

# 規制の意思決定と確率論的リスク評価(PRA)

ジョージ・アポストラキス  
原子力リスク研究センター所長  
[apostola@mit.edu](mailto:apostola@mit.edu)

第2回 日本電気協会原子力規格委員会シンポジウム  
東京  
2015年6月4日

## 古典的アプローチ リスク評価以前

- 不確実さの取扱(当時は非定量的)に関して、常に懸念があった。
- 深層防護と安全マージンが規制に組み込まれるようになった。
- 「”深層防護”は、米国原子力規制委員会(NRC)の安全理念の一要素である。深層防護では、原子力施設で故障、事故または自然災害が発生した際にさらなる事故を防止するため、あるいは損傷を軽減するための一連の防護措置を定める」  
[USNRC 白書、1999年2月]

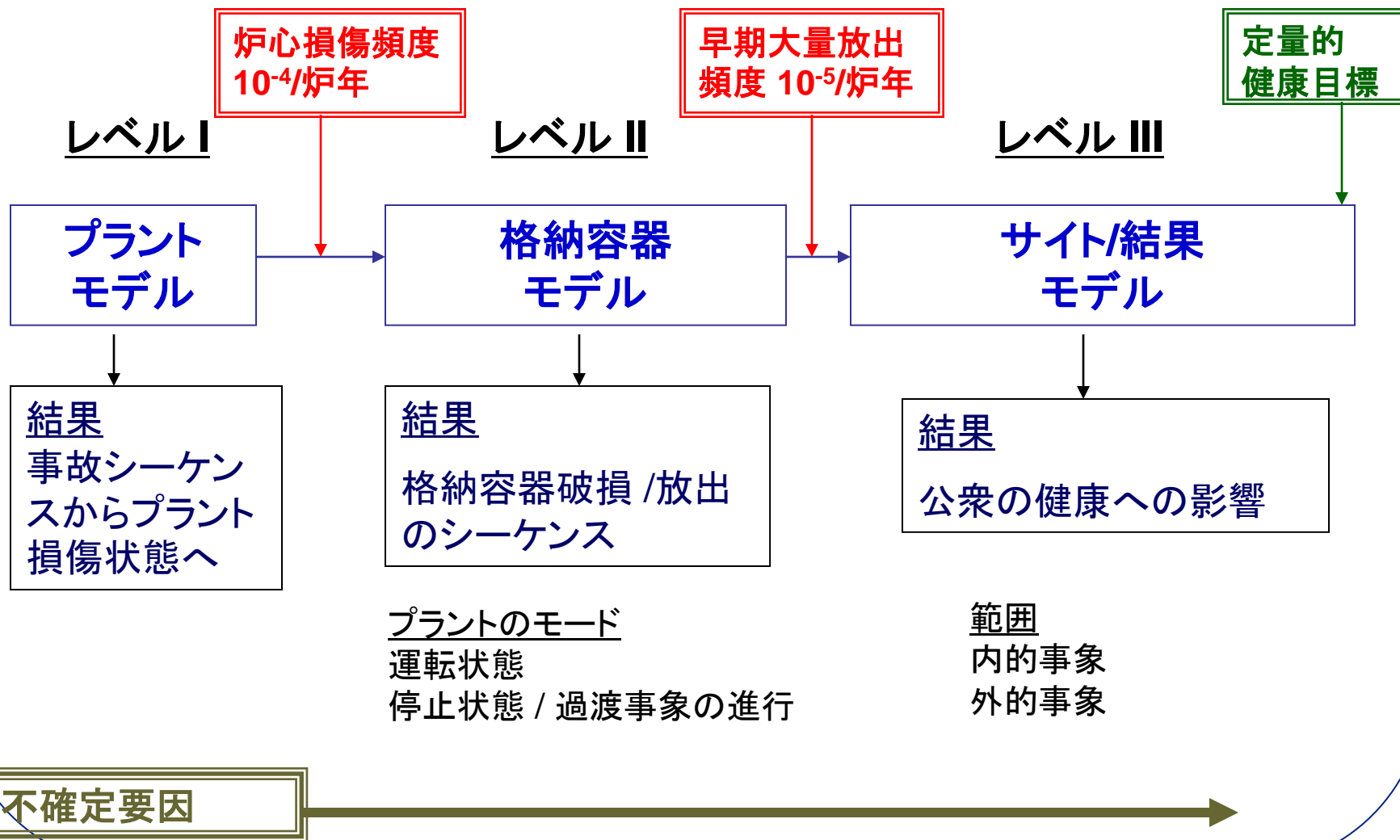
## 古典的アプローチの問題点

- どれだけの深層防護を行えば十分なのかを示す指針がない
- 設計基準事故 (DBA) に関してはシステムの信頼性を保証するために、より先進的な定量的アプローチが存在するにもかかわらず定性的なアプローチ (単一故障基準) を採用していた。
- DBAではヒューマンパフォーマンスを定型化している (例: 事故発生から30分間は、運転員はいかなる行動もとらないと仮定する)
- DBAには、運転経験や最近になって理解されるようになってきた事実が反映されていない。
- 米国において業界が自ら実施した確率論的リスク評価 (PRA) では、同じ規制の下で認可されたプラントであってもリスク評価結果にばらつきがみられた。

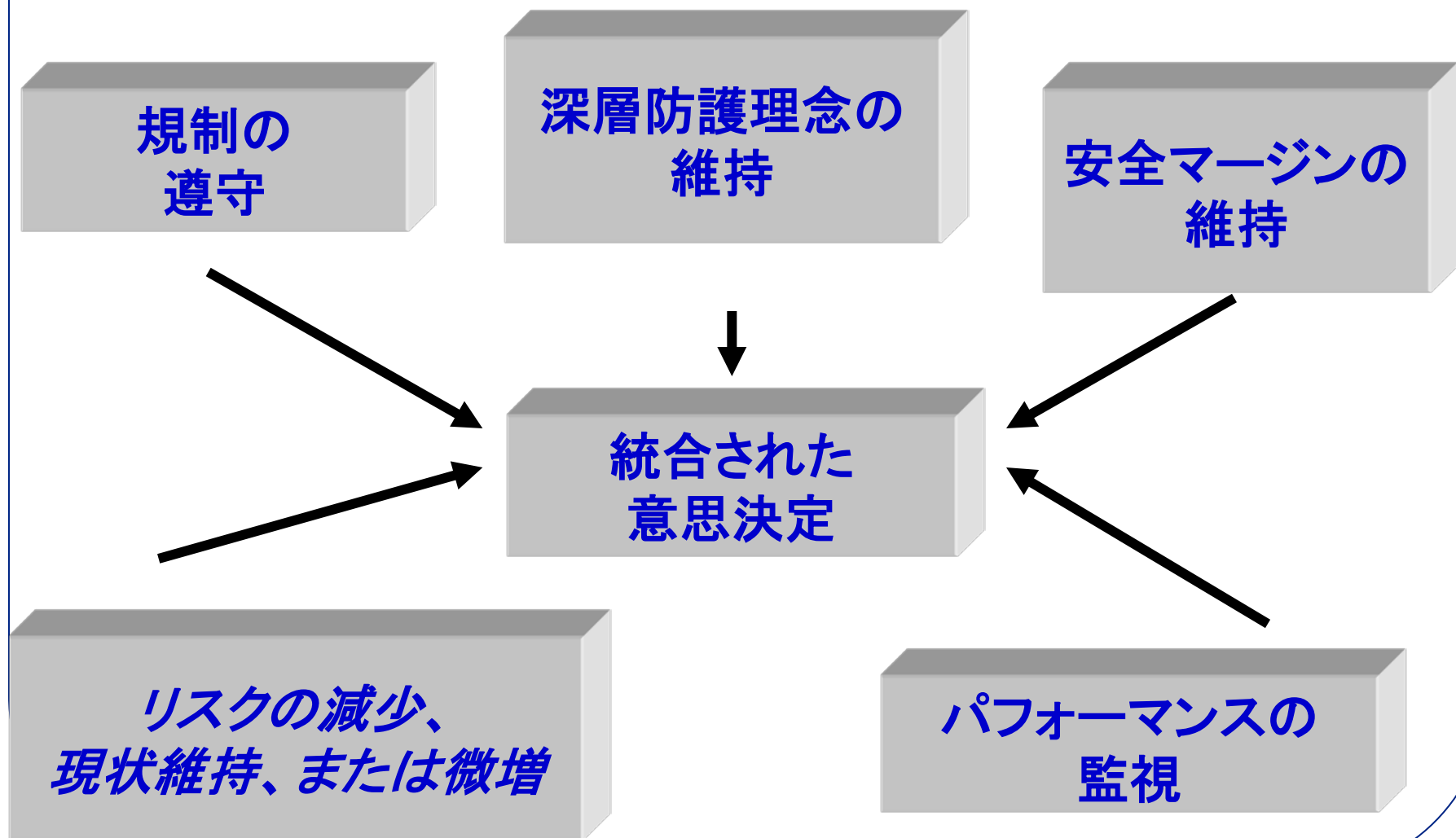
## 確率論的リスク評価(PRA)

- システムを一つの集約された社会技術的システムとして研究する。
- 確率論的リスク評価(PRA)は、以下の疑問に対する答えを導き出すことによって、リスクマネジメントを支援する。
  - どのような悪い展開が予想されるか？  
(数千通りの事故シーケンスや事故シナリオ)
  - それらのシナリオが現実のものとなる確率は？
  - それらのシナリオの結果は？

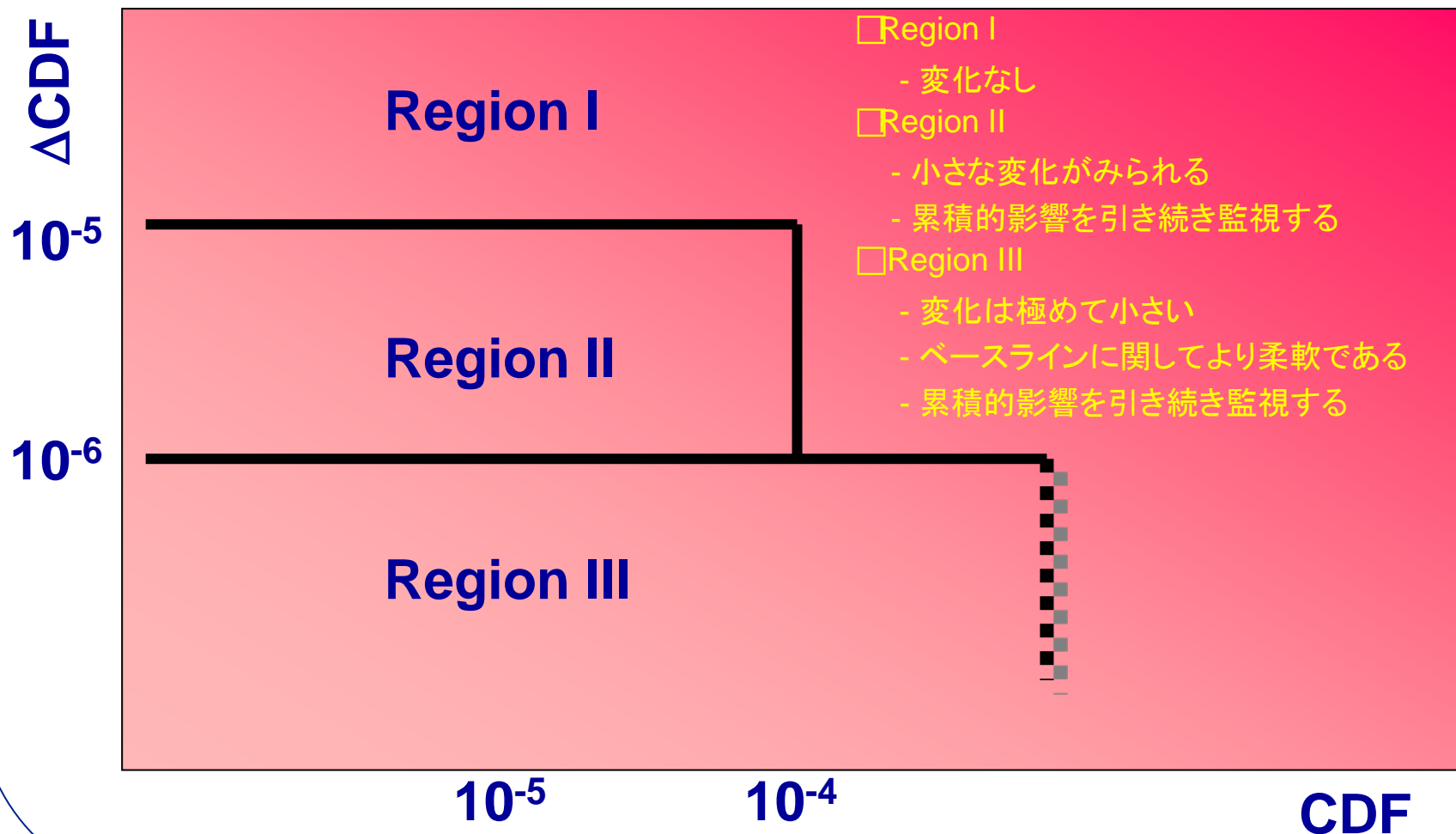
# PRA モデルの概要と副次的目標



# 認可ベースの変更におけるリスク情報の活用 (RG 1.174:1998年)



# 炉心損傷頻度に関する 許容指針



## 意思決定

- (他の意思決定と同様に) 規制に関する意思決定は、現時点で持っている知識をもとに行い、文書化するべきである
  - 設計、運転、規制に関する現状の知識が重要である
  - PRAは将来を「予測」するものではない。意思決定者の現時点の知識に情報を追加するために将来の可能性を評価するものである。
  - PRAによって得られた結果や知見を無視すると、現時点で持っている知識を有効に活用した意思決定を行うことができない



## PRA の妥当性

- フルスコープの PRA には、全運転モード、内的・外的起因事象、炉心損傷頻度や早期大量放出頻度の推定値、放出カテゴリー、健康への影響などが含まれている
- 規制に関する意思決定のほとんどは、レベル1 PRAと早期大量放出頻度を使用している
- 規制に関する意思決定の多くは、フルスコープのレベル1 PRAを必要としない
- PRA の詳細さの度合いは、その目的によって決まる

## PRA の品質

- PRA モデルは広いスコープを視野に入れている（社会技術的システムモデル）。
- 多様なモデルを採用している（システム、人間信頼性、地震など）。
- 決定論的分析において専門家の判断が重要であるのと同様、PRAでも専門家の判断が重要である。
- 規制当局は、リスク情報の品質がそれを意思決定の際に使用しても問題ないくらいの高い品質であることを確信できている必要がある。

## 規制指針

### 米国原子力規制委員会の規制指針1.200 (RG 1.200) 「リスク情報を活用した活動における確率論的リスク評価結果 の技術的妥当性を判定する方法」

- PRA のスコープ
  - フルスコープのレベル1 PRA およびレベル2 PRA における技術的要素、およびそれらに関連する属性や特性
  - PRA の詳細度
  - PRA の策定、維持、更新
- 
- 独立したピアレビューが円滑に実施できるように、文書化しておく必要がある

## ピアレビュー

- 専門家チームに求められる資質
  - 独立的な立場にあり、利害関係がない(当該PRA業務に関わっていない)
  - チームとして、PRAに関わる全技術分野および統合に関する知識を含む全般的な専門知識を持っている
  - レビューを担当する技術分野に関する専門知識を持っている
  - プラント設計およびプラント運転に関する知識を持っている
  - ピアレビュープロセスに関する知識を持っている
- レビューヤーのための指針
  - NEI 00-02「PRAピアレビューのプロセス・ガイダンス」
  - NEI 05-04「ASME PRA標準を用いたフォローオンPRAピアレビューの実施プロセス」
  - NEI 07-12「火災PRAのピアレビュー・プロセスガイドライン」

## PRA 標準

- 「ピアレビューとは、すでに確立されている標準に則って業務が行われているかという視点でレビューするものである」  
(RG 1.200)
- 例
  - ASME/ANS RA-Sa-2009 「レベル1 / 早期大量放出頻度の確率論的安全評価の原子力発電所への適用に関する標準 ASME/ANS RA-S-2008 に対する補遺」
  - ASME/ANS RA-S-1.4-2013: 軽水炉以外の先進型の原子力発電所に適用されるPRA標準(試用段階)
- 方法論の進歩が非常に遅いことに対する懸念

## ASME/ANS RA-Sa-2009で規定された要件

- **高位レベルの要件 (High-Level Requirements)**
  - その適用対象によらず、技術的に許容可能なベースラインPRAに関する必要最低限の要件を規定
- **サポート要件 (Supporting Requirements)**
  - 評価レベル分類ごとに該当するために満たさなければならない必要最低限の要件を定義
- **評価レベル分類 II (Capability Category II)**
  - 重要な寄与因子の相対的重要度を機器レベルで特定するのに十分な明快さと具体性
  - プラント固有データ/モデルを使用

## 例：起回事象

- 高位レベルの要件(HLR-IE-A)：起回事象分析では、起回事象を十分漏れなく特定できなければならない。
- サポート要件(Supporting Requirements)
  - IE-A2: 検討する内部事象の範囲に、少なくとも以下の一般的カテゴリーを含めること：過渡事象、冷却材喪失事故(LOCA)、蒸気発生器伝熱管破損(SGTR)、インターフェースシステム LOCA (ISLOCA)、サポート系の故障
  - IE-A4: モデルに含まれる起回事象が産業界の運転経験を反映しているかどうか評価するため、同様のプラントでの運転経験と一般的解析をレビューする