

地震・津波を対象としたレベル2PRAの 概要と活用方法について

電力中央研究所

原子力リスク研究センター リスク評価研究チーム

中村 康一

原子力安全部会 第8回「原子力安全夏期セミナー」

2024年9月2日～3日

要点

- 原子力の事故は進展し深刻度が増していくと、不確かさが大きくなる。地震や津波などのハザードを起因とするとさらにその度合いは大きくなる。
- プラント内のシビアアクシデント現象や放射性物質の放出量には大きな不確かさが存在する
- レベル2PRAはこのような不確かさを含めて評価する手法である。
- 不確かさを含む結果を踏まえてどのように発電所の安全性を向上させるか。
⇒不確かさを排除／低減／管理するかを選択

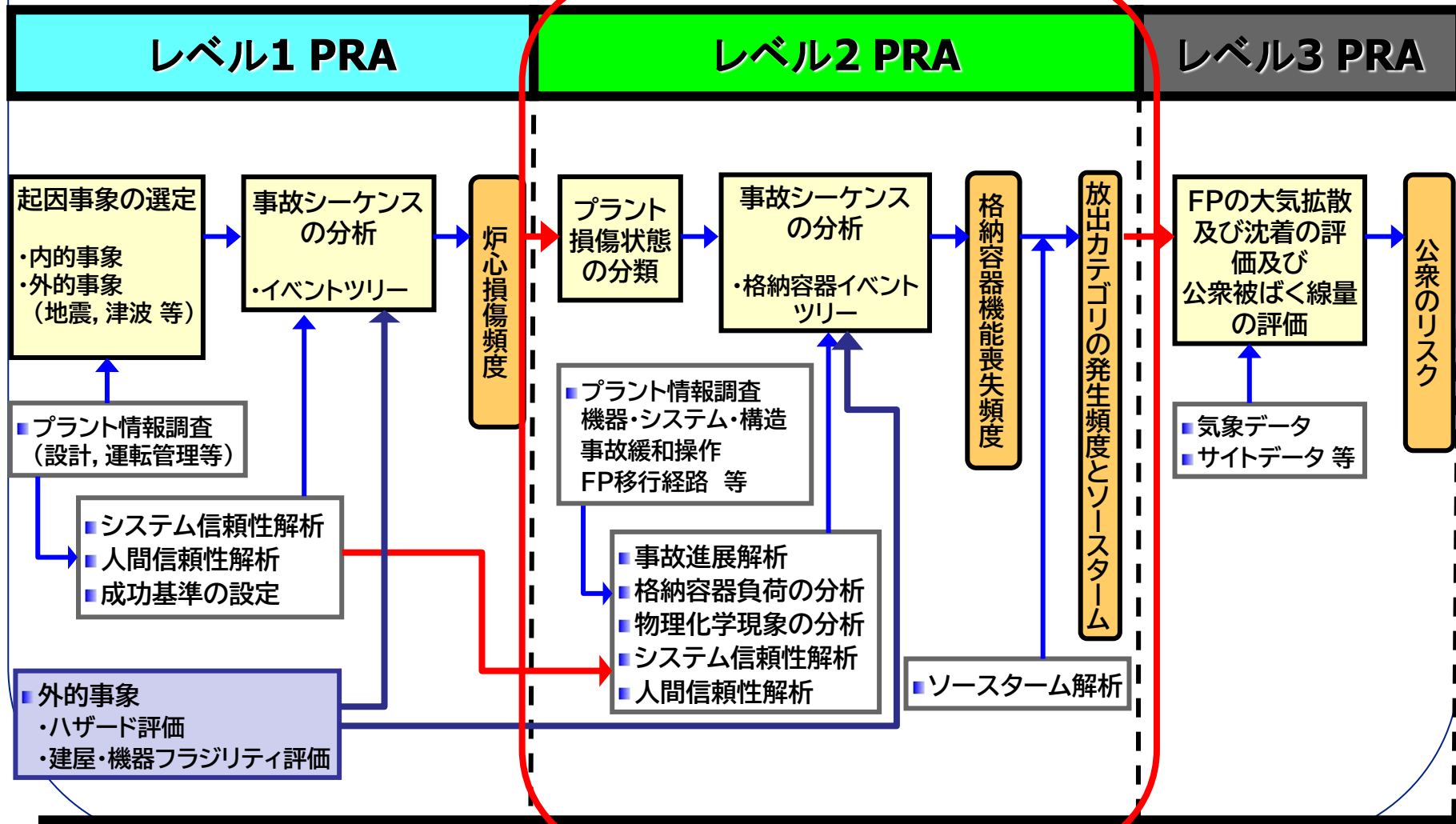
目次

1. レベル2PRAと不確かさの概要
2. レベル2PRAの不確かさの評価例
 - (1) シビアアクシデント現象の不確かさ
 - (2) ソースターム評価の不確かさ
 - (3) 事故シナリオの不確かさ
3. 不確かさを含むレベル2PRAの活用方法
4. まとめ

1. レベル2PRAと不確かさの概要

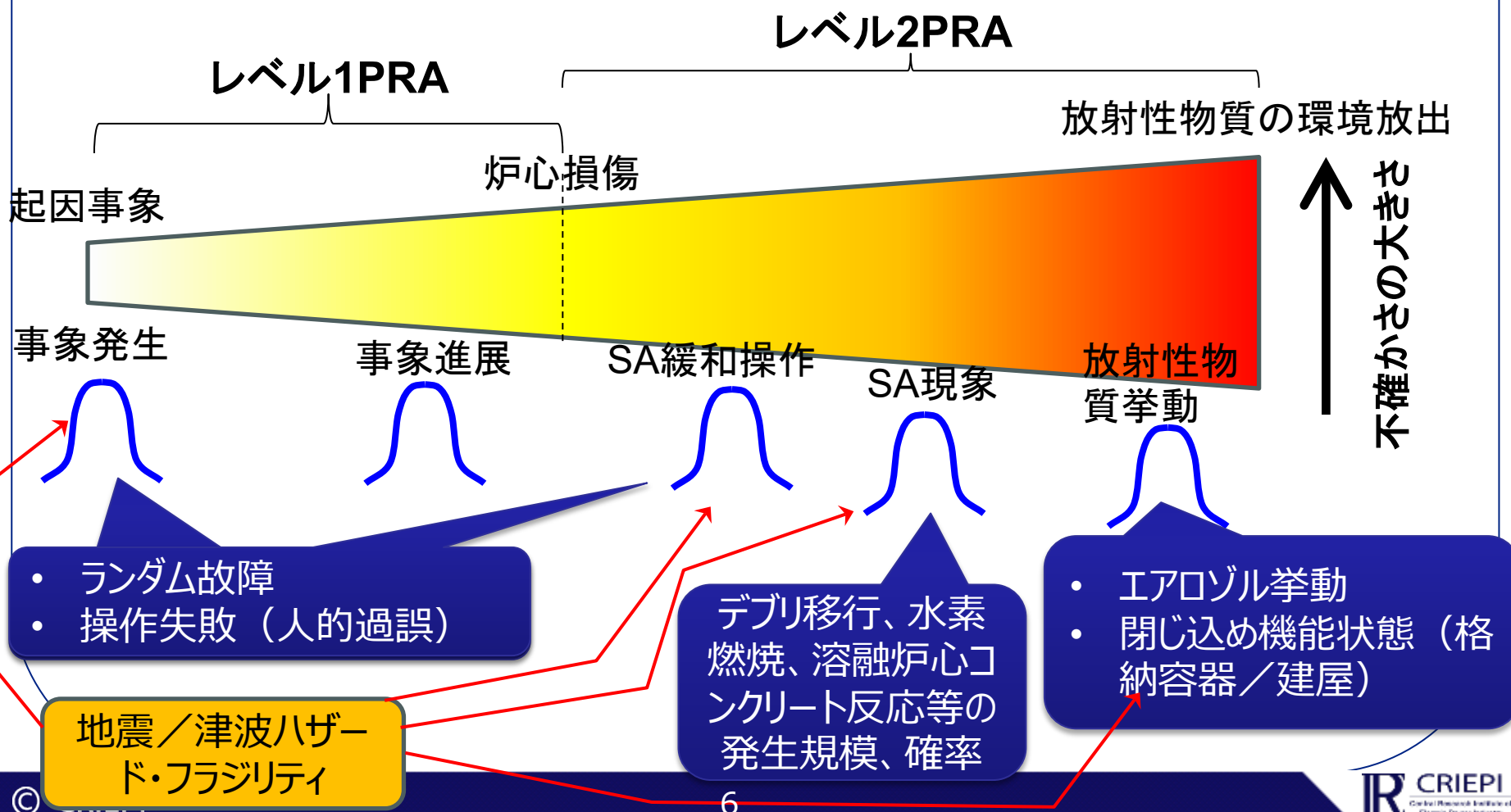
PRA全体手順

レベル2PRAの目的は格納容器機能喪失頻度及びソースタームを評価すること



事象進展に伴う様々な不確かさと伝搬

- 事象進展で発生する様々な不確かさが伝搬し最終的な放射性物質の放出量・頻度には大きな不確かさを持つ。
- これらの不確かさの伝搬を適切に評価する必要がある



不確かさの分類^[1]

1. 偶然的な不確かさ

サイコロの目のばらつき⇒低減できない不確かさ

2. 認識論的な不確かさ

(1) パラメータの不確かさ

データ不足の不確かさ。サイコロの目の確率が1/6かどうか不確かである。

(2) モデルの不確かさ

現象・事象進展がどのようなモデルで記述できるかは不確かである。

(3) 不完全性による不確かさ

既知だが考慮しないことによる不確かさ、未知要因による不確かさ。

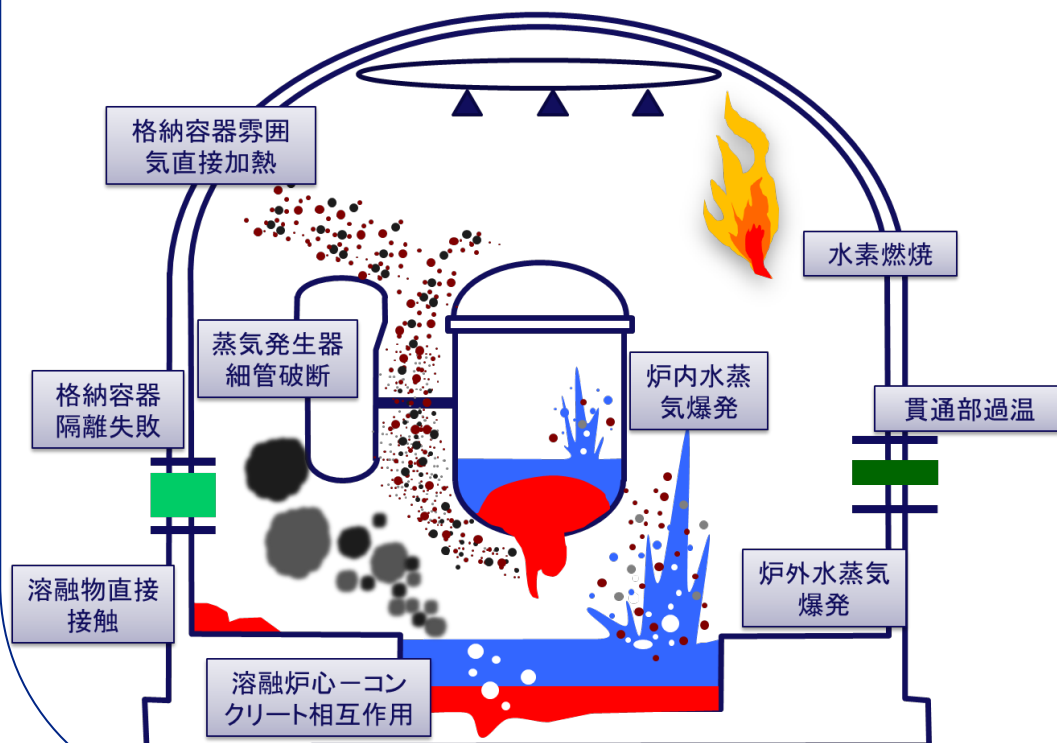
[1] 牟田、糸井、「よくわかる PRA～うまくリスクを使えるために～ 第2回 リスクと不確かさ」、日本原子力学会誌、連載講座、Vol.62, No.7 (2020), (本書を参考に作成)

2. レベル2PRAの不確かさの評価例

(1) シビアアクシデント現象の不確かさ

- シビアアクシデント時には格納容器の健全を脅かす様々な現象が発生する。
- これらには大きな不確かさが存在する。
- これまでの研究により格納容器破損に至る潜在的な現象が挙げられている。

図：格納容器内のシビアアクシデント現象



格納容器破損モード

- 水蒸気爆発
- 格納容器雰囲気気直接加熱
- 溶融物・コンクリート相互作用
- 水素燃焼
- 非凝縮性ガス蓄積による格納容器加圧
- 格納容器貫通部加温

PRD法による定量化

(1) PRD法の概要

- 現象相関ダイアグラム(PRD[※])は様々な物理要因の因果関係から状態量を定量化する手法である。
- PRDはメインPRDとサブPRDから成る。

(2) PRD法の長所

- ある場合は、SA現象は知識不足や大きな不確かさにより定量化が困難な場合がある。
- PRDはそのような現象について、経験的あるいは理論的な直接の相関性から効果的に定量化することが期待できる。

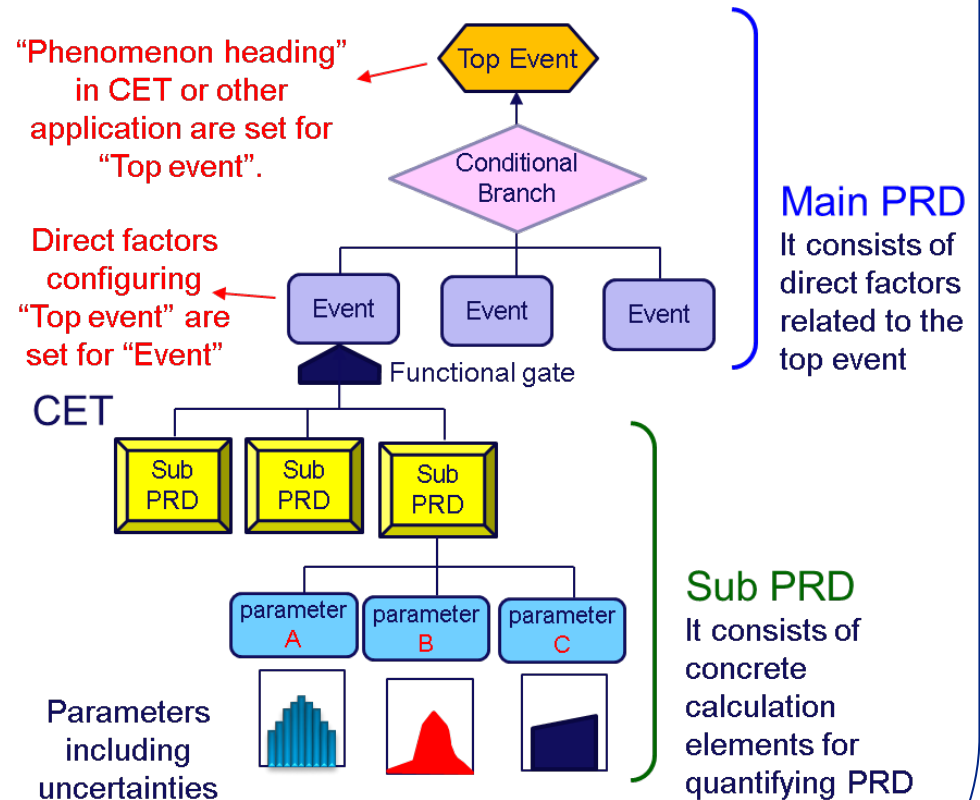


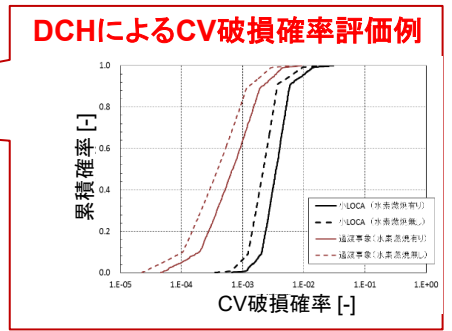
図 PRDの定量化方法の概要^[2]

※ Phenomenological Relationship Diagram

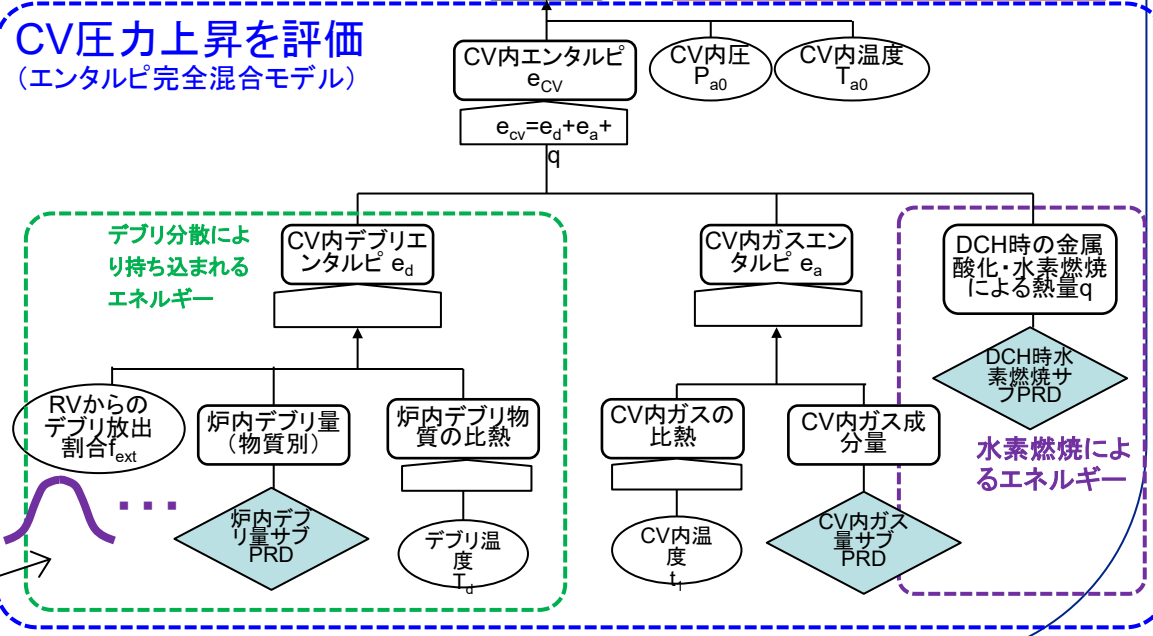
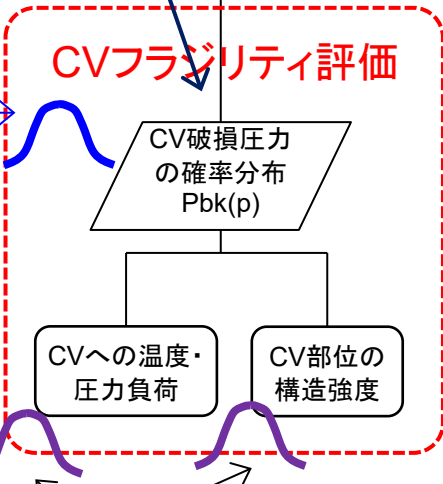
DCH（格納容器直接加熱）による格納容器破損頻度の評価例[3]

手順3: CFFの不確かさを評価(本図: DCHによる発生エネルギーとCVフラジリティの比較により評価)

DCHによるCV破損発生確率



手順2: 評価式、論理により中間値の不確かさを評価



手順1: プラント情報などに基づく個別パラメータの不確かさを入力

格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確かさ評価

格納容器破損頻度の点推定値・不確かさ結果

⇒どのモードに対し、どのように対応するかの情報が得られる（不確かさを排除／低減／管理）

例：コアキャッチャの導入によりMCCIの発生を防止（不確かさの排除）

図 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度^[3]

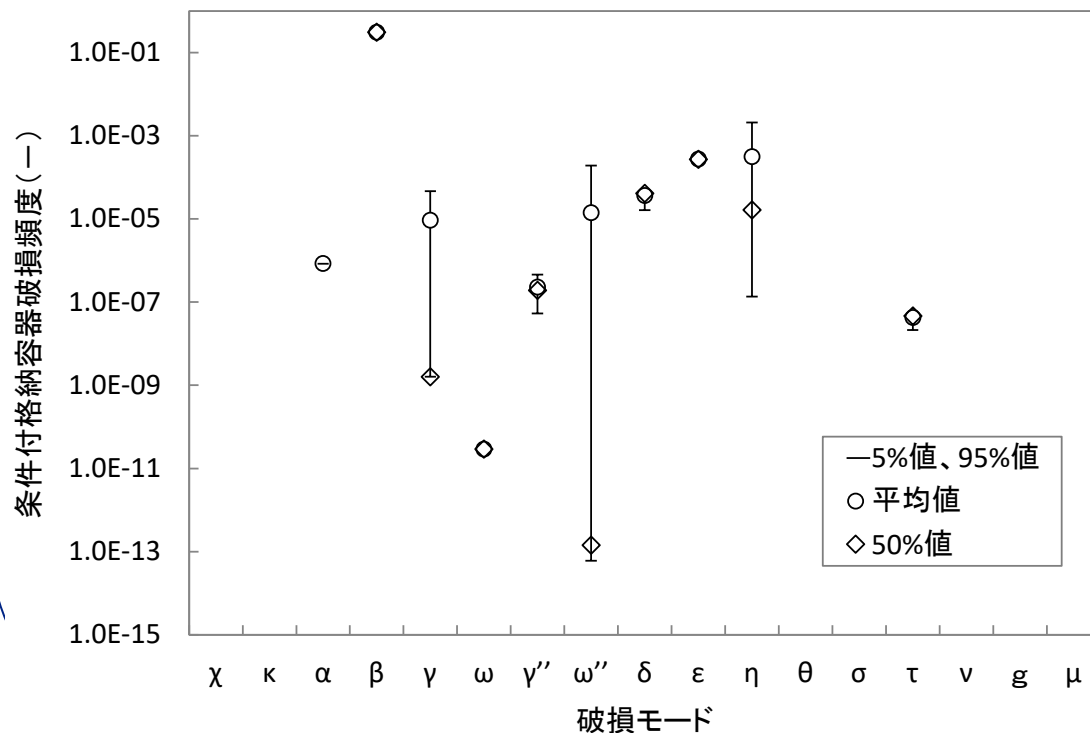


表 格納容器破損モード^[3]

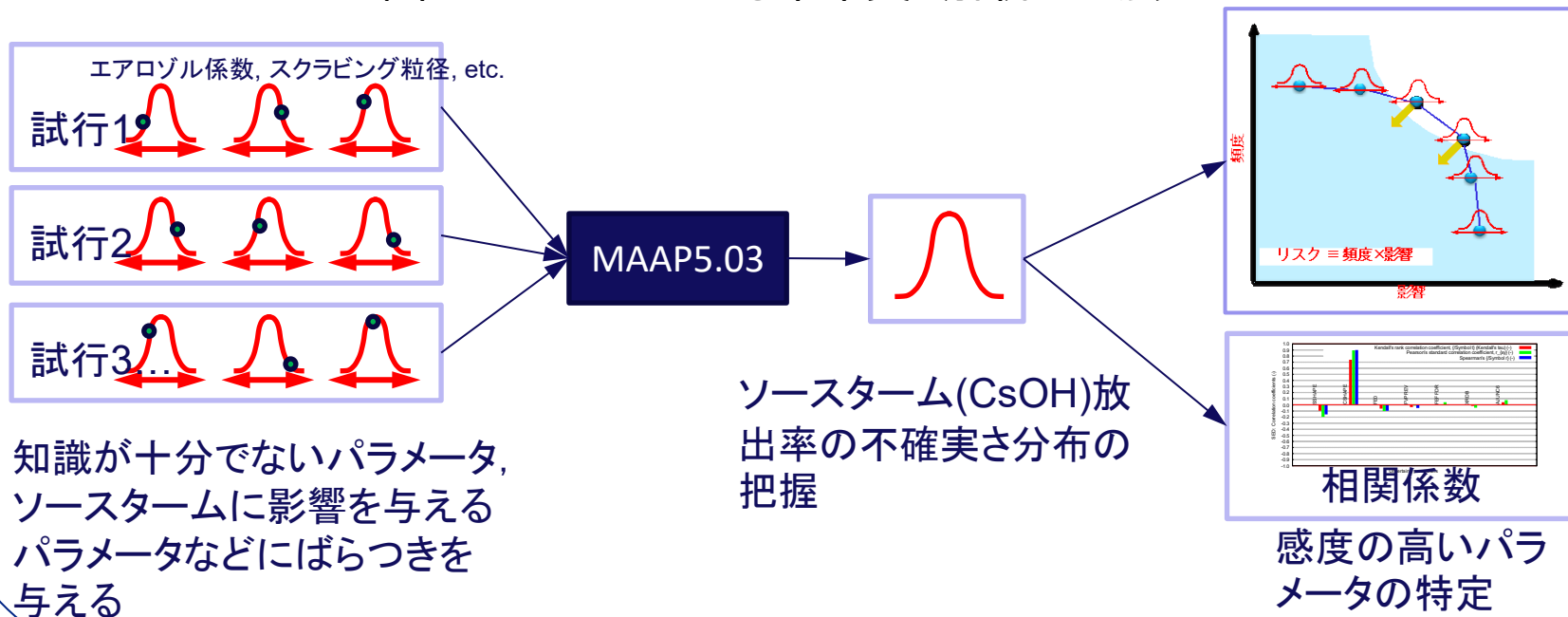
記号	定義
χ	原子炉建屋破損
κ	SG倒壊
β	格納容器隔離失敗
α	炉内水蒸気爆発
γ	水素燃焼（原子炉容器破損前）
ω	アニュラス内水素燃焼（原子炉容器破損前）
μ	格納容器直接加熱
η	炉外水蒸気爆発
θ	過圧破損（炉心損傷前）
σ	デブリ格納容器直接接触
γ''	水素蓄積による過圧破損
ω''	アニュラス内水素燃焼（原子炉容器破損後）
δ	水蒸気及び非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
τ	過温破損
ε	溶融炉心コンクリート反応
ν	インターフェイスシステムSLOCA
g	蒸気発生器細管破断
ψ	格納容器健全

(2) ソースターム評価

ソースタームの不確実さを評価する方法の一つに、事故進展解析コード※（MAAP, MELCOR等）の入力パラメータまたはモデルの選択にばらつきを与え、大量の繰り返し解析により不確実さ分布を得る方法がある。

※ シビアアクシデント時のプラント内の熱水力挙動、デブリ挙動、放射性物質挙動を解析し、事故進展及びソースタームを計算する解析コード

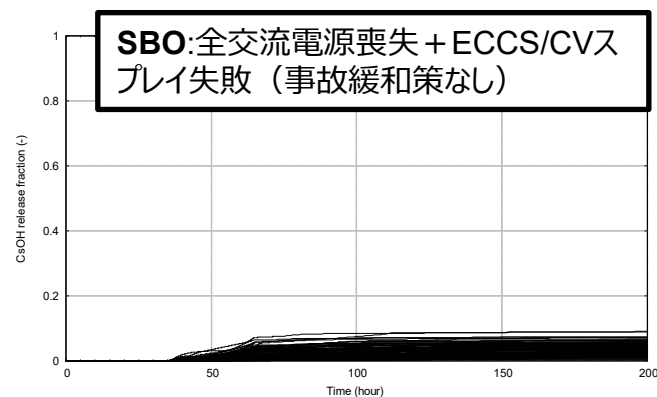
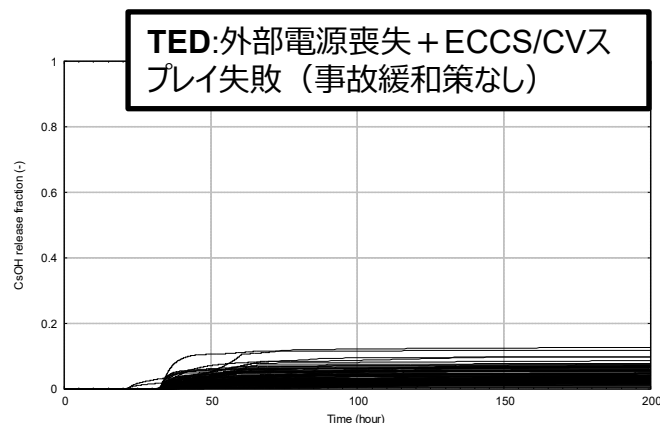
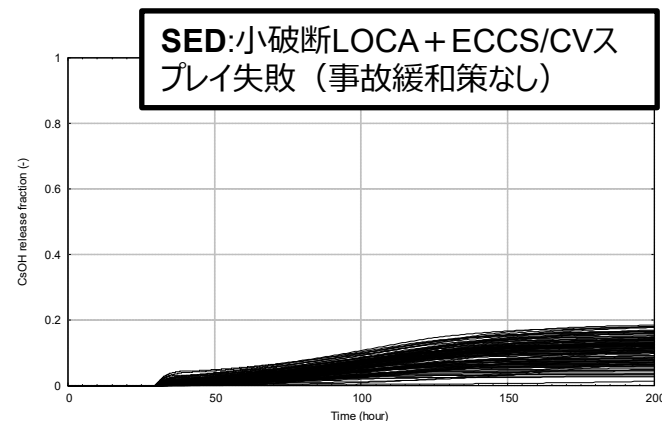
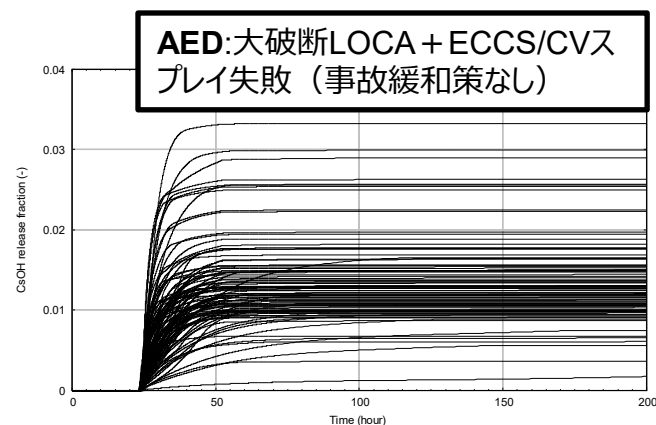
図 MAAP5.03による不確実さ解析の方法^[4]



[4] 宇井ら、「レベル2PRAにおけるセシウム環境への放出量評価手法の開発 (4) リスクプロファイルの特定に向けたセシウム放出量の不確実さ解析」、日本原子力学会 2016年春の年会、2P09、2016年3月27日、東北大学

ソースターム放出割合の不確かさ解析と結果[4]

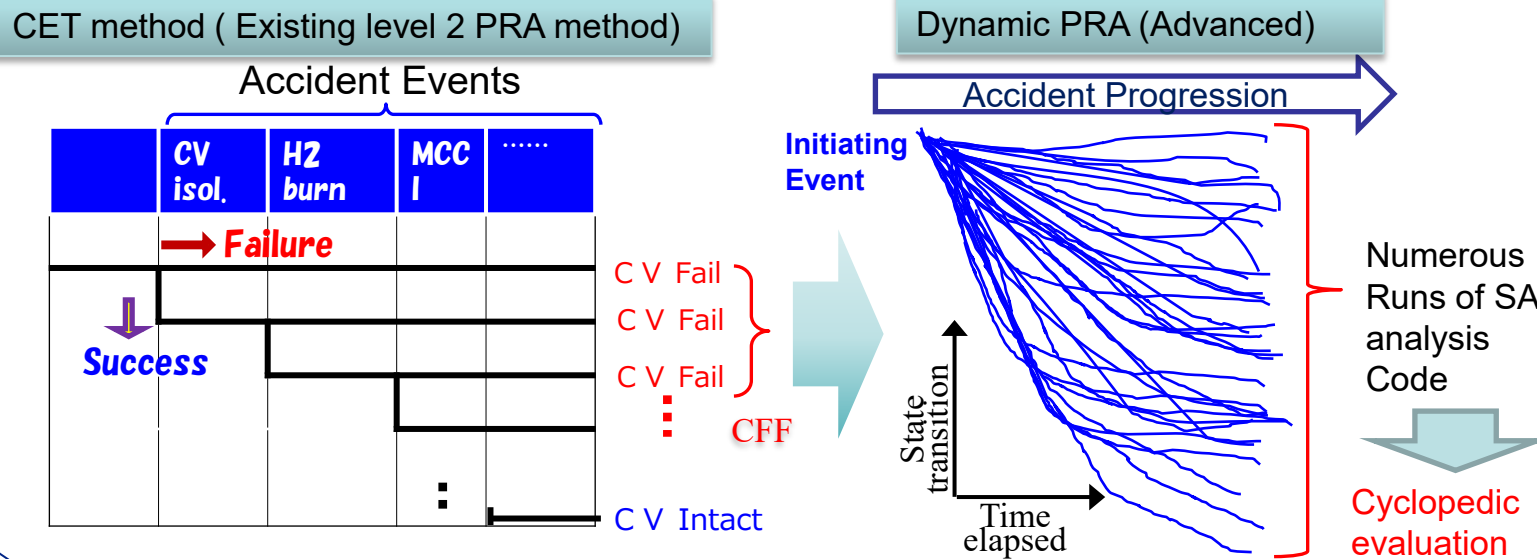
- 各事故シナリオで得られるソースタームのばらつきが得られる



(3) 事故シナリオの不確かさ^[5]

- 格納容器機能喪失頻度は、一般的にイベントツリーを使用して事故シナリオごと（あるいはプラント損傷状態ごと）の確率値を得て評価する。
- 事故進展が複雑な場合には、イベントツリー通りに事故が進展しない不確かさがある。その場合、想定外の事故シナリオを抽出できない可能性がある。
- その対応方法として、大規模な事故進展解析の実施によりイベントツリーを使わずにCFPを評価するダイナミックPRAが挙げられる（図参照）

図 格納容器イベントツリー法とダイナミックPRAの概念の比較^[4]



状態遷移確率評価手法の選定[5]

(2)状態遷移確率評価手法

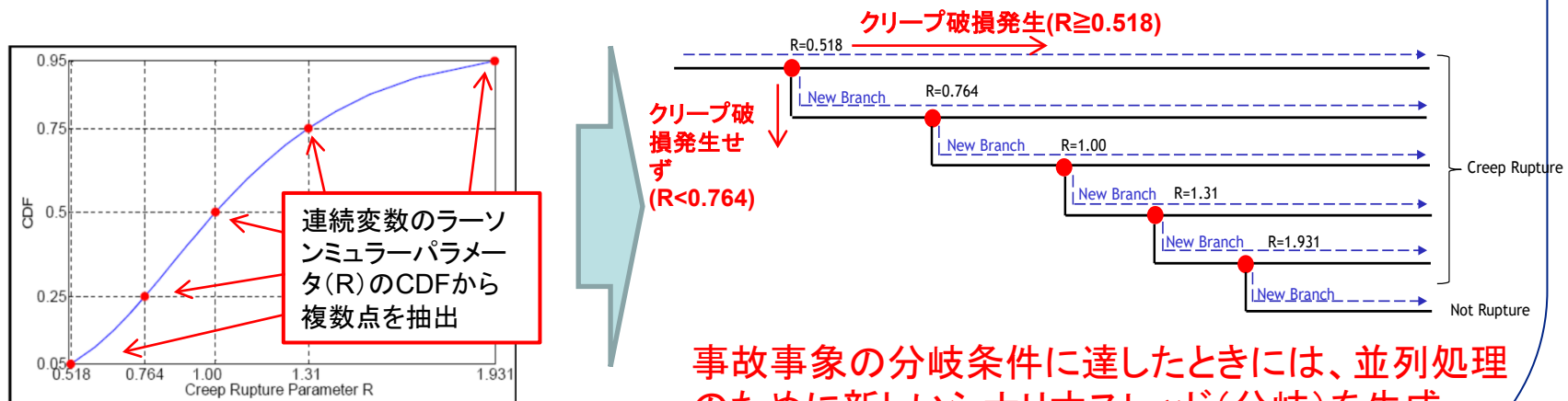
- レベル2DPRAは、ソースターム評価手法とプラント状態遷移確率評価手法を組み合わせにより実施する。
- 本解析では状態遷移確率評価手法としてADAPT※[6]を採用。

※ Analysis of Dynamic Accident Progress Trees

ADAPT (Analysis of Dynamic Accident Progress Trees)

- 状態遷移を離散化して取り扱い、動的イベントツリーを生成することで大量計算を回避することができる

図 原子炉冷却系配管のクリープ損傷発生に関連するラーソン・ミュラーパラメータの離散化[5]



事故事象の分岐条件に達したときには、並列処理のために新しいシナリオスレッド(分岐)を生成

対象プラント及び対象事故シナリオ[5]

- 対象プラント：米国Surryプラント（PWR）
- SBOを起因とし、炉心冷却できずに炉心損傷に至るシナリオ（Fig. 3-2）
- 原子炉高圧状態で炉心損傷。緩和操作のタイミングや現象論的不確かさなどで事故シナリオが複雑に変化（主蒸気管破損、格納容器直接加熱（DCH）等）する。
- ダイナミックPRAの解析では以下の通り状態遷移パラメータを考慮した。
 - ①格納容器破損圧力（CP）
 - ②加圧器S R Vが閉固着に至る回数（SS）
 - ③加圧器P O R Vが閉固着に至る回数（SP）
 - ④ホットレグクリーブ破損に至る累積損傷（HL）
 - ⑤蒸気発生器伝熱管クリーブ破損に至る累積損傷（SG）
 - ⑥一次系強制減圧（FD）

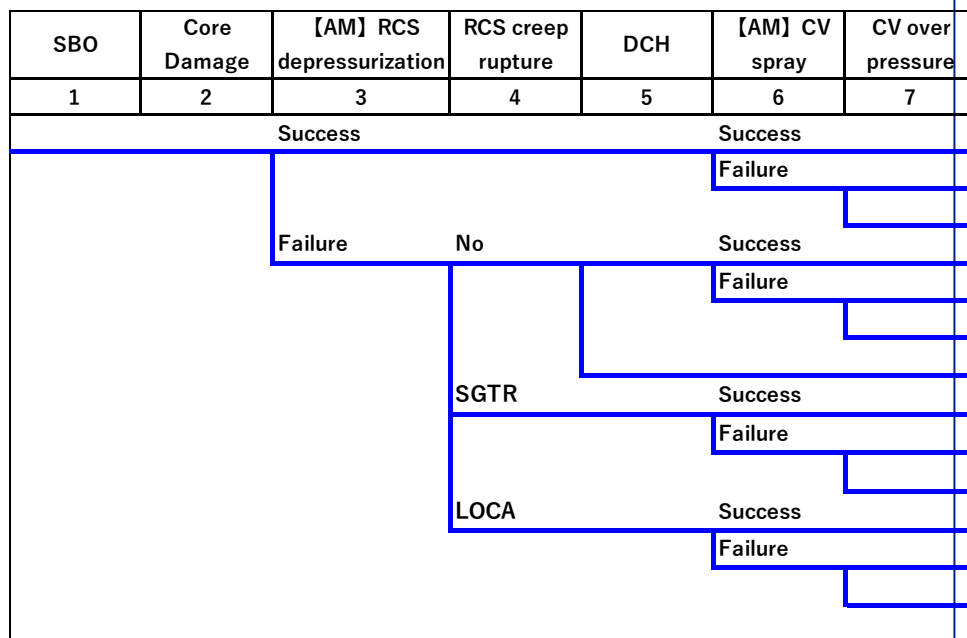


Fig.3-2 Basic event tree for the accident accompanied by core damage initiated by SBO

CV破損の累積発生確率の時間推移[5]

- 事故進展解析コードはMELCOR2.1を使用した。
- 一部のシナリオに対してダイナミックPRAによるソースターム評価を達成。
- しかし全体シナリオを対象としたレベル2ダイナミックPRAの実施するには、現実的な計算リソース・時間ではおさまらない。

⇒新たなソースターム評価手法を開発（ソースタームPRD、次ページ）

図 格納容器圧力の時間推移[4]

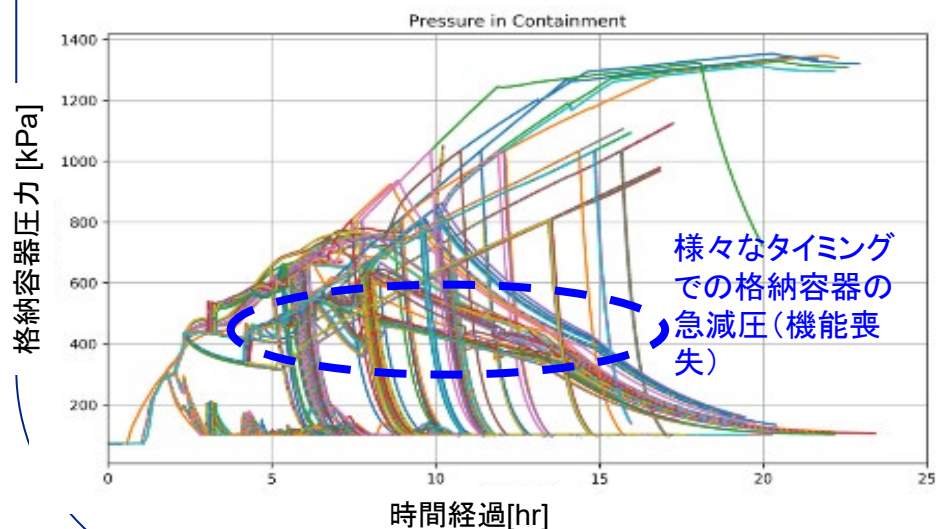
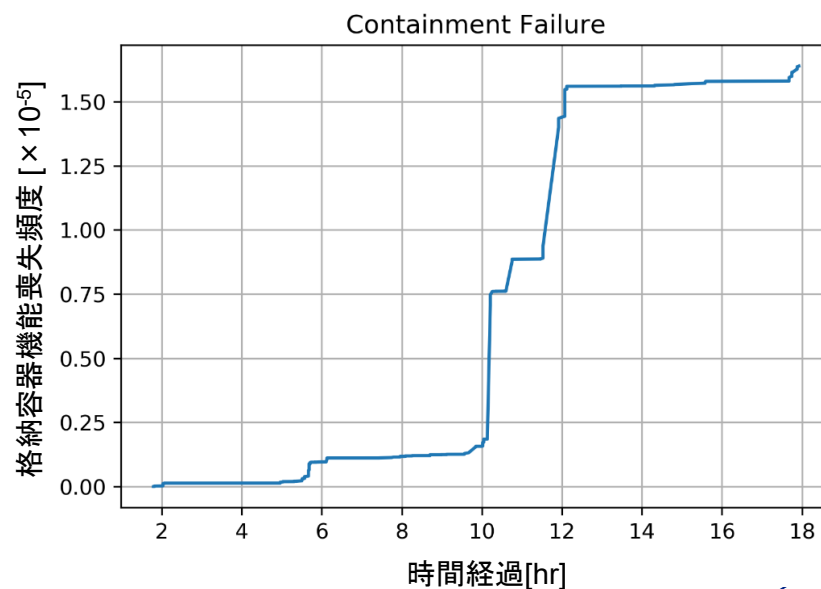


図 格納容器機能喪失頻度の時間推移[4]



ソースタームPRDの概要[5]

環境へのCs放出量は、以下のCs質量バランス式より評価する方法を考案。

CV内Cs質量バランス

① CV内浮遊Cs
量の変化率

② 環境への
放出流量

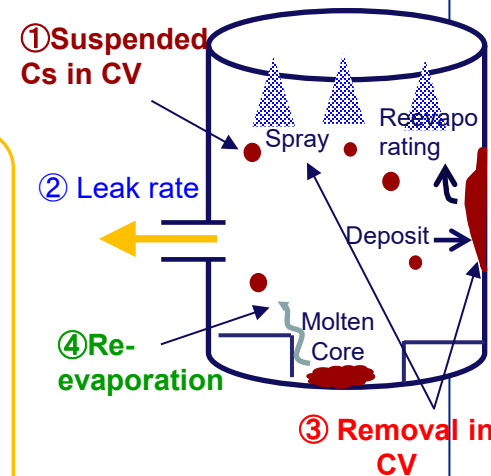
③ CV内の除
去率

④再蒸発によ
る増加率

$$\frac{dm(t)}{dt} \cdot V = -\underbrace{m(t) \cdot v(t) \cdot S}_{\text{②}} - \underbrace{(\lambda + \kappa) \cdot m(t) \cdot V}_{\text{③}} + \underbrace{W}_{\text{④}}$$

$m(t)$: 時刻tにおけるCV内浮遊Cs密度 [kg/m³]
 V : CV体積 [m³]
 $v(t)$: CVリーク口からのCs放出速度 [m/s]
 S : CVリーク面積 [m²]

λ : 自然沈着効果によるCs除去率[s-1]
 κ : 影響緩和策によるCs除去率[s-1]
 $W(t)$: 再蒸発率 [kg/s]



$$m(t) = \frac{m(0)\rho_{ex}}{\rho(0)} e^{\frac{\alpha^2}{2}(t-t_c)^2 - \lambda t} + \left(\frac{W}{V}\right) e^{\frac{\alpha^2}{2}(t^2 - 2tt_c) - \lambda t} \left(\frac{\sqrt{\pi}}{\sqrt{2}} \frac{1}{\alpha} e^{\frac{1}{2}(at_c + \frac{\lambda}{\alpha})^2}\right) \left\{ \text{erf}\left(\frac{(at - at_c - \frac{\lambda}{\alpha})}{\sqrt{2}}\right) - \text{erf}\left(\frac{(-at_c - \frac{\lambda}{\alpha})}{\sqrt{2}}\right) \right\}$$

CV内の浮遊Cs量 $M(t) = V \times m(t)$

CV内のCs除去量

環境へのCs放出量 $= S \int_0^{t_c} dt m(t)v(t)$

$$= V(m(0) - m(t)) - S \int_0^{t_c} dt m(t)v(t)$$

ソースタームPRDの構成[5]

- 環境の気相中へ放出されるCsは、格納容器(CV)内圧を駆動力としプラント外へ移行するものとする。
- 環境へ放出されるCs量は、「放出速度」「放出時間」「CV内浮遊Cs量」により評価可能となる

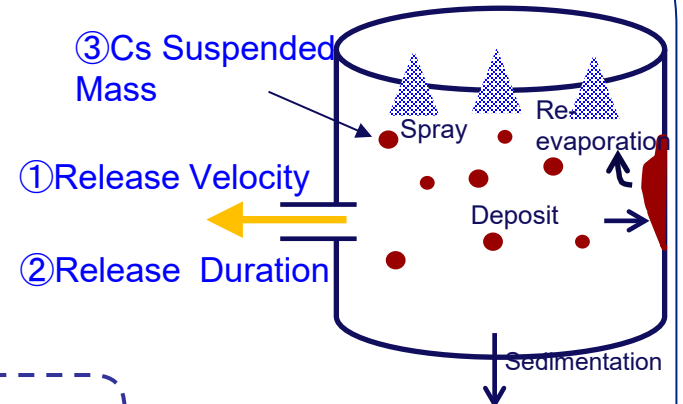
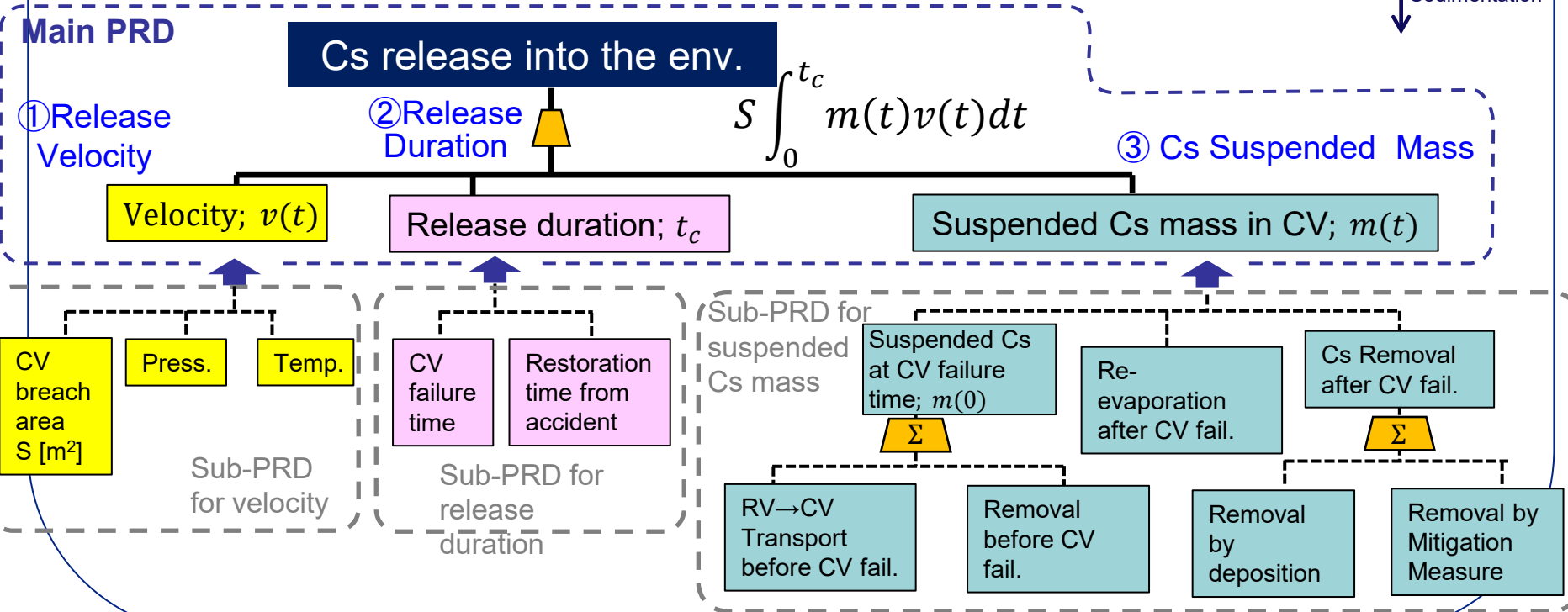


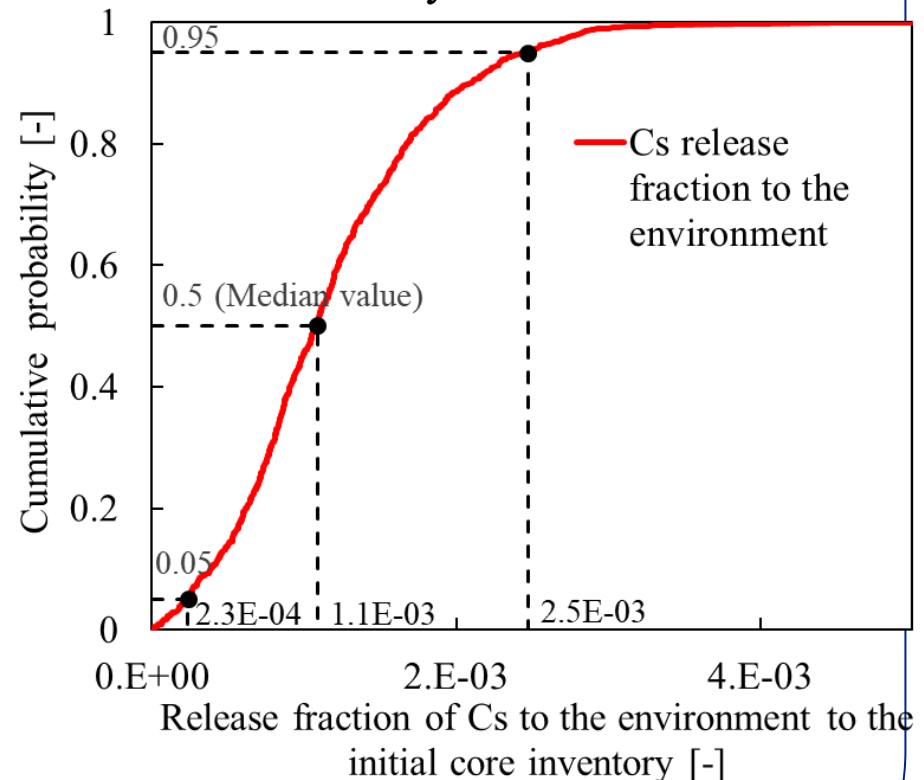
図 ソースタームPRDの構成



【解析結果】Csの環境への総放出量^[5]

- ソースタームPRDにより適切にCs放出量の不確かさを評価できた。
- また、ソースタームPRDを適用したダイナミックPRAを実施する場合、MELCORに比べて大幅に計算リソースを削減できる。

Fig. 2-10 Cumulative frequency of release fraction of Cs to the environment by the source term PRD



モデルの不確かさ ⇒ 感度解析による検討

【例】巨大本震に伴う大規模余震の事故進展に与える影響^[7]

本震発生直後には炉心損傷に至らない状態であっても、**その後の余震の可能性を考慮して緊急時の運転手順を検討しておくことが望ましい**。そのような状況の例としては、次のような検討項目が考えられる。

検討項目例1：本震後のプラント状態に関して、判明している安全設備の健全／損傷の情報を反映させた**余震PRA又は事故シーケンス感度解析**を行い、本震発生後の耐震補強や代替安全設備の準備の実施判断の参考とする。

検討項目例2：本震発生後の**余震発生のタイミングと具体的なAM方策の実施タイミングの関係について感度解析**を行い、AMの実施手順検討の参考とする。（後述の例参照）

検討項目例3：防災計画において、広域の余震リスク評価や津波リスク評価を行い、避難計画その他の対策準備の参考とする。

3. 不確かさを含むレベル2PRAの活用方法

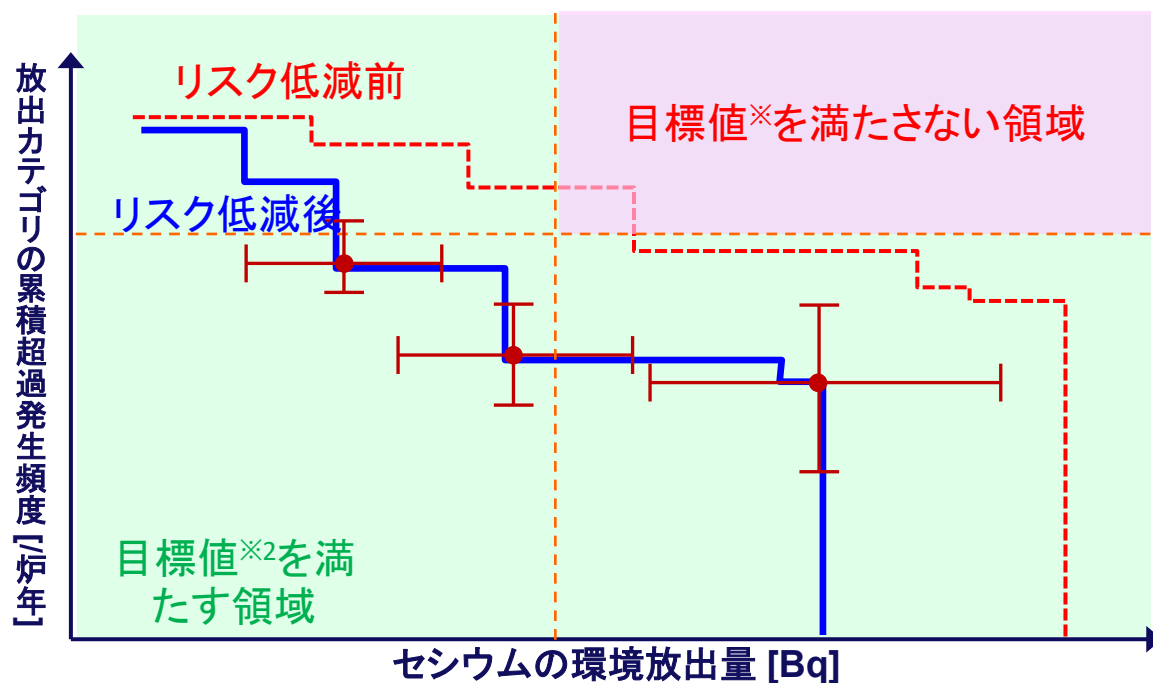
レベル2PRAの実施目的と適用範囲の例^[7]

レベル2PRAの実施目的の例	対応する適用範囲の例
a) シビアアクシデントの進展と格納容器の性能を理解する。	<ul style="list-style-type: none"> 事故進展解析 格納容器構造健全性評価
b) プラント固有のリスクとシビアアクシデントに対する格納容器の脆弱性を特定する。	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器機能喪失頻度（点推定値／平均値）に至る一連の評価
c) 特定の規制上の案件に応えるための情報を得る。	<ul style="list-style-type: none"> 事故進展解析 格納容器構造健全性評価
d) 安全目標又は確率論的リスク基準との比較検討をするための情報を得る。一般的には、格納容器機能喪失頻度と放出カテゴリの発生頻度に関わるものである。	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器機能喪失頻度（平均値・不確かさ）、放出カテゴリの発生頻度（平均値・不確かさ）に至る一連の評価
e) 主要な格納容器機能喪失モードとその頻度を特定し、それに伴う放射性物質の放出の頻度と量を推定する。	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器機能喪失頻度（平均値・不確かさ）、放出カテゴリの発生頻度（平均値・不確かさ）に至る一連の評価とソースターム解析
f) 地域の緊急時計画の方策を作成するための情報を得る。	<ul style="list-style-type: none"> 放出カテゴリの発生頻度（平均値・不確かさ）に至る一連の評価とソースターム解析
g) 現象、システム及びモデル化に関わる想定の不確かさを含む様々な不確かさの影響を評価する。	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器機能喪失頻度（平均値・不確かさ）、放出カテゴリの発生頻度（平均値・不確かさ）とそれぞれの感度解析に至る一連の評価
h) プラント固有のアクシデントマネジメントを作成するための情報を得る。	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器機能喪失頻度（点推定値・平均値）と重要度解析・感度解析に至る一連の評価
i) リスク低減のためのプラント固有の対策オプションを定めるための情報を得る。	<ul style="list-style-type: none"> 放出カテゴリの発生頻度（点推定値・平均値）と感度解析に至る一連の評価
j) リスクが大きい現象における不確かさを少なくするための研究活動などに対する順位付けのための情報を得る。	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器機能喪失頻度（平均値・不確かさ）、放出カテゴリの発生頻度（平均値・不確かさ）とそれぞれの感度解析に至る一連の評価
k) レベル3PRAへの入力を用意する。	<ul style="list-style-type: none"> 全要件適用

目標値に対する評価とリスクの管理方法

- 横軸に影響度(例えばセシウムの環境放出量[Bq])、縦軸に放出カテゴリの累積超過発生頻度をとる。
- 目標値に対し、どの放出カテゴリをどのように低減すべきか(新たな対策を導入するか、より現実的な評価手法を導入するか、確率で落とすか、ソースタームを落とすか等)を検討する。

図 レベル2PRAの結果(イメージ)



※2 例えば、原子力規制委員会が設定した安全目標(Cs100TBqを超える事故の発生頻度 10^{-6} /炉年)

現実的なレベル2PRA評価手法を得るための研究開発

FP挙動試験、FP移行挙動解析手法の開発

- 環境へのセシウム放出挙動を現実的に評価するために、レベル2PRA結果を参照し、必要なFP挙動研究の優先順位付けを行い、NRRRC研究ロードマップ(次ページ)に反映した。

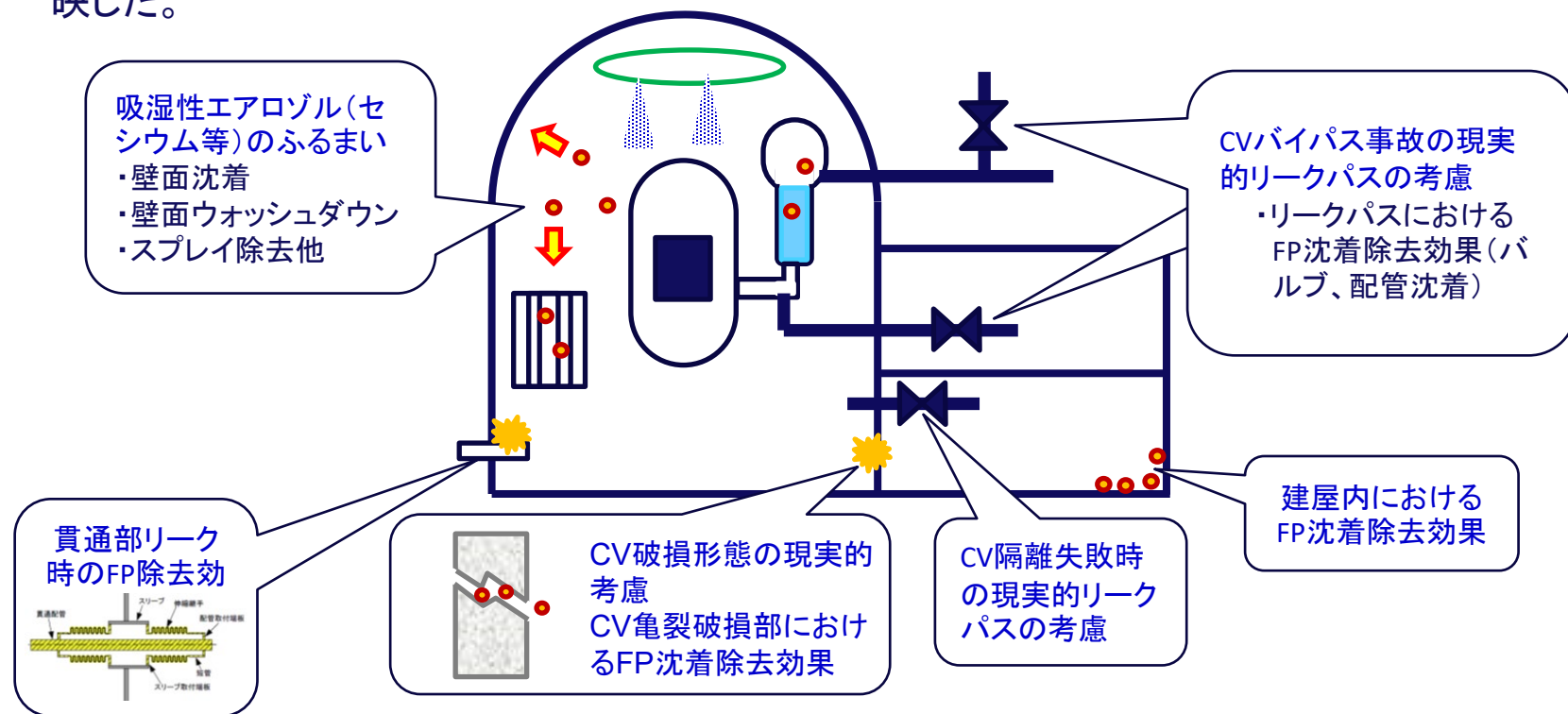


図 レベル2PRAから同定したソースターム研究課題

4. 放射性物質放出リスク評価手法高度化 (レベル2)

▽ : R&D成果 (①-⑤ : 成果の適用先)

項目	ギャップ/解決方策	~2022	2023	2024	2025	2026	2027~
SA時の事故進展評価 (原子炉~格納容器~原子炉建屋)	現実的な格納容器破損挙動評価、機能喪失頻度 (CFF) 評価、ソースターム評価の各手法の整備が不十分 ↓ ・代表核種(Cs)の挙動解明 ・格納容器/建屋内でのFP附着/移行挙動の評価と分析 ・MAAPコードのモデル検証と高度化 ・現実的なFP移行挙動評価のための手法開発 ・緩和システム (FCVS) のモデル開発 ・格納容器内温度評価及び破損部位特定手法の整備 ・原子炉建屋内における水素挙動評価のための手法開発 ・重要事故シナリオの評価手法整備	現実的な格納容器健全性評価に関する手法開発 (温度評価、構造評価、フラジリティ評価モデル) 最新知見を反映した出力運転時 Goodレベル2PRA手法開発 (CFF、ソースタームPRD、TI-SGTR、ダイナミックPRA、EDF共研、国際プロジェクト)	格納容器健全性評価に関する手法開発 (温度評価、構造評価、フラジリティ評価モデル) SA時の原子炉建屋内水素挙動評価技術の確立	MAAPコードのモデル検証、改良と高度化 現実的なFP移行挙動評価手法の開発	低出力及び停止時のFP挙動評価手法の開発 低出力及び停止時のGoodレベル2PRA手法の開発	低出力及び停止時のFP挙動評価手法の開発 低出力及び停止時のGoodレベル2PRA手法の開発	低出力及び停止時の重要現象に関する知見拡充 低出力及び停止時のGoodレベル2PRA手法の開発
		炉を対象としたレベル2PRAの試行 (ケーススタディ)、実施ガイドの構築 (出力運転時) レベル2マルチユニットPRAに向けた先行研究等調査	実施ガイドの構築 (出力運転時) 実施ガイド②▽	実施ガイドの構築 (出力運転時) 実施ガイド②▽	実施ガイドの構築 (出力運転時) 実施ガイド②▽	実施ガイドの構築 (出力運転時) 実施ガイド②▽	実施ガイドの構築 (出力運転時) 実施ガイド②▽
モデルプラント評価	構築したレベル2PRAに係わる各種手法の適用性確認を通じたGoodレベル2PRA手法の構築	炉を対象としたレベル2PRAの試行 (ケーススタディ)、実施ガイドの構築 (出力運転時) レベル2マルチユニットPRAに向けた先行研究等調査	実施ガイドの構築 (出力運転時) 実施ガイド②▽	実施ガイドの構築 (出力運転時) 実施ガイド②▽	実施ガイドの構築 (出力運転時) 実施ガイド②▽	実施ガイドの構築 (出力運転時) 実施ガイド②▽	実施ガイドの構築 (出力運転時) 実施ガイド②▽

海外における地震PRAの活用

フランス電力公社(EDF)におけるリスク集約 (Risk aggregation)手法^[9]

- EDF は PSA の範囲を段階的に拡大している。EDF は、各 PSA (内部事象、内部ハザード、外部ハザード) の成熟度と不確実性の程度はそれぞれ異なるため、それぞれの PSAの結果を同じように解釈することが困難という問題に直面している。
- 特に地震 PSA の場合、極端な地震レベルの結果には非常に大きな不確かさが含まれる一方、CDF への寄与は非常に大きい。リスク情報に PSA を使用するという観点から、EDF は不確かさが低中程度で、高い知識レベルの仮定に基づく結果に焦点を当てたいと考えている
- EDF が開発した新しいリスク集約の枠組みでは、頻度評価 (および不確実性に関連する) におけるSoK (知識の強さ) という概念、および結果の分析 (現実的か、不利か) をシナリオを分類するための指標として導入された。

新しい枠組みの地震PSAへの適用^[9]

- PSA シーケンスを優先順位を付けるマトリックスは、頻度に関連した 3 つのカテゴリの SoK と 2 種類の結果分析で構成される。
- 新しいアプローチを地震 PSA に適用した際の主な洞察は次のとおりである。
 - 中程度の地震レベルからの主な洞察に焦点を当てるために、地震 PRA の重要因子に基づく主なリスク要因は、限られた範囲の地震レベル (最大 ~150,000 年) について示されている。
 - より高い地震レベルは、クリフエッジ効果が存在しないことを確認するためのみに分析される (これらの地震レベルでは、リスク寄与が大幅に増加する SSC はない) 。

表 PSAシーケンスの優先順位付けの総括テーブル^[9]

[9] Table II.: Summary Table of the prioritization of PSA sequences.

4. まとめ

- レベル2PRAにおける不確かさの評価手法及び不確かさを含むレベル2PRA結果の活用例をご紹介した。
- レベル2PRAに関連した偶然的な不確かさあるいはパラメータの不確かさに対し、各種評価手法の整備が進められている状況をご紹介した。
⇒シビアアクシデント現象、ソースターム、事故シナリオ
- モデルの不確かさに対しては感度解析が有効である（本文で挙げた余震の他、炉心損傷直結事象などもあげられる。）
- レベル2PRAの活用方法として、目標値に対するリスク管理方法、研究対象の選定の例をご紹介した。
- フランスEDFのように不確かさの大きさに応じて結果の活用方法を分類する方法もある。

参考文献

- [1] 牟田、糸井、「よくわかる PRA～うまくリスクを使えるために～ 第 2 回 リスクと不確かさ」、日本原子力学会誌、連載講座、Vol.62, No.7 (2020)
- [2] K. Nakamura et. al., "The Development of the advanced Method for the source term evaluation applicable the dynamic PRA", Proceedings of ICONE26, ICONE26-82523, July 22-26, 2018, London, England
- [3] K. Nakamura et. al., "Analysis on Key Issue of Source Term Behavior based on Seismic Level 2 PRA Evaluation by Application of up-to-date knowledge and methodology", Proceedings of ICAPP 2017, April 24-28, 2017, Fukui and Kyoto, Japan
- [4] 宇井ら、「レベル2PRAにおけるセシウムへの放出量評価手法の開発 (4) リスクプロファイルの特定に向けたセシウム放出量の不確かさ解析」、日本原子力学会 2016年春の年会、2P09、2016年3月27日、東北大学
- [5] 中村康一(2022), PRDを用いたレベル2PRAを対象とするダイナミックPRAに適用可能なソースターム評価手法の開発, 東京大学大学院工学系研究科博士論文
- [6] A. Hakobyan et al., "Dynamic generation of accident progression event trees," Nuclear Engineering and Design, 238[12], 3457-3467 (2008).
- [7] 日本原子力学会、「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準 (レベル2PRA編) : 2022(AESJ-SC-RK012 : 2022)」、2023年9月
- [8] 電力中央研究所 原子力リスク研究センター、NRRC研究ロードマップ(2024年3月公開版)、<https://criepi.denken.or.jp/jp/nrrc/intro/roadmap.html>
- [9] Luzoir et al., "EDF Hierarchization Process for PSA Insights Valuing Strength of Knowledge", proceeding of PSA2023, Knoxville, TN, July 15-20, 2023