

原子力安全に関する リスク評価及びマネジメント の概要

2025年7月17日

東京大学 成宮祥介 (なるみや よしゆき)

経歴

- ◆ 京都市出身
- ◆ 京都大学 大学院 工学研究科 物理工学専攻
- ◆ 関西電力 安全解析、リスク評価、リスクマネジメント
- ◆ 原子力安全推進協会 学協会規格運営
- ◆ 東京大学大学院工学系研究科原子力専攻 リスク俯瞰工学講座 学術専門職員

目次

1. リスクの概念
2. 原子力安全に関する原則
3. 確率論的リスク評価の概要
4. 確率論的リスク評価の歴史
5. リスク情報活用の概要
6. まとめ

1. リスクの概念

リスクとは何か

- ◆ リスク (Risk) の語源はラテン語の *risicare*。 *Risi* は崖を意味するギリシャ語から派生していて、岩山の間を航行する、の意味。
- ◆ リスクは、①辞書での意味、②規格に示されているマネジメントの観点からの定義、そして③工学（原子力技術）での定義、は異なる。用いる分野の目的により明確化すべき。
- ◆ 原子力安全においてリスクとは、シビアアクシデントの状態だけを対象にすることではない。リスクはすべてのプラント状態において存在する。実際、PRAは故障発生も対象にして数値化している。
- ◆ 原子力プラントの安全性を俯瞰してリスクという言語によって表現することが大事。

リスクとは何か

①Oxford English Dictionary

1. the **possibility of loss, injury**, or other adverse or unwelcome circumstance; a chance or situation involving such a possibility. Frequently with of.
- 2a. **the possibility of harm or damage causing financial loss**, against which property or an individual may be insured. Also: the **possibility of financial loss or failure** as a quantifiable factor in evaluating the potential profit in a commercial enterprise or investment.
- 2b. **The error of an observation or result** considered without regard to sign; the **probability of an error**; the mean weighted loss incurred by a decision taken or estimate made in the face of uncertainty.
3. **A hazardous journey, undertaking, or course of action; a venture.**
- 4a. A person or thing regarded as likely to produce a good or bad outcome in a particular respect.
- 4b. **A person or thing** regarded as a **threat or source of danger**.

リスクとは何か

② JIS Q 31000:2019 (ISO31000:2018)

リスク (risk) とは「目的に対する不確かさの影響」

注：影響とは、期待されていることから乖離することをいう。

影響には、**好ましいもの、好ましくないもの、又はその両方の場合があり得る。**

③ 原子力学会標準委員会では

原子力安全の目的が「人と環境を放射線の有害な影響から護ること」であることから、リスクを**「何らかの危険な影響、好ましくない影響が潜在すること」と定義**する。不確かさというのはリスクを特徴づける要素であり、どんなに大きな影響が生じてもその影響が必ず発生するものは、リスクとは呼ばない。

リスク概念の基本的考え方

一般的に、リスク = 発生確率 × 影響、と説明される。

しかし、原子力発電所のリスクを考えるために、KaplanとGarrickは1980年にリスクの定量的定義*を示した。その中で“**Set of Triplets Idea**”という概念を提唱している。

リスク分析は次の3つの間に対する答えである。

- (i) **What can happen? (i.e., What can go wrong?)** · · · · シナリオ s
- (ii) **How likely is it that that will happen?** · · · · · 確率 p
- (iii) **If does happen, what are the consequences?** · · · · 影響 x

$\langle s, p, x \rangle$ · · · このタプル(tuple)は複数の要素からなる組、の意味。

理解ポイント 1

- ◆ 原子力安全を考える際には、リスクを「何らかの危険な影響、好ましくない影響が潜在すること」と定義する。
- ◆ リスク分析は次の 3 つの間にに対する答えである。
 - (i) What can happen? (i.e., What can go wrong?) ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ シナリオ s
 - (ii) How likely is it that that will happen? ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ 確率 p
 - (iii) If does happen, what are the consequences? ・ ・ ・ 影響 x
- ◆ リスクはシビアアクシデントを対象にするだけではない。

2. 原子力安全の基本的考え方

原子力発電所の安全

原子力安全の目的：人と環境を放射線の有害な影響から護る。

◆ 原子力基本法（基本方針）

第二条 原子力利用は、平和の目的に限り、安全の確保を旨として、民主的な運営の下に、自主的にこれを行うものとし、その成果を公開し、進んで国際協力に資するものとする。

2 前項の安全の確保については、確立された国際的な基準を踏まえ、
国民の生命、健康及び財産の保護、環境の保全並びに我が国の安全保障に資することを目的として、行うものとする。

◆ 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律

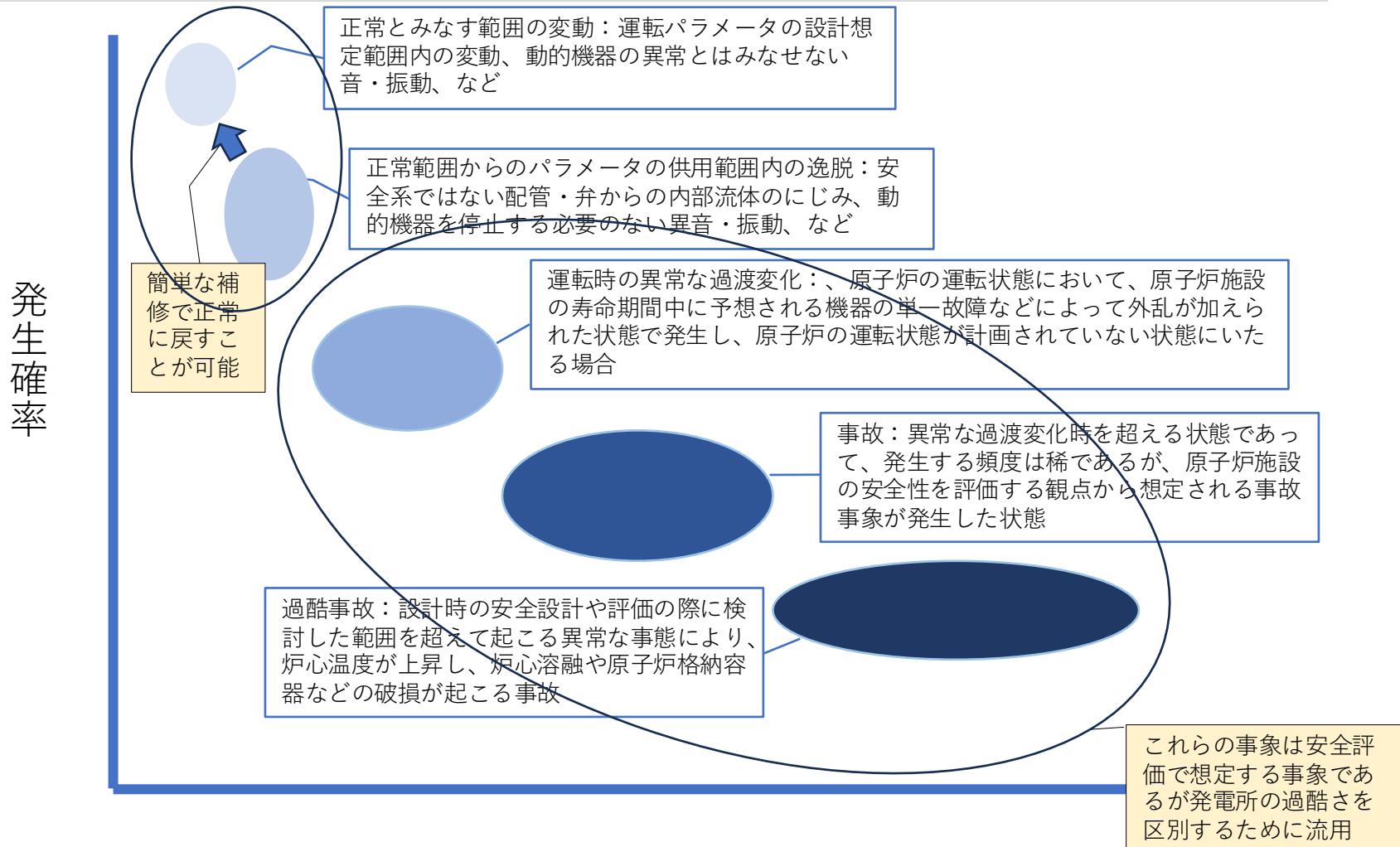
第一条 原子力基本法の精神にのつとり、・・・規制を行い、もつて**国民の生命、健康及び財産の保護、環境の保全並びに我が国の安全保障に資することを目的とする。**

◆ IAEA “Fundamental Safety Principles” SF-1

The fundamental safety objective is to **protect people and the environment from harmful effects of ionizing radiation.**

IAEA : International Atomic Energy Agency、国際原子力機関

原子力発電所の安全状態



原子力発電所の過酷状態

基本安全原則 IAEA

➤IAEA, “Fundamental Safety Principles, Safety Fundamentals, SF-1, 2006.

The objective of this publication is to establish the fundamental safety objective, **safety principles and concepts** that provide **the bases** for the IAEA's safety standards and its safety related programme.

Principle 1: Responsibility for safety

Principle 2: Role of government

Principle 3: Leadership and management for safety

Principle 4: Justification of facilities and activities

Principle 5: Optimization of protection

Principle 6: Limitation of risks to

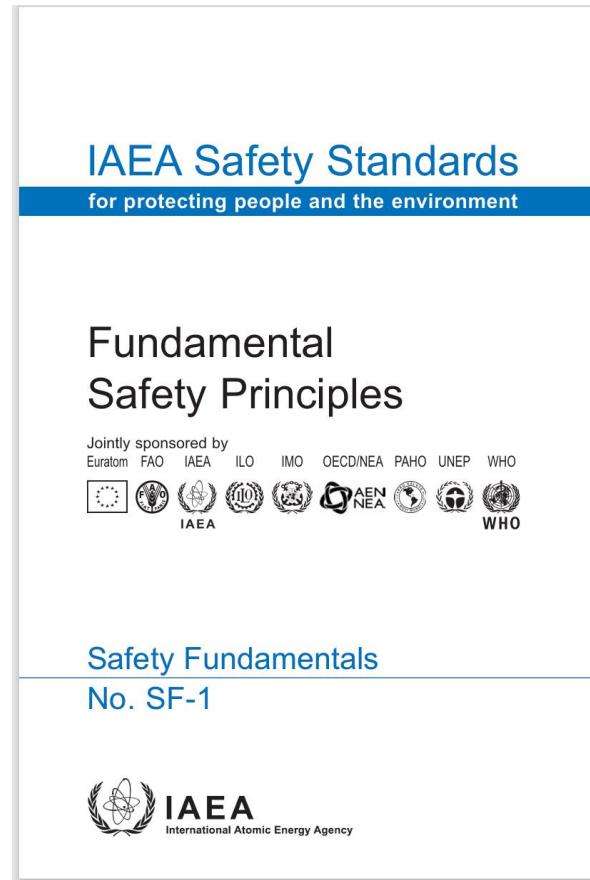
Principle 7: Protection of present and future generations

Principle 8: Prevention of accidents

Principle 9: Emergency preparedness and response

Principle 10: Protective actions to reduce existing or unregulated radiation risks

原子力発電の利用を安全に行うための基本。ネットでPDFがDLできますので、是非読んでみてください。翻訳は規制委員会から出ています。
<https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/10207746/www.nsr.go.jp/archive/jnes/database/iaea/iaea-ss01safety.html>



【1】出典 : Fundamental Safety Principles, © IAEA, 2006,
<https://doi.org/10.61092/iaea.hmxn-vw0a>

基本安全原則 日本原子力学会

- 日本原子力学会標準委員会, “原子力安全の基本的考え方について 第I編 原子力安全の目的と基本原則”, AESJ-SC-TR005:2012, p.31, 2013.
- ✓ 1F事故のあと、安全性の向上のため一貫性のある考え方に基づき、科学的・合理的なバランスのとれた継続的な取り組みが必要との議論を標準委員会で行った。
- ✓ しかし、わが国では明示されたものではなかった。
- ✓ そこで、標準委員会は、原子力の施設とそれに係る活動に携わる人々が理解すべき、施設と活動をつかさどる基本的考え方として、「原子力安全の目的と基本原則」を策定した。

AESJ-SC-TR005:2012



原子力安全の基本的考え方について

第I編

原子力安全の目的と基本原則

標準委員会 技術レポート

2013年6月

一般社団法人 日本原子力学会

【2】出典：日本原子力学会,

『原子力安全の基本的考え方について第I編 (AESJ-SC-TR005)』

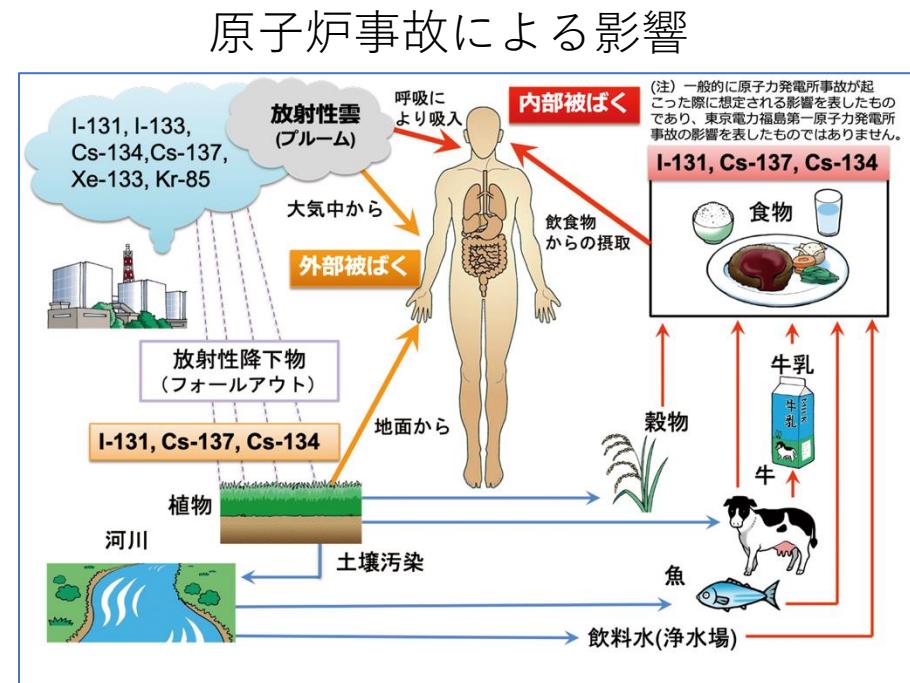
基本安全原則 日本原子力学会

➤原子力安全の定義

労働安全などのような産業活動における安全ではなく、原子力特有の危険源である放射線に係る安全

➤原子力安全の目的

人と環境を、原子力の施設と活動に起因する
放射線の有害な影響から
防護すること



【3】出典：環境省ホームページ
(<https://www.env.go.jp/chemi/rhm/current/02-02-02.html>)

基本安全原則 日本原子力学会

- 構成はIAEAのSF1と同じく10の原則
- 10の原則の関係性を明らかにするため3つのカテゴリーに分けた。

➤カテゴリー1：責任とマネジメント

原則1 安全に対する責務

放射線リスクに関わる人と組織の安全に対する責務と許認可取得者の役割

原則2 政府の役割

安全規制の枠組み：政府の役割は安全のための法律・行政上の枠組み

原則3 規制機関の役割

安全の規制・監視：規制機関は放射線リスクから人の健康と環境を保護する

原則4 安全に対するリーダーシップとマネジメント

安全確保の実践：リーダーシップ（責任と判断）とマネジメント（実践と責務）

原則5 安全文化の醸成

安全確保の根幹：原則が継続的に遵守されるための基盤となる安全文化

“Prime Responsibility”は、許認可取得者（事業者）にある。Primeは「第一義的」。「まず第一に」ではなく、「最も重要な」と解釈。Responsibilityは、「責務（役割（応答）責任）」と解釈。「責任」と訳すと損害賠償に思いが行くので。

基本安全原則 日本原子力学会

► カテゴリー 2：人及び環境の防護

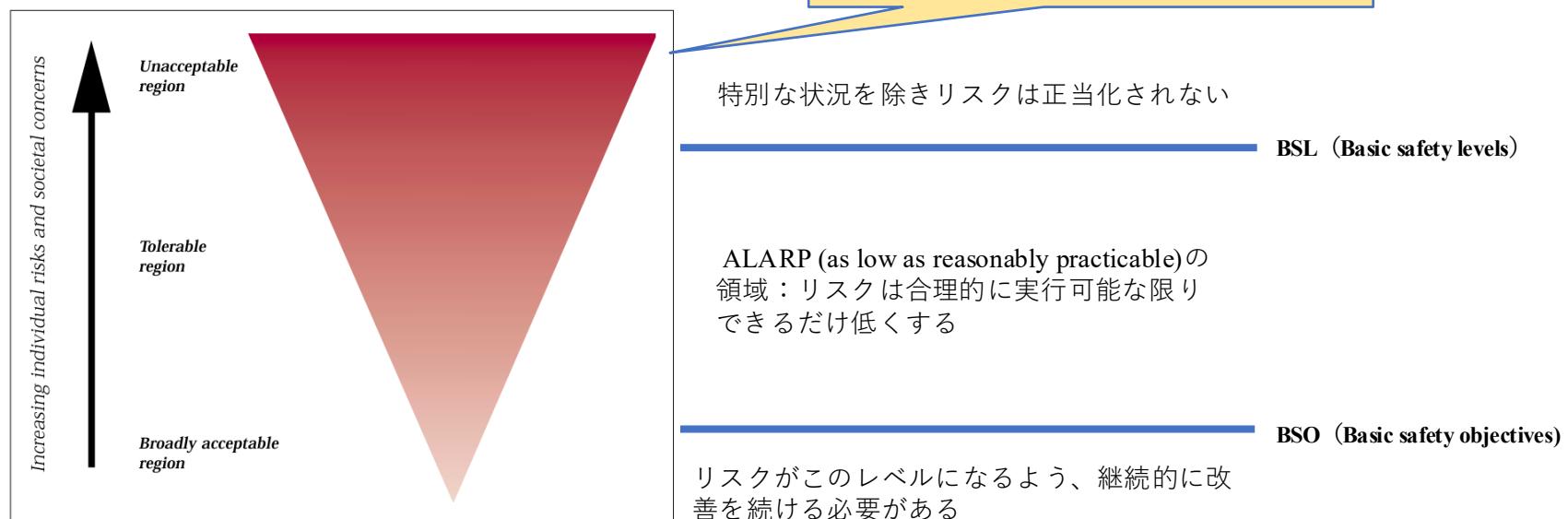
原則 6 原子力の施設と活動の正当性の説明

- ・原子力利用に正当性があること
- ・施設と活動のリスクは、活動による便益を下回っていなければならない。
- ・便益とは、電源確保、エネルギー効率など

原則 7 人および環境へのリスク抑制とその継続的取り組み

- ・リスクを社会から受容される範囲に制限すること
- ・リスクの抑制は継続して取り組むこと

Figure 1: HSE framework for the tolerability of risk



➤ カテゴリー3：放射線リスク源の閉じ込め

原則8 事故の発生防止と影響緩和

- ・事故の防止、事故後の影響緩和のために**深層防護**に基づく実行可能なあらゆる努力を払う

原則9 緊急時の準備と対応

- ・合理的に予測可能なあらゆる事象を考慮
- ・公共インフラ不可のような複合的影響も考慮

原則10 現存する放射線リスク又は規制されていない放射線リスクの低減のための防護措置

深層防護

➤ Defence-in-Depth

➤ 安全に対する脅威から人を守ることを目的として、ある目標をもったいくつかの障壁（防護レベル）を用意して、あるレベルの防護に失敗したら次のレベルで防護する

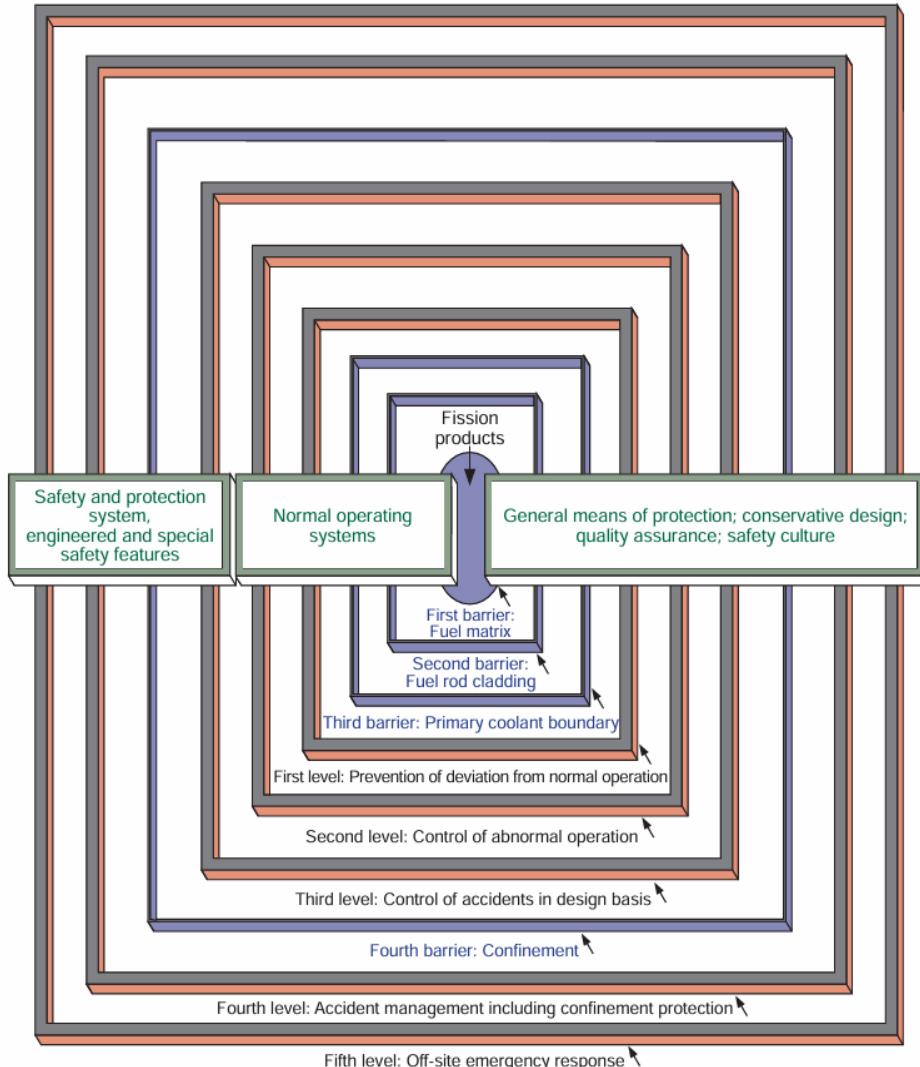
防護 レベル	目的	目的達成に 不可欠な手段	関連する プラント状態
レベル 1	異常運転や故障の防止	保守的設計及び建設・運転 における高い品質	通常運転
レベル 2	異常運転の制御及び故 障の検知	制御、制限及び防護系、並び にその他のサーベラント特性	運転時の異常な過 渡変化(AOO)
レベル 3	設計基準内への事故の 制御	工学的安全施設及び事故時 手順	設計基準事故(想 定單一起因事象)
レベル 4	事故の進展防止及びシ ビアアクシデントの影響 緩和を含む、苛酷なプ ラント状態の制御	補完的手段及び格納容器の 防護を含めたアクシデントマネ ジメント	多重故障 シビア・アクシデント (過酷事故)
レベル 5	放射性物質の大規模な 放出による放射線影響 の緩和	サイト外の緊急時対応	

深層防護

深層防護の実装のために、必要なことは・・・

- ◆多くの防護壁を準備することではない。多重性、多様性、独立性は、それぞれの防護レベルの信頼性を維持するため。
- ◆効果が自立した防護レベルが必要な数だけ揃えていること
- ◆常に新たな知見を収集し、対策の向上に継続的な努力を行うこと

深層防護



この図は、深層防護の5つレベルと、4つのバリアを示している。レベルもバリアも5つだが異なる意味なので混乱しないこと

内側から

- 第1のバリア：燃料
- 第2のバリア：燃料被覆管
- 第3のバリア：冷却材系
- ◆ 第1のレベル：通常運転からの逸脱防止
- ◆ 第2のレベル：異常運転の制御
- ◆ 第3のレベル：設計基準事故の制御
- 第4のバリア：格納容器
- ◆ 第4のレベル：密閉防止を含むアクシデントマネジメント
- ◆ 第5のレベル：オフサイト緊急時対応

FIG. 4. The relation between physical barriers and levels of protection in defence in depth.

【5】出典：Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev. 1, © IAEA, 1999, P88

理解ポイント2

- ◆原子力安全の目的：人と環境を放射線の有害な影響から護る。
- ◆IAEAは2006年にSF-1を発行し、基本安全原則10を定めた。
- ◆原子力学会標準委員会も、IAEA SF-1を整合した原子力安全の目的と基本安全原則を技術レポートとして発行。
- ◆“Prime Responsibility”は最も重要な責務を事業者が持っている、と解釈。規制機関などもそれぞれの責務がある。
- ◆深層防護は、5重の壁のことではない。効果が独立するよう防護レベルの信頼性を作ること。

質問1

「プライムレスポンシビリティー」の「プライム」という言葉は、「第1の」というよりは「最も重要な」という解釈の方が適切であるというお話をしました。この「第1の」と「最も重要な」は、どちらのほうが言葉の意味として重いと考えますか？

回答

答えとしては、どちらも同様な解釈に帰結しますが、解釈の幅を広げないために「最も重要な」が意味として適切です。原子力学会でIAEAのSF-1の解釈を議論していた際に、primeの訳語について明確化をはかりました。当時、事業者が第一義の責任を持つ、ということが多く言われていたので、この「一義」という意味が「唯一の」「すべての」と誤解されないようにするためにありました。原子力安全に関しては、「第1」とすると順番と捉えられるので、最も重要な責務を負っている、としました。今回の説明も、これに従っています。原子力学会標準委員会から発行した技術レポート「原子力安全の基本的考え方について 第1編 原子力安全の目的と基本原則」に解説されています。

質問2

原子力基本法の中に「その安全保障に資する」という文言が最近加えられたことに関して、「エネルギー安全保障」と書かずに「安全保障」というより広い概念の文言にした意図は何でしょうか？

回答

平成24年（2012年）の衆議院で同様な質問が出されています。質問と答弁のURLを下記に示します。これによると、原子力規制委員会は原子力の安全規制、核セキュリティ、核不拡散補償措置の業務を行う、という点から規定されている、と回答されています。実際、発電所等では原子燃料の管理監視は厳密に行われています。そして日本は非核三原則による平和目的の原子力利用に限っていますので、兵器への利用を含んだものではありません。

参考

https://www.shugiin.go.jp/Internet/itdb_shitsumon.nsf/html/shitsumon/a180313.htm

https://www.shugiin.go.jp/Internet/itdb_shitsumon.nsf/html/shitsumon/b180313.htm

質問3

スライド6の「③原子力学術標準委員会では」を見ると、リスクを「何らかの危険な影響、好ましくない影響が潜在すること」と定義しています。この潜在しているリスクとは「リスクを考える会議で考え付かなかったリスク」のことを指しているのでしょうか？

回答

必ずしも「潜在=考えつかなかったこと」ではありません。事象や情報には、既知の既知、未知の既知、既知の未知、未知の未知の4つおりがあると分類されることがリスク評価でよく出てきます。これは2002年に米国国防長官ラムズフェルド氏が使った言葉です。ただ、もともとは「ジョハリの窓」という分析手法に由来する概念で、原子力安全のリスク評価だけでなく我々の日常生活でもあることです。

ご質問の「考えつかなかったリスク」は「未知の既知」か「未知の未知」になります。どのような影響が潜んでいるか、それがいつどのような大きさで顕在化するのか、を予測し対処するのがリスク評価ですので、ご質問のようなリスクも含めて、考えることになります。

質問4

基本安全原則の原則1について、SMRなどの場合はどのように適用されると考えるのでしょうか？

回答

SMRであっても、原子力安全は必須ですので、原則1についても、当然、適用されます。SMRの利用形態によると考えます。従来の軽水炉と同様に、電力会社が建設し運転するのなら、規制庁に許認可を申請し承認されるという手順を踏むことになります。なので、原則1でいう原子力安全の目的「人と環境を放射性の有害な影響から護る」は実行する必要がありますので、審査されます。ただLWRと同規模の環境影響リスクがないとなれば、環境影響対策や防災計画は違ったものになるかもしれません。原則1以外の項目も、基本的には適用されますが、深層防護の作りこみや緊急時計画については、法令や規則が別途策定される必要はあると考えます。

米国NRCは、今年5月の大統領令に沿って、規制枠組みの近代化などの声明を出しています。基本安全原則は基盤としての概念を決めたものなので、SMRなどの新型の炉については、より実務レベルの規則などにおいて適切な要件が決められます。

質問5

質問4に関して、型式認証の話と設置許可の部分は分けて考えるのでしょうか？

回答

我が国では、型式認証の仕組みはまだありません。事業者が、発電所を作りたいと思った時には立地点の情報とともに設置許可を申請します。しかしSMRの場合は、まず型式認証で審査をしておき、それをどこに置いて使うか、あるいはどこでも持つていけるようにする、などの自由度を有するシステムと思います。ですので、ご質問のとおり、将来において日本でも、型式認証を済ませ、立地点の特徴を踏まえた設置許可を受ける、という分けるべきと思います。そうしないと数多く作ることができる、というSMRの利点は損なわれ、審査に長期間を有することになり、利用のメリットが失われます。

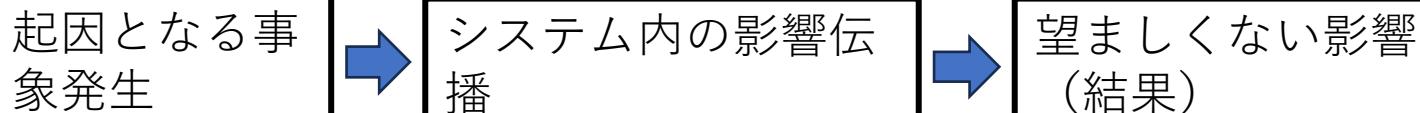
3. 確率論的リスク評価の概要

PRA（確率論的リスク評価）の概要

➤ PRA (Probabilistic Risk Assessment)は、原子力発電所や飛行機、宇宙ロケットなど、大規模で複雑なシステムの安全性や信頼性を、発生し得るあらゆる事故を対象として、その発生頻度と発生時の影響を、確率論を使って定量的に評価する手法。

➤ PRAの基本構造
✓ プロセス

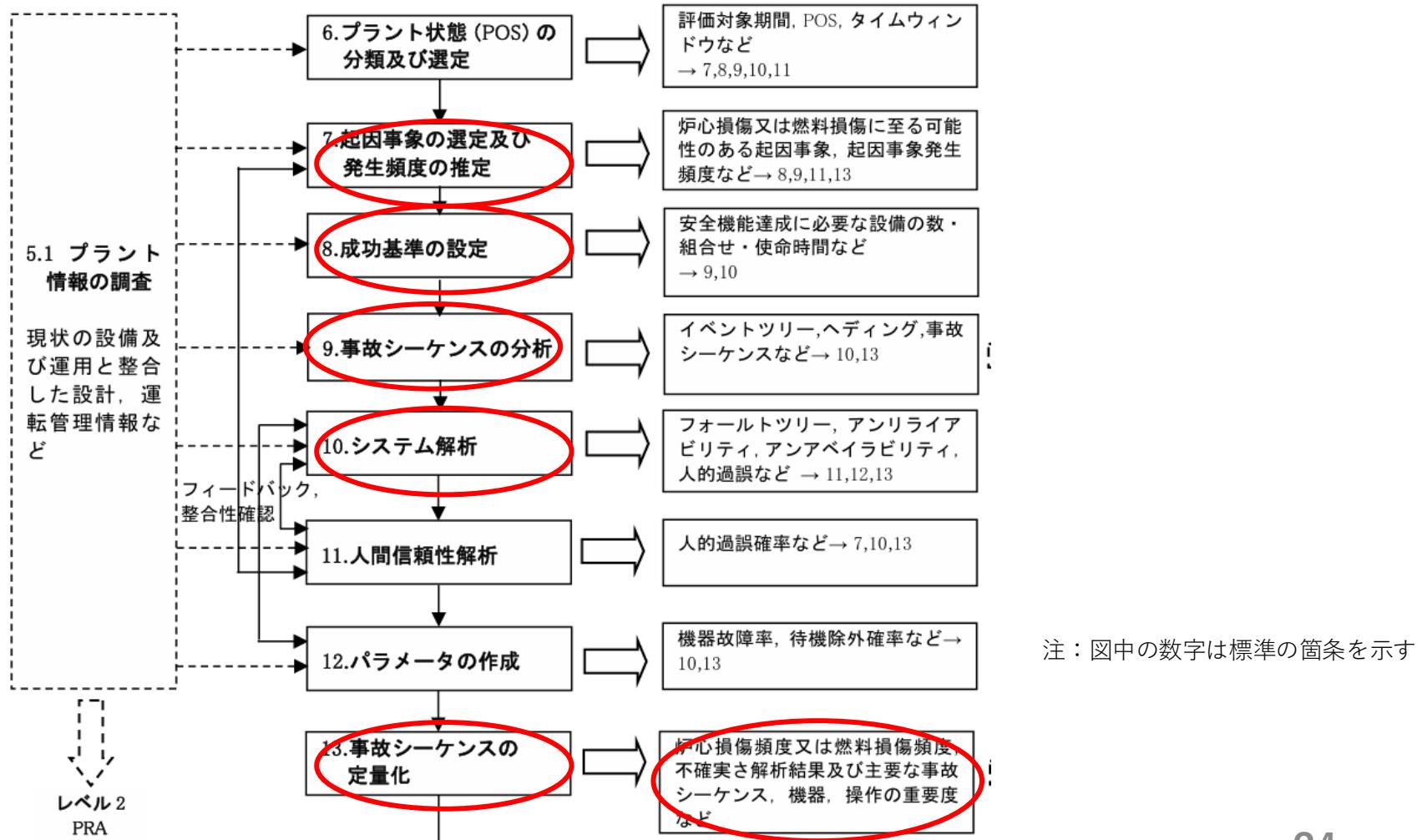
PRAは同様な事故シナリオを束ねるため便宜上、起因事象を設定するが、事故は、配管からの微小な漏れ、ポンプの異常音、信号ケーブルの外れなどが契機になり、事故進展を阻止する設備や操作が失敗していくと起こる。



PRAは炉心損傷を終状態として計算するが、発電障害や出力低下、プラント停止などに設定しても構わない。ただ、事故シナリオを詳細に追うことの意味がある場合に役立つ。

PRA（確率論的リスク評価）の概要

レベル1 PRAの計算フロー



PRAの種類

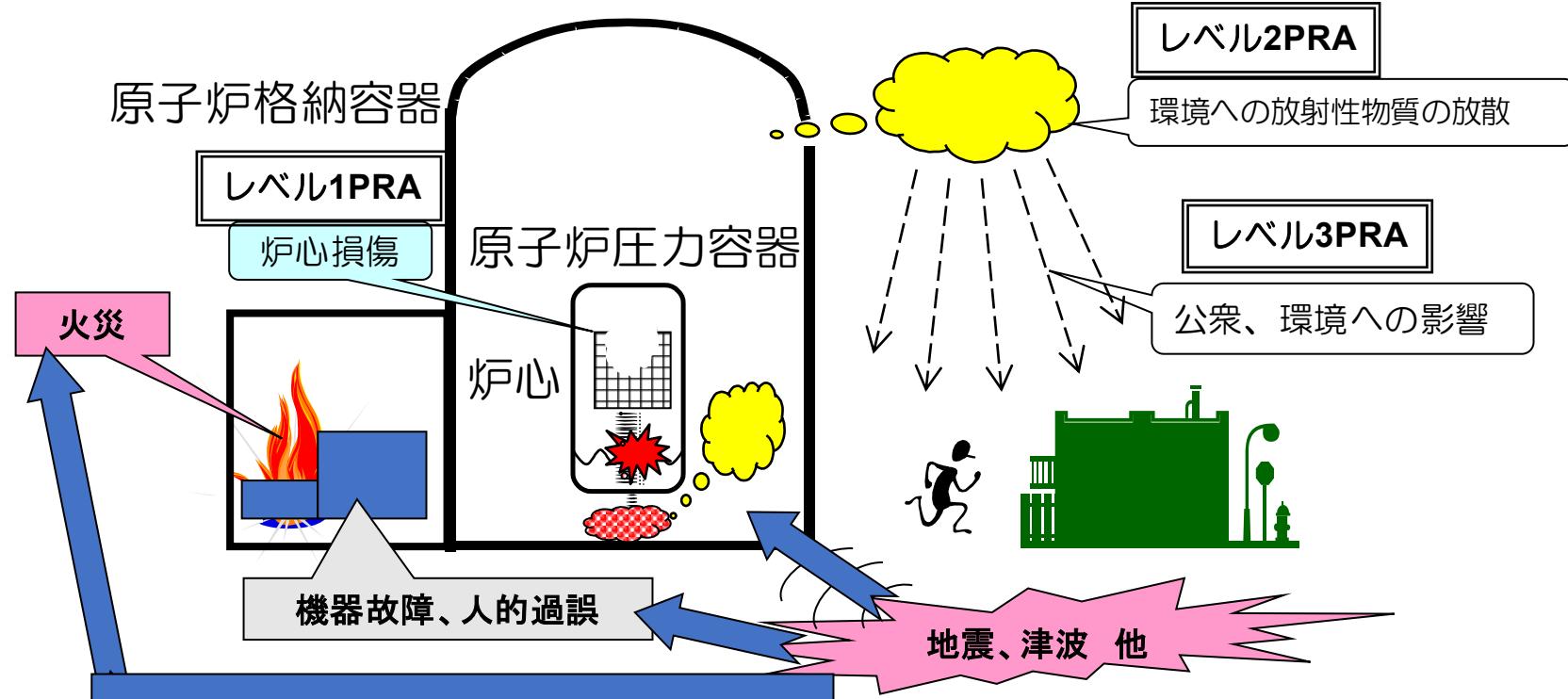
PRA(確率論的リスク評価、Probabilistic Risk Assessment)では、炉心損傷につながる様々な事象を考える。

内的事象：システム内で起こる事象（機器故障や人的過誤）が原因となるもの

外的事象：システムの外で起こる事象が原因となるもの。建屋の中で起こる火災であってもシステムの外なので、外的事象に分類する。

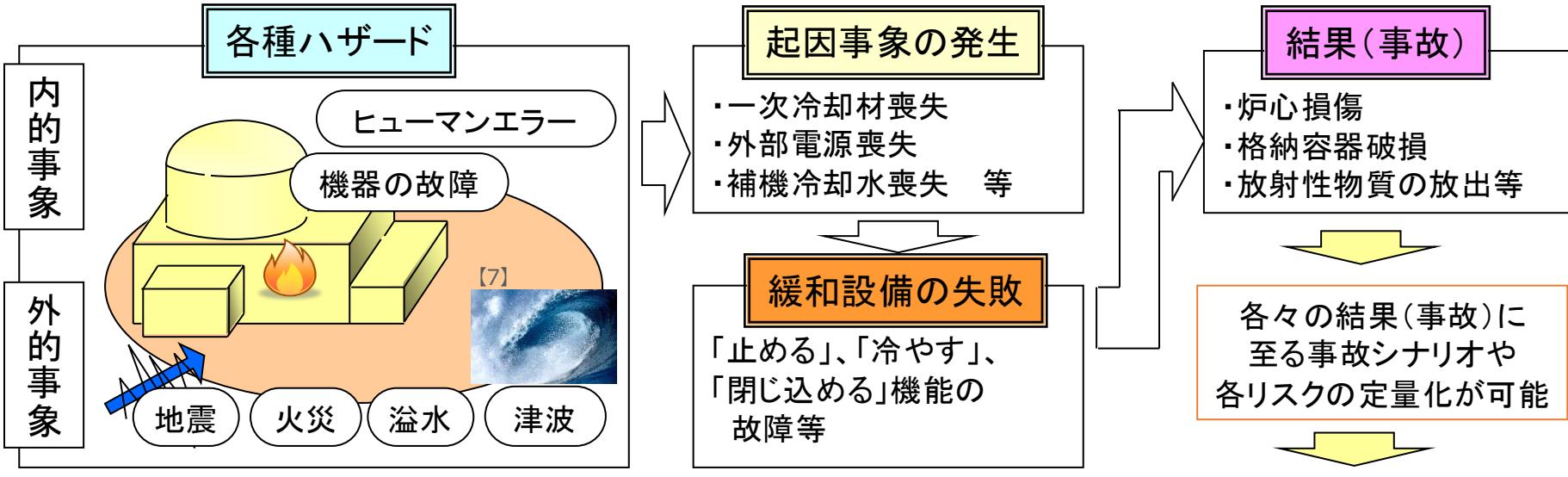
外部ハザード：地震、津波、火山、台風など

内部ハザード：内部火災、内部溢水など



PRAの目的

原子力発電所を取り巻く各種ハザードを要因として、発生する可能性のある事象(起因事象)から炉心損傷事故に至る頻度などについて、リスクとして定量的に評価する手法

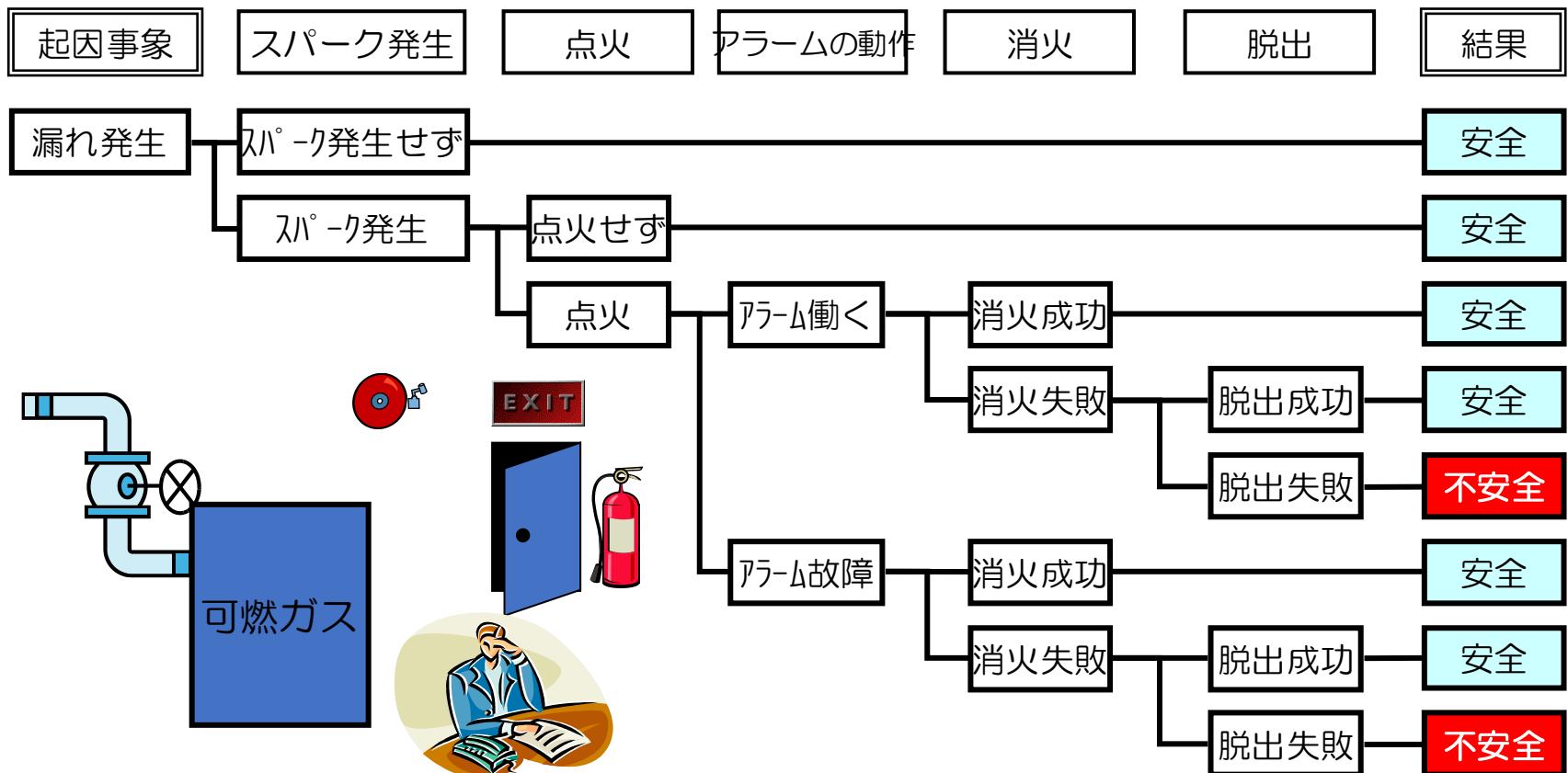


- 発電所の安全レベルの定量的な確認が可能(旧原安委の安全目標(案)等との比較)
- 炉心損傷事故等に至る頻度を指標として、事故シナリオの発生頻度や機器・系統の重要度の定量的な比較が可能

リスク情報活用による意思決定

PRAに使うイベントツリー

イベントツリーの基本構造を理解しよう。

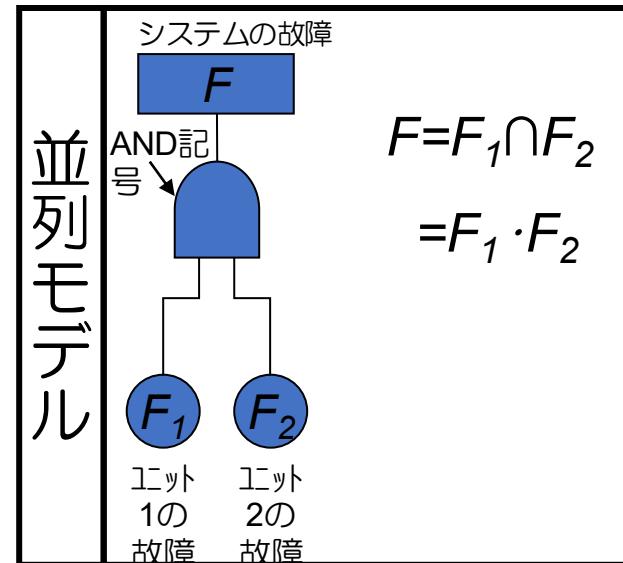
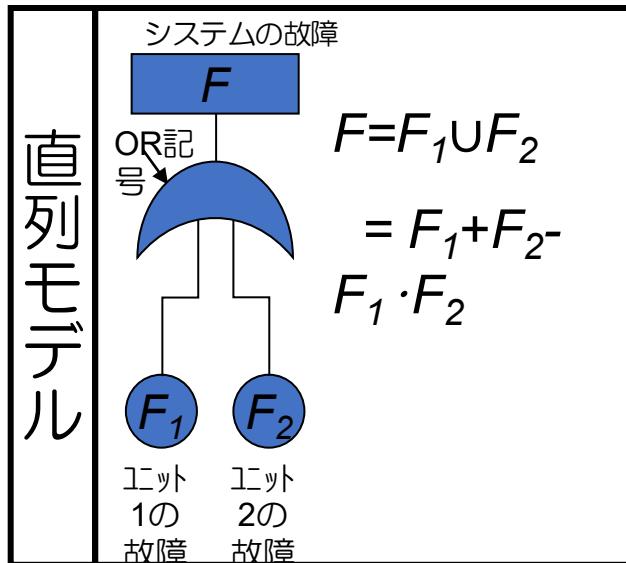


PRAに使うフォールトツリー

フォールトツリーの基本構造を理解しよう。

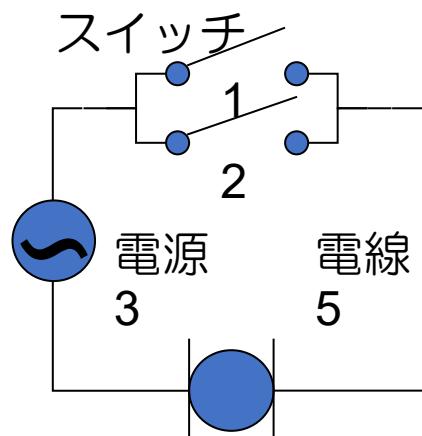
FTA (Fault Tree Analysis)とは

システム全体の故障をトップダウン事象にして、原因側のユニット、部品の故障、人間エラー、ソフトウェアの不具合などを論理的に分解、展開し、樹木状に表現する。最終的な故障原因を特定し、下記に示すAND、ORなどの理論式によりその影響を定量的に評価する方法。

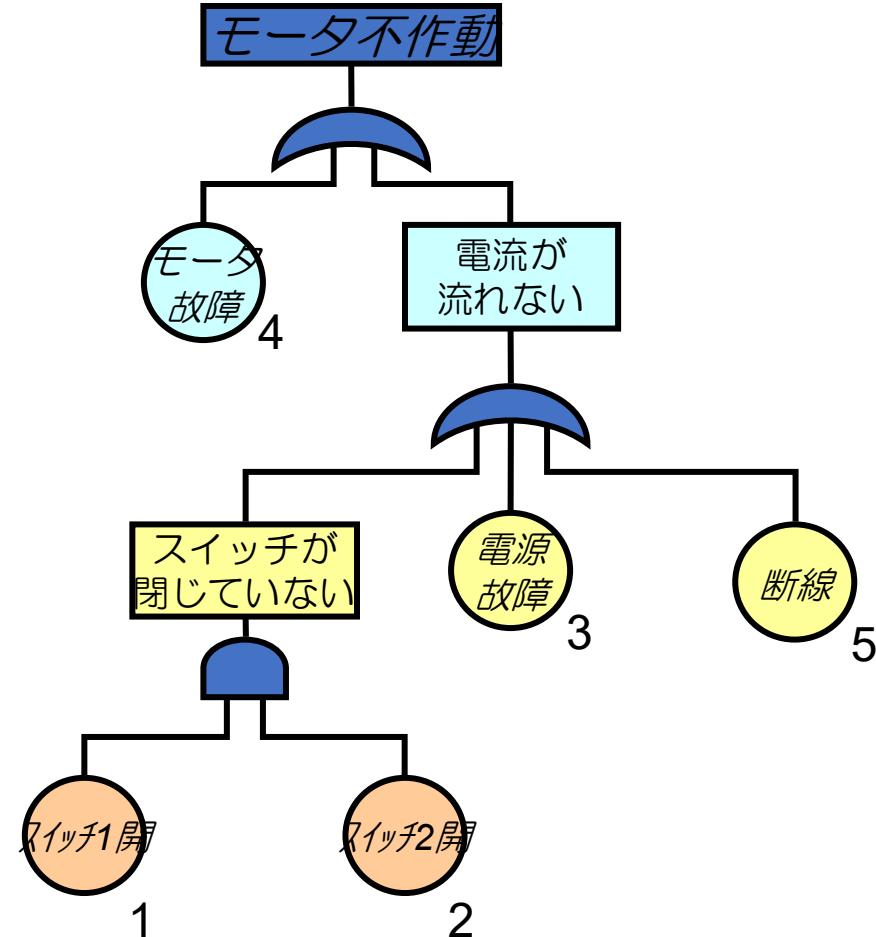


PRAに使うフォールトツリー

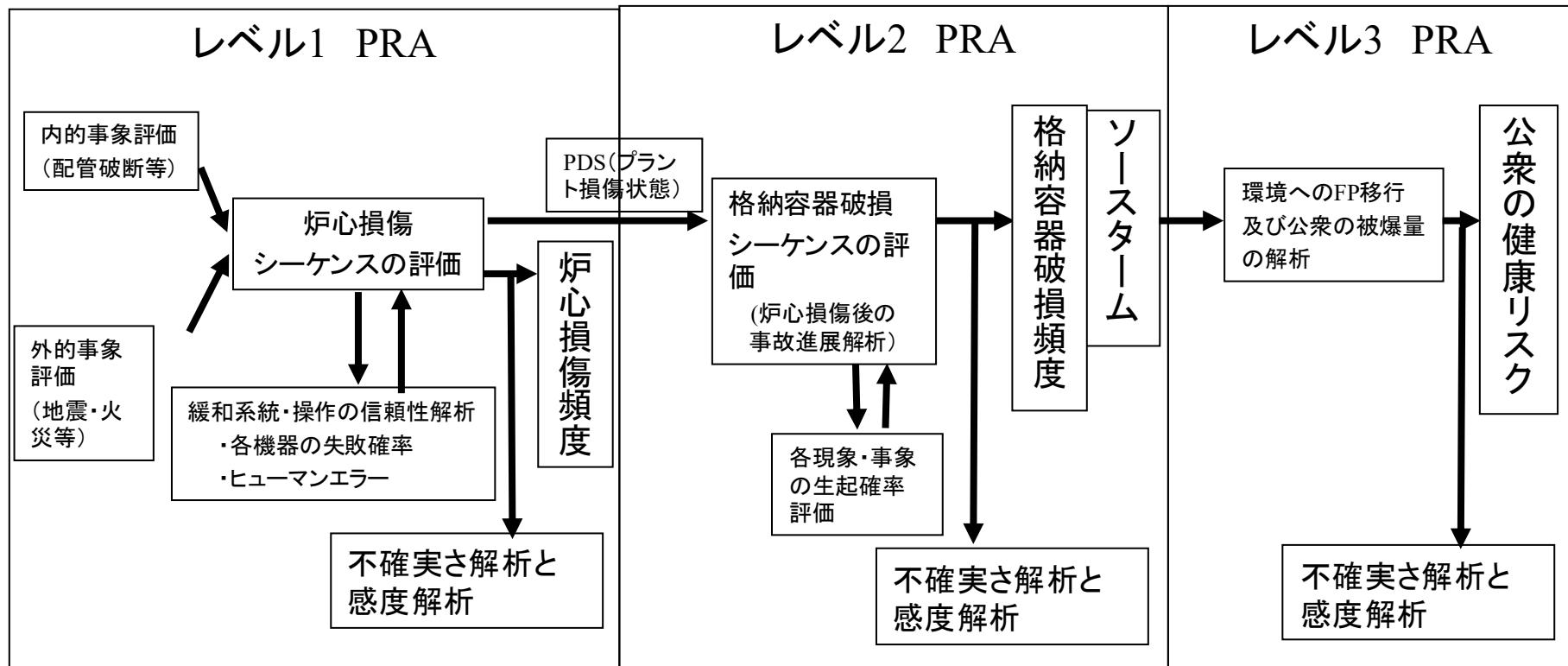
フォールトツリーの例



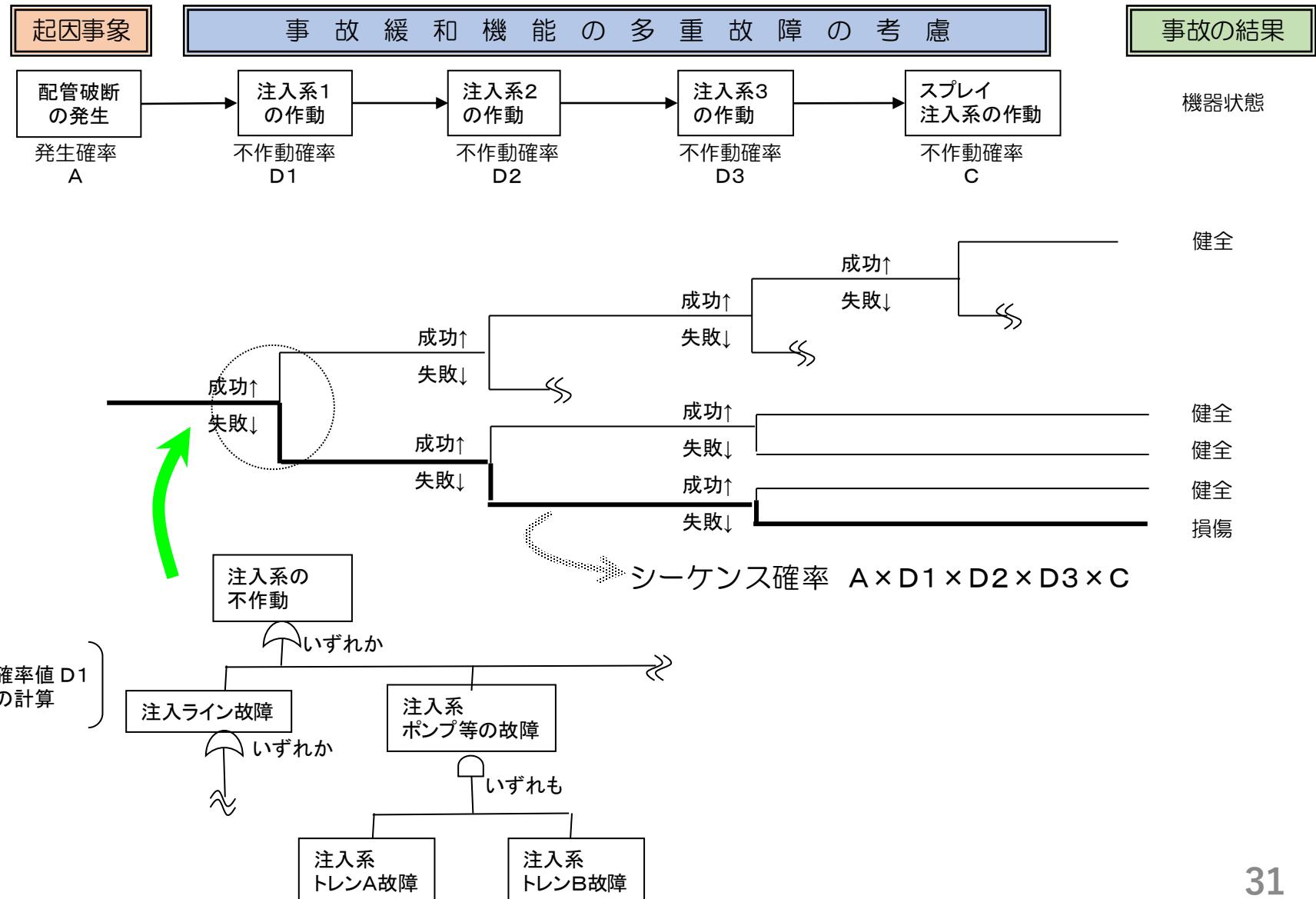
事象「モータ不作動」



PRAの計算プロセス



PRA の概要



PRAの概要

起因事象 (PWR内的事象レベル1)

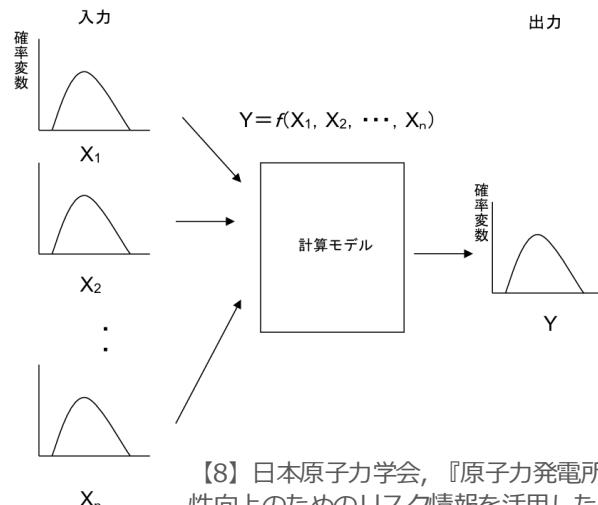
- ・大破断LOCA
- ・中破断LOCA
- ・小破断LOCA
- ・極小リーク
- ・余熱除去系隔離弁LOCA
- ・主給水系の喪失
- ・外部電源喪失
- ・ATWS
- ・2次系の破断
- ・蒸気発生器伝熱管破損
- ・過渡事象
- ・補機冷却水系の喪失
- ・DC電源1系列失敗
- ・手動停止

PRAの概要

■不確実さ解析

PRAの不確実さは、認識論的不確実さ（後述）が該当。

- a) 不完全さ：全ての起こり得るシナリオが同定されていない。
- b) モデリングの不確実さ：解析で用いる手法、モデル、想定及び近似値の適切性に関する知識が完全でない。
- c) パラメータの不確実さ：機器故障率などのパラメータの不確実さ。



【8】日本原子力学会、『原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意意思決定に関する実施基準：2019(AESJ-SC-S012 : 2019)』

◆感度解析

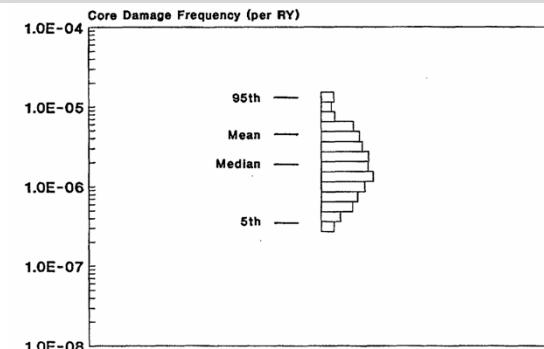
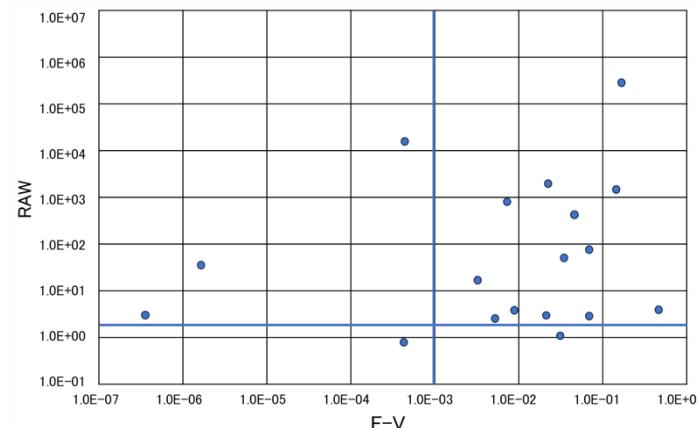
様々な仮定、モデルの選択、データの選択などについて、それとは異なる条件を用いた場合に炉心損傷頻度などの評価結果にどのように影響するかを調べる。

感度解析の結果、結果への寄与が大きいと判明すれば、仮定やモデル、データなどの詳細検討を行う意義がある、と判断できる。

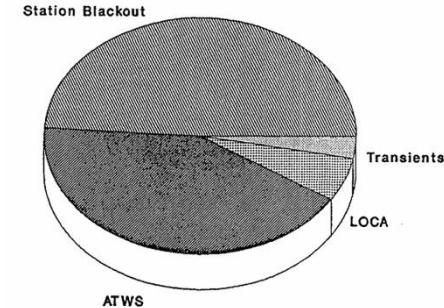
PRAの概要

PRAの結果

- 炉心損傷頻度
- 起因事象別炉心損傷頻度
- 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度
- 主要な事故シーケンス及び発生頻度
- 機器故障及び人的過誤事象の重要度及び感度解析結果



【9】出典 : Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants — Final Summary Report(NUREG-1150, Volume 1), U.S.NRC, 1990, 3-3, Figure 3.2



【10】出典 : Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants — Final Summary Report(NUREG-1150, Volume 1), U.S.NRC, 1990, 2-11, Figure 2.3

注1：図表はイメージを得るためのもの。

注2：左図はオリジナル

注3：RAW ((Risk Achievement Worth)
リスク増加価値重要度、FV (Fussell- Vesely) 重要度

理解ポイント3

- ◆PRAの結果はCDFなどの数値結果だけではない。事故シナリオとそれに関与している設備や操作を把握することが大事。数値結果も重要であるが、それだけをプラントの判定基準に用いてはいけない。
- ◆PRAは炉心損傷の頻度計算のために行うのではない。原子力施設（発電所や再処理施設など）のリスク低減策の検討や改良点の検討などの目的を持つべき。
- ◆目的に応じたPRAの詳細度と範囲を決める。例えば、耐震対策を考えたいなら地震PRAを行い、さらに火災PRAや内部溢水PRAもできればよい。

4. 確率論的リスク評価の歴史

PRAとその活用の歴史

米国		日本
1975年	原子炉安全研究RSS (WASH-1400) の発行	
1986年	政策提言 “Safety Goals for the Operation of Nuclear Power Plants: Policy Statement”	
1987年～ 1990年	NUREG-1150 “Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants”	
1988年 1991年	個別プラント評価(IPE: Individual Plant Evaluation) 実施要求 外的事象個別プラント評価(IPEEE)実施要求	1992年 原安委「シビアアクシデント対策としてのアクシデントマネージメントについて」 通産省 AMの進め方指示、個別PSAを踏まえたAM整備要請。
1995年	PRA 政策声明 “Use of Probabilistic Risk Assessment Methods in Nuclear Regulatory Activities”	1994年～1995年 事業者がPSA結果とAM整備を報告。 原安委でAM整備を了承
1997年	RG1.174 “An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant Specific Changes to the Licensing Basis”	2002年 事業者 AM整備完了 2004年 保安院 AM整備後のPSA結果発表
2009年	RG1.200 “An Approach for Determining the Technical Adequacy of PRA Results for Risk Informed Activities”	2003年 原安委・安全目標専門部会 安全目標中間取りまとめ 2004年 原安委・安全目標専門部会 性能目標
2012年	NUREG-1935 “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Report”	2005年 総合エネ庁原子力安全保安部会 「原子力安全規制への『リスク情報』活用の基本的考え方」及び「原子力安全規制への『リスク情報』活用の当面の実施計画」

PRAとその活用の歴史

1957 : WASH(Washington Safety Headquarters)-740 USAEC発行。大規

模な原子炉事故の最初の見解。200MWクラスの原子炉（当時稼働）を対象。事故リスクを10-6/炉年、潜在的な損害を70億ドルと見積もる。

しかし、この評価は原子炉のサイズが大きくなるにつれて、より正確なリスク評価法が必要になった。

1960～1970年代：原子炉のサイズが大きくなり、基数も増えた。

1972 : RSS (Reactor Safety Study) 開始。

1975 : WASH1400発行。

Director: Prof. Norman C. Rasmussen (MIT)

目的：公衆リスク評価、原子力以外のリスクとの比較

対象炉：Surry (PWR) と Peach Bottom (BWR)

解析手順：

事故確率：公衆への潜在リスクにつながるプラントの故障を定義

原子炉事故と放射性物質放出の定義：機器故障率をFTに入れ、共通原因故障も考慮した事故シーケンス発生確率評価。

影響モデル（健康影響、財産損害）：

リスク評価：

原子力以外のリスク：自然災害、技術的災害との比較

PRAとその活用の歴史

WASH1400からの知見

- 事故シーケンスは公衆リスクを与えるものを選定。イベントツリーの利用。ETの各分岐にFTから確率値を求めた。
- 放射能放出量；燃料溶融→CV→環境放出は解析コードによった。
- 気象条件は気象安定度と風速で24種。放射性物質の拡散はガウスのプルームモデル。
- 人口：20マイルまでの人口を約1000のセクターに分けた。
- 被ばく形態：クラウドからの外部線量、地上沈着からの外部線量、吸入による内部線量

結論：炉に起因する事故による死者数および財産被害は、人的または自然リスクよりも小さい。

CDFは約 $6 \times 10^{-5}/\text{yr}$

PRAとその活用の歴史

WASH1400の結果：自然ハザードとの比較、人為災害との比較

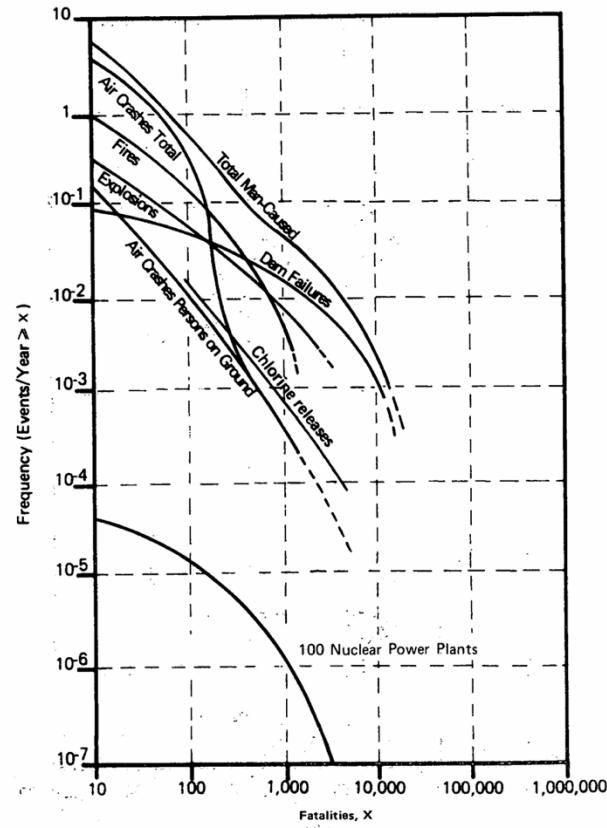


FIGURE 6-1 Frequency of Man-Caused Events Involving Fatalities.

【11】出典：Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants [NUREG-75/014 (WASH-1400)], U.S.NRC, 1975, P120

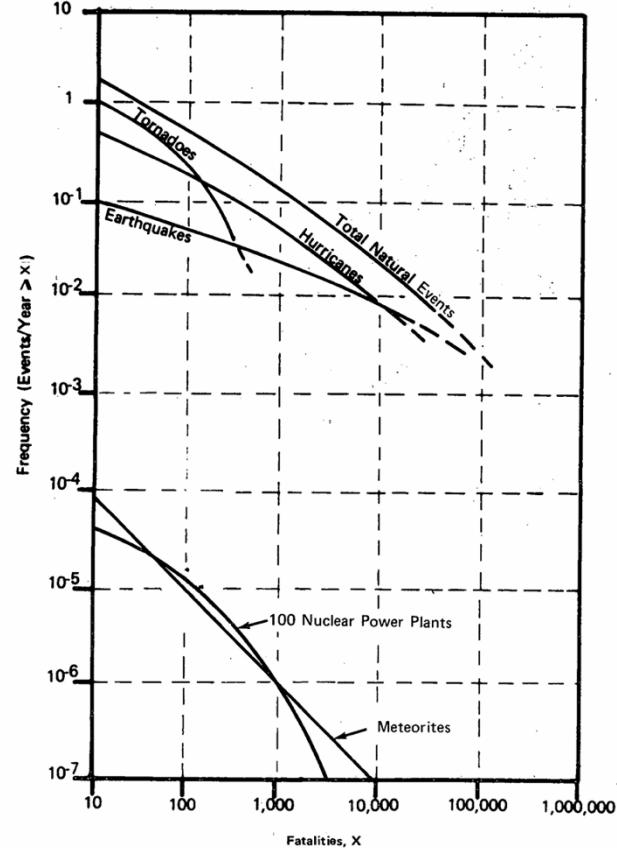


FIGURE 6-2 Frequency of Natural Events Involving Fatalities.

【12】出典：Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants [NUREG-75/014 (WASH-1400)], U.S.NRC, 1975, P119

PRAとその活用の歴史

WASH1400 ルイス報告書の批評

- 良い点：FT/ETの使用、重要な事故シーケンス（CVバイパス、ATWS,小LOCA,人的過誤）、定量リスク推定手順確立。
- 欠点：計算プロセスの検証可能性欠如、機器信頼性推定の基礎データの欠如、外部事象（地震、火災、人為事故）が全体リスクに対して寄与が僅かであるという結論、NRCのピアレビュープロセス
- 最も重要な批判：WASH1400が炉のリスクの受容性を判断する手段として誤用されたこと。

1979.3：スリーマイルアイランド2号（TMI-2）事故発生。炉心の半分が溶融するも、環境への大規模放出にはならなかった。

→この事故は運転員がECCSをオフにしたことなどWASH1400で指摘された人的過誤の重要性が示された。

PRAとその活用の歴史

1990 : **NUREG-1150** “Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants”

➤目的

- 5つのプラントのシビアアクシデントの評価を提供するために、リスクのスナップショット提供、WASH1400の更新、不確実性にかかる定量評価、リスク脆弱性を特定しIPEを支援。
- リスク解析により得られる特性をまとめる。シビアアクシデント頻度、CV性能、さらに研究が必要な不確実さ、安全目標との比較、SAMの潜在的利点

➤対象: Surry#1、Zion#1、Sequoyah#1、Peach Bottom#2、Gand Gulf#1

➤事故発生頻度: 内的・外的事象のCDFを求める。PDS (Plant Damage State) を算出。

➤放射性物質移行。STG (Source Term Groups) を算出。

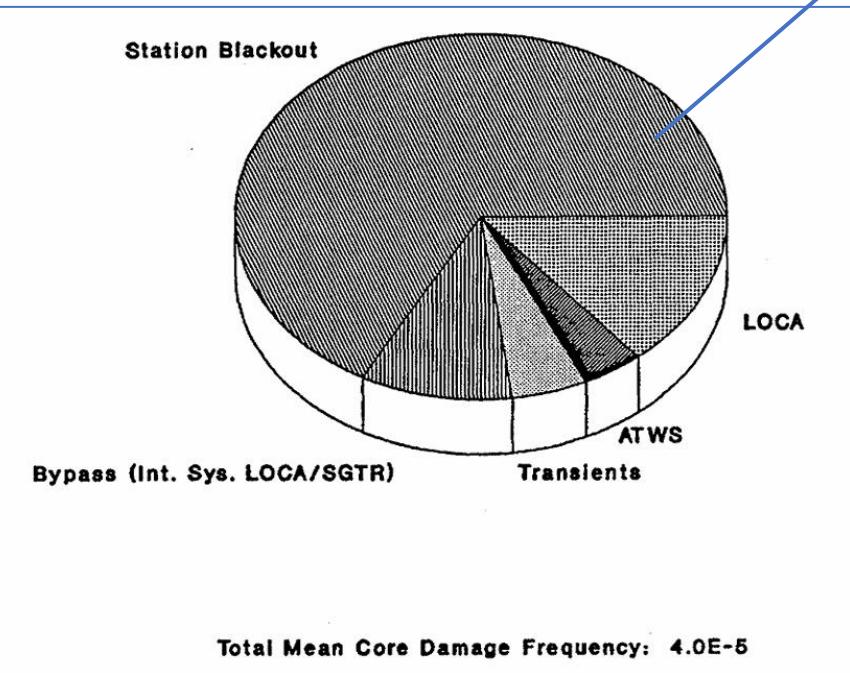
➤環境影響

原子力安全研究協会 「シビアアクシデントのリスク：5基の米国原子力発電プラントに対する評価：NUREG-1150, Second Draft, Vol.1全訳：文献調査報告書」から発行されている。

PRAとその活用の歴史

NUREG1150 結果

Surry 内的事象CDF



PRAの結果はCDFだけではなく、事故シナリオの詳細情報を得ることができる。この情報から、対策が導ける。下記は、SBOで発生する炉心損傷シナリオの一部である。

所内外交流電源の喪失と補助給水（AFW）システムの故障。AFW故障後、炉心熱除去は全て利用できなくなる。SBOは、HPI（高圧注入システム）、CVスプレーシステム、内部および外部のCVスプレー循環システムの利用不可能をもたらす。AFWとHPIの流量が回復されなければ、炉心損傷が約1時間後に始まると推定された。

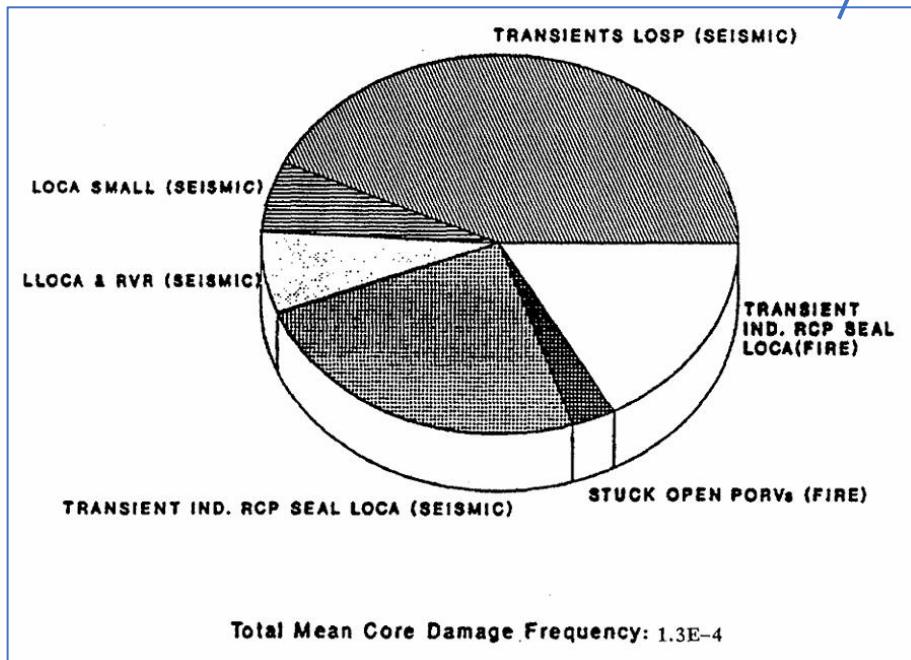
所内・所外のAC電源の喪失に続いて、全てのシール冷却の喪失により1次冷却材ポンプ(RCP)のシールのLOCAが発生する。ブラックアウトはHPIシステム、補助給水モータ駆動ポンプ、CVスプレーシステム、内部および外部スプレー再循環システムの利用不可能にもつながる。損傷したRCPシールによる冷却材喪失が継続することとHPIシステムの利用できないことが、炉心露出を引き起こす。

【13】出典 : Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants — Final Summary Report (NUREG-1150, Volume 1), U.S.NRC, 1990, Part II 3-5, Figure3.3

PRAとその活用の歴史

NUREG1150 結果

Surry 外的事象CDF



地震と火災を対象に外的事象PRAを行った。内的と同様にCDF結果だけでなく地震による事故シナリオ情報が得られ、耐震強化箇所などの対策が可能になる。

地震によって引き起こされる外部電源喪失と、RCPシールLOCAを引き起こす過程は、外部原因による炉心損傷事故の最も可能性の高い原因である。

スイッチヤードにおけるセラミック絶縁体の地震誘発障害による外部電源の喪失 (LOSP) 、同時にHPIおよび補機冷却水 (CCW) システムの両方の（地震）障害が発生する。HPIの障害は、燃料取替用水タンク (RWST) または非常用ディーゼル発電機 (EDG) 負荷パネルの地震障害に起因し、EDGまたはCCW熱交換器支持の地震障害は CCWシステムの喪失を引き起こす。

【14】出典 : Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants — Final Summary Report (NUREG-1150, Volume 1), U.S.NRC, 1990, Part II 3-7, Figure3.4

PRAとその活用の歴史

2012 : SOARCA (State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses)

25年以上におよぶPRAの研究成果を取り入れ、潜在的なシビアアクシデントに関する環境への放射線影響の最適評価を行うプロジェクト。SurryとPeach Bottomを対象に2007年に開始。MELCORコードを利用してSA下での原子炉の挙動、MACCSコード環境への放射性物質放出による公衆への影響を求めるもの。

MELCOR (Methods for Estimation of Leakages and Consequences of Releases) コード：USNRCサンディア国立研究所で開発されたSA進展解析コード。炉心溶融進展やソーススタークの挙動を網羅している。

MACCS (MELCOR Accident Consequence Code System) コード：USNRCサンディア国立研究所で開発された原子力施設からの環境影響評価コード。レベル3 PRAに用いる。

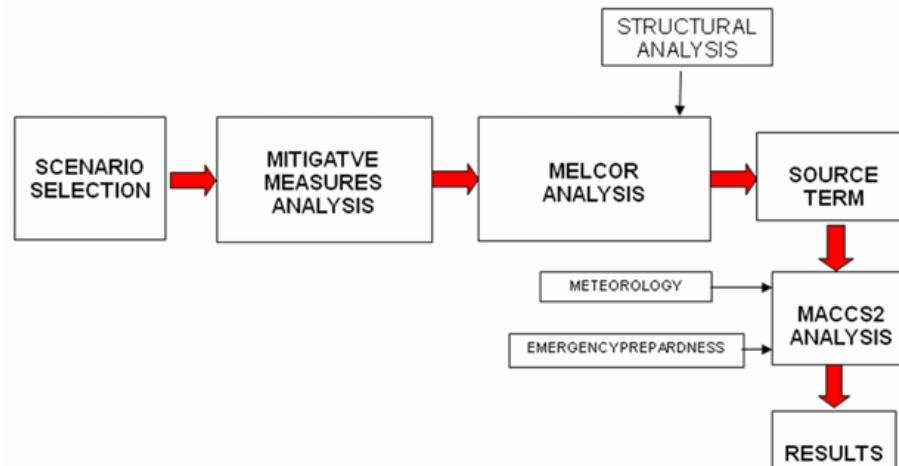
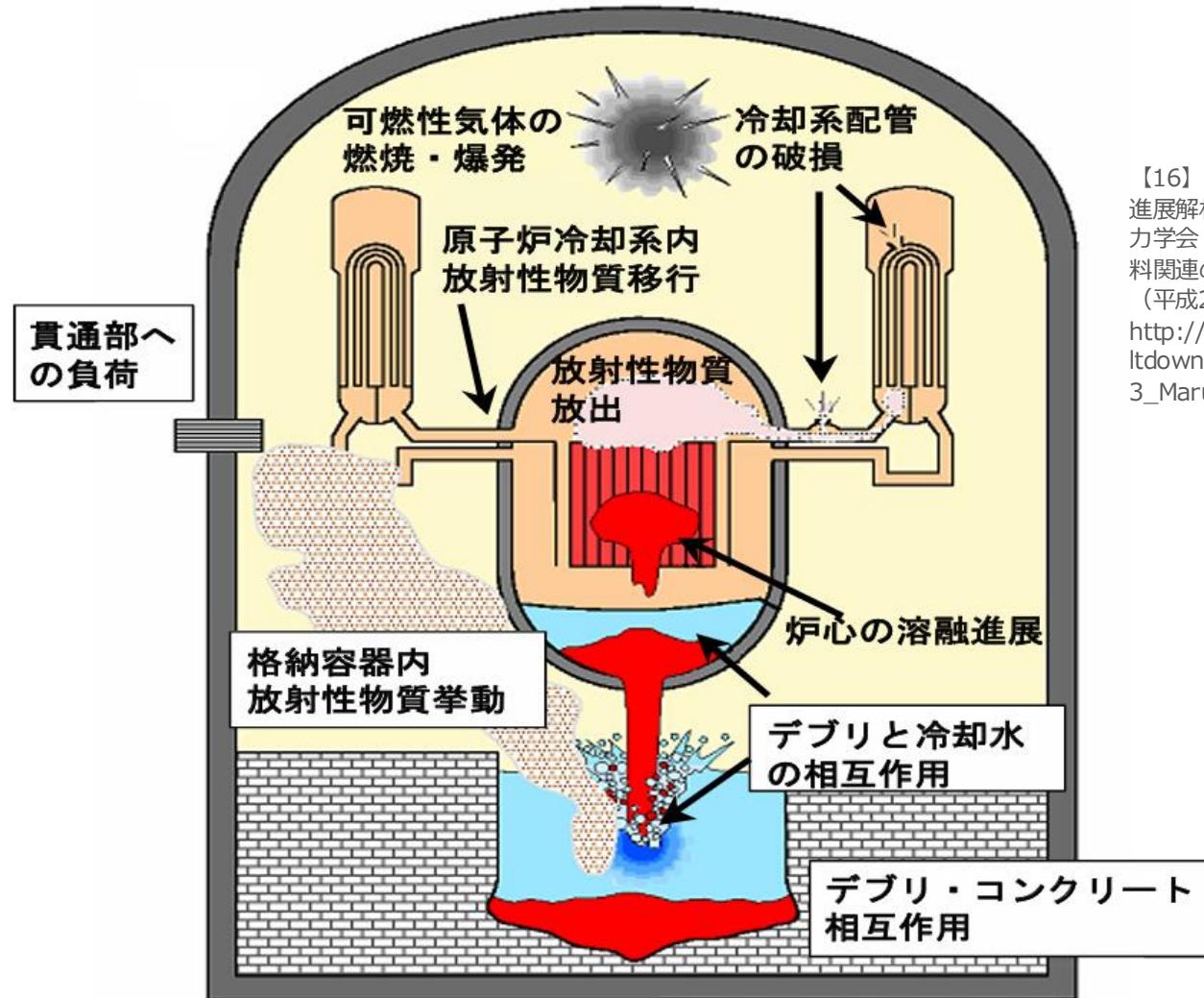


Figure 1 The State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses process

【15】出典：State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Report: Part 1 (NUREG-1935), U.S.NRC, 2012, P3, Figure1

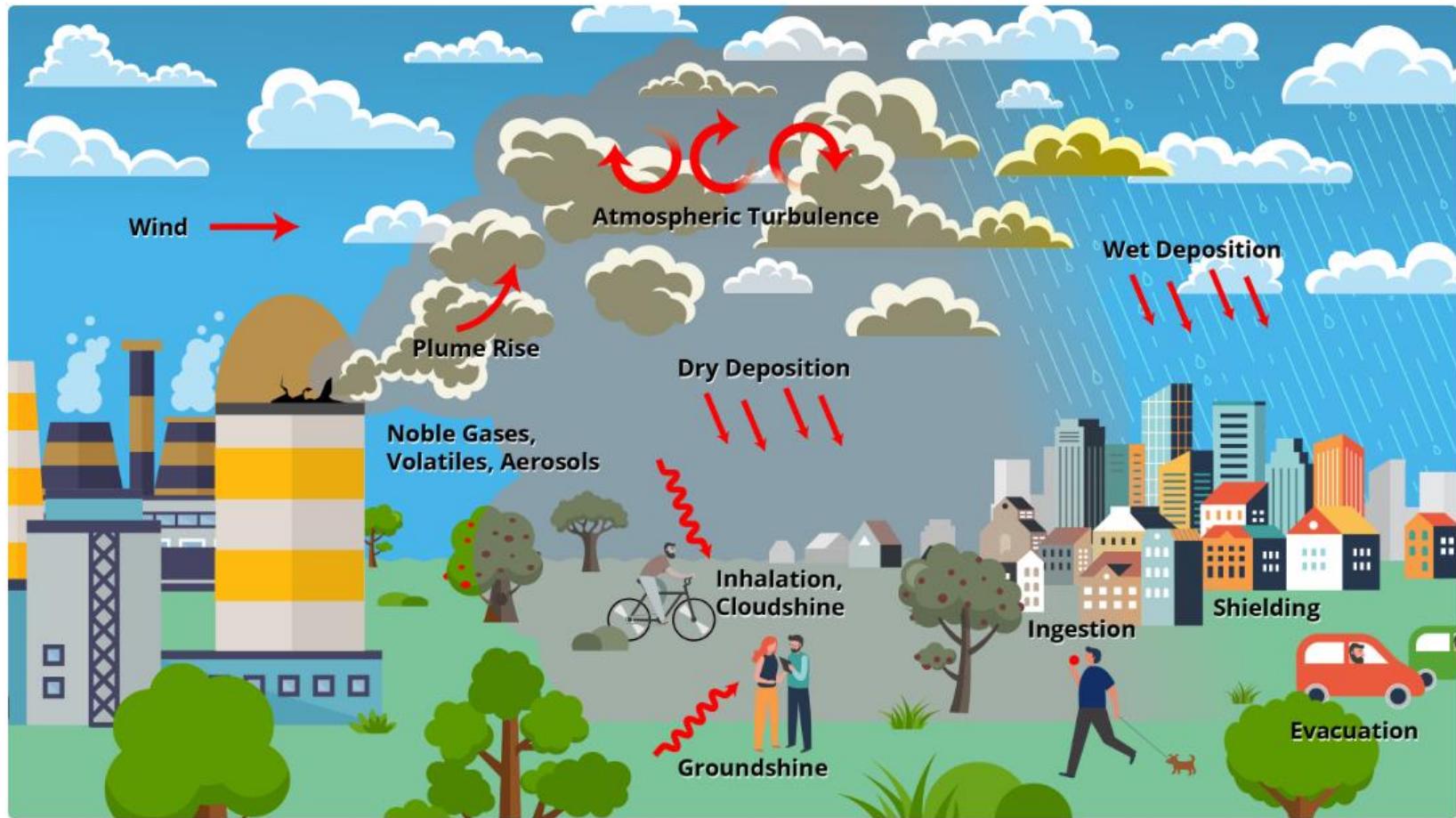
シビアアクシデント現象



【16】出典：丸山結「シビアアクシデント進展解析コードMELCORについて」日本原子力学会（核燃料部会）溶融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ第三回（平成24年2月20日）資料

http://www.aesj.or.jp/~fuel/Pdf/WG_Meltdown/WG_Doc/20120220_WG-3_Maruyama.pdf

MACCSの環境影響要素



【17】出典 : It's Been a Busy Year—Recent Major Updates for the NRC's Accident Consequence Code System (MACCS), U.S.NRC, 2022, P2

PRAとその活用の歴史 日本

- 1990年代前半：PRA手法の導入、研究は70年代から行われていたが、NUREG1150の発行を契機に、シビアアクシデント対策の検討の必要性が旧原子力安全委員会や旧経済産業省で議論され、PRAを個別プラントで実施すること、定期安全レビュー（PSR, Periodic Safety Report）報告書で公表すること、そしてPRAからの情報を用いてシビアアクシデント策の計画を提示すること、を、旧原子力安全委員会や旧経済産業省からの文書により事業者は自主的に行った。
- 1994：福島第一1号、美浜1号、敦賀1号のPSR報告書でPSA（当時の呼び方）の結果を記載。その後、すべてのプラントのPRAが公開されたが、内的事象レベル1 PRAと停止時PRAのみで、数値結果の記載のみ。
- 1992年アクシデントマネジメント（AM）計画の検討が旧通産省から求められ、PRA結果を用いたAM計画が提出された。AM策の効果の確認が2002年に各事業者から提出されPRAの低減が示された。

PRAの歴史　日本

- PRA標準の整備：1999年に原子力学会に標準委員会が発足。現在までに多数のPRA標準を発行
- 各プラントのPRAの範囲拡大、データ蓄積から、リスク情報活用に、規制機関も事業者も向かう試みが進んだ。
- 2003年：旧原子力安全委員会「安全目標中間とりまとめ」
2006年：旧原子力安全委員会「性能目標案」
2006年：旧原子力安全・保安院「リスク情報活用基本ガイドライン」
2010年：原子力学会「安全確保活動変更リスク情報活用標準」
- 2011年：東京電力福島第一原子力発電所　過酷事故

安全目標・性能目標

旧原子力安全委員会 安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ 2003年

- ◆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

PRAの歴史 日本

- 2014年：電力中央研究所に原子力リスク研究センター（NRRC）設立
- 2018年、2020年改訂：RIDMアクションプランが電力各社合同で公開。NRRCを中心にPRA研究開発。
- 2013年：安全性向上評価届出制度開始

	2017	2018	2019	2020	2021	2022	2023	2024	2025
九電S1	#1		#2	#3	#4	#5	#6		#7
九電S2	#1		#2	#3	#4		#5	#6	
九電G3				#1	#2		#3	#4	
九電G4				#1	#2		#3 #4		#5
関電M3							#1	#2	
関電T1									#1
関電T2									
関電T3		#1	#2		#3		#4	#5	
関電T4			#1	#2	#3		#4	#5	
関電O3				#1		#2	#3	#4	
関電O4				#1	#2		#3	#4	
四電I3			#1			#2	#3		#4

- ✓ 九州電力 川内発電所1号炉：S1、川内発電所2号炉：S2、玄海3号炉：G3、玄海3号炉：G4
- ✓ 関西電力 美浜3号炉：M3、高浜1号炉：T1、高浜2号炉：T2、高浜3号炉：T3、高浜4号炉：T4、大飯発電所3号炉：O3、大飯4号炉：O4
- ✓ 四国電力 伊方発電所1号炉：I3

理解ポイント4

- ◆PRAの歴史は50年以上に及ぶ。
- ◆当初は、プラント内の挙動解析よりも環境への放射能放出と住民への影響に力点が置かれていた。しかし、最初の段階から認められたわけではなかった。
- ◆米国では、PRAの結果から得られる知見がプラントの安全性向上に役立つことが認識されていき、リスク情報活用が進むことになった。
- ◆日本でもPRAの導入と研究開発は古くから行われてきた。1F事故後、ようやくPRAの意義、目的が正しく理解されてきた。

5. リスク情報活用の概要

リスク情報活用の必要性

- 原子力発電所は多くの設備と複雑な操作が必要な高度なシステムである。そこから得られるメリットは、安定した電源、化石燃料に頼らないエネルギー源の確保、などがある。そのために国内外で英知を結集し研究開発の努力が続けられてきた。
- しかし、放射能という潜在的な危険性があるシステムゆえに、事故が起こってから改良していくはいけない。安全性は、常に改良し、新たな問題を解決する努力を続けないと達成できない。
- そのためには合理的で効率的に問題点を把握し、対策を考え実行していく必要がある。
- そこで、米国で1950年代から取り組まれてきたようなリスク情報を用いて検討することが、わが国でも必要と考えられる。

リスク情報活用

➤ リスク情報活用で注意すべきことは

① PRA以外のリスク情報も利用できる。

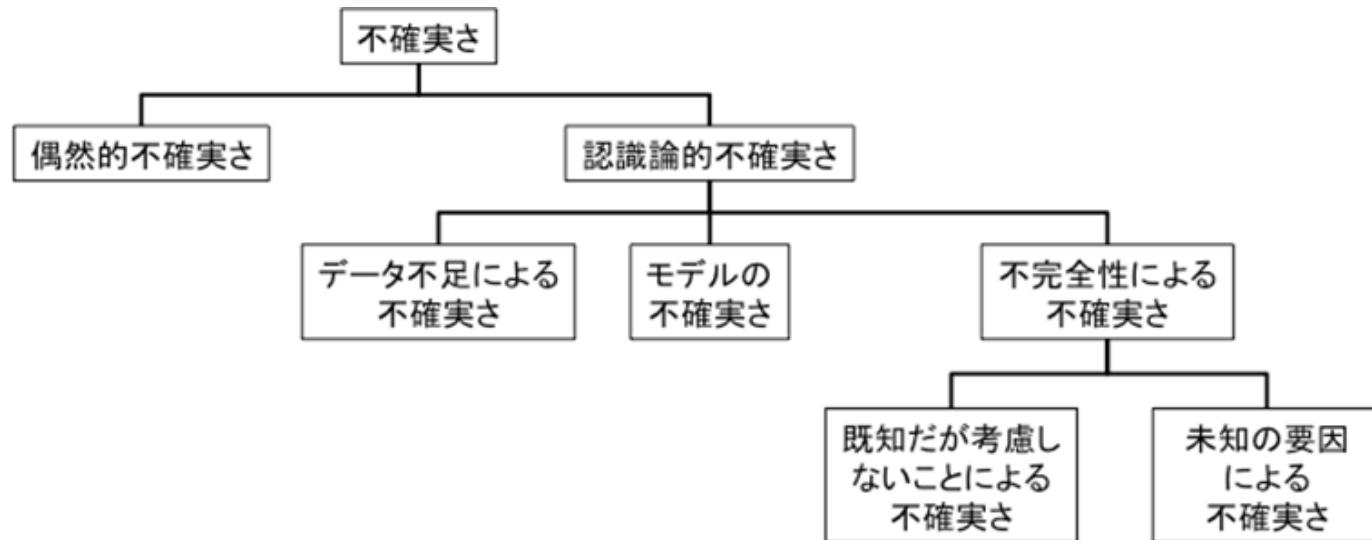
② 不確かな事象を対象にするからこそ、リスク情報を活用する。

①については、様々なリスク情報が挙げられる。

- PRAから得られる原子力発電所のリスクの程度についての定量的なCDF絶対値、CDF変化量、リスク重要度など
- それらの不確実さに関する情報
- 定性的なリスク判断及び発生頻度分析若しくは影響度分析、裕度評価などから得られる定量的な情報

リスク情報活用

②については、自然現象によるリスクは評価結果の不確実さが大きく意思決定に使えない、との意見がある。しかし、不確実さ情報も意思決定の有力情報とすべき。そして不確実さが大きいことにより意思決定結果に影響が大きいと予想される場合には、PRA以外の情報に重点を置いて判断する。



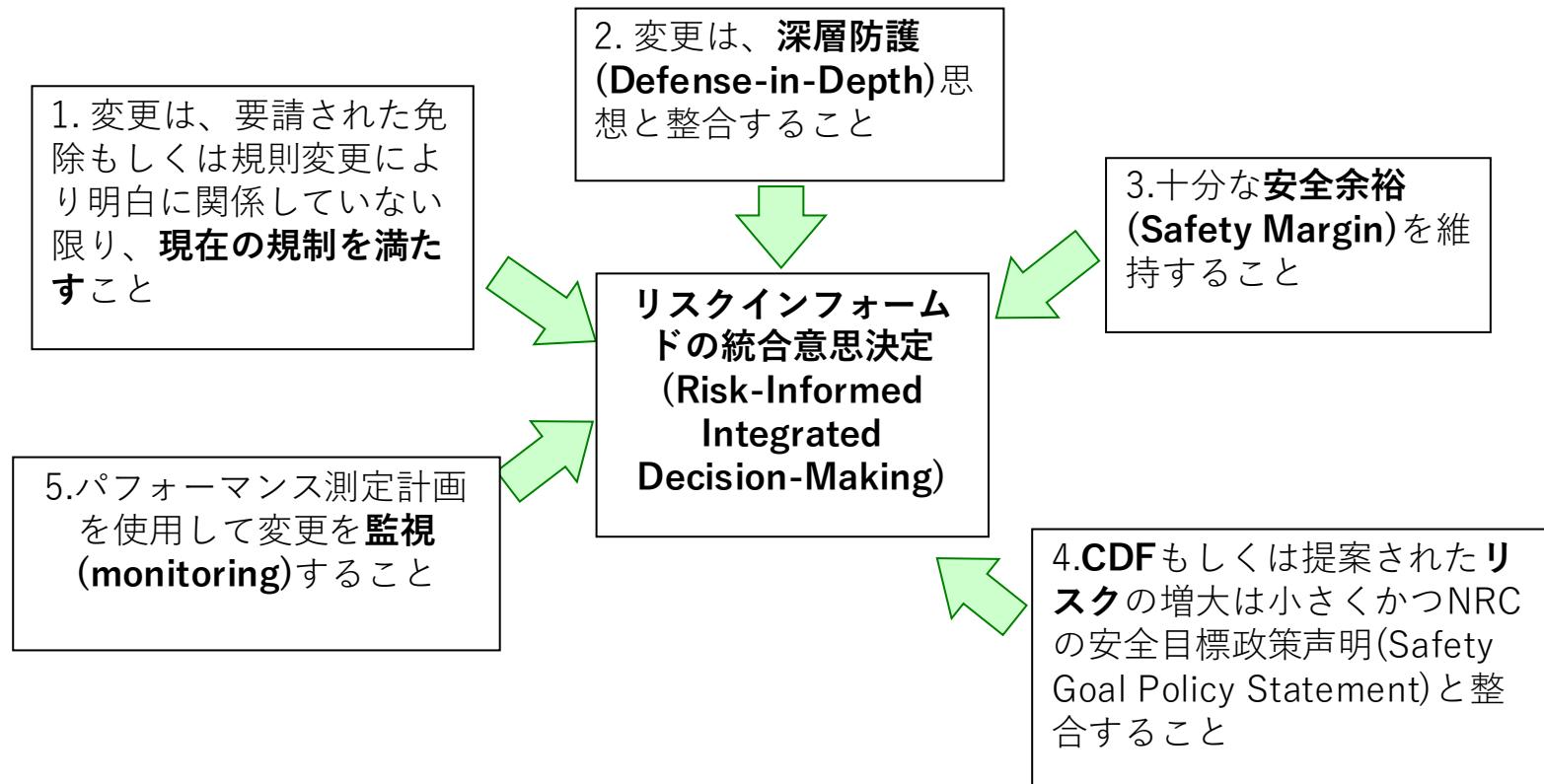
【18】出典：日本原子力学会, 『リスク評価の理解のために：2020(AESJ-SC-TR011: 2020)』

RIDMとIRIDM

- RIDM (Risk Informed Decision Making) は、1995年に米国原子力規制委員会 (USNRC, United States Nuclear Regulatory Commission) が出した「PRA政策声明書(PRA Policy Statement)」に規制活動の安定性と効率性を高めるためにPRAを活用することを推奨する、との次の声明で示されている。
 - (1)PRAの利用は最先端の手法とデータで裏付けられる範囲で、**決定論的アプローチを補完し、深層防護の理念を支持することにより、すべての規制事項で拡大されるべき**である。
 - (2)**PRA** (感度解析、不確実さ解析、重要度解析を含む) は、可能な限り、**規制関連事項で活用されるべき**。これにより、現行の**規制の不必要的保守性を軽減する**。
 - (3)PRAは**現実的であるべき**で、データは公開されレビューのために利用可能であるべき。
 - (4)安全目標/性能目標は規制判断の際に、不確実さを適切に考慮して使用されるべき。

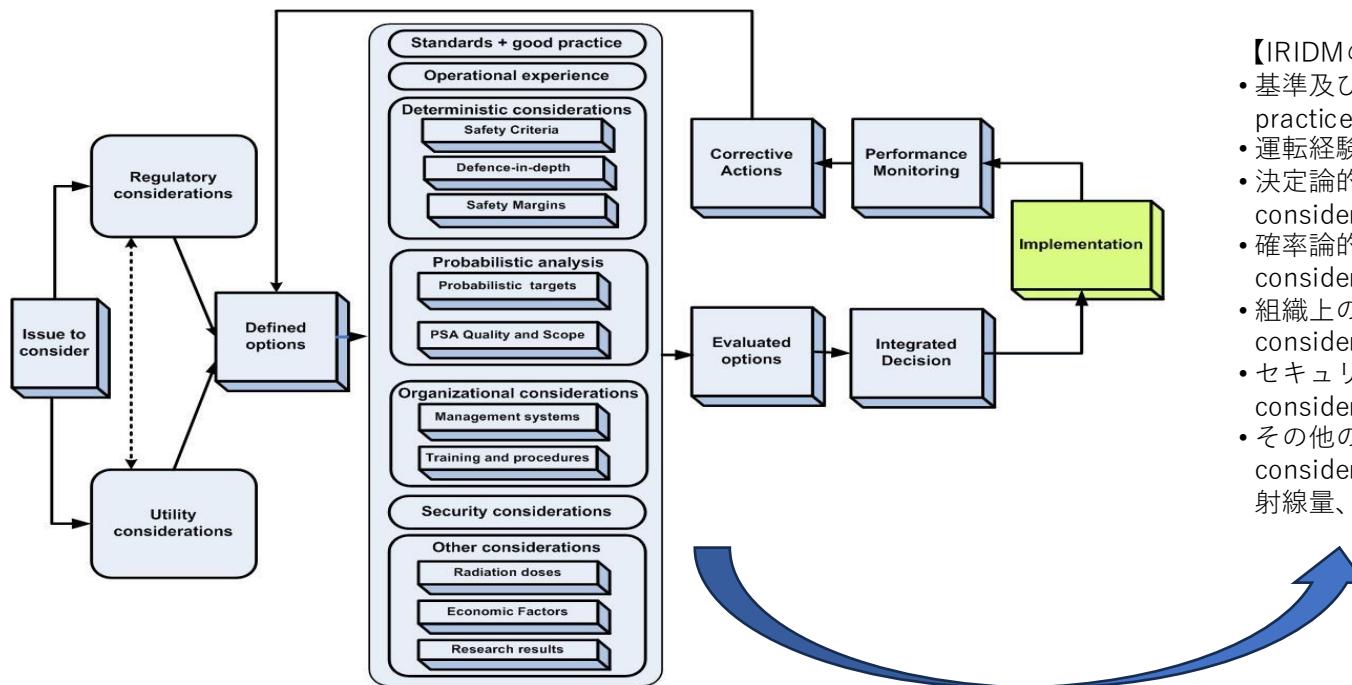
RIDMとIRIDM

➤R.G.1.174に規制基準の変更を要する事業者からの申請にPRAを使ったアプローチが記載。



RIDMとIRIDM

►IAEAはINSAG25において、IRIDM（Integrated Risk-Informed Decision-Making）を提示。課題（イシュー）に対して、規制側／事業者側の考え方、標準、運転経験、決定論的アプローチ、確率論的アプローチ等を踏まえ、総合的に評価、判断していくプロセス。

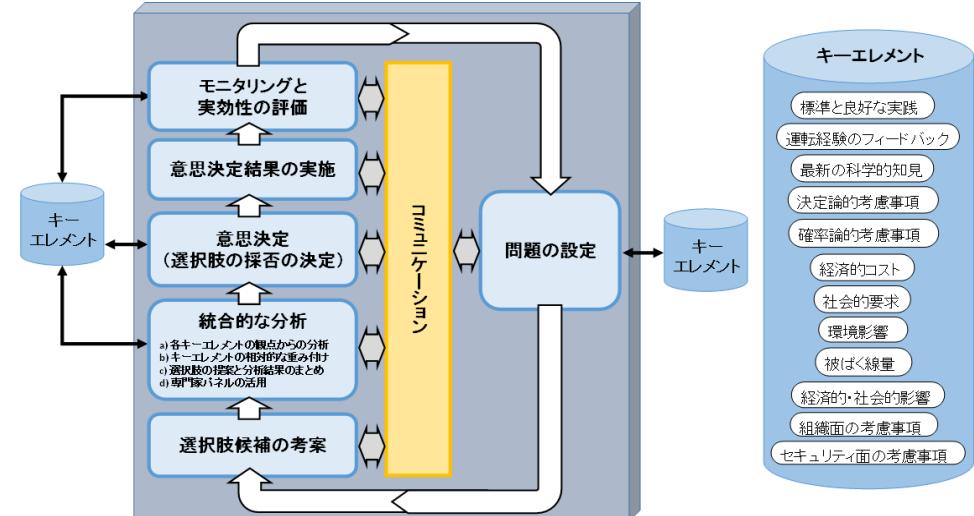


【IRIDMのキーエレメント】

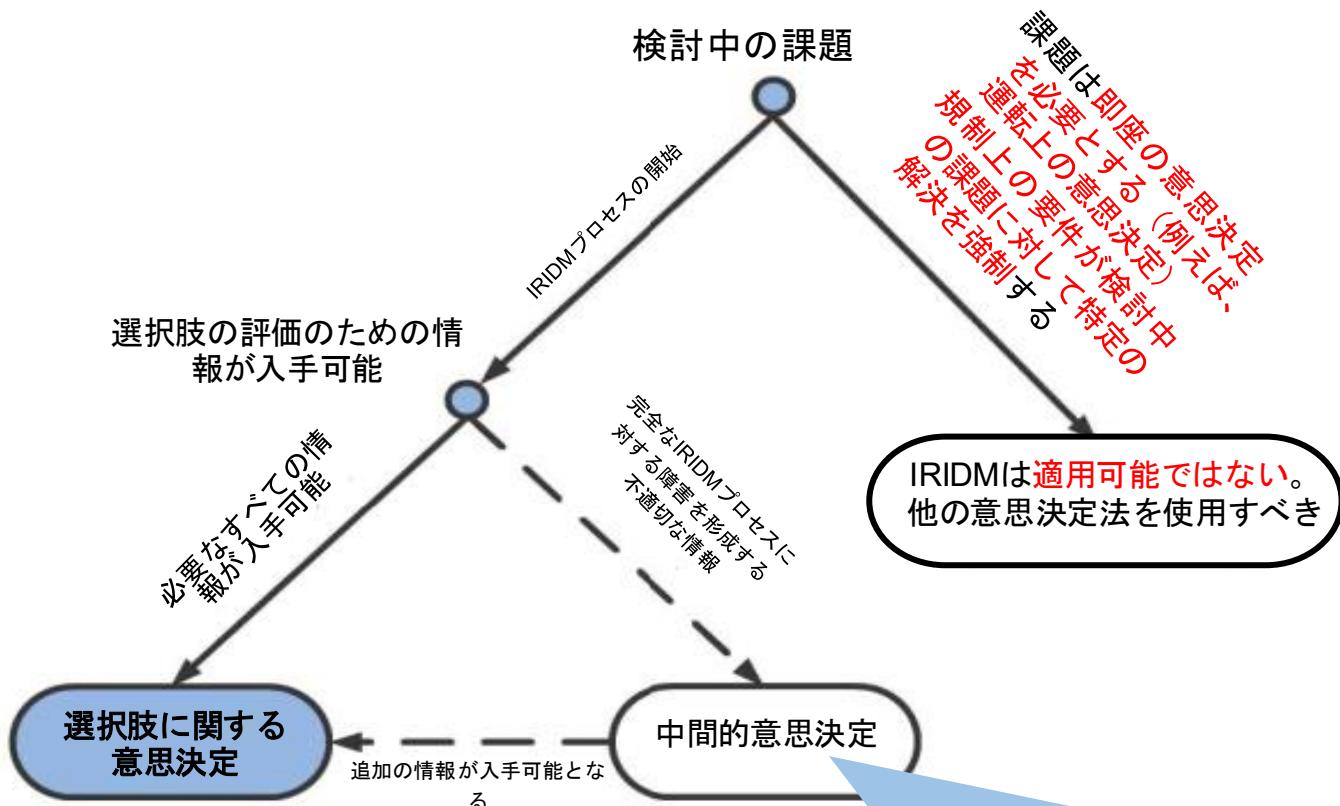
- ・基準及び良好慣行 (Standards and good practices)
- ・運転経験 (Operational experience)
- ・決定論的な考慮事項 (Deterministic considerations)
- ・確率論的な考慮事項 (Probabilistic considerations)
- ・組織上の考慮事項 (Organizational considerations)
- ・セキュリティ上の考慮事項 (Security considerations)
- ・その他の考慮事項 (Other considerations) (例えば、予期される放射線量、研究及び経済的要因からの洞察)。

IRIDM標準の概要

- ◆ IRIDM (Integrated Risk Informed Decision Making, リスク情報を活用した統合的な意思決定) は、基本的にRIDMと同じである。しかし、複数の要素を考慮して統合化の意思決定をすることを強調した仕組みという点で異なる。
- ◆ RIDMかIRIDMか、の選択をすることはあまり意味がない。
- ◆ 重要なことで役立つことは、「統合」である。これは、「原子力安全性向上策の候補を複数考えて、検討の結果、一つの対策にまとめる」という意味ではない。IRIDMプロセスのステップ「統合的な分析」で行われる複数のキーエレメントを考慮することである。
- ◆ IRIDMプロセスは、複雑な問題を合理的に解決するために、まずリスクを認識し、科学的根拠に重きを置きながらリスクを分析し、リスク情報の不確かさを考慮に入れつつ意思決定を行うものであり、そのために統合が必要。



IRIDMプロセスの適用条件

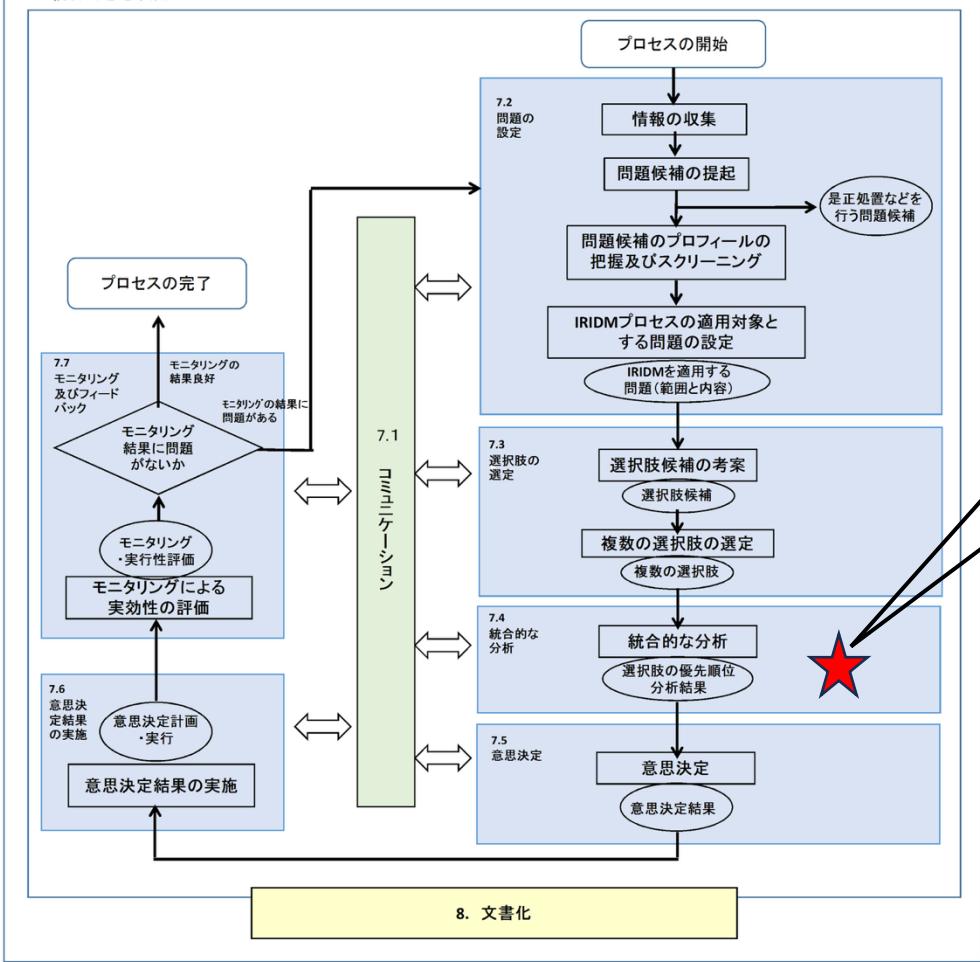


たとえば、大きな津波の評価結果がある場合の対策として防潮堤建設は時間がかかる。まず水密扉などの短期間で可能な対策を行い、その後、防潮堤に取り掛かる。

たとえば、研究期間の終了まではほかの対策を行うといった段階的な意思決定も可能ではないか？

IRIDM標準の概要

7. 統合的意意思決定



キーエレメント

- (1) 基準及び良好な慣行
- (2) 運転経験
- (3) 決定論的考慮事項
- (4) 確率論的考慮事項
- (5) 組織に係る考慮事項
- (6) セキュリティに係る考慮事項
- (7) その他の考慮事項

IRIDMの事例

IRIDMの事例は、IAEAのTECDOC-1909に掲載されているルーマニアの事例を紹介する。

ルーマニアでの技術仕様書修正の申請 (ルーマニアの規制機関が行ったIRIDMの演習)
許認可取得者は、**ディーゼル発電機 (DG)** の停止期間を延長するために**技術仕様書の変更を申請**している。その目的は、特別な定期保守の実施を可能にするためである。この変更は製造業者から推奨されているもので、ディーゼル発電機の信頼性を向上させる。

規制上の考察：

- プラントをより不安定な状態に置くことになる可能性があるが、安全性向上という便益と比してバランスの取れたものでなければならない。
- DGのうち1機が無い状態でも、CDFが規制限界を超過しないことを検証する。

許認可取得者の考察：

- DGの信頼性を高める修正案の利点を説明した。
- 保守作業中の発電所の停電リスクを更に低減する補完対策についても提示した。

→ 3つの選択肢

- ①無条件で認める。
- ②条件付きで認める。
- ③いくつかの変更について制限付して認める。

IRIDMの事例

キーエレメント	選択肢				
	W	S	W×S	②条件付受容 S	W×S
要件および基準。	10	要件に適合 S=10	100	追加の条件にかかわらず要件に適合。 S=10	100
決定論的考察					
ディーゼル発電機がY週間稼働する能力	8	確認済 S=10	80	確認済 – 条件は不要。 S=0	0
確率論的考察					
定性的 – 他のSSCに関して一時的構成の変更を評価する (EOOS(Equipment Out Of Service)を使用)	6	保守作業が同時に実施されれば他のSSCに影響あり。 S=0	0	DGの保守作業の間に、他のSSCの保守作業が除外されるならば受容可能。 S=7	42
定量的 – DGの信頼性を前提として、新しい保守間隔の提案に関してケース感度分析を実施。規制限界への適合性を評価	9	確認したが、ディーゼル発電機の信頼性は確認不可。 S=1	9	確認不可だったが、OPEXが提供されるまで受容を延期することを提案 S=7	63
定量的 – DGの信頼性が改善されている	8	確認不可。 S=2	16	確認不可だったが、OPEXが提供されるまで受容を延期することを提案 S=7	56
全体の重み付きスコア			205		261

IRIDMの事例

ルーマニアの規制機関は本演習の結果として、次の結論を示した。
ただし、本演習は実際のケースではない。

- ◆ 本提案は、**DGの信頼性を向上させることが運転経験として示される条件の下でのみ、承認される。**
- ◆ DGに期待される信頼性の改善は確認できなかった。
- ◆ 規制機関は、独自の結論を出すために対象のプラントおよび他のプラントの両方から、**DGの信頼性を追跡する。**
- ◆ 規制機関は、駐在検査員に対してDGの性能および保守に更に注意を払うよう指示を与える。

理解ポイント 5

- ◆ リスク情報活用は、米国で成果が上がったことからわが国でも進めようとしてきた。しかし、PRAがあるからリスク情報活用をしよう、ではなく、問題は何か、どうしたいのか、それは合理的に安全を達成できるか、という視点で取り組むべき。
- ◆ リスク情報活用による意思決定（RIDM/IRIDM）のプロセスは国内外に存在する。PRAだけで意思決定することではない点を正確に理解し使うことが重要。
- ◆ 統合的な意思決定は、一見、通常に行われてきたものと変わらないようにみえる。しかし、意思決定に至るステップを丁寧に文書化し残し見せられるようにしておくことが、組織外への説明だけでなく将来に見直す際に役立つ。

6. まとめ

- ◆PRAの概要と、そこから得られるリスク情報、そして、それを活用し、ほかの要素（技術成熟度、コスト、人材、規制要件など）を広く考察して、意思決定するIRIDMを説明した。
- ◆原子力安全は、原子力施設の安全性を確保することにより人と環境を護ることにある。
- ◆PRAの結論は、CDFの数値結果だけではない。事故がどのように進展し、どの設備や操作が関係しているのか、を知ることができる。それは事故のあとの対策検討に役立つことと、将来に向けて改良することが可能である。
- ◆リスク評価やリスク情報活用は、PRAを計算する人の仕事ではなく、原子力安全にかかわる全員が係わるべきことである。
- ◆リスクと直面し理解を深めることで、合理的（Rational）な意思決定が可能となる技術的知見が提供される。そのほかのキーエレメントを考慮し統合的で、文書化による客観的な説明を可能にすることで、社会も含めた関係者とのコミュニケーションできる合理的（Reasonable）な判断に至る。

出典一覧

No.	ライセンス	出典情報
【1】	‡	Fundamental Safety Principles, © IAEA, 2006, https://doi.org/10.61092/iaea.hmxn-vw0a
【2】	‡	日本原子力学会, 『原子力安全の基本的考え方について 第I編 (AESJ-SC-TR005) 』
【3】	‡	環境省ホームページ (https://www.env.go.jp/chemi/rhm/current/02-02-02.html)
【4】	‡	Reducing Risks, Protecting People, HSE's Decision-Making Process, Health and Safety Executive, United Kingdom, (2011) Contains public sector information published by the Health and Safety Executive and licensed under the Open Government Licence (https://webarchive.nationalarchives.gov.uk/ukgwa/20230703113731/https://www.hse.gov.uk/enforce/expert/r2p2.htm)
【5】	‡	Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev. 1, © IAEA, 1999, P88
【6】	‡	日本原子力学会, 『原子力発電所の内的事象を起因とした確率論的リスク評価に関する指針 (レベル1 PRA 編) : 2022 (AESJ-SC-RK011:2022) 』
【7】	‡	jam / PIXTA(ピクスタ)
【8】	‡	日本原子力学会, 『原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的 意思決定に関する実施基準 : 2019(AESJ-SC-S012 : 2019) 』
【9】	‡	Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants — Final Summary Report(NUREG-1150, Volume 1), U.S.NRC, 1990, 3-3, Figure 3.2

出典一覧

No.	ライセンス	出典情報
【10】	‡	Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants — Final Summary Report(NUREG-1150, Volume 1), U.S.NRC, 1990, 2-11, Figure 2.3
【11】	‡	Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants [NUREG-75/014 (WASH-1400)], U.S.NRC, 1975, P120
【12】	‡	Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants [NUREG-75/014 (WASH-1400)], U.S.NRC, 1975, P119
【13】	‡	Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants — Final Summary Report(NUREG-1150, Volume 1), U.S.NRC, 1990, Part II 3-5, Figure3.3
【14】	‡	Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants — Final Summary Report(NUREG-1150, Volume 1), U.S.NRC, 1990, Part II 3-7, Figure3.4
【15】	‡	State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Report: Part 1 (NUREG-1935), U.S.NRC, 2012, P3, Figure1
【16】	‡	丸山結「シビアアクシデント進展解析コードMELCORについて」日本原子力学会（核燃料部会）溶融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ第三回（平成24年2月20日）資料 (http://www.aesj.or.jp/~fuel/Pdf/WG_Meltdown/WG_Doc/20120220_WG-3_Maruyama.pdf)
【17】	‡	It's Been a Busy Year—Recent Major Updates for the NRC's Accident Consequence Code System (MACCS), U.S.NRC, 2022, P2
【18】	‡	日本原子力学会, 『リスク評価の理解のために : 2020(AESJ-SC-TR011: 2020)』

出典一覧

No.	ライセンス	出典情報
【19】	‡	An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis, U.S.NRC, 2018, P9
【20】	‡	A Framework for an Integrated Risk Informed Decision Making Process, © IAEA, 2011, P6
【21】	‡	日本原子力学会, 『継続的な安全性向上対策採用の考え方について (AESJ-SC-TR012:2015) 』
【22】	‡	Considerations on Performing Integrated Risk Informed Decision Making, © IAEA, 2020, P17をもとに作成し翻訳
【23】	‡	日本原子力学会, 『原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準 : 2019(AESJ-SC-S012 : 2019) 』