

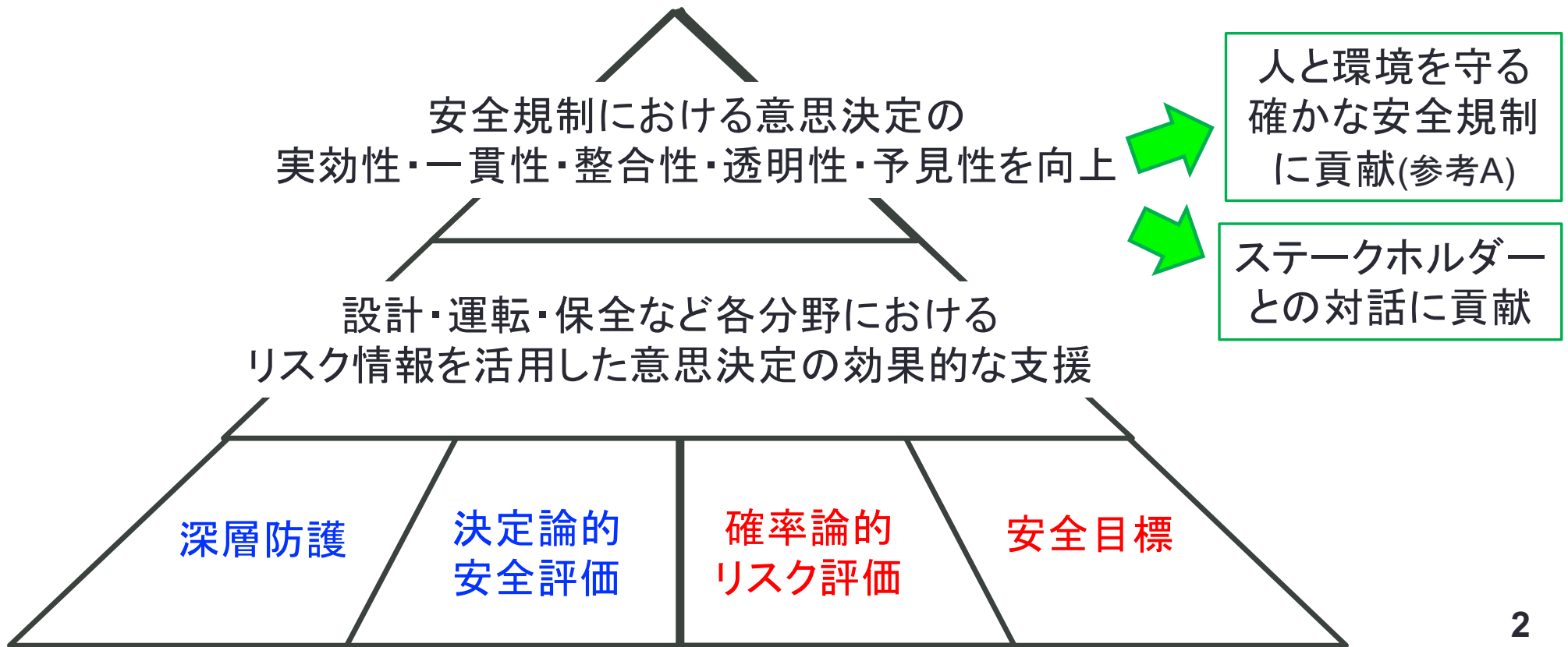
# 確率論的リスク評価と安全目標の概要

日本原子力研究開発機構  
安全研究センター リスク情報活用推進室  
村松 健

第1回安全目標に関する検討委員会  
2024年8月1日

# 安全目標と確率論的リスク評価をあわせて議論する理由

安全規制における意思決定の基盤となってきた深層防護と決定論的安全評価の考え方に加えて、施設に伴うリスクを定量的に評価する確率論的リスク評価(PRA)とリスクに係る安全目標を活用することにより、安全規制のより一層の実効性向上及びステークホルダーとの対話の促進に資することができる可能性がある。



# 内容

## 1. 一般的な意味でのリスクマネジメント

- ◆ ISO-31000
- ◆ 大規模災害リスクの定量化手法の例

## 2. PRA及び安全目標の生い立ちと活用の経緯

- ◆ WASH-1400研究, TMI事故, 安全目標, リスク情報活用
- ◆ 安全目標の例 (米国、英国、OECD諸国)
- ◆ リスク情報活用の分野の例

## 3. PRAの手法

- ◆ 原子力発電所のPRA (レベル1, 2, 3 の区分、外部ハザードのPRA (地震を例として))

## 4. 我が国での安全目標検討経緯と関連する論点の例

- ◆ 我が国での安全目標検討経緯
- ◆ 関連する論点の例

## 5. まとめ

# 1. 一般的な意味でのリスクマネジメント — ISO31000を例として

各国の企業/公的機関でリスクマネジメントの指針として広く使われている規格として、国際標準化機構ISOのリスクマネジメント指針ISO 31000がある。

## ISO31000でのリスクの定義

序文において「あらゆる業態及び規模の組織は、自らの目的達成の成否及び時期を不確かにする外部及び内部の要素並びに影響力に直面している。」としたうえで、リスクを「不確かさが組織の目的に与える影響」と定義。

## リスクマネジメントのプロセス (右図)

組織は、その目的に基づいて運用管理の方法とリスク基準を定め、リスク特定(原因やシナリオの分析)とリスク分析(影響や発生可能性の検討)を行い、その結果をリスク基準に照らして評価し、必要に応じてリスク対応(運用管理の改善など)を行う。このプロセス全体を通して、ステークホルダとのコミュニケーション及び協議を行い、更なるリスク対応が必要とならないことを確実にするために、リスク及びその運用管理状況をモニタリングしレビューする。更にすべての活動について、運用管理、レビュー、改善のために、記録を作成し、ステークホルダーに適切に報告する。(⇒ 参考B1,B2)

注意：ここでのリスクアセスメントはリスクの特定(Identification)、分析(analysis)、評価(evaluation)を含む。またここでのリスク評価(risk evaluation)は、事前に設定する基準に照らして修正要否を判定することである。一方、後述する原子力発電でのリスク評価(risk assessment)は、この図のリスク特定とリスク分析に相当する。

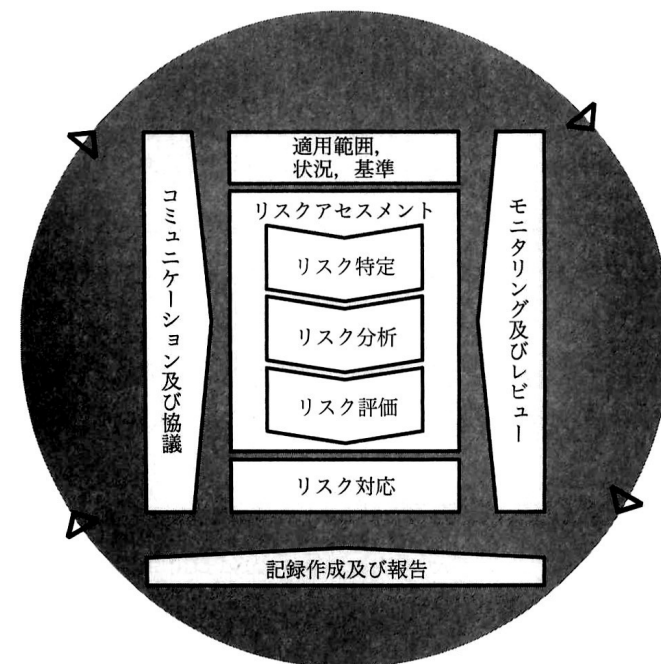


図4-プロセス

出典：日本規格協会リスクマネジメント規格活用検討委員会、「ISO31000:2018(JIS Q 31000:2019) リスクマネジメント 解説と適用ガイド」, 2019.

## ISO31000と本委員会で議論する原子力のリスクマネジメントの関係

- 一般の組織では、考慮すべきリスク要因は様々である。ISO31000では、組織の目的に応じて、マネジメントの方法や丁寧さを柔軟に選択している。
- 原子力発電所のシビアアクシデント(SA)のリスクは、電気事業者が対象とするリスク要因の一部であり、全体のリスクマネジメントの中に、適切に組み込む必要がある。
- SAは、極めて稀ではあるが甚大な影響をもたらす可能性があるため、そのリスクマネジメントでは、ISO31000の要素の中で次の事項が重要となる。
  - ◆ リスクマネジメント活動の品質を高めるため、全社的な取り組みが必要であり、経営層のリーダーシップが一層重要となる。
  - ◆ 公衆（立地地域の住民、一般の国民）は重要なステークホルダーとなり、公衆とのコミュニケーションも重要となる。
  - ◆ リスク評価の手法は、重要な見落としを防ぐ体系的なシナリオの分析、定量的な発生可能性や発生時の影響評価が望まれる。(参考C)
- PRAと安全目標は、リスクマネジメントのツールとして重要な役割を果たしうる。

参考文献 [1]山口彰、「リスクガバナンスと原子力リスク管理」日本原子力学会誌, Vol.59, No.2 (2017).

[2] 経済産業省、原子力の自主的安全性向上に関するワーキンググループ、「原子力の自主的・継続的な 安全性向上に向けた提言」(2014).

# 確率論的リスク評価 (PRA) とは — 米国NRCの定義

PRA (Probabilistic Risk Assessment)とは, NRCがリスクを定義するために用いている3つの問いに答える体系的手法である。

(NRC用語集より <https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary/probabilistic-risk-assessment-pra.html>)

## リスクの定義

次の3つの問いへの回答の総体

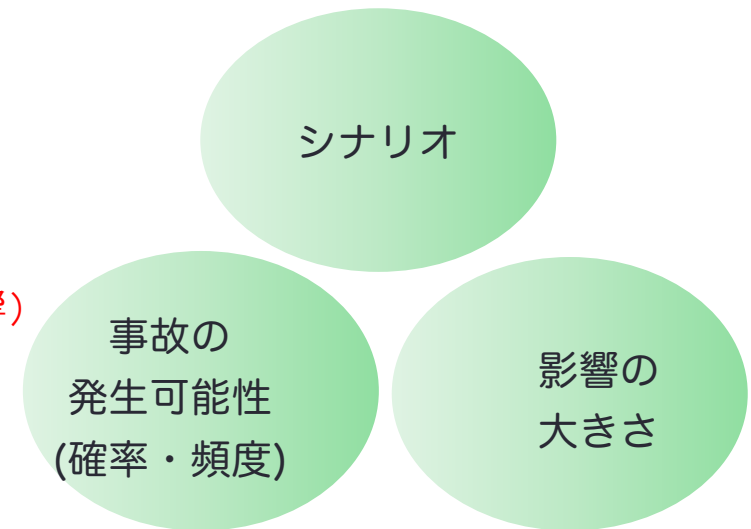
1. どのような悪いことが起こるのか? (シナリオ)
2. それが起こる確からしさはどれほどか? (発生可能性)
3. もし起こったとすれば結果・影響(被害)はどのようなものか? (影響)

## シナリオとは

事故の発端から収束に至る一連の事象(設備の故障/損傷, 操作の成功/失敗, 物理現象の発生など)の全体。

## シナリオ分析の意義

- ・ 事故の被害及び発生可能性は, 想定するシナリオによって大きく変わるので, 起こり得るシナリオを適切に理解することが, 影響推定及び確率推定の前提になる。
- ・ シナリオを理解することで, よりよい対策ができる
- ・ 重要なシナリオをもれなく理解するには, 体系的な分析の方法が必要



## リスクの3要素

## 原子力発電所のPRAが対象とするリスク

- 通常、次のリスクを対象としている。
  - 炉心の放射能が敷地外に放出されることによって周辺公衆が被る可能性のある放射線被ばくやその影響のリスク。
  - 土地汚染等の長期的被害や経済的影響などを対象に含める場合もある。

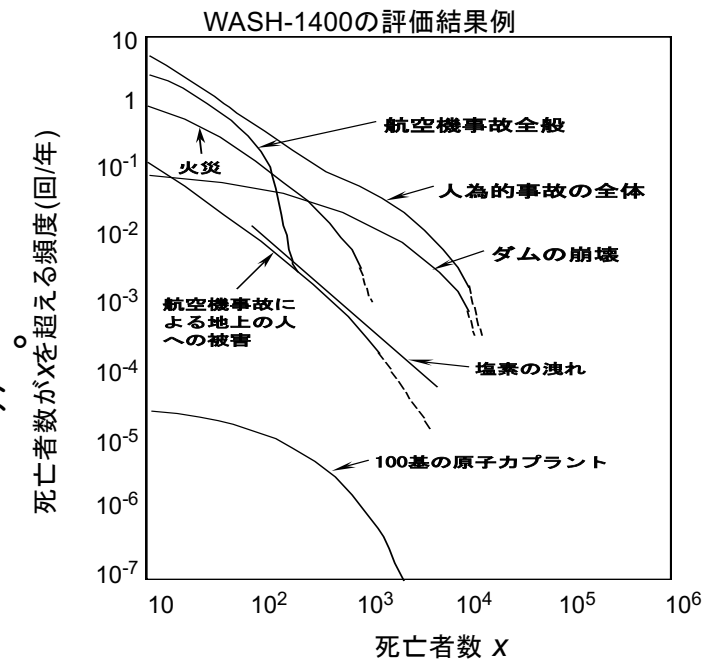
## 2. PRA及び安全目標の生い立ちと活用の経緯

- PRA とリスク情報活用の生い立ち
- 安全目標の例
  - 米国NRCの安全目標政策声明
  - 英国の安全評価原則
  - その他の諸国の安全目標（定量的安全基準）
- リスク情報の活用分野の例



# PRA及び安全目標の生い立ちと活用の経緯

- 1975年: **WASH-1400(ラスムッセン研究)公表**：米国において原子力損害賠償制度検討の参考として、原子力発電所の**SAのリスク**（発生頻度と影響（死者数, 経済影響））を評価
  - ◆ 弱点への批判（例：外的事象や不確実さの考慮が不足など）。
  - ◆ PRAの有用性は評価（多重故障の重要性など）（ルイス報告(1978)）
- 1979年: **TMI事故発生**。ヒューマンエラーと多重故障による炉心損傷
  - ◆ WASH-1400における重要シナリオに類似（PRAの有用性を再認識）。
  - ◆ 各国でSA対策の強化（運転員資格、制御室設計、事故時手順書改良など）とSA研究、PRA研究が進展
  - ◆ 議論の中で**安全目標の必要性を指摘(How safe is safe enough?)**
- 1986年：**安全目標政策声明**発表
- 1987年：**NUREG-1150(ドラフト発行)**：WASH-1400への批判に対応
  - ◆ これを踏まえて、NRCは、**内的・外的事象の個別プラントのリスク評価 (IPE/IPEEE)**を要求。多数の改善に結実
- 1995年：**PRA政策声明公表**：安全規制における**リスク情報活用**が進展



# 米国NRCの安全目標政策声明(1)

## 原子力発電所の運転のための安全目標

Safety Goals for the Operations of Nuclear Power Plants; Policy Statement, Aug. 4, 1986 (1)

### 概要(Summary)の記述)

- 目的:放射線リスクの許容できるレベルを広義に定義する。
- NRCは、1981-82年に**6回公開会合を開催**、**公衆のコメントを収集**。1983-85年にそれらを評価し、原子炉安全諮問委員会(ACRS)に諮問(**計6年を要した**)。
- 原子力発電所の運転に起因する**如何なる死も「許容可能」ではない**。我々は、「許容可能な死」ではなく、「**許容可能なリスク**」を議論している。

## 米国NRCの安全目標政策声明(2)

### ■ 二つの定性的安全目標 Qualitative Safety Goals

- 原子力発電所の運転により**個人**に有意な**リスク**の増加をもたらさない。
- 原子力発電所の運転による**社会的リスク**Societal risksは、他の発電によるものと同様又はそれ以下であり、他の社会的リスクに有意な増加をもたらさない。

### ■ 二つの定量的目的 Quantitative objectives:

(一般に、**定量的健康目的 QHOs: Quantitative Health Objectives**と呼ばれる。)

- 発電所近傍(敷地境界から1マイルまで)の**平均的個人の急性死亡リスク** prompt fatalitiesは、米国民の他の事故による死亡リスクの**0.1%を超えない**。
- 発電所近傍(敷地境界から10マイルまで)の**住民の癌死亡リスク** cancer fatalitiesは、全ての他の癌による死亡リスクの総和の**0.1%を超えない**。

---

### ■ 参考[1]:米国の統計より

- 年当たりの交通事故等による個人の**早期死亡確率**は約 $5 \times 10^{-4}$ /年。その0.1%は、約 $5 \times 10^{-7}$ /年。  
➡ **急性死亡リスク**に関する目標値
- 年当たりの個人の**癌死亡確率**は約 $2 \times 10^{-3}$ /年。その0.1%は、約 $2 \times 10^{-6}$ /年。  
➡ **癌死亡リスク**に関する目標値

## 英国の安全評価原則 (SAP: Safety Assessment Principles)

### 背景: 英国の安全規制

- 英国では、事業者は安全を保証する文書 (**Safety Case: 安全申立書**)を提出し、定期的に更新する。規制当局(保健安全庁(HSE)の原子力施設検査局(NII))は、安全申立が**安全評価原則(SAP [1])**に適合し適切かを確認する。

### SAPにおける確率論的基準の制定経緯: 以下のように時間をかけて練られてきた

- 1988年: 英国最初の軽水炉Sizewell Bプラント(PWR)の設置に関する聴聞会の結果を踏まえて、原子力発電所のリスクに関する考え方を明確にするよう勧告がなされた。
- リスク評価の考え方の議論のため「**原子力施設からのリスクの耐容可能性 (TOR : tolerability of risk)**」[2](1992改訂)を刊行。
- TORの考え方を取り入れて、SAPを改定し、リスクに関する基準を導入。

参考文献 [1] UK Office of Nuclear Regulation, "Safety Assessment Principles, ", 2014 Edition Rev1, 2020.

[2] UK Health and Safety Executive, "The tolerability of risk from nuclear installations," 1988, Revised 1992.

# 英国の安全評価原則 (Safety Assessment Principles : SAPs)

## リスクが許容できるための条件 (TORの考え方)

### ■ リスクの耐容可能性(Tolerability of Risk, TOR)

そのリスクはこうむる価値があり、しかも適切に抑制されているという信頼の下で、ある種の便益を獲得するためにリスクと共に生活することをいとわないこと。

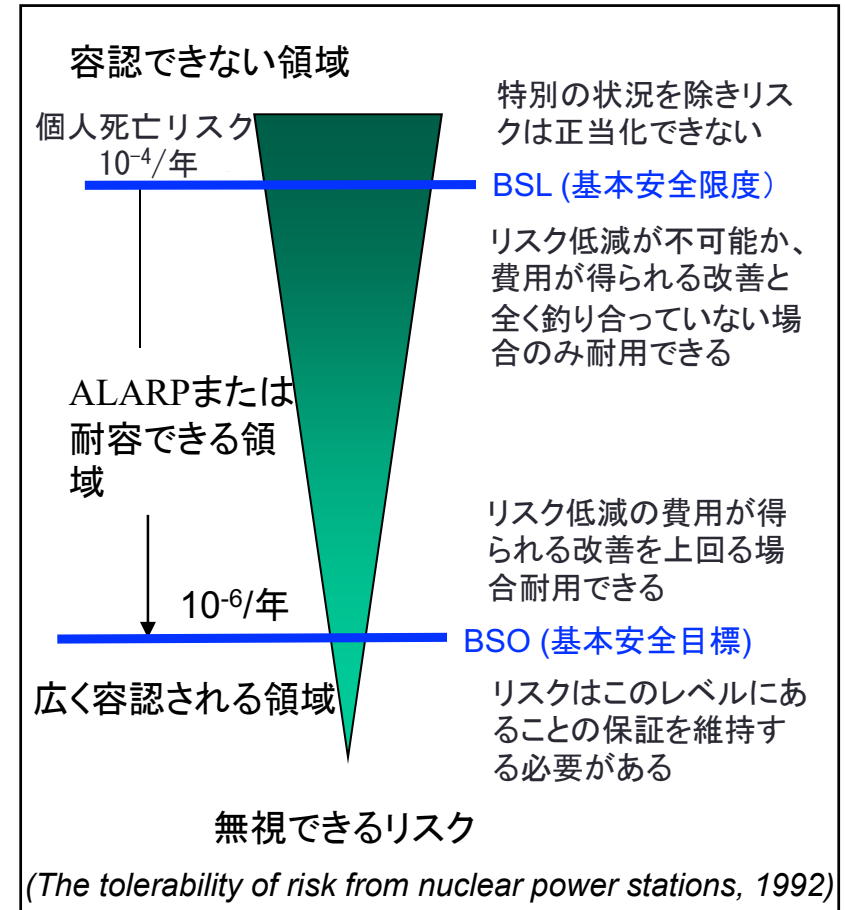
### ■ 3つの判断基準

- ◆ 公平性－個人のリスク限度を提供
- ◆ 効用性－費用と便益の比較衡量
- ◆ 技術的－最新の技術によるリスク低減

### ■ TORの枠組み

- ◆ リスクが適切に評価され、結果が抑制対策の決定に利用可能。評価が科学に基づき信頼できる。
- ◆ 残留リスクは不要に高くなく、合理的に実行可能な抑制策がとられている
- ◆ ALARPの適合性が新しい知識や技術で絶えず見直されている

## 耐用可能なリスクレベルの概念



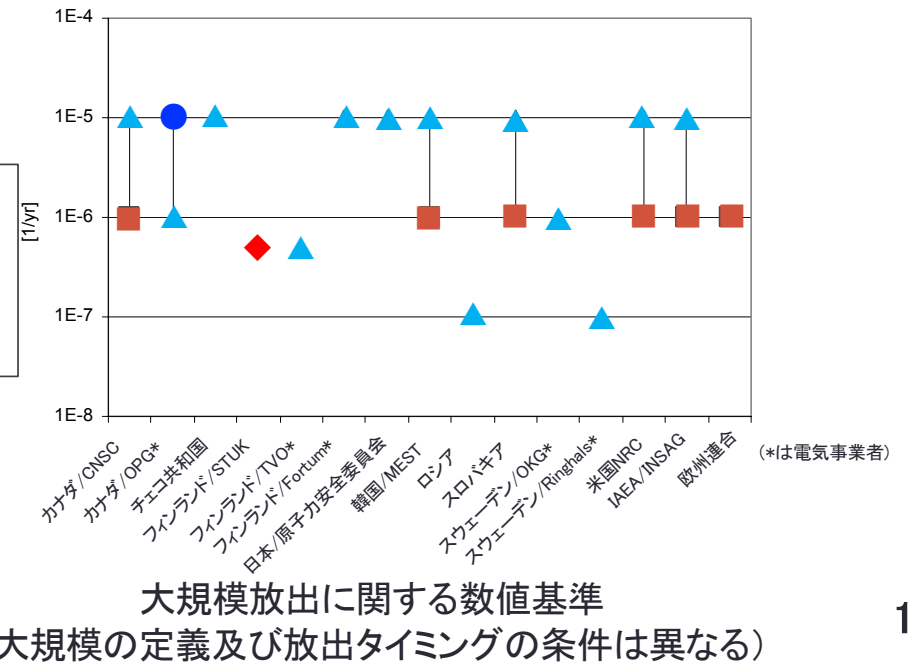
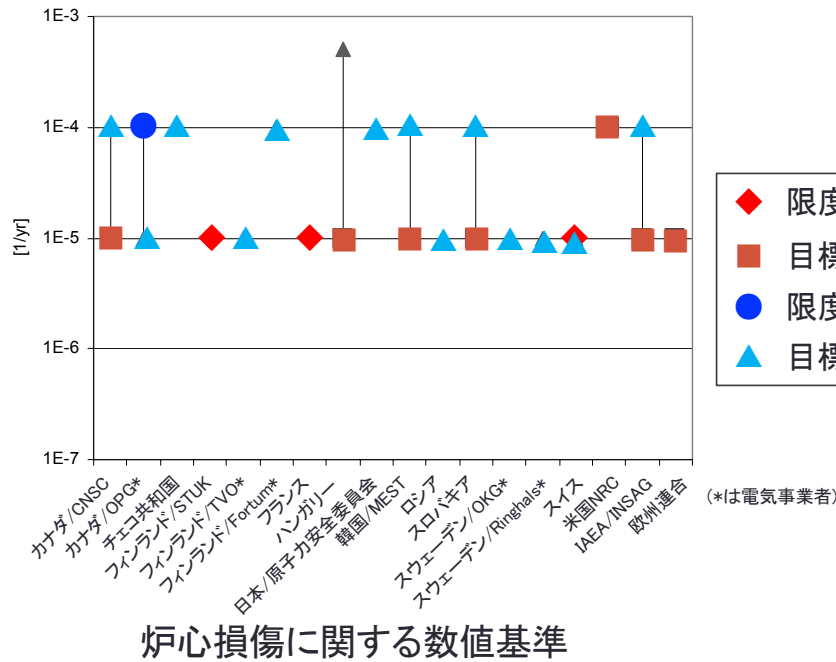
参考DにSAPの数値目標のその他の例を示す。

## その他の諸国の安全目標/性能目標(定量的安全基準)

参考文献：[1] (図の出典)OECD/NEA/CSNI/WGRISK, “Probabilistic Risk Criteria and Safety Goals,” NEA/CSNI/R(2009)16, 2009.

[2] OECD/NEA/CSNI/WGRISK, “Use and Development of Probabilistic Safety Assessments at Nuclear Facilities,” NEA/CSNI/R(2019)10, 2019.

- 多くの国が、炉心損傷頻度(CDF)と大規模放出(格納容器機能喪失)(CFF)に関する定量的基準を定めている。
- ただし、基準の制定者(規制機関、事業者)、位置付け(規制要求か否か、限度か目標か、適用対象は既存炉か新設炉か、など)、リスクの指標(炉心損傷頻度、大規模放出頻度、大規模早期放出頻度など)、などにさまざまなバリエーションがある。
- CDFについては $10^{-5}$ から $10^{-4}$ /炉年程度、CFFについては $10^{-7}$ から $10^{-5}$ /炉年程度となっている。



# リスク情報と安全目標の活用分野の例

## ■ 福島第一原子力発電所事故以前

- ◆ 改良型加圧水型炉(APWR), 改良型沸騰水型炉(ABWR), もんじゅ等の安全設計
- ◆ アクシデントマネジメントの対象とする重要な事故シナリオの選定の参考

## ■ 福島第一原子力発電所事故以後

- ◆ 重大事故等対処手段の有効性評価で想定する事故シーケンスの選定
- ◆ 継続的安全性向上評価における安全の状況の確認, 改善項目選定の参考
- ◆ 検査等における運転経験事象, 指摘事項等の重要度評価

## ■ 米国等で既に実施されているが、我が国では未実施の安全規制での活用

- ◆ 保全活動の最適化・合理化 (試験、検査等の方法、程度、頻度の設定にPRA結果に基づいて定めるリスク重要度を参考とする。)
- ◆ 新型炉の設計に関する安全審査

15  
PRA結果を参考に安全設備のシステム設計を検討。もんじゅでは設置許可時に、我が国でのFBRの運転経験の僅少さを補う意味で、運転開始前までにPRAの実施が要求された

リスク寄与の高いシナリオを系統的に探索・認識し改善策選定の参考とされた

指摘事項や検査項目のリスク上の重要度を評価し、対応要否の判断に参考とする

保全方法の変更に伴うリスク変化を評価し、安全目標への適合性の維持を確認

安全目標への適合性確認を含め、各炉型に共通の安全基準の開発に寄与

## 3. PRAの手法の概要

- 原子力発電所の確率論的リスク評価の手順
- 内的事象のレベル1 PRA
- 地震のレベル1 PRA
- レベル2 PRA
- レベル3 PRA

主要な作業項目について、次を説明する

- 作業項目の目的、入力情報、得られる知見
- 主要な評価モデル
- 得られる知見の例

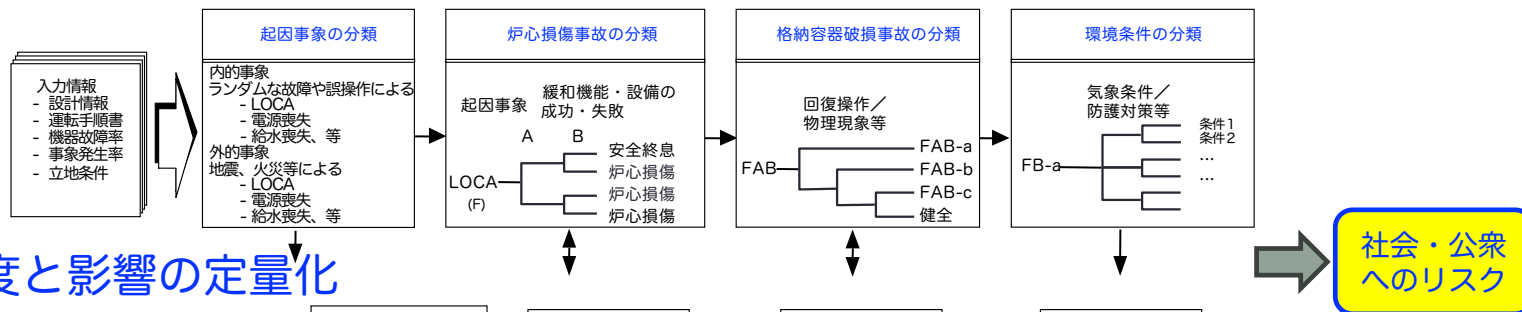


# 原子力発電所の確率論的リスク評価の手順

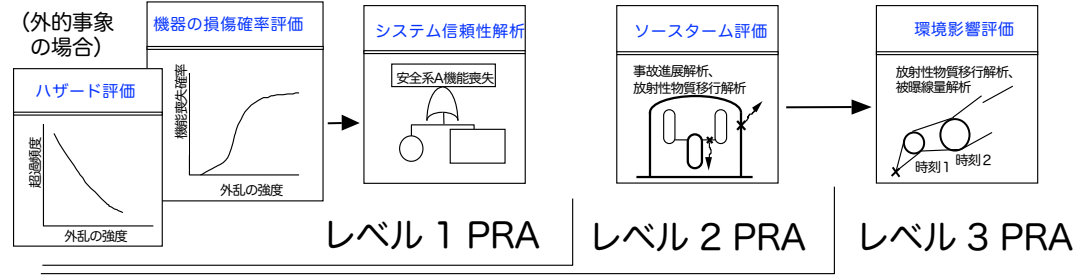
## PRAの手順の特徴

- 重要な事故シナリオをできる限り漏れ落ちなく、かつ重複なく体系的に分類する (⇒イベントツリーを用いる)
- 原子炉の場合、炉心の放射性物質がリスクの支配要因なので、シナリオを炉心損傷に至るまで、炉心から放出される放射性物質の環境への放出(格納容器破損)まで、及び環境への影響の3段階で考える。(レベル1, 2, 3のPRA)

## 事象の分類(シナリオの分析)



## 発生頻度と影響の定量化



# レベル1PRA

## ■目的

- ◆炉心損傷に至る事故シナリオを明確にするとともに、炉心損傷事故及びそれに至る各事故シナリオ(事故シーケンスともいう)の発生頻度を評価する。

## ■主要な入力情報

- ◆設計情報:設備の性能、設備の構成、配置、依存関係、安全審査書など
- ◆運転手順:手順書、制御室設計
- ◆保全作業の手順
- ◆運転経験:起因事象発生頻度、故障率、事故・故障事例(他プラントを含む)
- ◆プラント訪問(ウオークダウンともいう)

## ■得られる知見

- ◆炉心損傷頻度
- ◆炉心損傷に至る事故シーケンスの発生頻度
- ◆炉心損傷の重要な寄与因子(重要なシナリオ、設備故障、操作失敗、など)

# 主なモデル

## 起因事象を引き起こす誘引(ハザード)の選定とPRAの分類

- 原子力発電所のPRAでは、炉心損傷事故の発端となる可能性のある事象(起因事象)を、その発生の誘引となる事象(ハザード)によって分類し、各ハザードごとに評価手法を開発してきた。
- 通常、最初に取り上げるハザードは、プラント内でランダムに発生する故障や誤操作である。これを**内的事象**とも呼ぶ。
- なお、出力運転時と停止時では、異なるモデルが必要になるので、区別している。
- 国内プラントでは、現在、**内的事象及び地震と津波に関するレベル1及びレベル2のPRA(停止時については内的事象のレベル1まで)**が実施され、概要が公開されている。

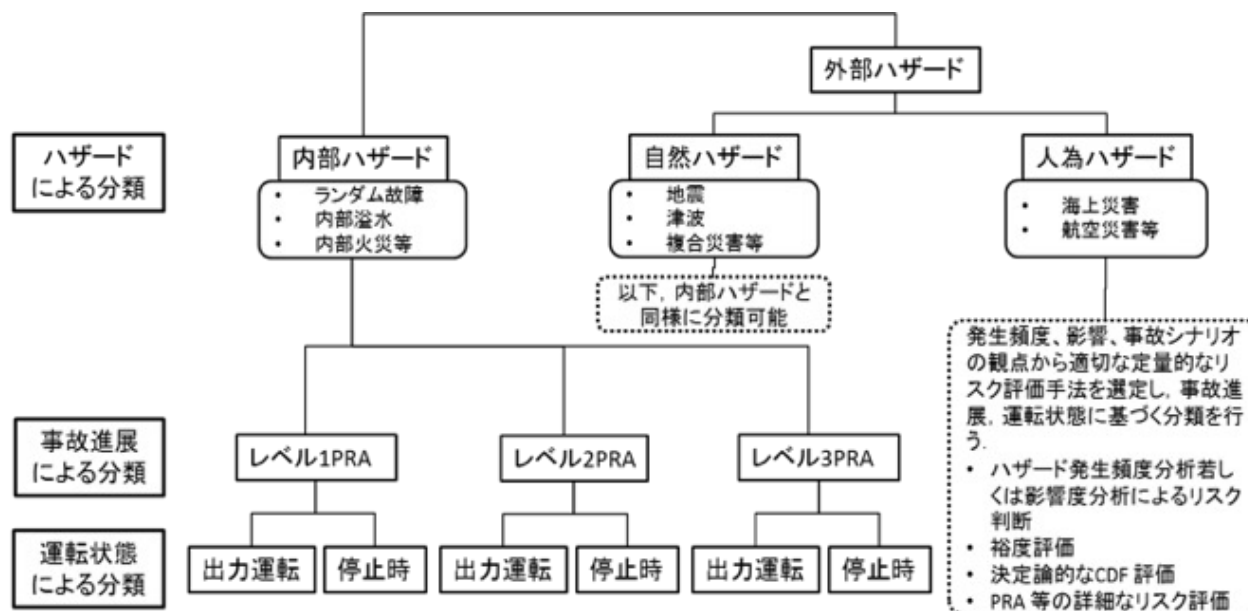


図 PRAの分類(内部/外部ハザードの仕分けは[3]に準拠)

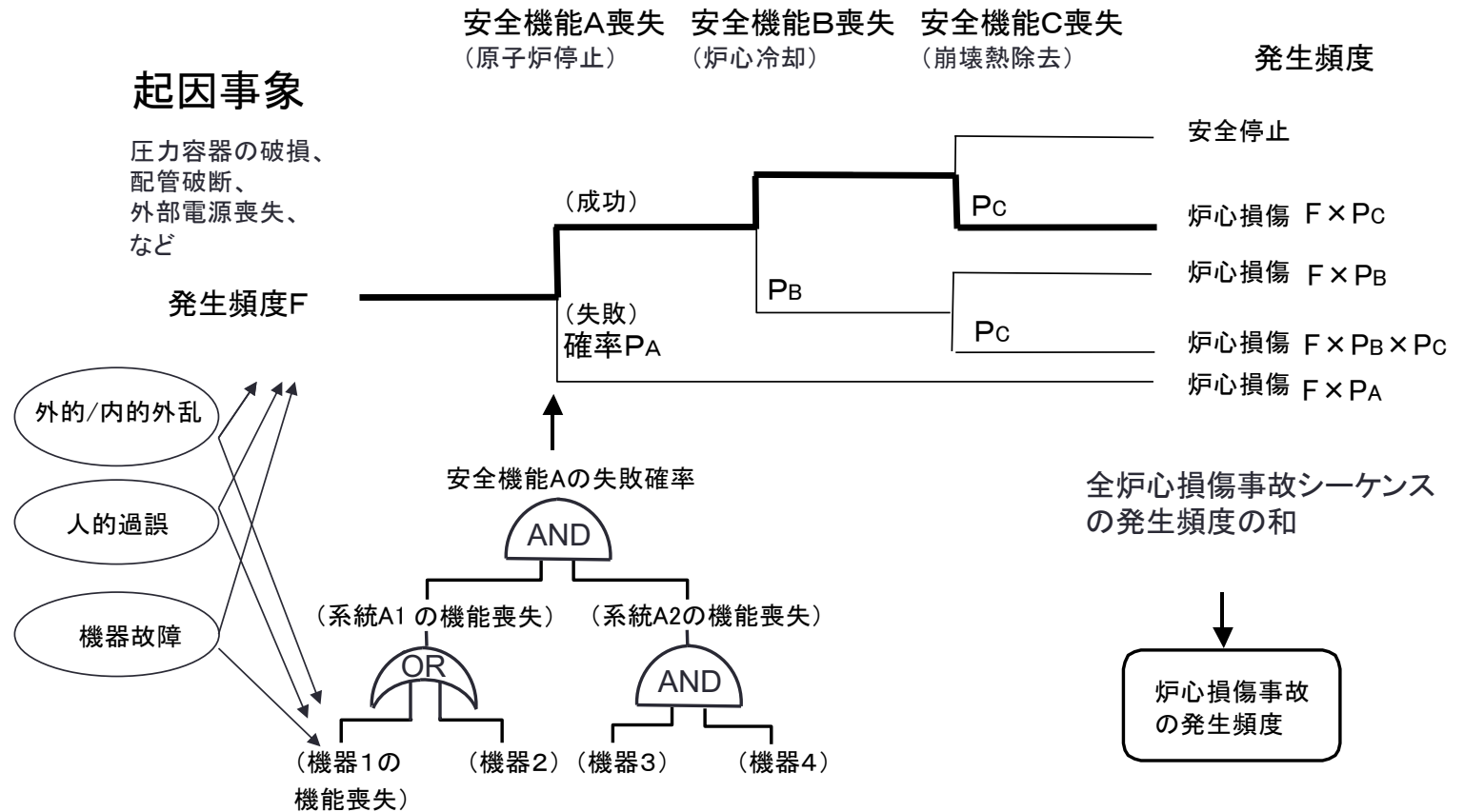
参考文献: [1] 日本原子力学会標準委員会, “リスク評価の理解のために(AESJ-SC-TR011:2020)”, 2020.  
 [2] 日本原子力学会標準委員会, “外部ハザードに対するリスク評価手法の選定に関する実施基準: 2014 (AESJ-SC-RK008:2014)”.  
 [3] IAEA, “Attributes of Full Scope Level 1 Probabilistic Safety Assessment (PSA) for Applications in Nuclear Power Plants”, IAEA-TECDOC-1804, 2016.

# 主なモデル

## 事故シナリオの分析と表現：イベントツリー、フォールトツリー手法が一般的

■ **イベントツリー**： 起因事象ごとに、それを収束または緩和させる機能・設備・操作が成功するか失敗するかで、事故進展のシナリオが変わっていく。樹形図(ツリー)で、成功・失敗に応じて分岐させることで、シナリオを系統的に表現する。起因事象の発生頻度と分岐確率から炉心損傷頻度を計算できる。

■ **フォールトツリー**： 機能や設備の失敗の原因を、段階的に分析し、失敗に至るシナリオを系統的に分類する。機器の故障率や人間の失敗確率を代入することで、機能や設備の失敗確率を算出できる。



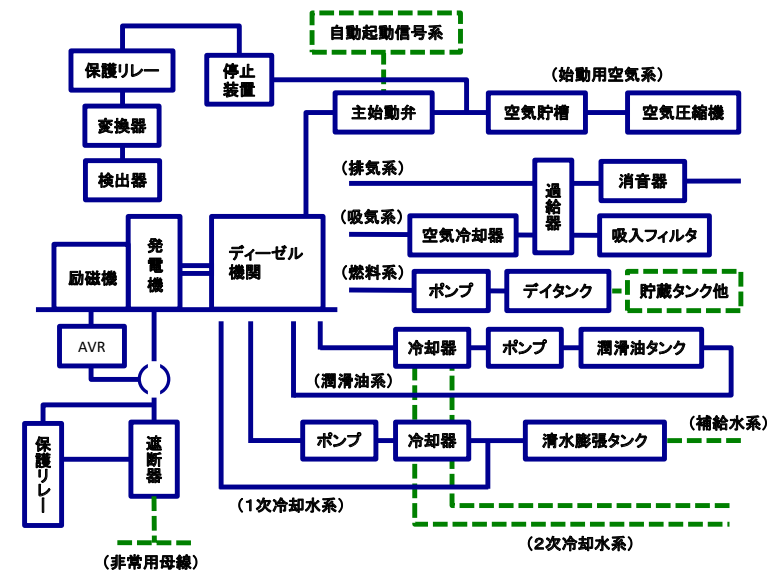
参考：村松健，連載講座軽水炉の確率論的安全評価(PSA)入門 第3回内的事象レベル1PSA,日本原子力学会誌, Vol.48-6, (2006).

## 主なモデル

### 起因事象発生頻度、機器故障率などに関するデータ収集

我が国では、電力中央研究所において、国内原子力発電所における機器故障率/故障確率のデータを収集整理し、PRA用故障率データとして公開している[1]。また、起因事象発生頻度、共通原因故障割合などのパラメータについても、電気事業者、メーカー、電力中央研究所などにおいて、研究やデータ収集が進められており、適宜、原子力発電所のPRAに反映されている。

故障率などの算出にあたっては、機器の分類、機器間の境界の定義、故障の判断基準(機器の故障と人的過誤への分類、機能喪失の判断など)を定め、プラントの運転期間、機器を作動させた回数、故障回数などのデータを収集するとともに、不確実さの評価を含めて行っている[2]。



非常用ディーゼル発電機の機器境界(実線部分全体を「非常用ディーゼル発電機」としてデータを整理する)

図 故障率データ収集時の機器境界の設定例[2]

参考文献 [1] 吉田智朗他, "国内原子力発電所の PRA用一般機器信頼性パラメータの推定", 電力中央研究所 研究報告:NR21002, 2021.

[2] 吉田智朗他, "確率論的リスク評価(PRA)のための機器信頼性データ収集実施ガイド", 電力中央研究所 研究報告:NR22006, 2023.

## 主なモデル 人間信頼性解析(HRA)による失敗確率の評価

- 人間の操作の失敗確率(人的過誤率)は、まとまった一連の操作を、単純な操作パターン(サブタスクと呼ぶ)の組み合わせで表現し、サブタスクごとに、その成功・失敗の確率に影響する因子(性能形成因子(PSF)と呼ぶ)(例:余裕時間、熟練度、前の操作との従属性、ストレスレベルなど)を考慮して、評価される。(THERP手法[1])
- その確率値は、原子力や航空分野の人的過誤に経験の深い専門家により主観的判断を含めて策定された手順で決定される[1]。
- 図は、非常用の注水系作動後、水源の水位低下の警報に対応する水源切換え操作の失敗確率をTHERPで評価した例を示す[1]。
- 一方、THERPでは、制御室設計や事故状況による人間の認知誤りの考慮が課題とされ、状況をより詳細に分析して評価に反映する第2世代のHRA手法が開発され[2, 3,4]、国内プラントでも、THERPと併せて利用されつつある。

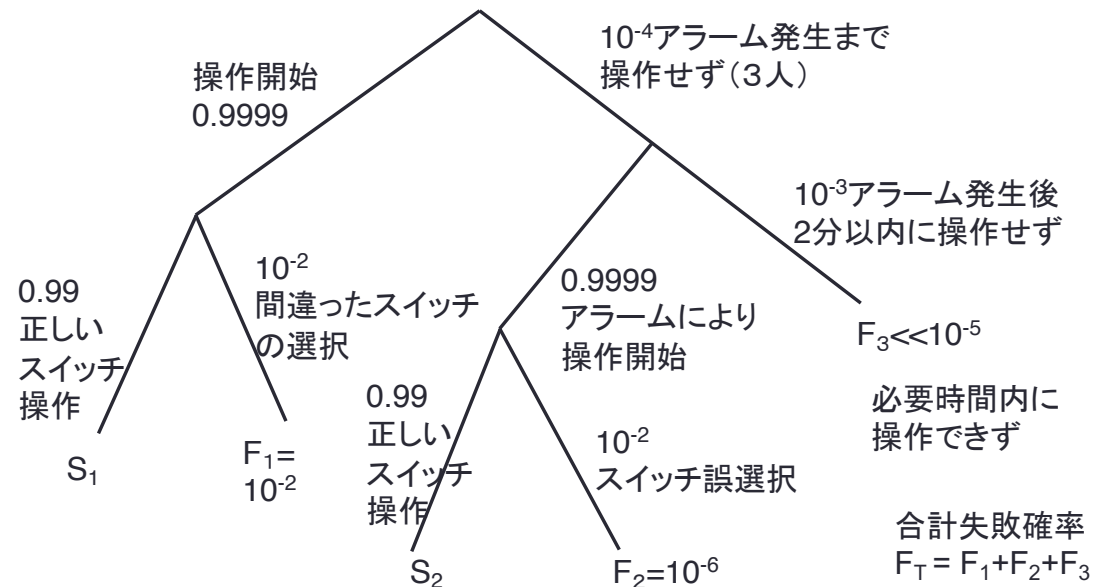
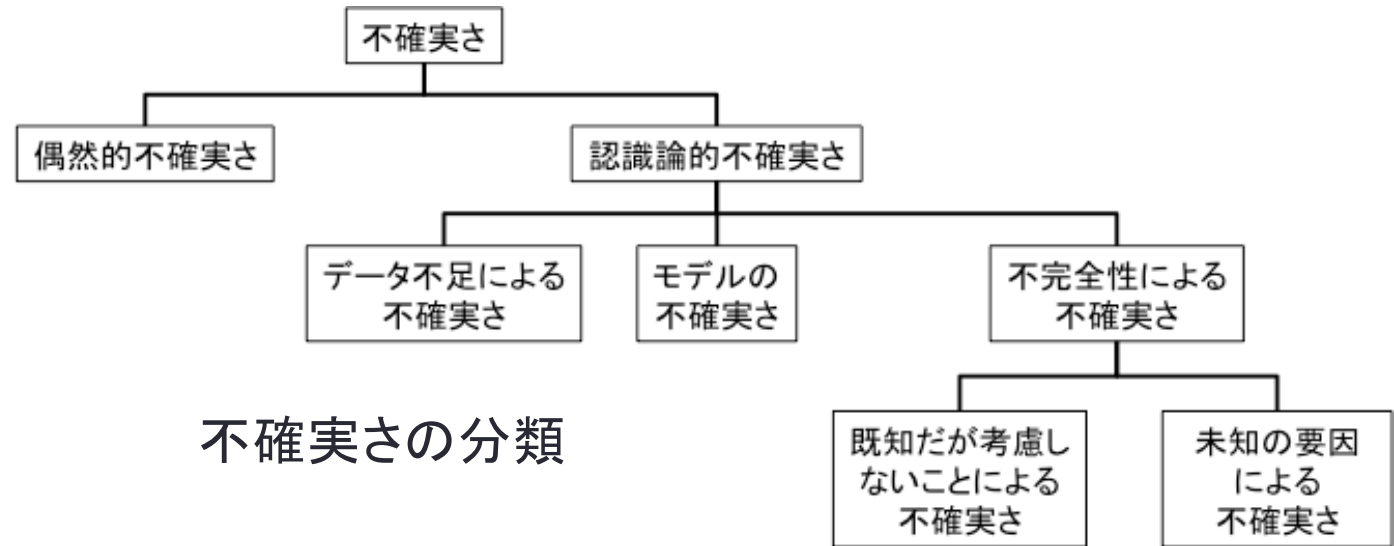


図 運転員による操作の失敗確率を計算するモデルの例

- 参考文献: [1] A. D. Swain, H. E. Guttman, "Handbook of Human Reliability with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications, Final Report," NUREG/CR-1278, SAND80-0200, 1984.
- [2] アンソニー・J・スパージン, "人の間違いを評価する科学—人間信頼性評価とは", 星雲社, 2013.
- [3] 高橋信, 氏田博士, "よくわかるPRA~うまくリスクを使えるために~ 第5回 人間信頼性解析の現状", 日本原子力学会誌, Vol.62, No.10, 2020.
- [4] 桐本順広他, "叙事知に重点を置いた人間信頼性解析(HRA)ガイド(2018年度版) — 定性分析方法ならびに過酷状況下タスク分析モデルの開発 — 電力中央研究所研究報告: O18011, 2019.

# 不確実さ解析と感度解析

- PRAの結果には不確実さが伴うが、**不確実さを明示的に評価する努力**がなされている。
- PRAの結果を使う際には、現状でのPRAの**不確実さと評価範囲の限界**を理解して使う必要がある。



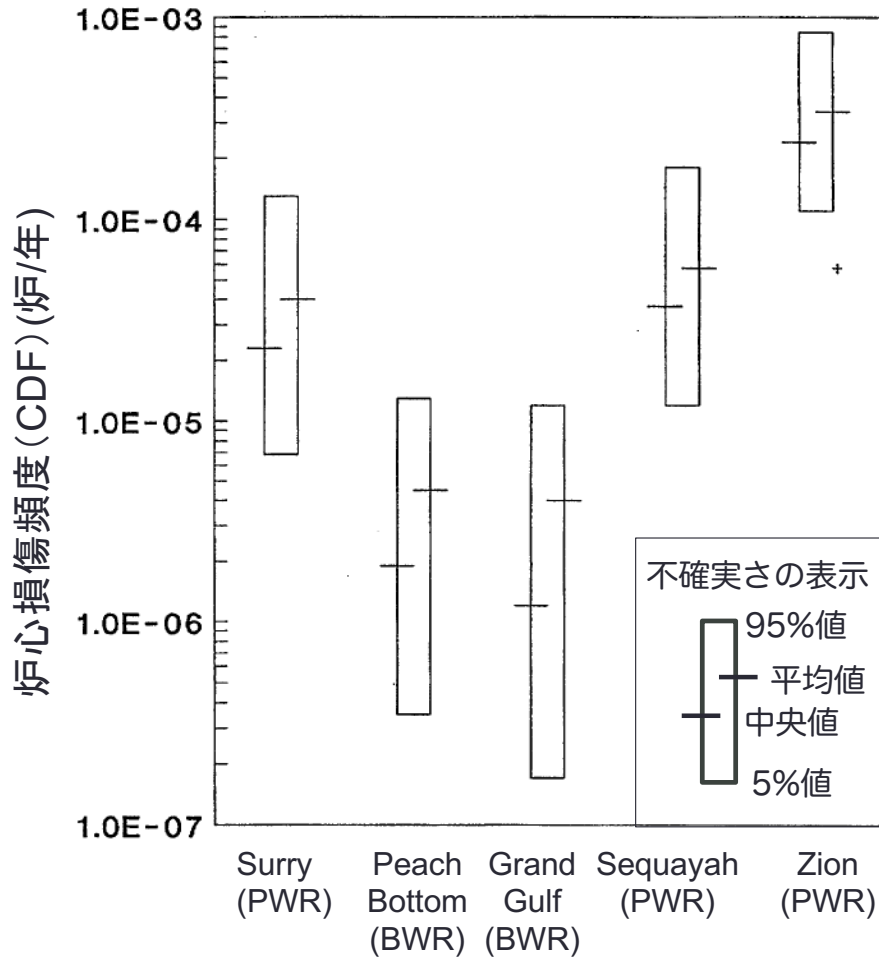
不確実さの分類

## 補足説明

- **不確実さの分類**: 各種パラメータの不確実さには、自然現象としての本質的なばらつきに起因するもの(**偶然的な不確実さ**)と、データの不足やモデルの粗さによるもの(**認識論的不確実さ**)がある。PRAでは、前者は、分布をもつ変数又は代表値で近似してモデルに組み込み、1個のPRA評価結果が計算される。一方、後者は、確率分布をもつ変数として扱い、モンテカルロ法などによりサンプルした値を用いて繰り返し計算し、PRAの結果(例えばCDF)は確率分布として表現される。
- **既知だが未考慮の分野の重要性**: 火山や意図的破壊行為(テロ)等、現状では評価が困難な分野もある。しかし、福島第一原子力発電所事故以後、既知だが未考慮の分野の重要性が再認識され、重要な見落としがないか確認する努力が世界的に活発化した。(例: 内部火災, 内部溢水, 地震起因火災/溢水, 各種の外部ハザード, 多数基立地サイトの特徴の考慮など)
- **安全確保における「欠け」との関係**: 安全確保の観点では、未知の要因に備える手段として深層防護の確保、安全余裕の確保、検査の実施、安全実績指標を活用した監視、新知見の迅速な反映などがなされており、「PRAの欠け」は「安全確保の欠け」ではない。しかし、**PRAの「欠け」を埋めることは、安全確保の「欠け」を能動的に探索する手段になりうる**(リスク情報の活用分野の例参照)。

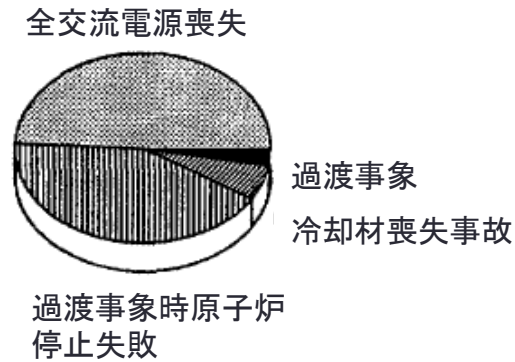
# レベル1 PRAの評価例 (NUREG-1150, 1990)

代表的プラントの炉心損傷頻度 (CDF)

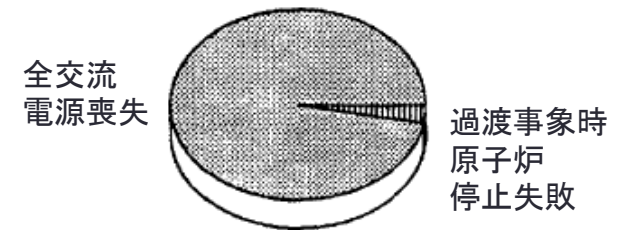


- BWRの内の事象に関するPRAにおける炉心損傷頻度への事故シナリオグループの寄与度: BWRについては、福島事故と類似する全交流電源喪失事故の寄与度が最も高くなっている。

Peach Bottom (BWR4 Mark-I型)



Grand Gulf (BWR6 Mark-III型)



図出典: U.S. NRC, "Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants," NUREG-1150, 1990.



## PRAの品質の確保

- PRAの品質の確保のためには、規制機関による規制指針、学協会による標準やガイドラインなどが定めら、さらにIAEAやOECDなどの国際機関でも、国際安全基準の策定や関連する技術情報の交換を行っている。
- 標準等に定められた品質確保のための注意事項の例を示す。
  - ◆ シナリオの見落としやFT/ET作成の誤りを防ぐ方法
    - 体系的な手法の適用、運転経験に照した見直し、現場視察（ウオークダウン）による確認
    - 同種プラントとの比較（類似の結果になるべきところ、違う結果になるべきところ）
    - 専門家によるレビュー（ピアレビュー）の実施
  - ◆ データの信頼性の確保
    - プラントでの実績（計画外停止頻度や安全設備信頼度など）との比較
  - ◆ シミュレーションや予測のための計算コード/モデルの実験・実測による検証
  - ◆ 専門家の判断によりパラメータの数値を推定する場合には、パラメータの重要度に応じて、定式化された方法（後述SSHAC手法など）を用いる。
  - ◆ 考慮範囲の限界や不確実さの評価結果を明示する

# 地震PRA

外部ハザードに関するPRA手法の例としてレベル1の地震PRAの手法について示す。

## ■目的

- ◆地震を起因として炉心損傷に至る事故シナリオを明確にするとともに、炉心損傷事故及びそれに至る各事故シナリオ(事故シーケンスともいう)の発生頻度を評価する。

## ■主要な入力情報

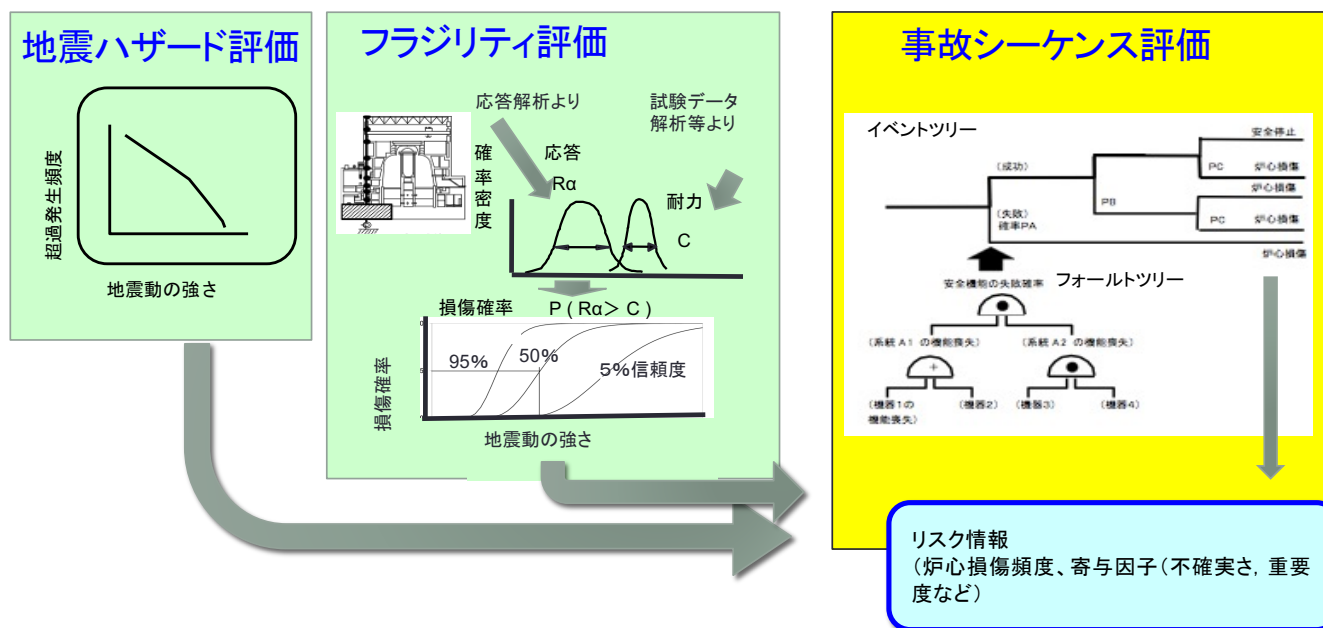
- ◆施設周辺の地震活動の情報:活断層の所在・活動の情報、地震動観測記録、古文書など
- ◆設計情報:設備の設計上の性能、設備の構成、配置、依存関係、安全審査書に加えて耐震設計資料など
- ◆運転手順:地震時対応手順書などを含める
- ◆運地震被害経験情報:他プラントを含む

## ■得られる知見

- ◆プラントにおける重要なリスク寄与因子:事故シナリオ(事故シーケンス), 機器, 設備, 対応操作
- ◆地震源及び地震動等に関する情報: リスク寄与の大きい震源, リスク寄与の大きい地震動の領域など
- ◆耐震設計に関する情報: リスク寄与の大きい機器や損傷モード, 不確実さ因子

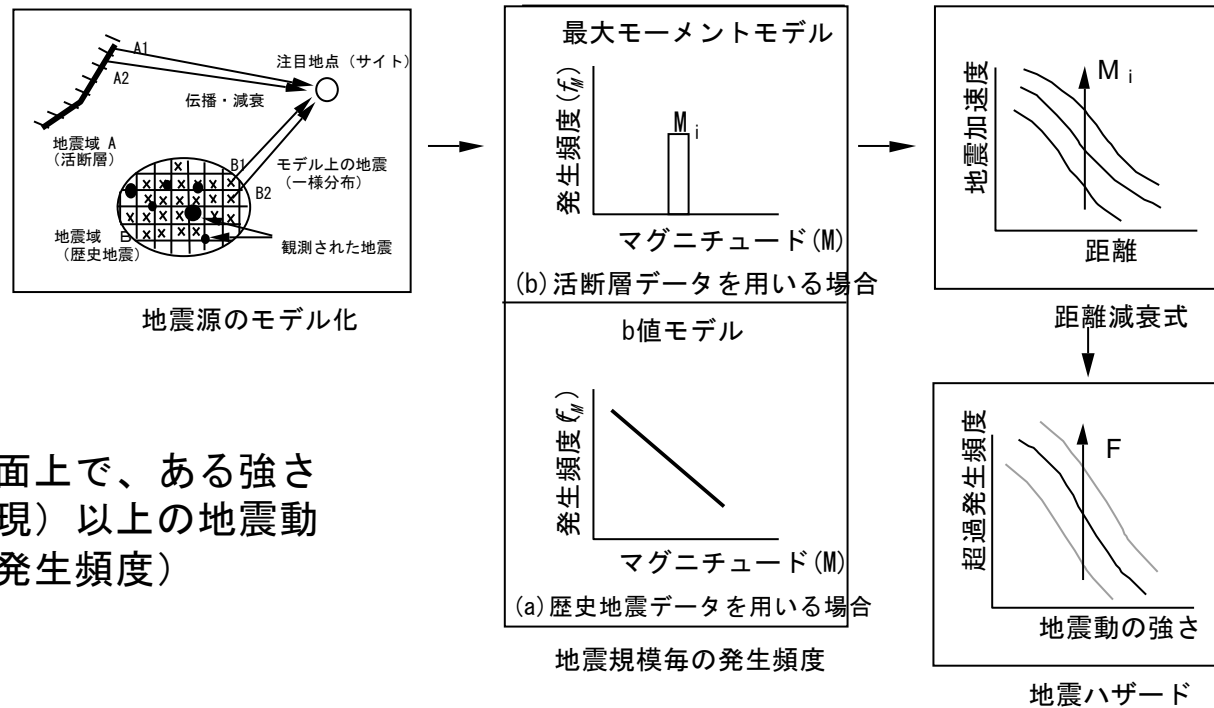
## 地震PRAの主要な評価項目

- **地震ハザード評価**: 施設で、どれほどの強さの地震動（最大加速度などで表現）がどれほどの頻度で発生するかを推定する。
- **フラジリティ評価**: 施設を襲う地震動の強さに応じて、建屋や機器の損傷確率を評価する。
- **事故シーケンス評価**: 地震により発生しうる事故シナリオをイベントツリーやフォールトツリーを用いて表現し、フラジリティ評価の結果を用いて、シナリオごとの発生確率をサイトでの地震動強さの関数として評価する。



# 主なモデル 地震ハザード評価

- **震源モデル**： サイト周辺の活断層や地震記録，観測データなどから地震の発生位置，大きさ，頻度などを予測する。例えば，活断層からは一定の大きさの地震が一定の頻度で発生すると仮定するモデルや空間的に一様に分布する震源から，ある法則に従った大きさと頻度の関係を持ちながら地震が発生すると仮定するモデルを適用する。
- **地震動予測モデル**： 地震発生によりサイトで生じる地震動を経験式や理論式で予測する。
- **地震ハザードの定量化**： 多数の震源からの寄与を合算し，サイトで地震動の大きさに応じた超過発生頻度を求める。



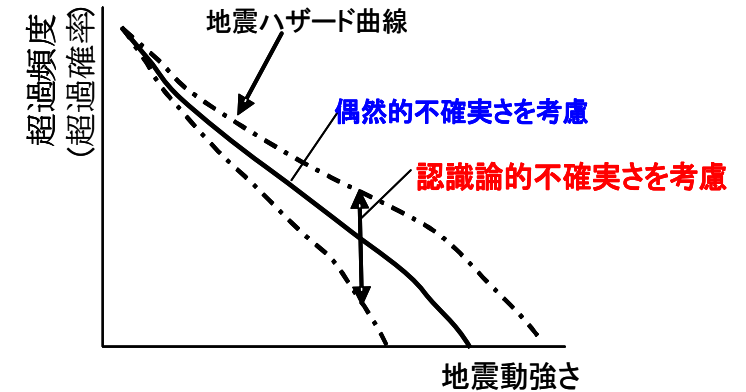
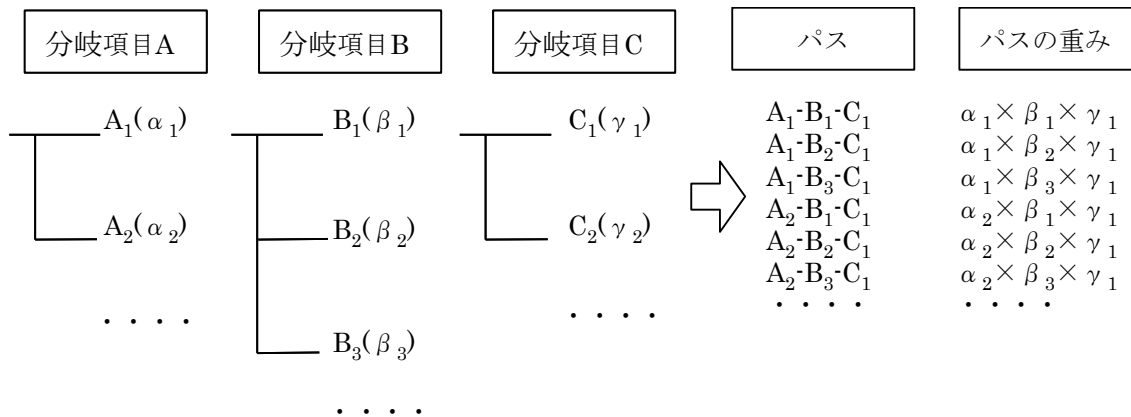
地震ハザードとは：  
 サイト地下のある基盤面上で、ある強さ  
 （最大加速度などで表現）以上の地震動  
 が発生する頻度（超過発生頻度）

# 地震ハザード評価における不確実さの考慮

- 地震ハザード評価は、認識論的不確実さの寄与が比較的大きい分野である。
- 認識論的不確実さは、専門家の中で意見が異なることや、異なるモデルのどちらを選択すべきかに決定的な根拠がないといったことに現れる。
- そのような複数の可能性を、専門家の意見などを参考としつつ、ロジックツリーで表現して、現状では可能性があると思われるモデルの組み合わせを広く考慮する（下図）。
- 米国のSSHAC（地震ハザード評価専門家委員会）の手法は、専門家の選定方法、ワークショップ開催、報告書作成など、**評価プロセスの客観性、透明性を高める工夫**がされており我が国でも試行がなされた。

ロジックツリーの対象項目の組み合わせと各パスの重み付けの例（模式図）

地震ハザード評価結果（模式図）



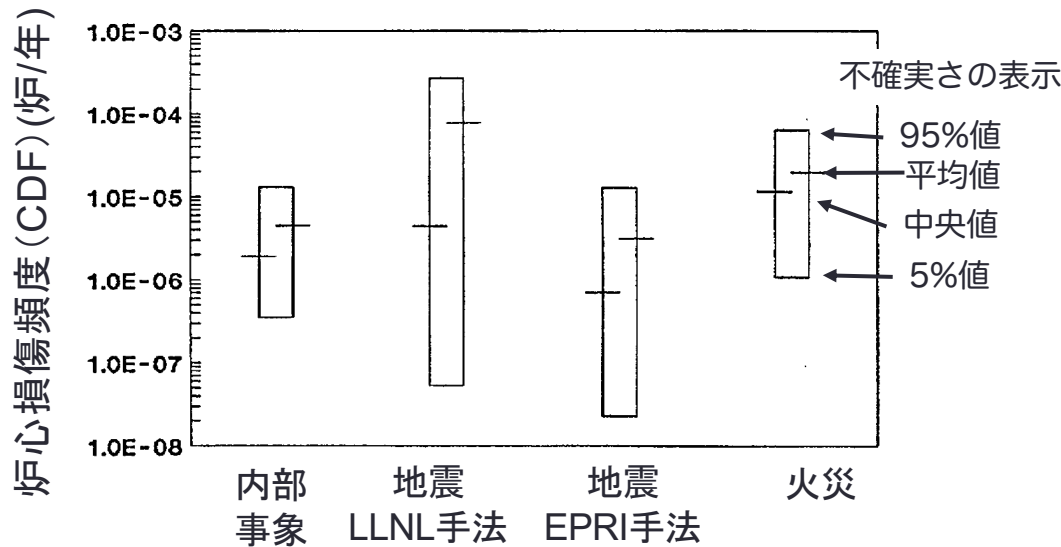
α<sub>i</sub>、β<sub>j</sub>、γ<sub>k</sub>は各分岐項目の重みであり、  
 $\sum \alpha_i = 1.0, \sum \beta_j = 1.0, \sum \gamma_k = 1.0$ とする。  
 $\sum \sum \sum \alpha_i \beta_j \gamma_k = 1.0$

出典：日本原子力学会、「原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015」, 2015.

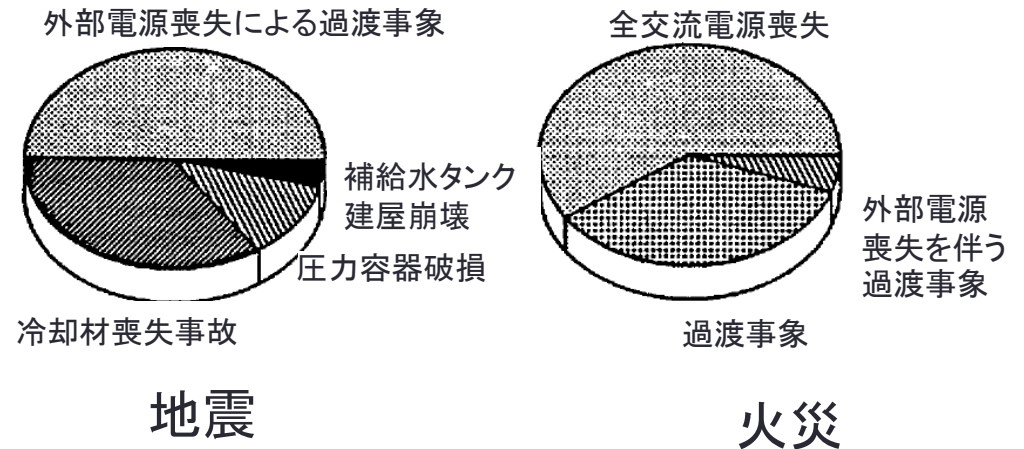
# 地震・火災PRAの評価例 (NUREG-1150, 1990)

Peach Bottom原子力発電所について、内部事象、地震、及び火災によって引き起こされる事象を対象に、それぞれのPRAを実施した。炉心損傷頻度の評価結果を比較して示す。

Peach Bottom原子力発電所  
(BWR4, Mark-I)



炉心損傷に関する事故シナリオグループの寄与



図出典: U.S. NRC, "Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants," NUREG-1150, 1990.

地震PRAでは、地震ハザード評価の手順として電力研究所 (EPRI)とローレンスリバモア国立研究所 (LLNL)の2つの手順を用いた。その結果、専門家意見を抽出する際の意見統合プロセスの相違で結果が大きく変わりうる事がわかった。このため、前述のSSHAC委員会が設置され、十分な情報収集、意見交換、記録などを含む手順が提案された。

# レベル2PRA

## ■目的

- ◆格納容器破損に至る事故シナリオを明確にするとともに、その発生頻度を評価する。併せて、事故シナリオごとに放射性物質の種類, 放出量, 放出時刻など(ソースターム)を評価する

## ■主要な入力情報

- ◆設計情報: 設備の性能、設備の構成、配置、依存関係、安全審査書
- ◆運転手順: 手順書(平常時、事故時、SA時)、制御室設計
- ◆保全作業の手順
- ◆運転経験: 起因事象発生頻度、故障率、事故・故障事例(他プラントを含む)
- ◆シビアアクシデント時の物理現象に関する知見、実験データ(多くの部分は解析コードに反映されている)

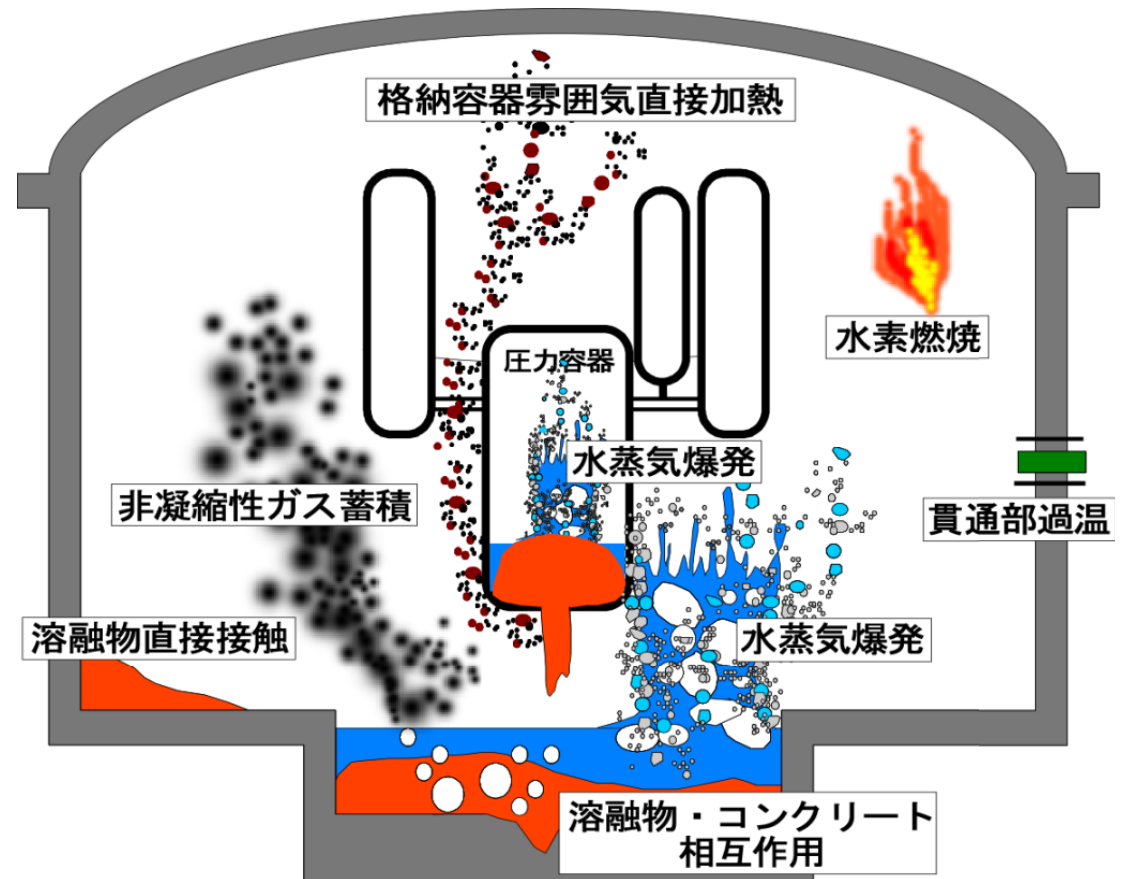
## ■得られる知見

- ◆格納容器破損頻度, 格納容器破損(機能喪失)に至る事故シーケンスごとの発生頻度
- ◆事故シーケンス別のソースターム
- ◆格納容器機能維持に関わる重要な事故シーケンス、設備、操作、など

## 主なモデル

### シビアアクシデント時における格納容器内の物理現象のモデル

- シビアアクシデント時には、炉心では、核燃料及び炉内構造物が溶融し、さらに事故が進展すると圧力容器の貫通、格納容器床のコンクリートの侵食に至る。
- 燃料被覆管が高温になると水蒸気との化学反応により水素を発生する。
- 格納容器内では、溶融物と水の接触による水蒸気爆発、水素の燃焼・爆発、高圧により格納容器内に噴出される溶融物による格納容器内温度・圧力の急上昇など、爆発的な現象(energetic event)が起こり得る。
- 実験研究に基づいて開発・検証されたシビアアクシデント解析コードを用いて、格納容器に掛かる荷重を解析し、格納容器破損の可能性を評価している。





# 主なモデル

## 格納容器イベントツリー(PWRドライ型の例)

- 格納容器に関わる事故進展のシナリオを系統的に分析するために格納容器イベントツリーを用いる。

- 考慮する要因

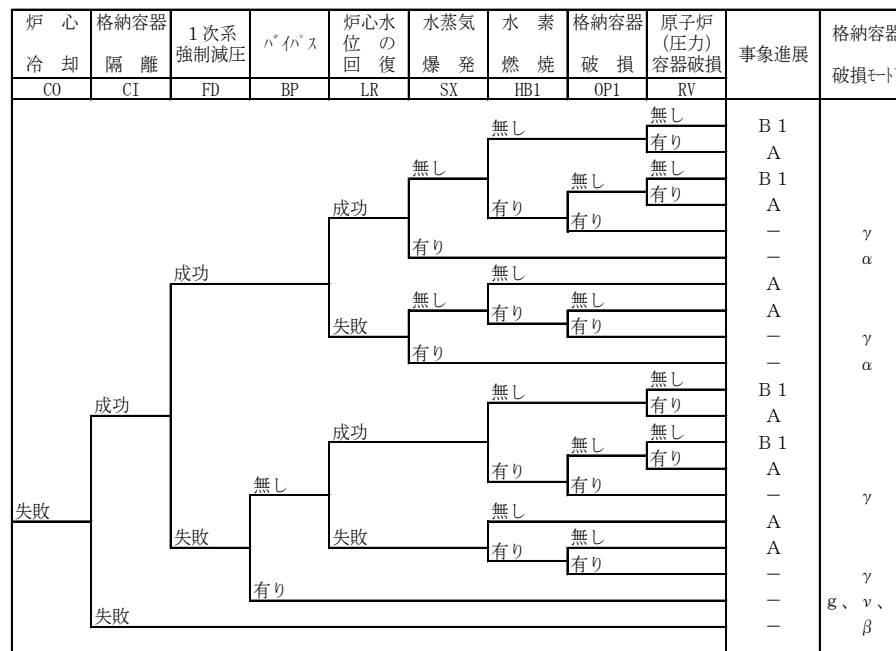
- ◆ 物理現象 (水素燃焼、水蒸気爆発、など)
- ◆ 格納機能関連設備の故障
- ◆ 格納容器及び貫通部の破損モード (過圧破損、溶融貫通、爆発的事象など)
- ◆ 対応操作, 回復措置 (電源復旧、代替冷却水注入など)

- 確率の推定手法

- ◆ 実験, 解析コードによるシミュレーション, 専門家判断などを組み合わせて評価

RV : 原子炉 (圧力) 容器

CV : 格納容器



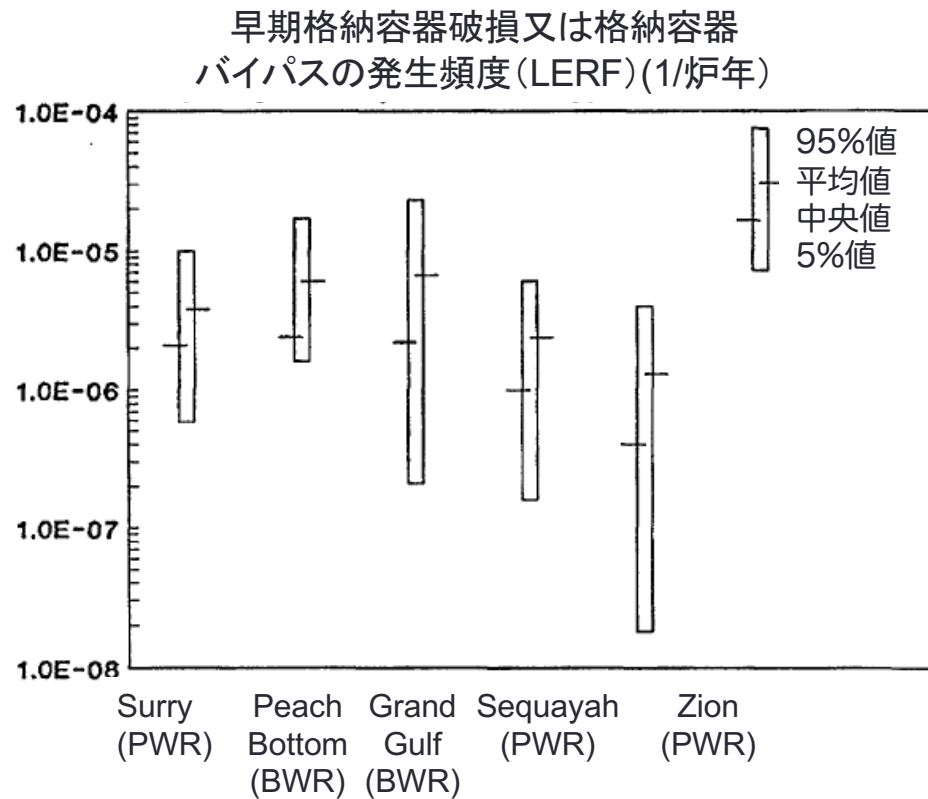
A : 原子炉 (圧力) 容器破損有り  
 B1 : 原子炉 (圧力) 容器破損無し

状態	記号	破損モードの説明
格納容器物理的破損	α	RPV内での水蒸気爆発による破損
	θ	水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
	γ	水素燃焼または水素爆轟 (RPV破損以前) による格納容器過圧破損
	ε	デブリ・コンクリート相互作用によるベースマツト溶融貫通
	η	格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スパイクによる格納容器破損
	σ	格納容器雰囲気直接加熱による破損
	μ	デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
	τ	格納容器貫通部過温破損
	δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
	格納容器バイパス	β
g		蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
v		インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス
格納容器健全	φ	格納容器健全が維持されて事故終息

図出典 : 日本原子力学会標準, "原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準:2008(レベル2PSA編)", AESJ-SC-P009:2008, (2008).

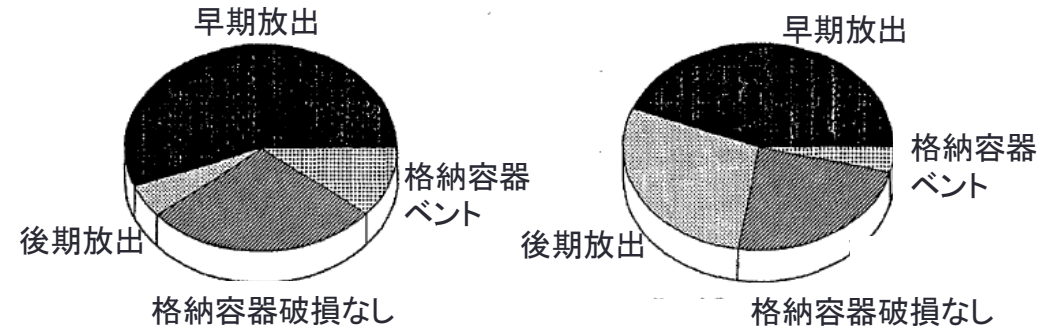
# レベル2 PRAの評価結果例 (NUREG-1150, 1990)

## 代表的原子力発電所のレベル2PRA結果



## 早期大規模放出頻度への格納容器損傷モードの寄与度の比較

Peach Bottom(BWR4 Mark-I)      Grand Gulf (BWR6 Mark-III)



## リスク寄与因子の認識に役立った例

Grand Gulfではレベル2 PRAにより、早期格納容器機能喪失のリスク寄与因子として、格納容器内水素爆発が重要であることがわかった。

これは、Grand Gulfでは格納容器内の水素爆発防止のために窒素による不活性化を行っておらず、そのかわりに水素を早期に燃焼させる点火栓(イグナイター)を設置していたが、その信頼性が十分高くないためである。(我が国のBWRはPeach Bottomと類似である)

図出典: U.S. NRC, "Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants," NUREG-1150, 1990.

# レベル3PRA

## ■目的

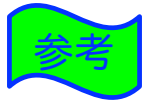
- ◆事故時に敷地外に放出される放射性物質の環境中での移行・挙動を解析し、放射線に起因する公衆の健康影響や経済的影響を評価する

## ■主な入力情報

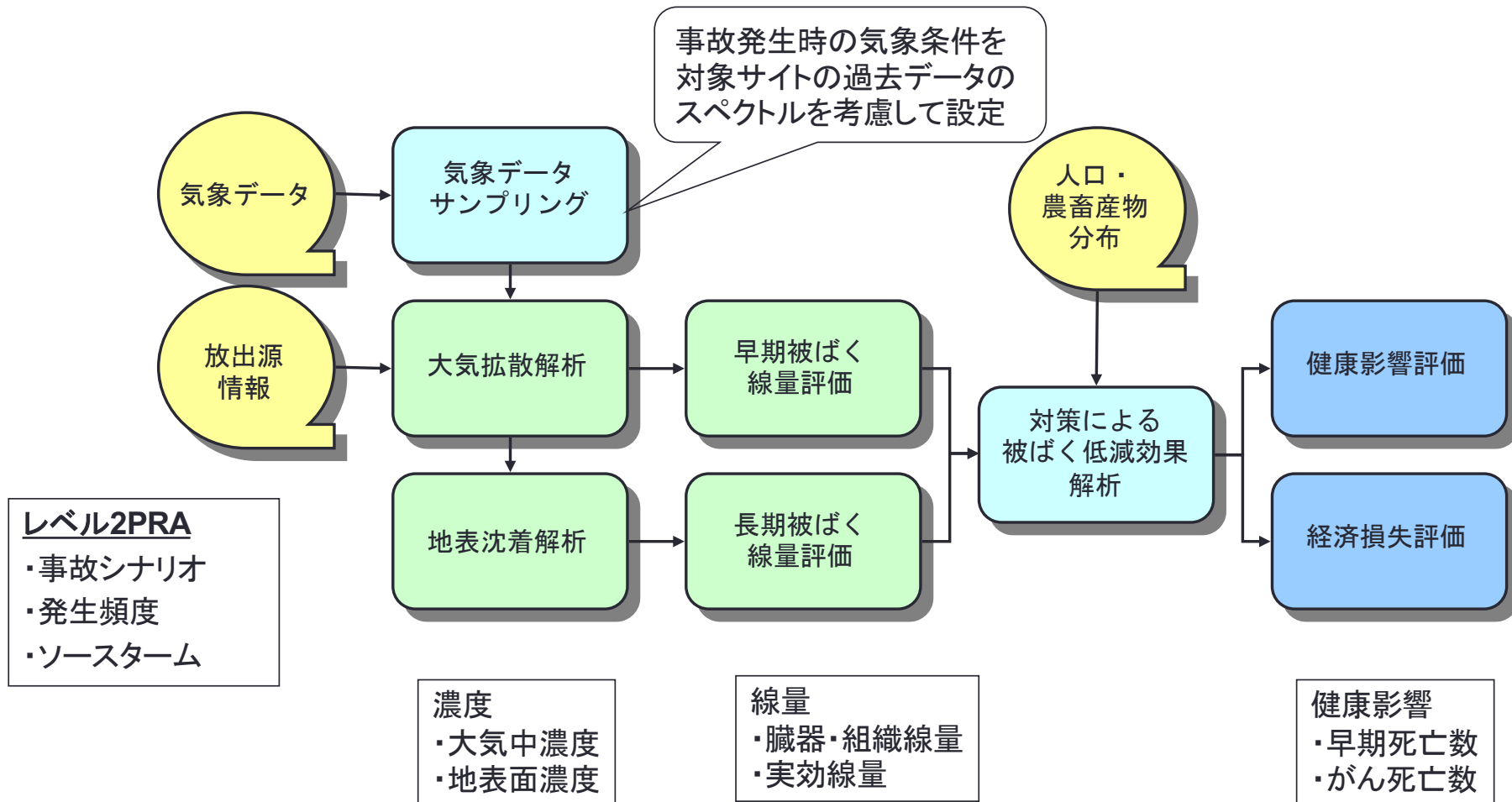
- ◆レベル2PRAから得られる事故シナリオのソースターム(発生頻度、放射性核種放出量、放出開始時間、放出継続時間、放出高など)
- ◆サイトの気象データ(風向・風速、降雨量)
- ◆サイト周辺の気象データ(気象庁が公開しているアメダスデータや数値予報データなど)
- ◆社会・環境データ(人口分布及び人口動態データ、農畜産物分布データ)
- ◆防護措置(屋内退避、避難、安定ヨウ素剤配布、食物摂取制限など)に係るデータ

## ■得られる知見

- ◆個人及び集団の被ばく線量
- ◆放射線被ばくによる健康影響(早期死亡、がん死亡)
- ◆経済影響(防護措置に要する費用、汚染による雇用・所得及び財の損失)



# レベル3PRA評価手順

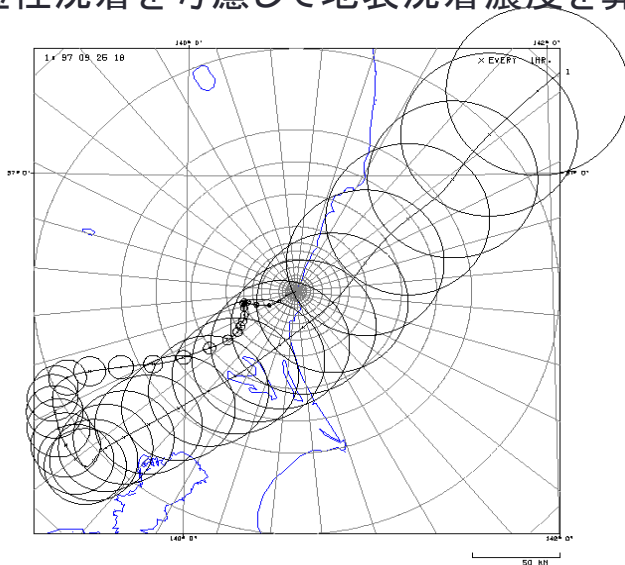


# 主なモデル

## 大気拡散・沈着モデルと被ばく評価モデル

### ■ ガウス型パフの流跡に基づく大気拡散・沈着モデル

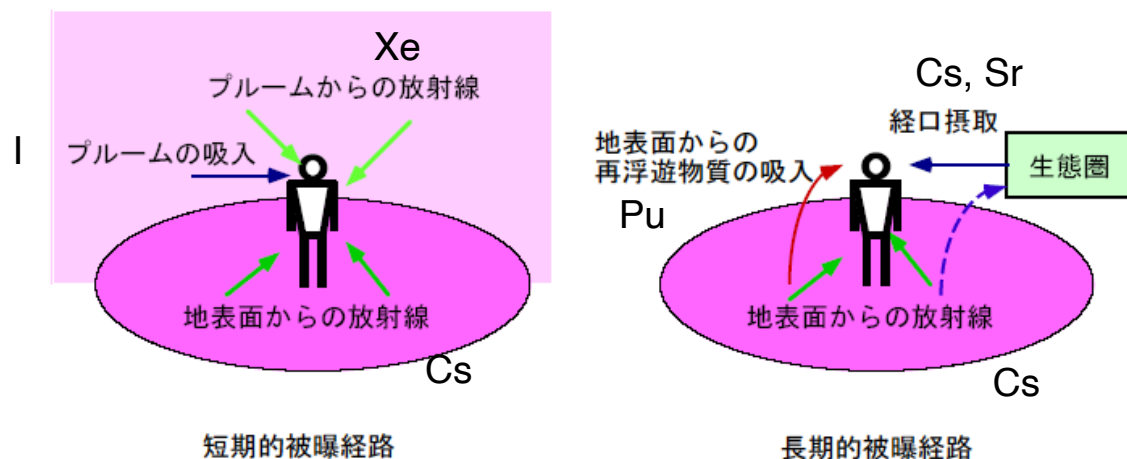
- ◆ 気象データの時間的・空間的変動を考慮したガウス型パフモデルにより放射性核種の大気中濃度を算定
- ◆ 大気から地表面への乾性沈着及び降水による湿性沈着を考慮して地表沈着濃度を算定



流跡線ガウス型パフモデルの概念図

### ■ 特定臓器への様々な被ばく経路からの線量

- ◆ プルーム（放射性雲）からの主にガンマ線による外部被ばく
- ◆ プルーム中の放射性物質の吸入による内部被ばく
- ◆ 放射性物質の人体表面付着による外部被ばくと体内取り込み
- ◆ 汚染した水、農畜産物の経口摂取による内部被ばく
- ◆ 地表沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく

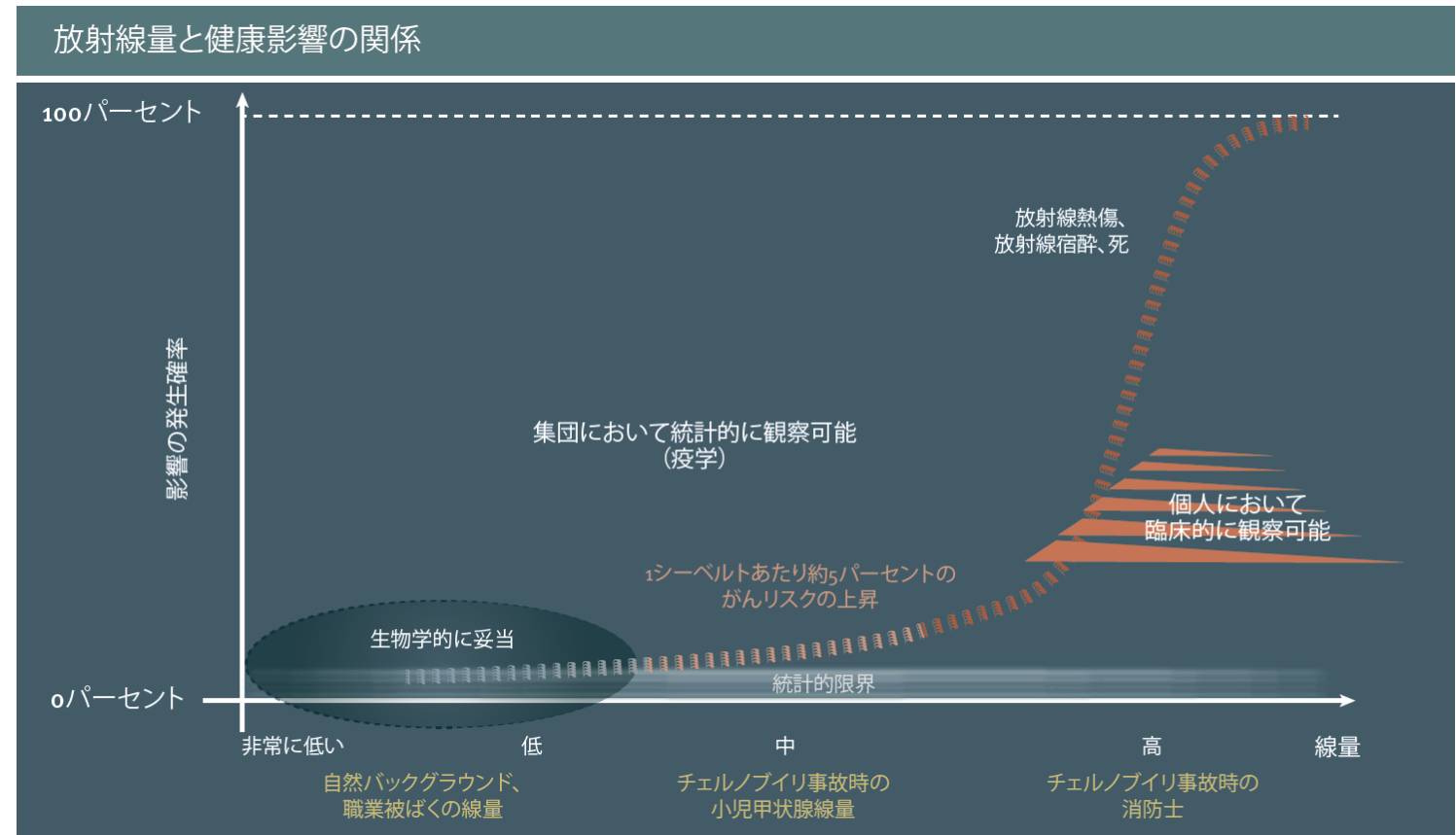


## 主なモデル

# 人の健康影響(確定的影響と確率的影響)の評価モデル

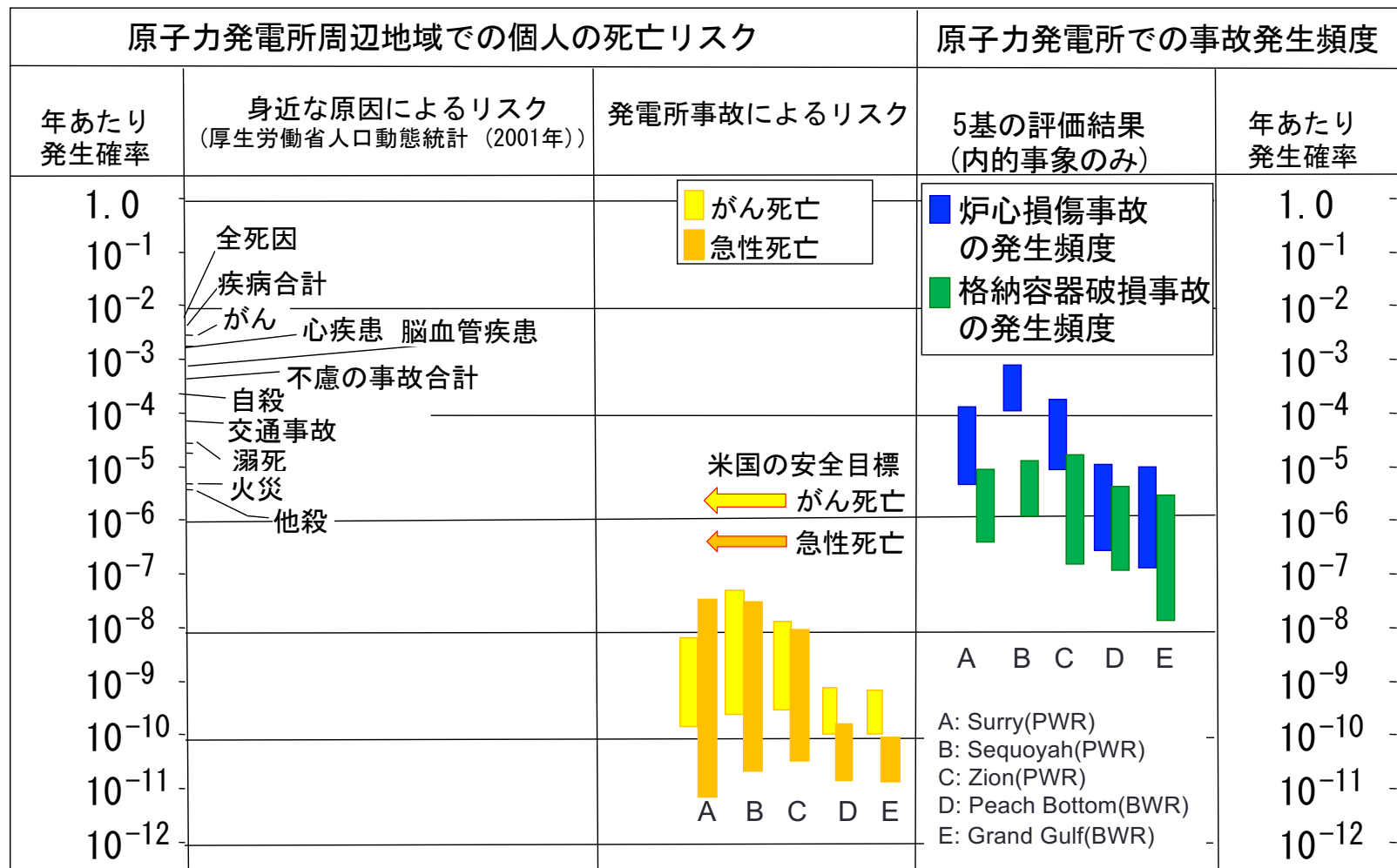
### ■放射線被ばくによる人の健康影響

- ◆**確定的影響**(早期死亡、早期疾患)は、しきい値のある線量-効果関係をハザード関数(シグモイド曲線)によりモデル化
- ◆**確率的影響**(がん死亡、がん疾患)は、しきい値のない線形の線量-効果関係を仮定し、原爆被爆生存者の追跡調査結果に基づくリスク推定値、人口動態統計を用いてモデル化



(国連環境計画:放射線 影響と線源, 2016より引用)

# PRAの全体から得られる知見の例 (NUREG-1150)



安全目標との比較は、次のような因子の適正さを総合的に確認することでもある。

- 炉心損傷の確率が低いことに寄与する因子
  - 起回事象(発端となる異常事象)の発生頻度の低さ
  - 異常時に対応するプラントの性能
  - 異常時に対応する設備・人間の信頼性
  - 外部ハザードに対する耐性(地震時等の設備・人間の信頼性)
- 炉心損傷より格納容器破損の確率が低いことに寄与する因子
  - シビアアクシデント(SA)に対応するプラントの性能
  - SAに対応する設備・人間の信頼性(故障の回復や代替手段を含む)
  - 外部ハザードに対する耐性
- 格納容器破損より個人の死亡の発生確率が低いことに寄与する因子
  - 放射性物質放出量/タイミング(注\*:これはプラント性能に依存)
  - 放出点から居住地までの距離
  - 気象条件(風向, 風速, 降水など)による放射性物質の拡散
  - 防護対策(退避, 避難など)の効果

参考文献: NRC, "Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants", Final report, NUREG-1150 Vol.1, 1991.

## 4. 我が国での安全目標検討経緯と関連する論点の例

### 安全目標/性能目標の検討経緯

- 2001年～2006年 原子力安全委員会「安全目標専門部会」において議論。
  - 2003年12月 「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」：安全目標の位置づけを整理し、**定性的目標と定量的目標**を提案
  - 2006年3月 「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について－安全目標案に対応する性能目標について－」：性能目標（炉心損傷頻度と格納容器機能喪失頻度の目標値）を提案
- 2012年9月19日 原子力規制委員会発足後、新規制基準の策定に着手
- 2013年 原子力規制委員会における安全目標に関する議論
  - 2013年4月10日 原子力規制委員会にて、安全目標に関する考え方を合意（現状案をベースに引き続き議論）
- 2013年12月 継続的安全性向上評価制度施行
- 2020～21年「継続的な安全性向上に関する検討チーム」にて議論
  - 今後の検討すべき課題として安全目標の検討を指摘



## 我が国の安全目標/性能目標の検討経緯(続き)

### 安全目標専門部会中間とりまとめにおける安全目標の意義

- 「安全目標」は、こうした規制活動に一層の透明性、予見性を与えると同時に、その内容をより効果的で効率的なものにすることや様々な原子力利用活動分野に対する規制活動を横断的に評価することを可能にし、これらをより合理的なものとし、相互に整合性のあるものとすることに寄与する。
- 近年、国には、国が行う規制活動等における意思決定に国民の意見を反映することが求められるようになってきているが、公衆のリスクを尺度とする「安全目標」の存在は、指針や基準の策定など国の原子力規制活動のあり方に関しての国と国民の意見交換を、より効果的かつ効率的に行うことを可能とする。
- 事業者は、自らが行うリスク管理活動を「安全目標」を参照して計画・評価することにより、規制当局の期待に応える活動をより効果的かつ効率的に実施することができる。

## 我が国の安全目標/性能目標の検討経緯(続き)

### 安全目標専門部会において提案された安全目標案と性能目標

定性的目標案：原子力利用活動に伴って放射線の放射や放射性物質の放散により公衆の健康被害が発生する可能性は、**公衆の日常生活に伴う健康リスクを有意には増加させない**水準に抑制されるべきである。

定量的目標案：原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによる、施設の敷地境界付近の**公衆の個人の平均急性死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないよう**に抑制されるべきである。また、原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによって生じ得るがんによる、**施設からある範囲の距離にある公衆の個人の平均死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないよう**に抑制されるべきである。

性能目標：以下の指標を併用する。

指標1. 炉心損傷頻度 (CDF)  $10^{-4}$ /年程度

指標2. 格納容器機能喪失頻度 (CFF)  $10^{-5}$ /年程度

# 我が国の安全目標/性能目標の検討経緯 原子力規制委員会における審議

## 原子力規制委員会の安全目標に関する考え方（2013年4月10日に合意）

- 安全目標は、原子力規制委員会が原子力施設の規制を進めていく上で達成を目指す目標である。
- 平成18年までに原子力安全委員会安全目標専門部会において詳細な検討が行われていた
  - ◆ 炉心損傷頻度について「 $10^{-4}$  /年程度」、格納容器機能喪失頻度について「 $10^{-5}$  /年程度」  
といった検討結果は**原子力規制委員会が安全目標を議論する上で十分に議論の基礎となるものと考えられる。**
- ただし、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ、放射性物質による環境への汚染の視点も安全目標の中に取り込み、万一の事故の場合でも環境への影響をできるだけ小さくとどめる必要がある。  
具体的には、世界各国の例も参考に、発電用原子炉については、**事故時のセシウム137の放出量が100テラベクレルを超えるような事故の発生頻度は、テロ等によるものを除き100万炉年に1回程度を超えないように抑制されるべきであることを追加するべきである。**
- そして、原子炉等規制法によるバックフィット規制の導入の趣旨に鑑み、現状では**安全目標は全ての発電用原子炉に区別無く適用**するべきものである。
- なお、平成25年3月6日の原子力規制委員会に提出された論点のうちの残された論点（例えば、新設炉と既設炉で目標値を分けるべきか否かなど）に関する議論を含め、安全目標に関する議論は、継続的な安全性向上を目指す原子力規制委員会として、**今後とも引き続き検討を進めていくものとする。**

## 我が国の安全目標/性能目標の検討経緯(続き)

### 継続的な安全性向上に関する検討チーム「議論の振り返り」(2021年7月)の指摘

今後さらに議論が必要な課題の一つとして「安全目標に関する議論」を挙げ、次のように指摘した。

- 具体的には、何が重要な欠けであるか、特にリスク評価と欠けの重要性との関係を論じるために、安全目標の議論を進めていくことが必要であろう。
- また、安全目標は、どの程度の危険性であれば原子力施設の設置を許容するかという、いわゆる原子力利用の正当化と関連する問題でもあることから、国民や事業者における自由な議論を促す観点で規制機関が継続的に議論していくことに意義があるものと考えられる（なお、議論を継続することに意義があるのであって、必ずしも安全目標を定めることに価値があるわけではないことに留意する必要がある。）。
- 事業者のインセンティブを踏まえた中間領域、例えば、一定のインセンティブを与えることで事業者自主的な安全性向上の取組を促し、その内容について規制当局も一定の関与をするような仕組みを規制制度の一部として設ける可能性を模索したが、議論を経る中で、そのような中間領域が有効に機能するための前提条件が、そもそも現時点では成立していないのではないかという疑問を持つに至った。すなわち、事業者が欠けを見出すインセンティブには限界があり自主的には決して発見しようとはしない欠けが存在するのではないか、また、中間領域が機能する前提として事業者と規制当局の間の信頼関係が必要であるが、現時点においては、両者の間に十分な信頼関係が存在しているとは言い難い状態なのではないか、といった疑問である。

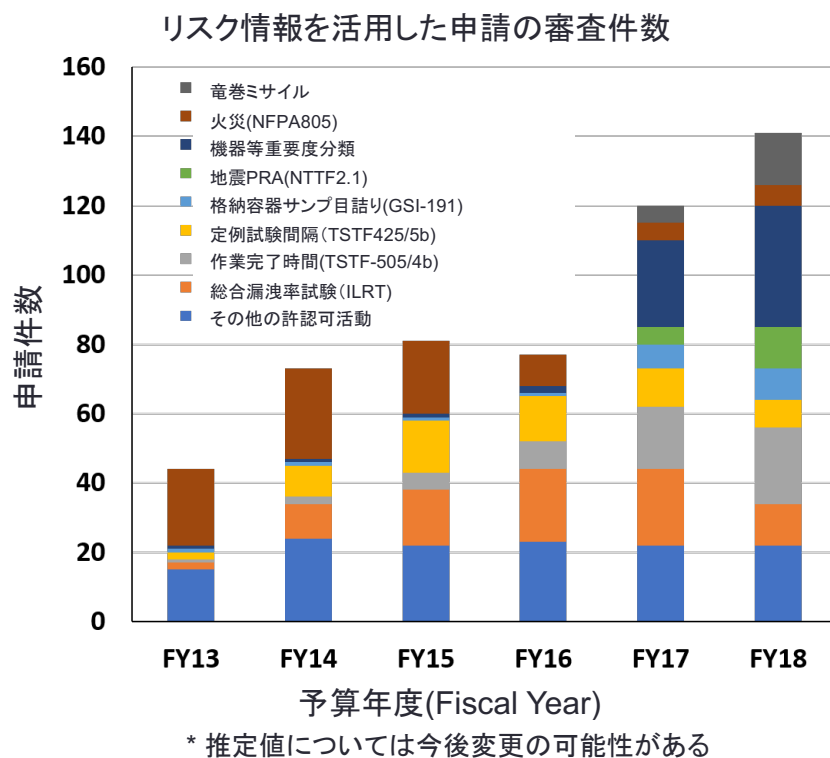
# リスク情報活用のためのPRAの品質確保の必要性

- 米国では、PRAから得られるリスク情報と安全目標を適切に活用することにより、安全確保のための活動が効率的、効果的なものとなり(最適化)、安全性の向上と経済性の向上を同時に達成している(例えば[1],[2]など)。
- 右図では、NRCの認可を受けた運転や保全の方法の変更(許認可ベース変更)を事業者が行うための、リスク情報を用いた変更申請の数が年々増大していることがわかる[3]。
- ただし、このような活用では、リスク情報の用い方や用いる**PRAの品質を適切に維持する必要がある**。このため、NRCにおける審査ガイドや民間機関による規格が整備されている。

参考文献:

- [1] 伊藤邦雄, 「リスクと保全: 諸外国における原子力への適用実績」, 保全学会講演要旨集(2010)
- [2] UCLA B. John Garrick リスクサイエンス研究所及び電力中央研究所, 「リスク情報を活用した意思決定: 米国の経験に関する調査」, 2017.

## 米国NRCにおけるリスク情報を活用した許認可ベース変更申請の審査件数の推移[3]



- [3] (図出典) U. S. NRC, “Lecture 8-1 Risk-Informed Regulatory Applications,” NRC マサチューセッツ工科大学PRA研修コース資料, 2019 (ADAMS検索番号: ML19011A438).

# PRAの使い方に関する基準の例 — 米国のPRA政策声明(1)

PRA政策声明に示された次の3項目の基本的考え方は、リスク情報を活用するための具体的な規制指針等（後述）を整備する際の大原則となっている。

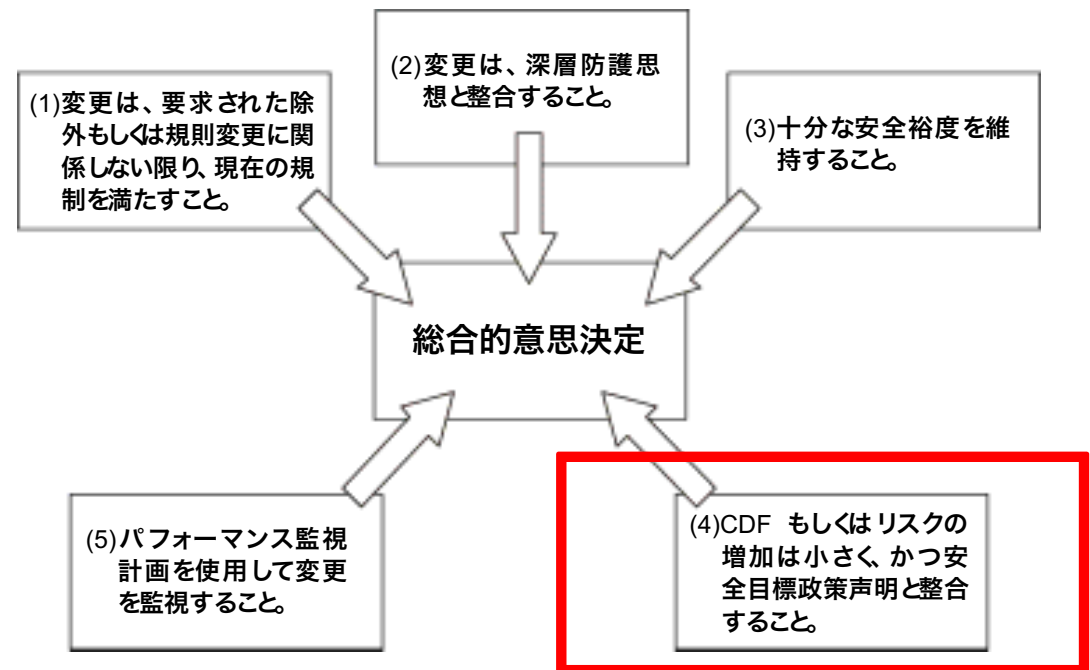
## 原子力規制活動における確率論的リスク評価手法の使用；最終政策声明

Use of Probabilistic Risk Assessment Methods in Nuclear Regulatory Activities; Final Policy Statement、1995.

- (1) PRA技術の利用は、PRA手法とデータの最新技術に支えられた範囲内で、かつNRCの決定論的アプローチを補完し、NRCの伝統的な「深層防護」の理念を支援する形で、すべての規制事項において拡大すべきである。
- (2) PRA および関連する解析は、最先端の技術で可能な範囲内で、現行の規制要件等の不必要な保守性を削減するように使用されるべきである。適切な場合、PRA は 10 CFR 50.109（バックフィット規則）に従った追加規制要件の提案の裏付けとして使用されるべきである。
- (3) 規制決定を裏付けるPRA評価は、可能な限り現実的であるべきであり、適切な裏付けデータを公開し、レビューできるようにすべきである。
- (4) 原子力発電所に対する委員会の安全目標および補助的な数値目標は、原子力発電所ライセンシーに対する新たな一般的要件の提案およびバックフィッティングの必要性について規制上の判断を行う際に、不確実性を適切に考慮した上で、使用されるべきである。

## 米国のPRA政策声明に基づく規制判断の指針の例RG1.174

- PRA政策声明に基づき、具体的な規制判断にリスク情報を活用するための規制指針（RG）が整備された。
- 例えば、技術仕様書（Tech Spec）（我が国の保安規定に相当）等に関する認可事項を変更する際には、NRCは右図の5項目を確認する。前述の供用期間中検査の変更も同様の考え方で審査される。
- (4)項では、PRAにより評価されたCDF及びLERFとその変化幅について、**リスク増加は小さく、安全目標政策声明の趣旨に整合すること**を確認する。
- この要件が充足性されていないときには、申請者は、従来の方法で深層防護や安全余裕に基づく説明を行うか、申請を取りやめることになる。



RG 1.174 におけるリスク情報活用の5原則  
(JNESによる翻訳)

規制指針RG1.174, 「プラント個別の認可ベース変更に対する リスク情報を活用した意思決定に確率論的リスク評価を活用するためのアプローチ」 Rev.3, 2018.

## まとめ

- **一般的な意味でのリスクマネジメント：** ISO 31000においては、組織の状況や目的に合わせて定めるリスク基準がリスクマネジメントの重要なツールとなっている。また、リスク評価の手法は、リスクの特性（影響の重大さなど）により変わりうるが、大規模災害が想定される施設では、定量的なリスク評価が望まれる。
- **PRAと安全目標に係る経緯：** TMI事故を契機に、原子力発電所のリスクを評価する手法としての確率論的リスク評価（PRA）の有用性が認識され、さらにPRAの活用を助ける手段として、多くの国が炉心損傷頻度や格納容器破損頻度などを指標とする安全目標（定量的リスク基準）を定め、安全規制における意思決定に活用している。
- **PRAの手法：** PRAでは、立地の社会的及び自然環境に関する条件、設計、通常時及び保守時の運転手順、故障やトラブル発生の実績、事故時対応手順・訓練、気象統計、防護対策などの状況を入力として、炉心損傷頻度、格納容器破損頻度、放射性物質の放出量とタイミング、環境中の拡散・被ばく線量などのリスク情報を算出する。  
  
PRAの結果及びそのモデルやデータを用いた応用解析から、リスクの水準、リスクの寄与因子（事故シーケンス、機器故障、人的過誤、など）、寄与因子の重要度、不確実さの要因とその影響などの有益な情報が得られる。
- **我が国での安全目標検討経緯と関連する論点の例：** 我が国では、安全目標については、安全目標専門部会、原子力規制委員会、継続的安全性向上に係る検討チーム、その他の場において検討がなされ、さらなる検討を行うことが有意義とされ、**リスク評価と重要な欠けを見つけること**の関係、**安全目標について広く自由な場で議論することの重要性**、**PRAの不完全性/確実さなどを踏まえた適切なリスク情報及び安全目標の使い方**など、いくつかの課題が指摘されている。



## 参考情報

# 原子力規制委員会の組織理念

平成25年1月9日  
原子力規制委員会

原子力規制委員会は、2011年3月11日に発生した東京電力福島原子力発電所事故の教訓に学び、二度とこのような事故を起こさないために、そして、我が国の原子力規制組織に対する国内外の信頼回復を図り、国民の安全を最優先に、原子力の安全管理を立て直し、真の安全文化を確立すべく、設置された。

原子力にかかわる者はすべからず高い倫理観を持ち、常に世界最高水準の安全を目指さなければならない。我々は、これを自覚し、たゆまず努力することを誓う。

## 使命

原子力に対する確かな規制を通じて、人と環境を守ることが原子力規制委員会の使命である。

## 活動原則

原子力規制委員会は、事務局である原子力規制庁とともに、その使命を果たすため、以下の原則に沿って、職務を遂行する。

### (1) 独立した意思決定

何ものにもとらわれず、科学的・技術的な見地から、独立して意思決定を行う。

### (2) 実効ある行動

形式主義を排し、現場を重視する姿勢を貫き、真に実効ある規制を追求する。

### (3) 透明で開かれた組織

意思決定のプロセスを含め、規制にかかわる情報の開示を徹底する。また、国内外の多様な意見に耳を傾け、孤立と独善を戒める。

### (4) 向上心と責任感

常に最新の知見に学び、自らを磨くことに努め、倫理観、使命感、誇りを持って職務を遂行する。

### (5) 緊急時即応

いかなる事態にも、組織的かつ即座に対応する。また、そのための体制を平時から整える。

## 一般的な意味でのリスクマネジメントの補足

### ISO31000におけるリスク基準に関する規定(ISO31000:2018 6.3.4 リスク基準の決定)

組織は、目的に照らして、取ってもよいリスク又は取ってはならないリスクの大きさ及び種類を規定することが望ましい。組織はまた、**リスクの重大性を評価し、意思決定プロセスを支援するための基準を決定することが望ましい。** リスク基準は、リスクマネジメントの枠組みと整合させ、検討対象になっている活動に特有の意義及び範囲にリスク基準を合わせることを望ましい。リスク基準は、**組織の価値観**、目的及び資源を反映し、リスクマネジメント方針及び声明と一致していることが望ましい。基準は、**組織の義務及びステークホルダの見解**を考慮に入れて規定することが望ましい。

リスク基準は、リスクアセスメントプロセスの開始時に確定することが望ましいが、**リスク基準は動的であるため、継続的にレビューを行い、必要に応じて修正することが望ましい。**

- ◆ 結末及び目的（有形及び無形の両方）に影響を与える**不確かさの特質及び種類**
- ◆ **結果**（好ましい結果及び好ましくない結果の両方）**及び起こりやすさをどのように定め、また、測定するか。**
- ◆ **時間**に関連する要素
- ◆ **測定法の一貫性**
- ◆ **リスクレベル**をどのように決定するか。
- ◆ **複数のリスクの組合せ**及び**順序**をどのように考慮に入れるか。
- ◆ **組織の能力**

## 一般的な意味でのリスクマネジメントの補足

### ISO31000におけるリスクマネジメントの原則

リスクマネジメントの意義は、価値の創出及び保護である。リスクマネジメントは、パフォーマンスを改善し、イノベーションを促進し、目的の達成を支援する。

有効なリスクマネジメントは、図2の要素を要求し、更に次に示すように説明することができる。

- a. 組織の**全ての活動に統合**されている。
- b. **体系的、包括的な取組み**は、一貫性のある比較可能な結果に寄与する。
- c. 枠組みとプロセスは、**外部及び内部の状況に適合**し、均衡がとれている。
- d. **ステークホルダの適切な参画**は、彼らの見解及び認識の考慮を可能にし、意識の向上と十分な情報に基づくリスクマネジメントにつながる。
- e. **外部及び内部の状況の変化**を予測・発見・認識し、対応する。
- f. **利用可能な最善の情報**及び予想を用い、その制約及び**不確かさを考慮**に入れる。**ステークホルダが情報を入手できる**ことが望ましい。
- g. **人間の行動及び文化**は、リスクマネジメントの全ての側面に影響する。
- h. 学習及び経験を通じて**継続的に改善**される。

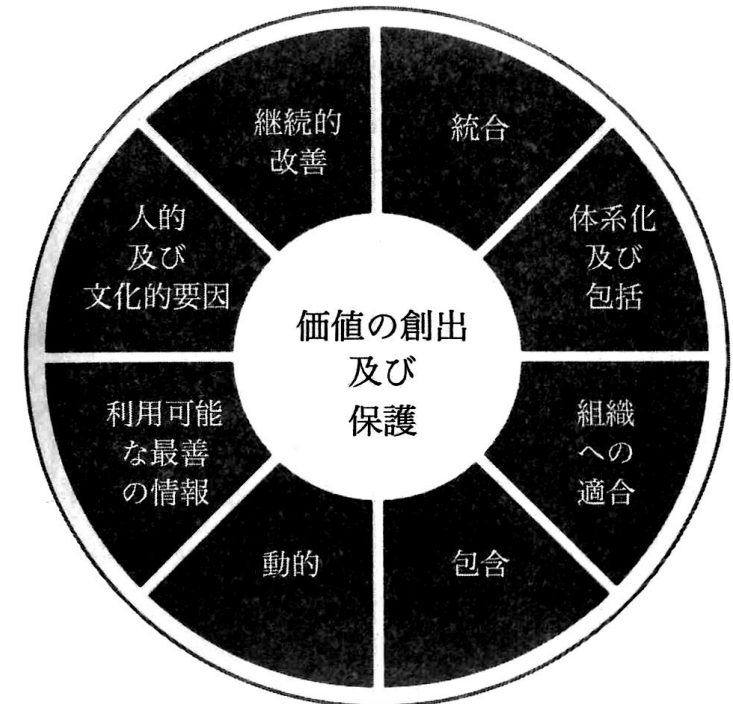


図2 - 原則

出典：日本規格協会，Q31000(2019) 及びその解説 日本規格協会リスクマネジメント規格活用検討委員会，「ISO31000: 2018 (JIS Q 31000: 2019) リスクマネジメント 解説と適用ガイド」，2019. から一部要約し作成

## 大規模災害リスクの定量的評価手法（一般的な手順の一例）

大規模な被害を伴うリスクに対しては、より詳細かつ定量的なリスク評価が行われている。そのような場合のリスク評価手法の一般的な例を示す。

1. 通常に作動あるいは機能している状態を構成する要素を用いて**解析対象とするシステム（平常状態）を定義する**。ここで定義したシステムは、損傷・損害の状態（異常状態）を記述する参照基準となる。
2. **危険源、つまりハザード源**（たとえば、蓄積エネルギー、有毒物質、危険物、自然現象、妨害行為、テロリズム、設備故障、それらの組み合わせなど）を**特定し**、その特性を明確にする。<sup>注1</sup>
3. 脆弱な箇所を特定しつつ、「**どのような悪いことが起こるのか**」という**シナリオ**を構築する。これにより、損傷・被害と結果・影響のレベルを設定する。
4. さまざまな**シナリオの尤度（発生の可能性）**とそれにもなう**損傷・被害のレベル**を定量化する。このとき、シナリオに関する現存する利用可能なエビデンス（情報）全体に基づく。
5. 損傷・被害レベルごとに**シナリオをグループ分けし**、その結果から適切な**リスク曲線とリスク優先度**を構築する。
6. 結果を解釈して、**リスク管理プロセスの指針**を導き出す。

注1：ここでのハザードは、リスク管理の対象施設に対する危険性ではなく、評価対象が社会に対して有する危険性である。

参考文献

[1]J. Garrick, (山口彰訳) 「超巨大リスクの定量的評価」、森北出版、2021.

参考D NRC安全目標政策声明検討時のパブリック・コメント、パブリック・ミーティングの概要\*

■米国原子力規制委員会(NRC)は安全目標政策声明の検討過程で、パブリック・コメント(書面による意見募集)と計4回(各々1日)のパブリック・ミーティングを実施。

パブリック・コメント/ミーティングの参加者と意見の数

パブリック・ミーティングの概要\*

No.	参加者	意見の数 (書面及び口頭)
1	個人	137
2	公益団体・市民団体	64
3	電気事業・産業関係者	36
4	連邦機関および国立研究所の職員	15
5	大学関係者	7
6	コンサルタント	6
7	選出代表者	6
8	専門協会	5
9	州・地方機関	4
10	外国政府	4
11	労働組合	1

No.	場所	日付	口頭陳述 の数
1	Atlanta, Georgia	1982年4月26日	24
2	Boston, Massachusetts	1982年4月29日	27
3	Los Angeles, California	1982年5月3日	43
4	Chicago, Illinois	1982年5月5日	30

\*出典: USNRC, "Safety Goals for Nuclear Power Plant Operation," NUREG-0880 Rev.1 for Comment, 1983

# 英国の原子力施設の安全評価原則(SAPs)の数値目標

## 公衆及び従事者等に関する主な数値目標

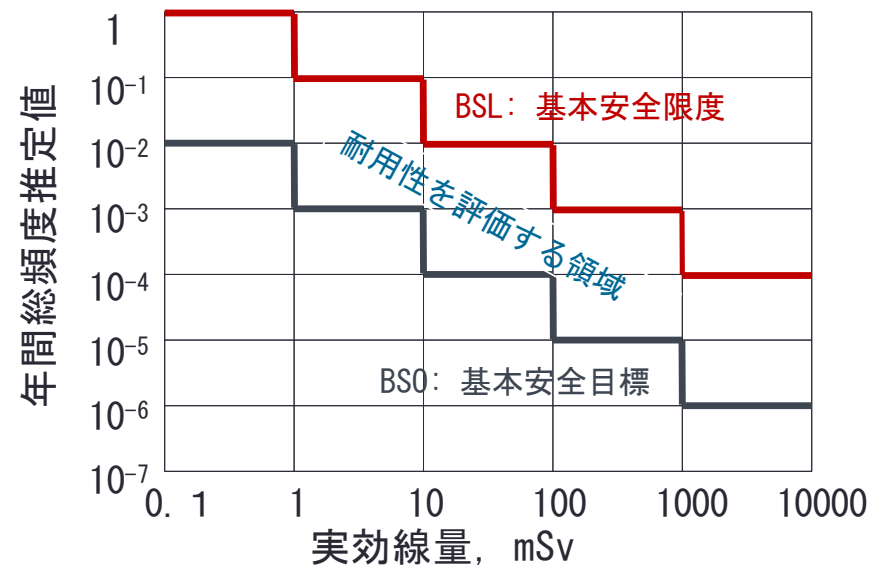
通常運転 - 現場から離れた場所	ターゲット3
事業所内で発生した電離放射線源から事業所外にいる人が1暦年間に受ける実効線量の目標値および法定限度 (Legal Limit, LL) は以下の通りである :	
BSL (LL) :	1 mSv
BSO	0.02 mSv
身体の組織や部位には、他にも法的制限があることに注意 (IRR17)。	

事故による個人の死亡リスク - 敷地内のすべての人	ターゲット5
電離放射線への被ばくを伴う事故により、敷地内の人々が死亡する個人リスクの目標は以下の通りである :	
BSL :	$1 \times 10^{-4}$ (1/年)
BSO :	$1 \times 10^{-6}$ (1/年)

事故による敷地外の公衆への個人死亡リスク	ターゲット7
電離放射線への被ばくを伴う事業所内での事故により、事業所外で人が死亡する個人リスクの目標は以下の通りである :	
BSL :	$1 \times 10^{-4}$ (1/年)
BSO :	$1 \times 10^{-6}$ (1/年)

死者100人以上のリスク合計	ターゲット9
電離放射線への被ばくをもたらすサイトでの事故により、即時または最終的に100人以上の死亡者が発生するリスクの合計は、以下の通りである :	
BSL :	$1 \times 10^{-5}$ (1/年)
BSO :	$1 \times 10^{-7}$ (1/年)

個別施設における事故の頻度対線量の目標 - 敷地外のあらゆる人		ターゲット 8
個々の施設で発生し、敷地外の人に被ばくする可能性のある事故の総予測頻度の目標は以下の通りである :		
実効線量、mSv	年間総頻度推定値	
	BSL	BSO
0.1-1	1	$1 \times 10^{-2}$
1-10	$1 \times 10^{-1}$	$1 \times 10^{-3}$
10-100	$1 \times 10^{-2}$	$1 \times 10^{-4}$
100-1000	$1 \times 10^{-3}$	$1 \times 10^{-5}$
>1000	$1 \times 10^{-4}$	$1 \times 10^{-6}$

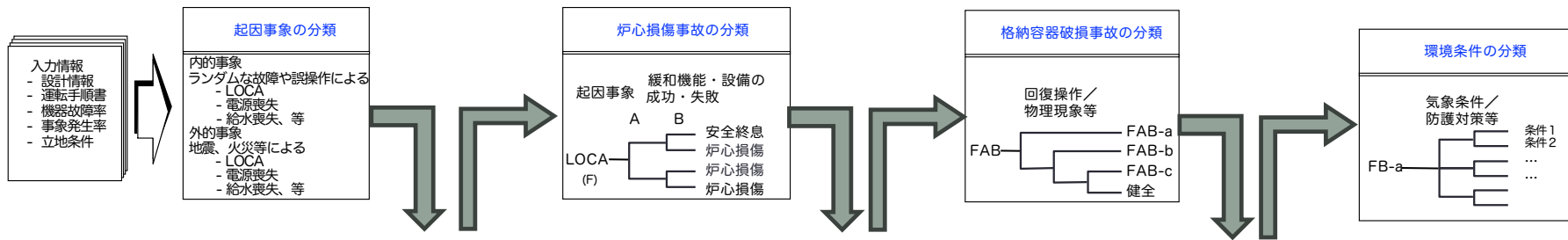


SAP ターゲット8のグラフ

出典: 英国ONR, "Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities," 2014 Ed. Rev.1 (Jan. 2020).

# 事故シナリオに関する補足

- シナリオの数は膨大である。イベントツリーで分類しても極めて多数になるので、解析ステップごとに、その出力となるシナリオをグループにまとめて、次の解析ステップの入力とする



**起因事象グループ(IE)**  
(必要な安全設備が類似)

T: 過渡事象  
 A: 大破断冷却材喪失事故 (LOCA)  
 S1: 中破断LOCA  
 S2: 小大破断LOCA  
 など

**プラント損傷状態(PDS)**  
(安全設備の状況が類似)

TW: 過渡事象後の崩壊熱除去失敗  
 TC: 過渡事象後の炉停止失敗  
 AD: 大破断LOCA後炉心への注水失敗  
 など

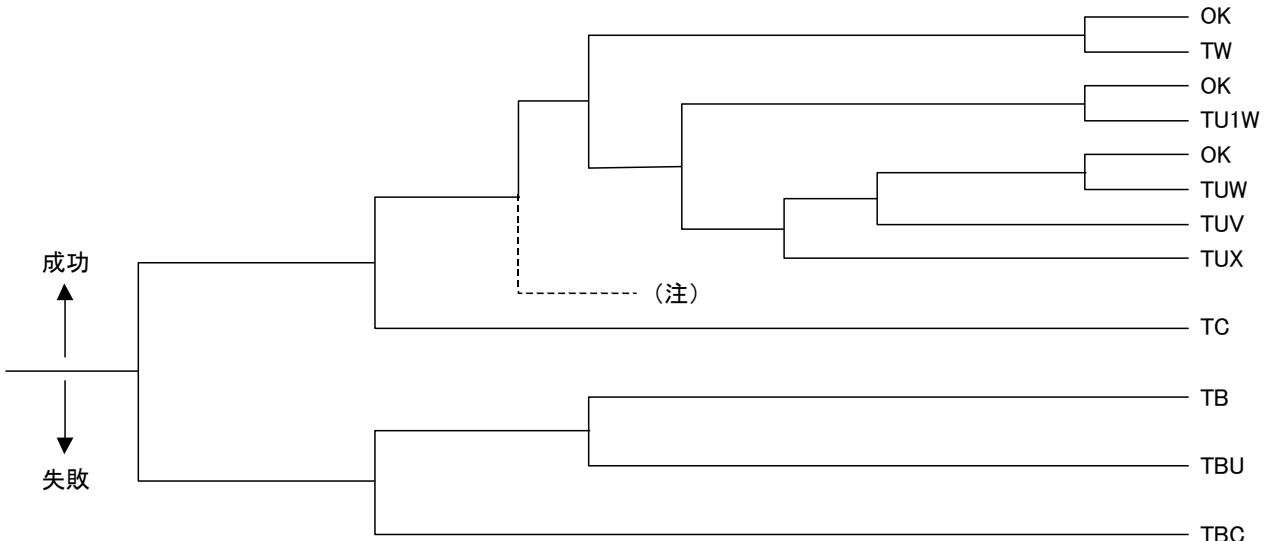
**放出カテゴリー(RC)**  
(放出の時期や大きさが類似)

TW-δ: 過渡事象後の崩壊熱除去失敗により格納容器過圧破損  
 S1D-γ: 中破断LOCA後炉心への注水に失敗し、水素爆発で格納容器破損  
 など



# 事故シーケンスを表すイベントツリーの例(BWR)

起因事象	非常用電源供給	原子炉反応度停止		原子炉圧力制御	高圧系による炉心冷却 ／原子炉水位維持		原子炉手動減圧	低圧系による炉心冷却 ／原子炉水位維持		崩壊熱除去 残留熱除去系
		制御棒駆動系	ほう酸水注入系		原子炉隔離時冷却系	高圧炉心スプレイ系		低圧炉心スプレイ系	低圧注入系	
T	B	C		P	U1	U2	X	V		W



注) 逃がし安全弁による原子炉圧力制御には成功すると仮定する。

(この図では外部電源喪失を起因事象とするもののみを示している)

## 個別の事故シーケンスでの格納容器内圧力の推移の計算例

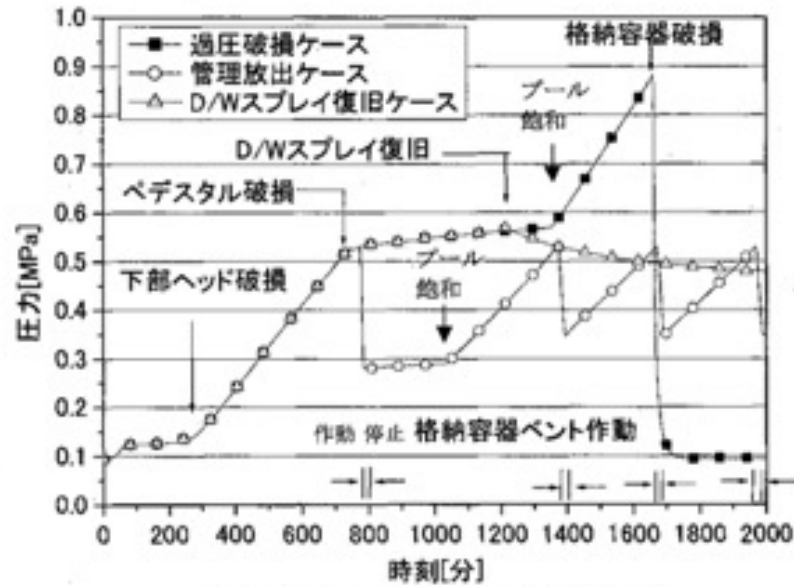


Fig. 4.1.1 格納容器系圧力(TQUV全ケース)

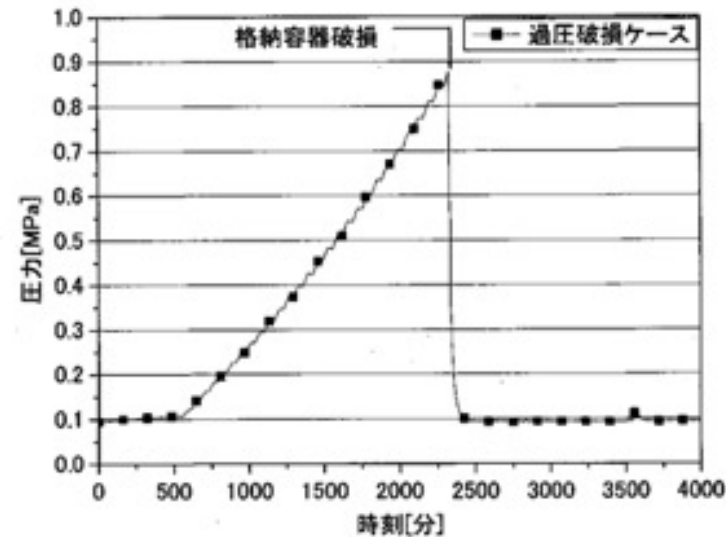


Fig. 4.4.1 格納容器系圧力(TW過圧破損ケース)

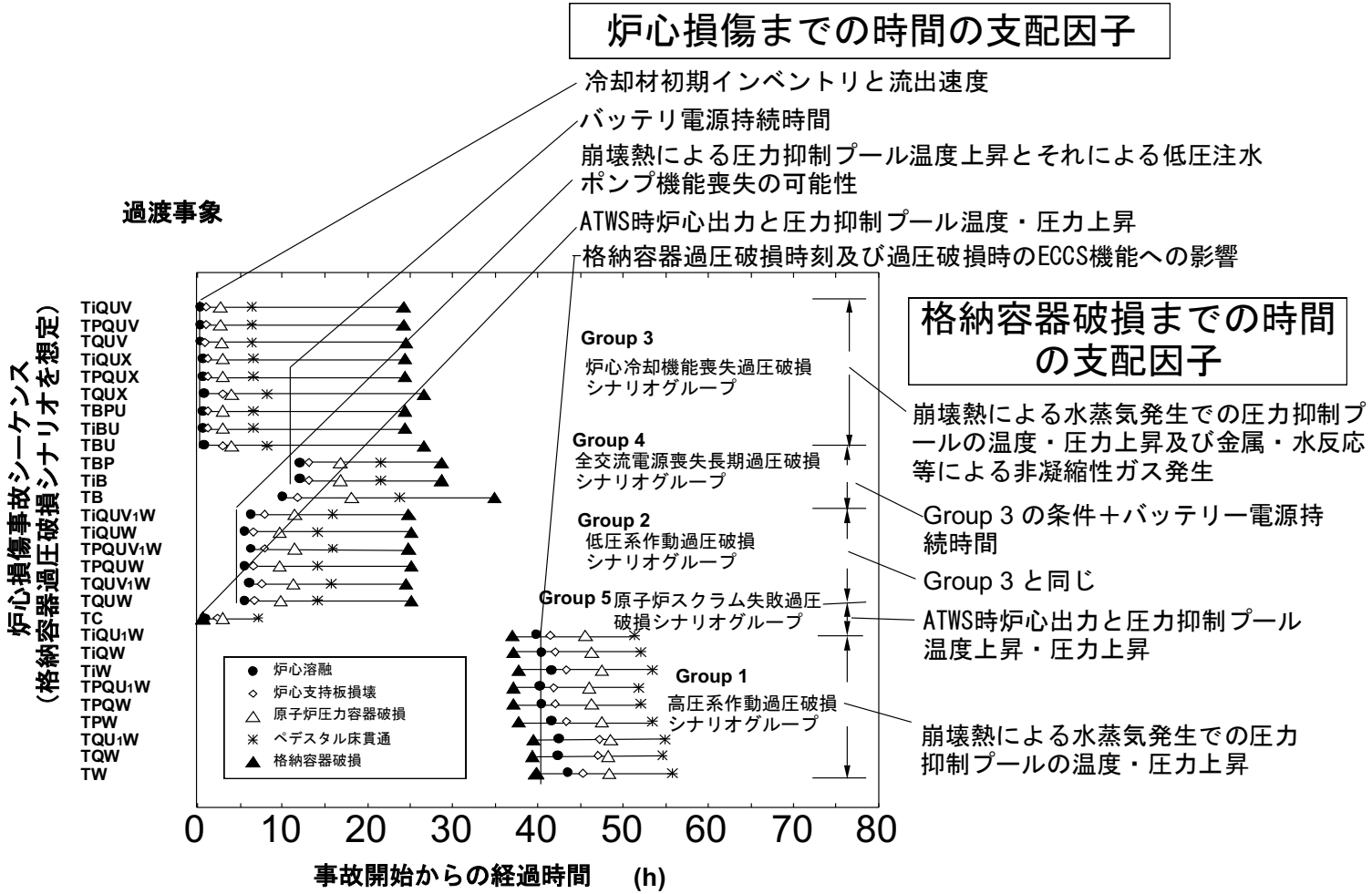
### TQUVシーケンス

- T: 過渡事象が起因事象, スクラム成功
- Q: 給水系停止,
- U: 高圧注水失敗
- V: 低圧注水失敗

### TWシーケンス

- T: 過渡事象が起因事象, スクラム成功
- 炉心への注水, 循環成功
- W: 崩壊熱除去失敗(残留熱の海水への伝達に失敗→格納容器過圧破損→(キャビテーションなどにより注水停止→炉心損傷)

# 炉心損傷のシナリオを、その後の進展の類似性で分類した例

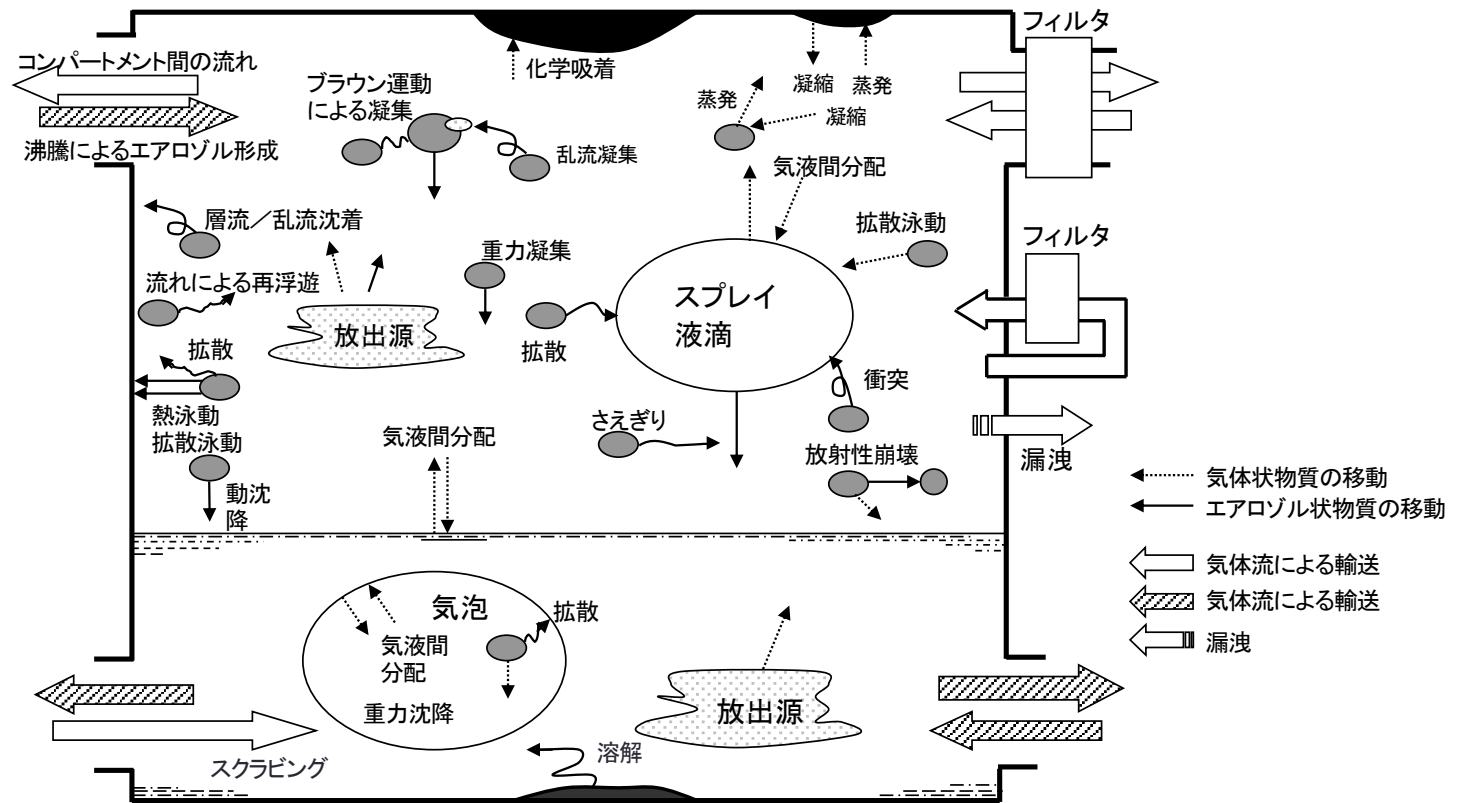


# 主なモデル

参考E5

## 放射性物質の燃料からの放出とプラント内での移動現象のシミュレーションによる環境への放出量, タイミング(ソースターム)の予測

- 燃料の損傷・溶融により, 放射性物質が原子炉冷却系に放出され, さらに格納容器内へ移行する。
- 放射性物質のうち影響評価上重要なものは, 希ガス(Xe, Krなど), ヨウ素(I), セシウム(Cs)などであり, 複雑な化学的・物理的挙動をとるが, 概略的には気体またはエアロゾルとして振るまう。
- 気体やエアロゾルは, 様々な自然沈着メカニズムやスプレー, フィルターなどの設備による除去メカニズムにより, 浮遊状態から壁や水中へ移行する。
- こうした現象を考慮できる解析コードが開発され, 用いられている。



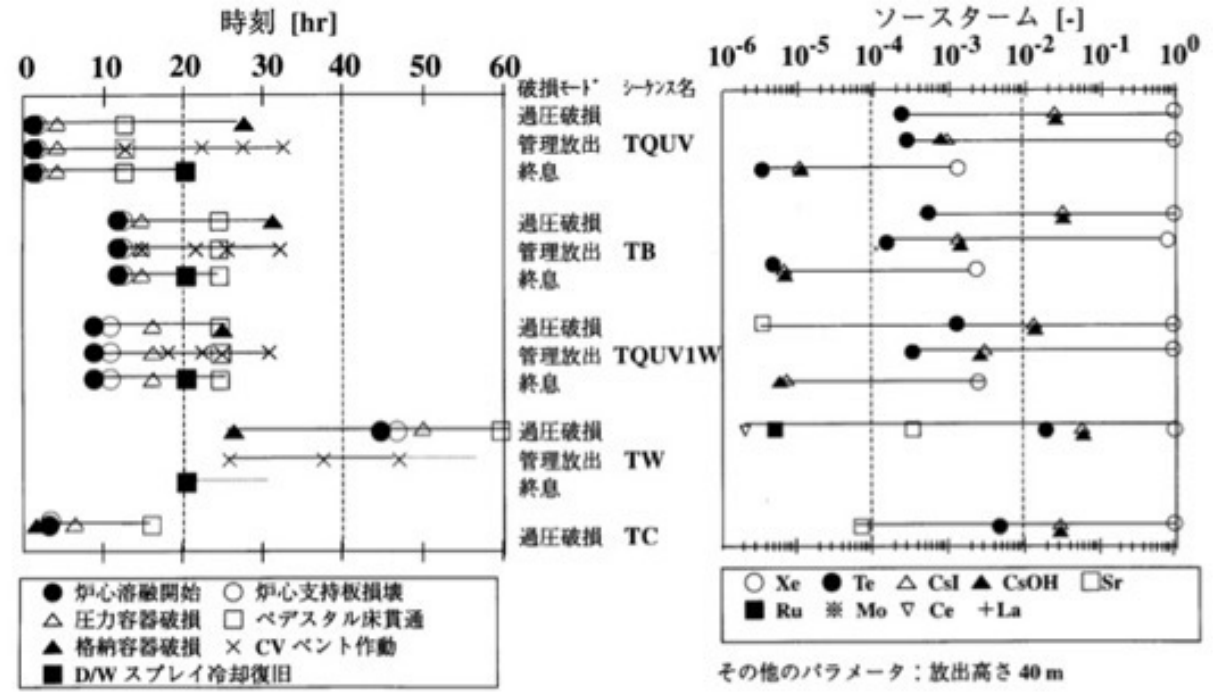
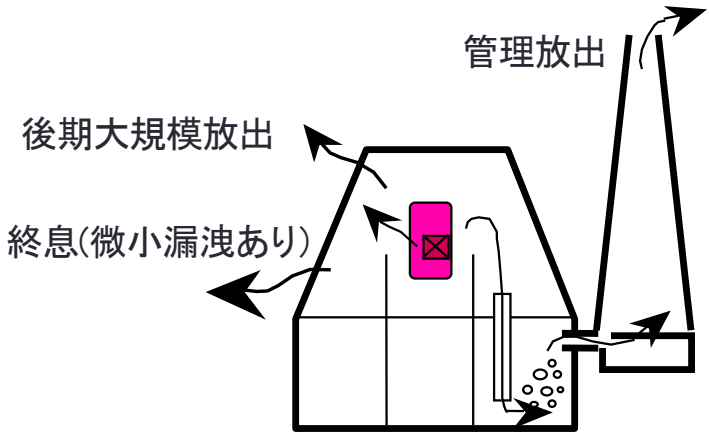
出典: M. Kajimoto et al., "Development of THALES-2, A computer code for coupled thermal-hydraulics and FP transport analyses for severe accident at LWRs and its application to analysis of FP reevaporation phenomena," ANS, Proc. Int. Topical Mtg. on Safety of Thermal Reactors, Portland, 1991. (和訳は、梶本光廣, "連載講座 軽水炉の確率的な安全評価(PSA)入門 第5回 内的事象レベル2PSA", 日本原子力学会誌, Vol.48, No.8(2006)による。)

参考E6

# グループの代表的シナリオの放出量(ソースターム)の評価例

## 考慮した放出形態

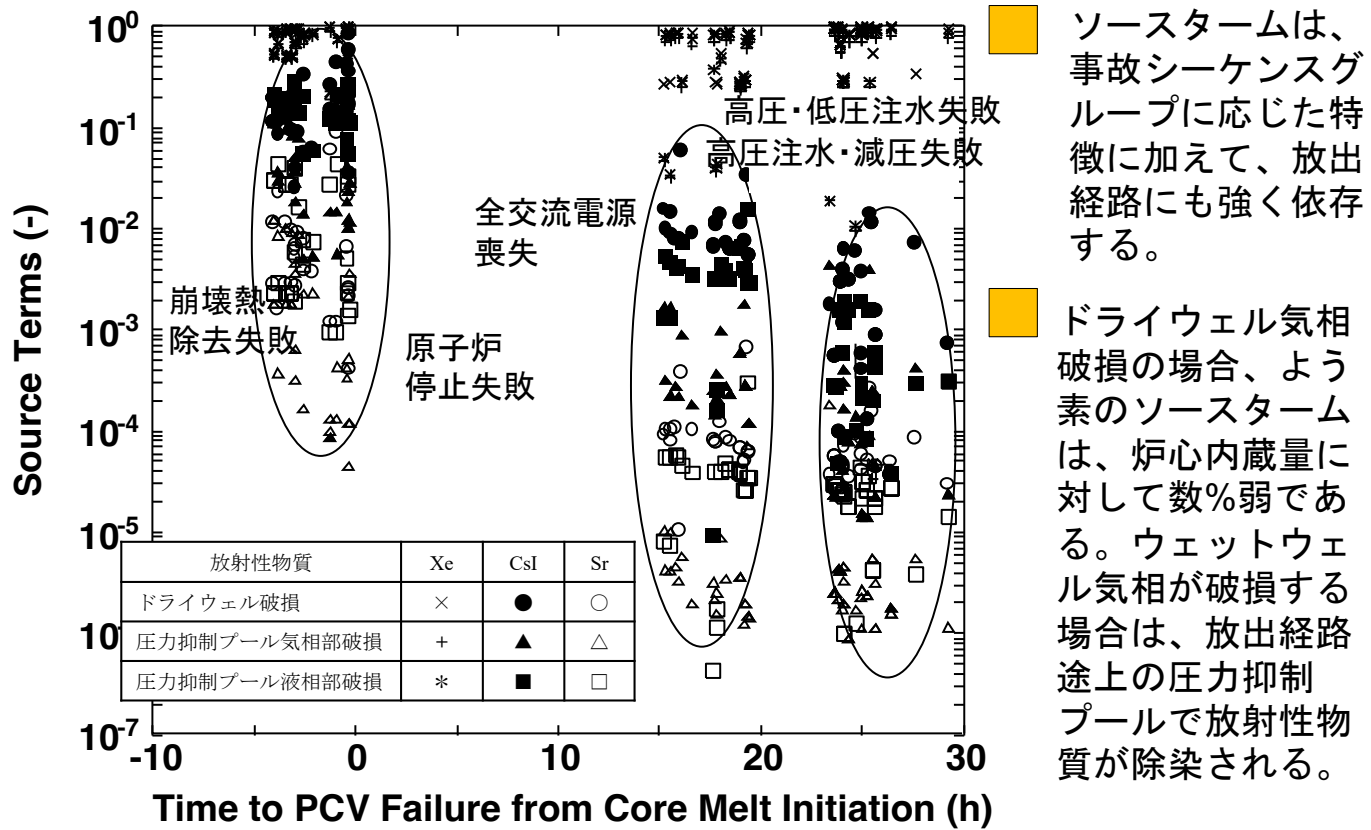
- 過圧破損: 格納容器が、内圧の上昇により破損する。
- 管理放出: 圧力抑制プールでの除去を考慮(ベント用フィルターは考慮せず)
- 終息: 格納容器設計上想定する程度の微小漏洩を仮定



事故シナリオはT(過渡事象)に次の安全機能の喪失が追加されたもの。TQUV:炉心への給水喪失、TB:全交流電源喪失、TQUV1W: 低圧注水成功後崩壊熱除去失敗、TC:原子炉停止失敗

出典: 本間俊充, "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).  
 参考: 石川淳, 村松健, 坂本亨, "THALES-2コードによるBWR Mark-IIを対象としてレベル3PSAのための系統的なソースターム解析," JAERI-Research 2005-021, (2005).

# シビアアクシデント時のソースターム



ソースタームは、事故シーケンスグループに応じた特徴に加えて、放出経路にも強く依存する。

ドライウェル気相破損の場合、ヨウ素のソースタームは、炉心内蔵量に対して数%弱である。ウェットウェル気相が破損する場合は、放出経路途上の圧力抑制プールで放射性物質が除染される。

M. Kajimoto, et. Al., CSNI Report No.176 (1990).

引用文献: 梶本光廣: 重大事故に至る事故シーケンスグループの技術的背景と福島事故, 日本原子力学会「2018秋の大会」、原子力安全部会企画セッション「福島第一原子力発電所事故の解明の進展から学ぶ」、2018年9月5日～9月7日、岡山大学津島キャンパス

## 福島第一原子力発電所事故の場合(1)

- 福島第一原子力発電所の事故後、旧JNESや東京電力において、1号～3号の事故進展の解析が、多くの仮定を設定して実施された。
- 現在も1号～3号までの格納容器内のデブリの調査・分析が進められている状況である。
- このため、幾つかの仮定の下であるが、福島第一原子力発電所の。1号～3号までの事故進展を、事故シーケンスグループの視点から見ることにする。

IAEA日本政府報告書（2011年6月）。

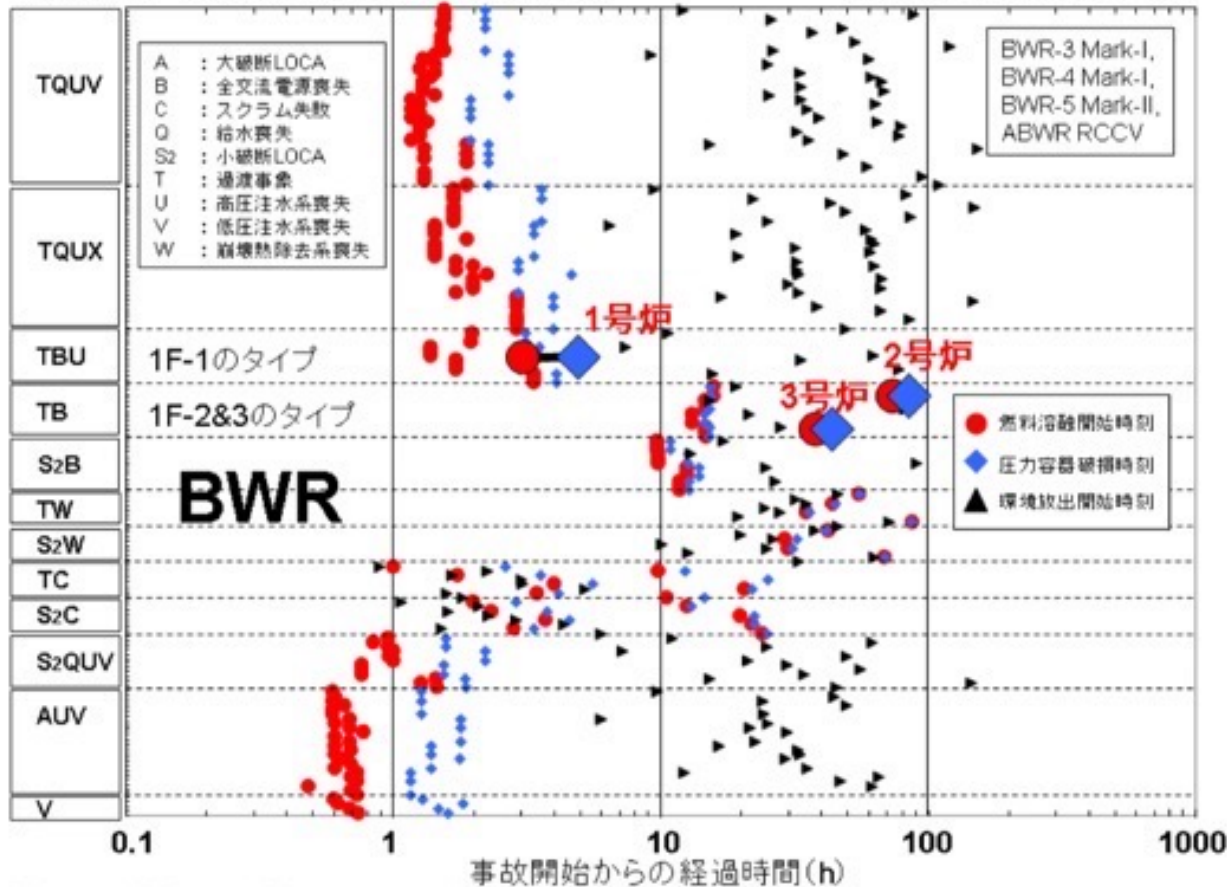
1号～3号の事故進展の解析：星陽崇、JNES-RE-2011-0002 (2011)。

引用文献：梶本光廣：重大事故に至る事故シーケンスグループの技術的背景と福島事故,日本原子力学会「2018秋の大会」、原子力安全部会企画セッション「福島第一原子力発電所事故の解明の進展から学ぶ」、2018年9月5日～9月7日、岡山大学津島キャンパス

## 福島第一原子力発電所事故の場合(2)

梶本光廣  
独立行政法人原子力安全基盤機構

### 福島第一発電所の事故の進展



原子力安全委員会防災専門部会、第5回防災指針検討WG資料(防WG第5-2号)に加筆

福島第一原子力発電所事故における事故の進展の様子は、概略的には、PRAで予測されていた事故シーケンスのうちTB(過渡事象後の全交流電源喪失)又はTBU(過渡事象後の全交流電源喪失及び高圧注水の失敗)に類似していたことがわかる。

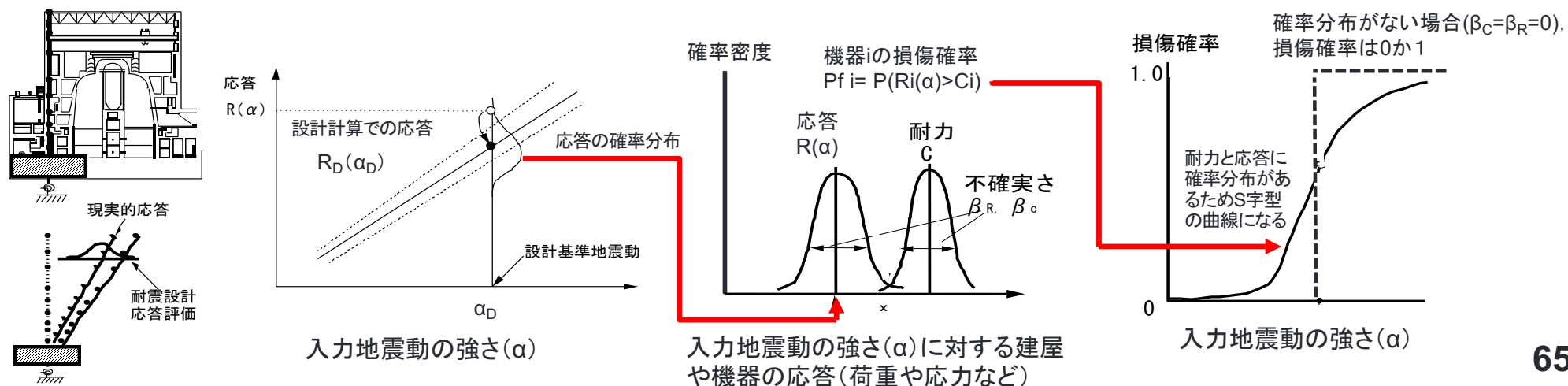
引用文献: 梶本光廣: 重大事故に至る事故シーケンスグループの技術的背景と福島事故, 日本原子力学会「2018秋の大会」、原子力安全部会企画セッション「福島第一原子力発電所事故の解明の進展から学ぶ」、2018年9月5日~9月7日、岡山大学津島キャンパス



## 地震PRAに関する補足

### 主なモデル：フラジリティ評価（入力地震動の強さに応じた機器等の損傷確率の評価）

- 発電所を襲う地震動が与えられたときの**建屋や機器の揺れ方（応答）**が**建屋や機器の強度（耐力）**を上回るときに、**建屋や機器は損傷すると考える。**
- 応答は、入力地震動の特性、地盤の特性、建屋の特性、機器の特性などを考慮したシミュレーションで予測できるが、その予測には様々な要因で不確かさが伴う。また耐力にも材料の強度の特性などの要因による不確かさある。このための**応答と耐力は確率変数として扱い**、損傷の可能性は**応答が耐力を上回る確率として評価する。**
- 応答と耐力は、**対数正規分布**で表し、**その不確かさ幅（対数標準偏差）**は、耐震規格、耐震計算結果、地盤・建屋・機器の特性試験、耐震実証試験・損傷限界試験、応答のシミュレーションなどの**入手可能な情報を統合して推定する。**
- 応答と耐力の不確かさの要因を、**偶然的な不確かさと認識論的不確かさに分離して評価することにより**、**損傷確率の不確かさを評価している。**
- 応答・耐力の中央値や不確かさ幅は、**設計情報、試験・解析の情報、専門家判断**などを組み合わせて設定される。



参考E11

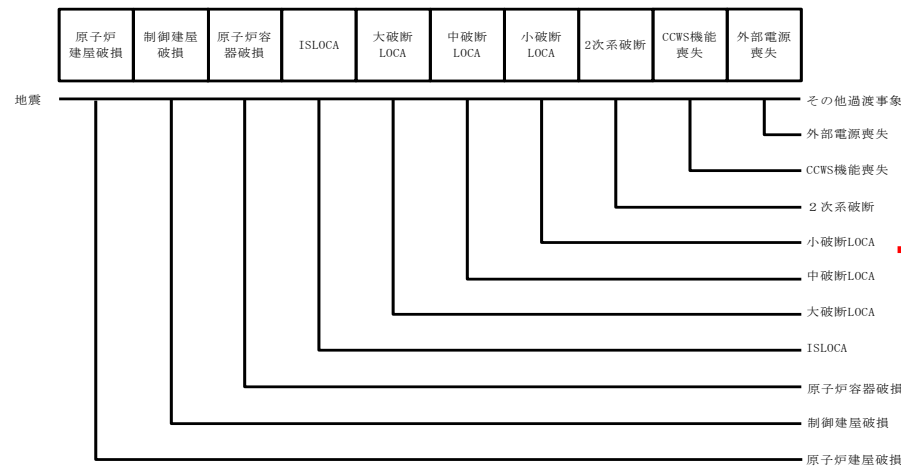
# 主なモデル 事故シーケンス評価 (事故シナリオの分析と発生頻度の評価)

地震PRAでのシナリオ分析の特徴： 地震時には、内的事象（ランダムに発生する機器故障や人的過誤により発生する起因事象）のPRAに比べて、次のような特徴を考慮する。

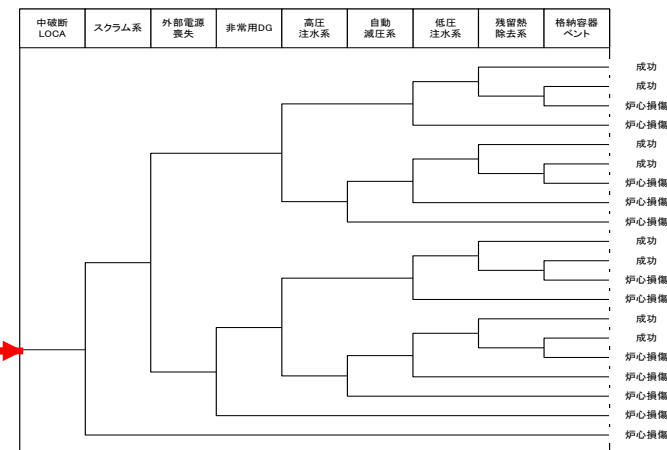
- 内的事象PRAでは個別にしか想定しない**起因事象が複数同時に発生**する可能性があること、及び内的事象PRAでは考慮しない**建屋や静的機器の地震による損傷**を考慮する。これらを考慮するために地震時の起因事象を分類するイベントツリー（階層イベントツリー）の例を下図に示す。
- **地震が共通原因**となり、多数の安全設備が同時に機能喪失する可能性がある。
- 地震による建屋壁・天井や機器の損傷により、他の機器が**2次的な損傷**を被る可能性がある。
- 建屋や敷地内道路の一部損傷により、対応操作のための**移動や運搬に支障**を生じる可能性がある。
- 地震動及びそれにより発生する多重故障事象などが、**運転員の肉体的負荷及び精神的ストレス**となり人的過誤の発生確率が高まる可能性がある。

## 起因事象の階層イベントツリーの例

複数同時発生時には最大影響の事象で代表氏、必要に応じ補正。



## 各起因事象に続く安全設備状態に関するイベントツリーの例 (中破断LOCA場合)



図出典：日本原子力学会、「原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015」（2015年12月25日発行）

## 我が国の安全目標/性能目標の検討経緯に関する補足

### 継続的な安全性向上に関する検討チームにおける指摘事項の補足

- 安全目標を論ずるに当たっては、安全目標を定めたとしても、リスク情報と単純に比較することとは不適切ということに留意する必要がある。(外的事象の扱いなど, PRAの不完全性, 不確実さの考慮)
- 費用便益分析により複数の欠けや対処法を相対的に比較したとしても、安全性(死亡リスク)と経済性という別種の価値をどう比較すべきかについて結論を得ることは難しい。
- 複数の知見が同等のリスク(頻度×結果)を示すときは、重大な結果に繋がりを低頻度・高影響な知見を、重要な欠けとしてより重視すべきと考えられる。それを前提に、リスクが同等でない場合や、不確実性の差など知見の性質の違いを踏まえた評価が必要。
- 地震、津波等の外的事象は、①基準となる事象を適切に設定してもそれを超える事象の発生を否定できない、②火災、斜面崩壊などとの重畳・複合事象を考慮する必要がある、③被災が空間的に同時に発生する、などの理由から不確実さが大きく、特に我が国において重要。
- そのような外的事象による低頻度・高影響事象に対する継続的な安全性向上の在り方について、検討を継続していくべきである。

## 謝 辞

本資料の作成にあたっては次の方々より多大な協力をいただきました。厚くお礼申し上げます。

更田豊志氏、成川隆文氏(以上東大)、平野雅司氏、本間俊充氏(以上原子力規制庁)、  
高原省五氏、鄭嘯宇氏(以上原子力機構)。