊急時計画を適用。

# 評価結果

- 例：晩発性がんのリスク -



## ピーチボトム

シナリオ	炉心損傷 頻度 (CDF) (/炉年)	10マイル以内の個人のシナリオ 固有の晩発性がん死亡リスク (CDF × 条件付確率) (/炉年)	
		緩和あり	緩和なし
LTSBO	$3 \times 10^{-6}$	炉心損傷なし	$\sim 3 \times 10^{-10}$
STSBO RCICブラックスタート*	$3 \times 10^{-7}$	炉心損傷なし	$\sim 2 \times 10^{-11}$
STSBO RCICブラックスタート なし		対象外	$\sim 6 \times 10^{-11}$

## サリー

シナリオ	炉心損傷 頻度 (CDF) (/炉年)	10マイル以内の個人のシナリオ 固有の晩発性がん死亡リスク (CDF × 条件付確率) (/炉年)	
		緩和あり	緩和なし
LTSBO	$3 \times 10^{-6}$	炉心損傷なし	$\sim 7 \times 10^{-10}$
STSBO	$3 \times 10^{-7}$	格納容器破損なし	$\sim 1 \times 10^{-10}$
STSBO TISGTRあり	$4 \times 10^{-7}$	$\sim 1 \times 10^{-10}$	$\sim 1 \times 10^{-10}$
ISLOCA	$3 \times 10^{-8}$	炉心損傷なし	$\sim 9 \times 10^{-12}$

\* 全てのACあるいはDC電源なしでの原子炉隔離時冷却系(RCIC)スタート

# 1. レベル3PRAの概要

# 2. レベル3PRAの現状

- 2012年IAEA技術会合
- 米国SOARCAプロジェクト

# 3. 原子力防災への適用例

- 予防的防護措置範囲(PAZ)のめやす範囲
- 事故シナリオでの防護措置の被ばく低減効果

## ● 緊急事態の初期対応段階における考え方

- 施設の状況に基づき、放射性物質の放出前に予防的防護措置を実施し、確定的影響を防止
  - － 施設の状況に応じて緊急事態を区分（警戒事態、施設敷地緊急事態、全面緊急事態）
  - － 区分の判断基準として、施設における設備の状態等に基づく緊急時活動レベル(EAL)を設定
  - － 区分に応じてPAZ、UPZ内で予防的防護措置を準備、実施
- 放射性物質の放出後、緊急時モニタリングを実施し、確率的影響のリスクを低減
  - － 空間線量率や環境試料中濃度等、観測可能な値で示される運用上の介入レベル(OIL)を設定し、UPZ内で緊急防護措置を迅速に実施

## ● 防護措置の範囲

- PAZ (予防的防護措置を準備する区域)

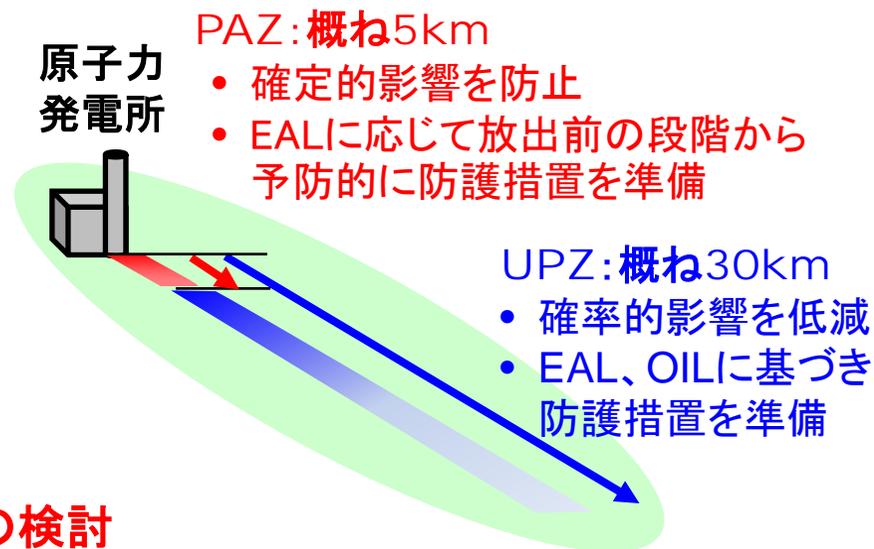
↓ 具体的な設定方法の検討

我が国への導入に備え、**めやす範囲**の評価が必要

- UPZ (緊急時防護措置を準備する区域)

↓ 必要な防護措置とその範囲の設定方法の検討

実施すべき**防護措置の組み合わせと範囲**の評価が必要



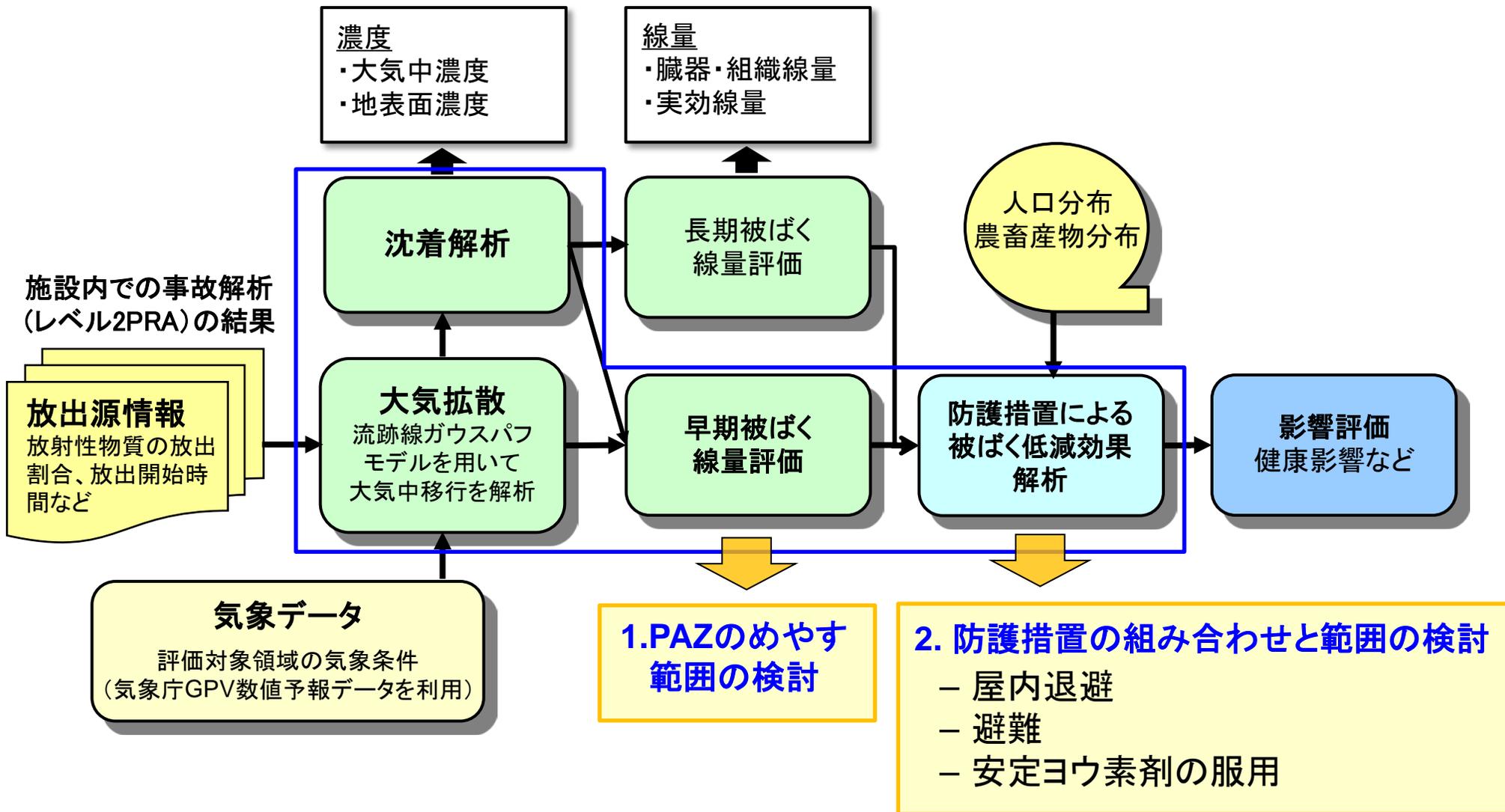
## ● 評価方法の検討

広範な事故シナリオ及び気象変動を考慮することが重要

↓ 確率論的リスク評価(PRA)手法を適用

- **確率論的事故影響評価コードOSCAAR**を用いて、様々な事故シナリオで被ばく線量と防護措置による被ばく低減効果を評価
- PAZの**めやす範囲**、UPZ内での防護措置の**組み合わせと範囲**を検討

事故時に大気中に放出された放射性物質の環境中移行、それに続く公衆の被ばく線量、防護措置による被ばく低減、被ばく集団の健康影響等を推定



- OSCAARコードを用いて、事故シナリオ(放出源情報)を基に、気象条件毎に全方位・距離の線量を計算

気象の季節変動を考慮し、1年分の気象条件を用いて評価



距離毎に全方位のうち最大となる線量値を抽出

	気象条件1	気象条件2	...	気象条件X
距離1	51 mSv	103 mSv	...	98 mSv
距離2	21 mSv	55 mSv	...	61 mSv
⋮	⋮	⋮		⋮
距離n	31 mSv	23 mSv		11 mSv

各距離での線量を昇順に並べ、線量の50%値(平均的な気象条件)と95%値(厳しい気象条件)で整理

# 1.PAZのめやす範囲の検討

## - 評価方法 -

### ● 事故シナリオの選定

レベル2PRA結果に基づく  
様々な事故シナリオ

- BWR:52種類
- PWR:27種類

リスク上の重要性の観点

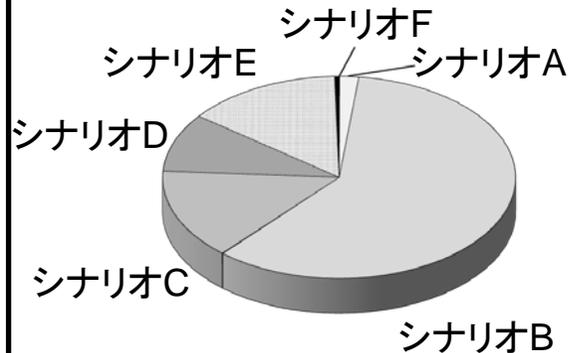
- 格納容器破損頻度
- 環境への放出割合

防災の実効性の観点

- 放出開始までの時間

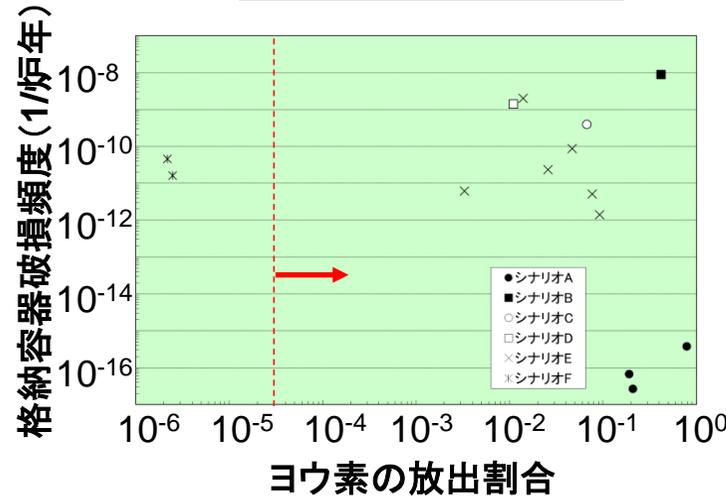
**BWR:5種類、  
PWR:3種類**  
の事故シナリオ  
を対象に評価

#### 格納容器破損頻度



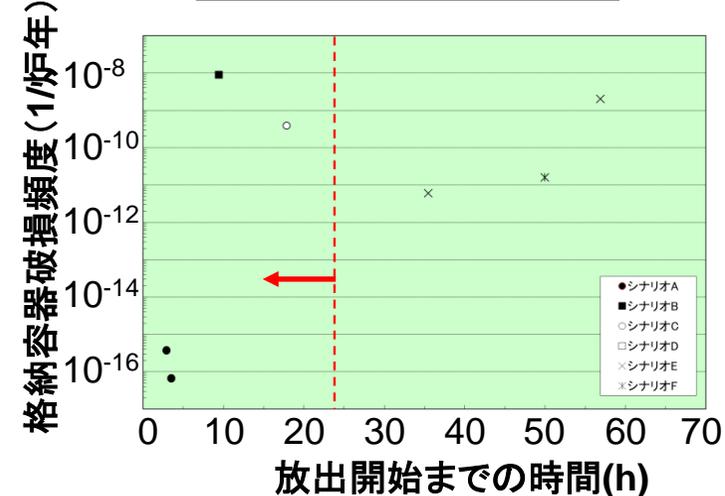
極端に破損頻度の  
小さい事故シナリオを除外

#### 環境への放出割合



仮想事故での放出割合より  
大きい事故シナリオを選定

#### 放出開始までの時間



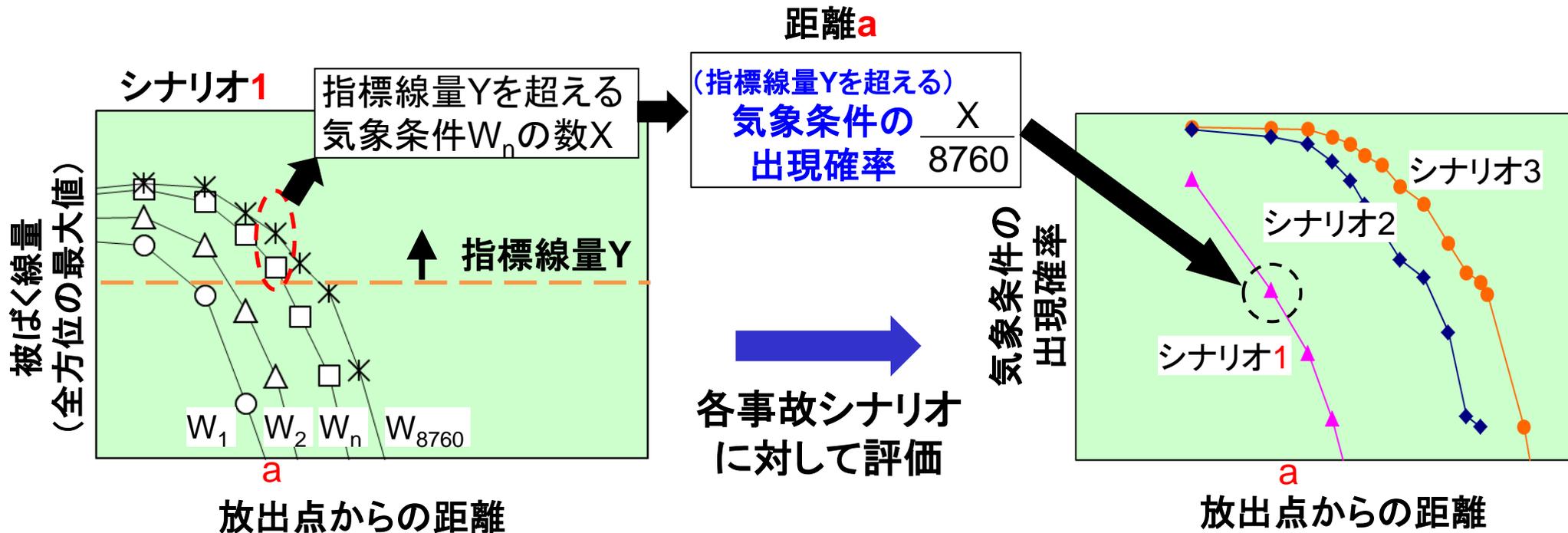
事故発生から放出開始まで  
1日以内の事故シナリオを選定

# 1.PAZのめやす範囲の検討

## - 評価方法 -

- 評価対象とした全ての事故シナリオに対し、気象条件の出現確率の観点からPAZのめやす範囲を検討

事故シナリオ毎に、1時間毎の1年分の気象条件(8760通り)を用いて評価

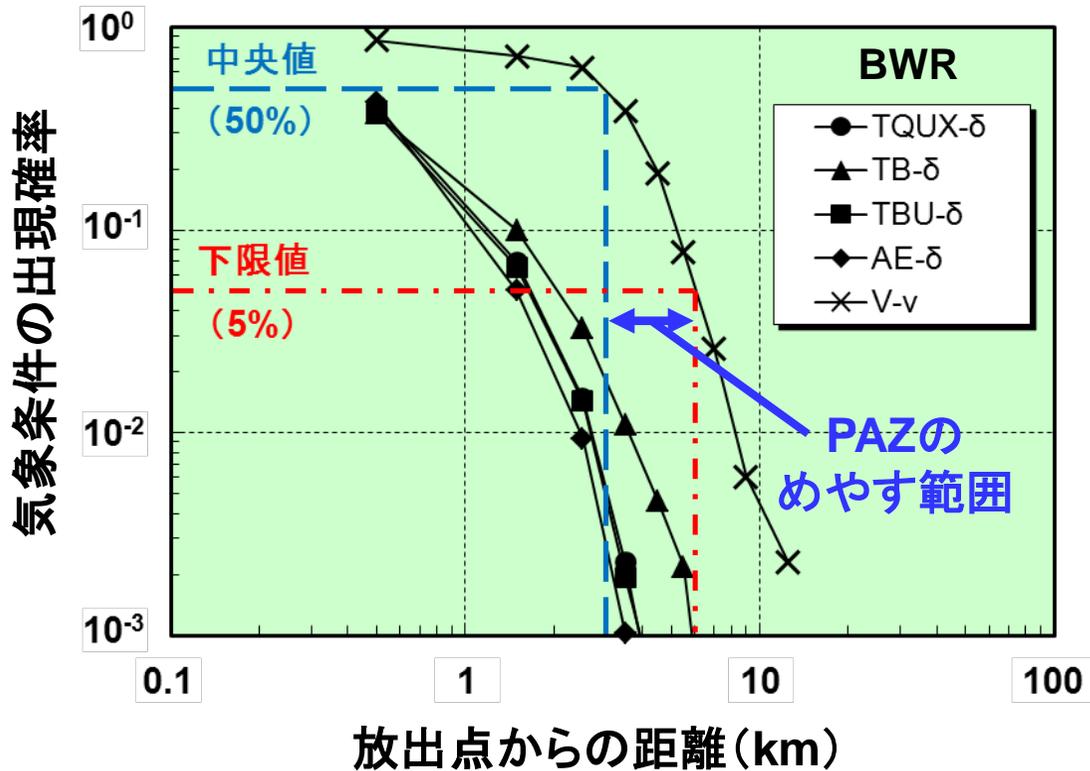


# 1.PAZのめやす範囲の検討

## - 評価結果 -

- IAEAの国際基本安全基準(BSS)による線量指標(骨髓線量(1日間): 1Gy)に基づき、PAZの範囲を評価

指標線量を超える気象条件の出現確率と放出点からの距離との関係



格納容器バイパスシナリオ(V-v)が他の事故シナリオを包絡



中央値と下限値で評価  
(中央値:平均的な気象条件、  
下限値:厳しい気象条件)



**PAZのめやす範囲**  
**3\*~6kmと評価**

事故シナリオの種類

TQUX: 高圧注水・減圧失敗、TB: 電源喪失(短期)、TBU: 電源喪失(長期)、  
AE: LOCA時注水失敗、V-v: インターフェイスシステムLOCA

\* 旧原子力安全委員会からの受託事業による成果

### - 放出源情報 -

- OSCAARコードにより、事故シナリオでの防護措置の被ばく低減効果を評価し、主にUPZ内での防護措置の組み合わせと範囲を検討
- 事故シナリオの放出源情報\*
  - 核種の放出割合（原子炉停止時の炉内内蔵量に対する割合）

事故シナリオ	希ガス	有機 ヨウ素	無機 ヨウ素	Cs類	Te類	Ba類	Ru類	La類
非凝縮性ガス及び 水蒸気による格納 容器の過圧破損	9.5E-01	1.6E-03	3.1E-02	2.8E-02	2.8E-04	1.2E-08	2.4E-11	5.2E-12

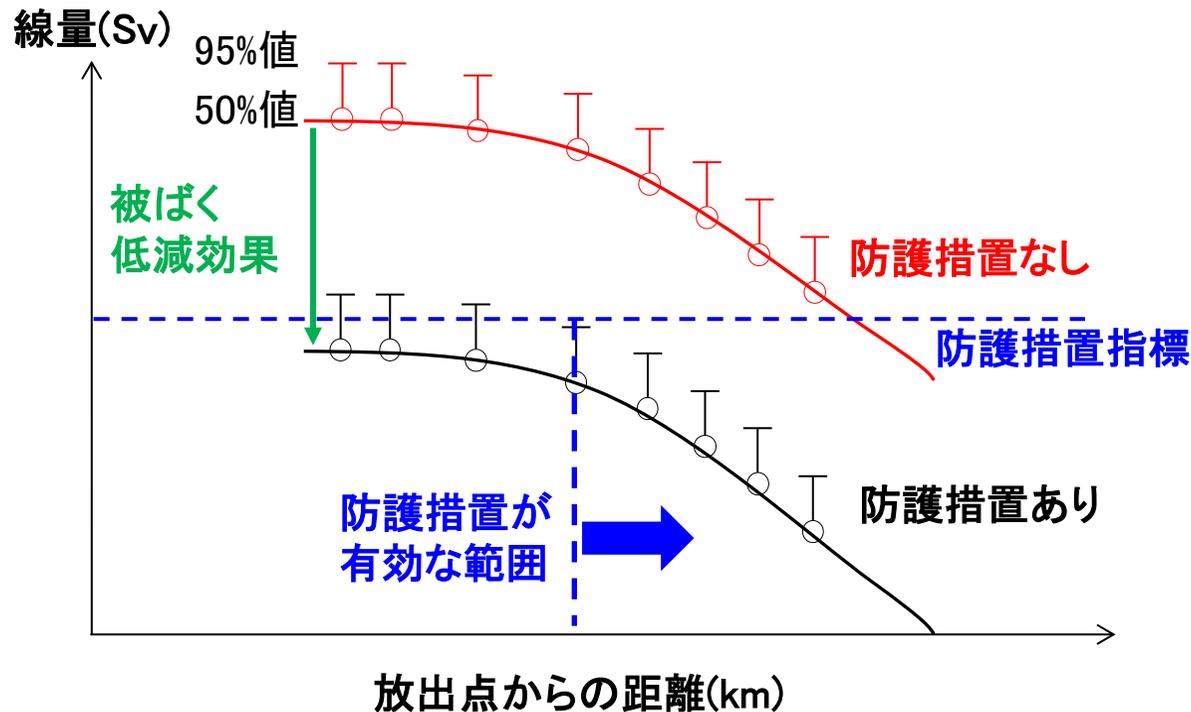
- 放射性物質の環境中への放出に関わる情報
  - 放出開始までの時間: 27時間
  - 放出継続時間: 7時間
  - 放出高さ: 40m

\* 本間他、“軽水炉モデルプラントの広範な事故シナリオに対する環境影響評価、” JAERI-Research 2000-60 (2000).

## 2.防護措置の組み合わせと範囲の検討

### - 被ばく低減効果の評価 -

#### ● 防護措置の実施方法と実施範囲の検討



「95%値」:主に厳しい気象条件における線量値

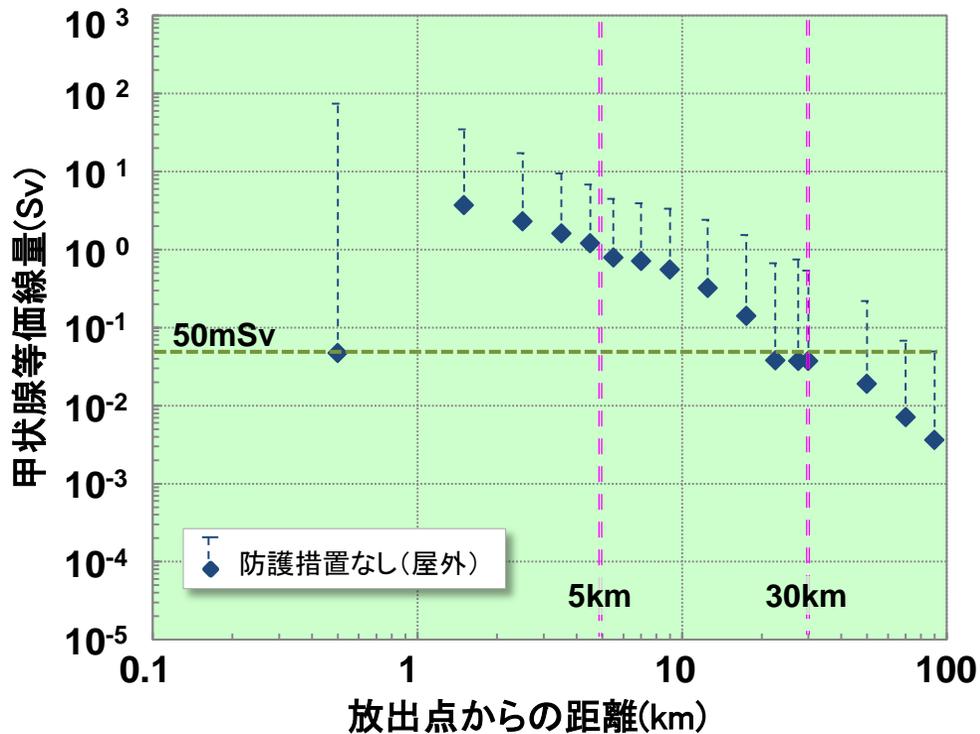
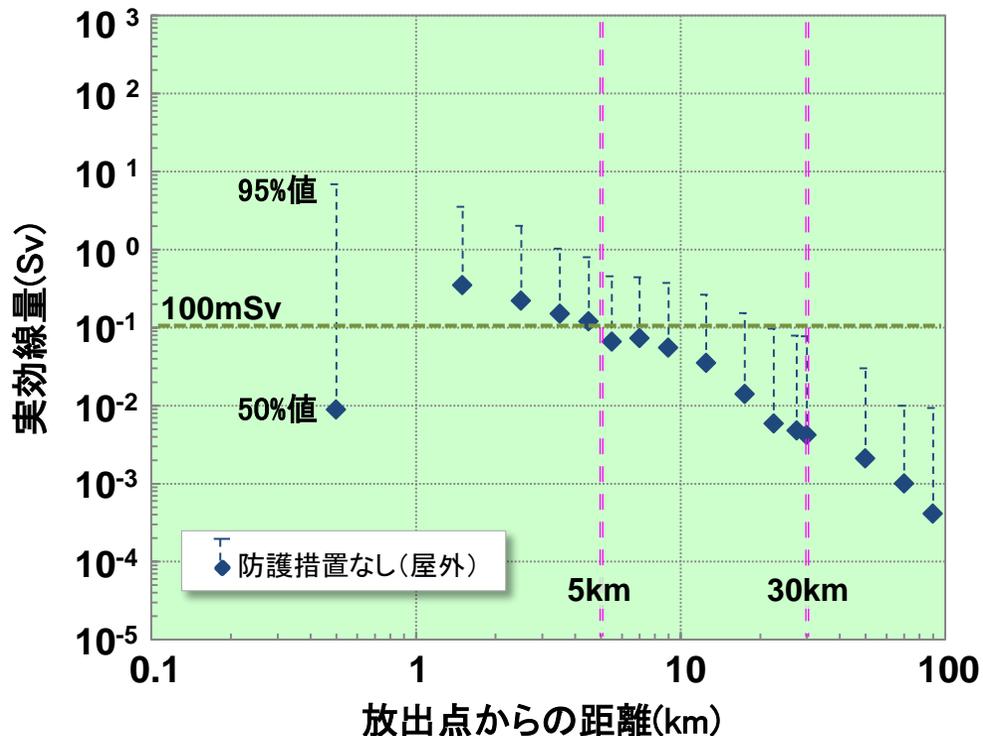
- 弱風で大気が安定し、放射性物資が拡散しにくい状態
- 降雨により、放射性物質の大きな沈着をもたらす状態

「50%値」:主に平均的な気象条件における線量値

- 大気が中立の条件で生ずることが多い

- 被ばく低減効果は、防護措置の種類、対象範囲、実施期間により異なる。
- 効果的に被ばくを低減するためには、適切な範囲で防護措置を組み合わせることが重要。
  - 予防的避難
  - 屋内退避
  - コンクリート屋内退避後に避難
  - 安定ヨウ素剤の服用

## 2.防護措置の組み合わせと範囲の検討 - 過圧破損シナリオにおける被ばく線量の評価例 -

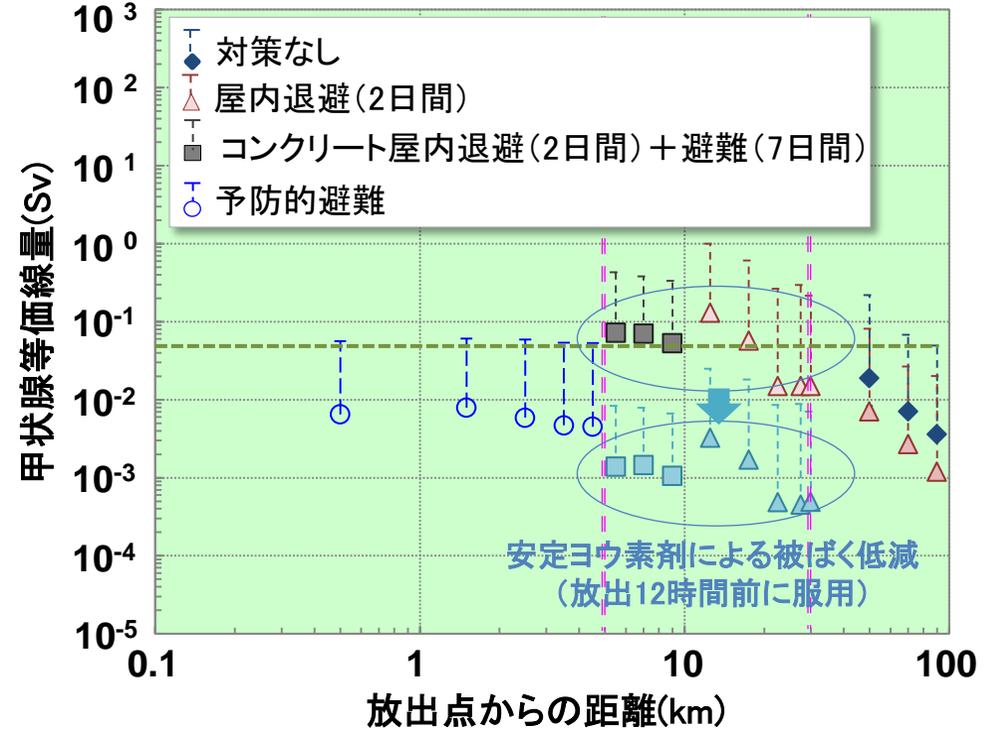
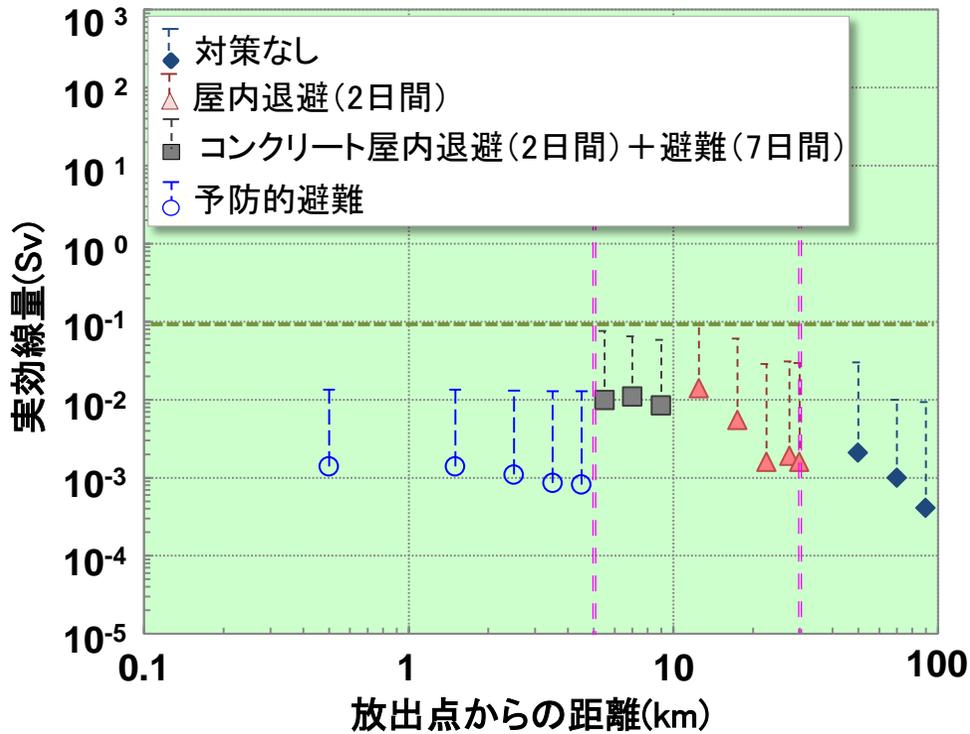


- 防護措置を実施しない場合、実効線量および甲状腺等価線量は、広い範囲でIAEAの包括的判断基準\*を上回る。
- 防護措置の被ばく低減効果を評価し、実効線量、甲状腺等価線量が包括的判断基準を上回るような防護措置の種類と実施範囲を検討する。

\*国際原子力機関 (IAEA) の General Safety Guide (GSG-2) に示される線量の包括的判断基準として、実効線量に対し最初の7日間で100mSv、甲状腺等価線量に対し最初の7日間で50mSvが採用されている。

## 2.防護措置の組み合わせと範囲の検討

### － 過圧破損シナリオにおける複合的防護措置の検討例 －



- 実効線量

適切な範囲で防護措置を組み合わせることで(5km以内: 予防的避難、5-10km: コンクリート屋内退避後に避難、10-30km: 屋内退避)、100mSvを下回ることが可能。

- 甲状腺等価線量

- 5-30kmの範囲においては、避難や屋内退避のみでは、50 mSvを上回る可能性がある。
- ただし、屋内退避と安定ヨウ素剤の服用を組み合わせれば、50 mSvを下回る。