

CIGS 原子力安全 ワークショップ
「原子力のリスクと対策の考え方 - 社会との対話のために -」
キヤノングローバル戦略研究所、2016年3月4日(金)

「リスク情報を活用した安全確保 ・向上の考え方」

村松 健 東京都市大学

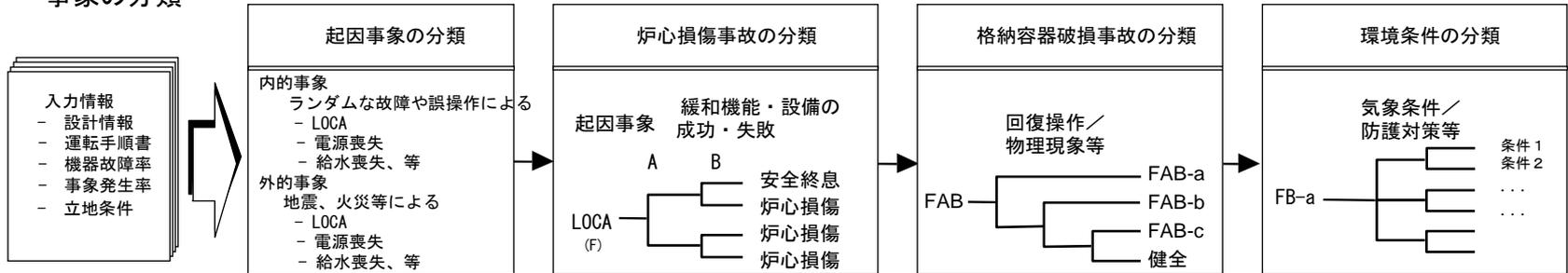
氏田 博士 キヤノングローバル戦略研究所

目次

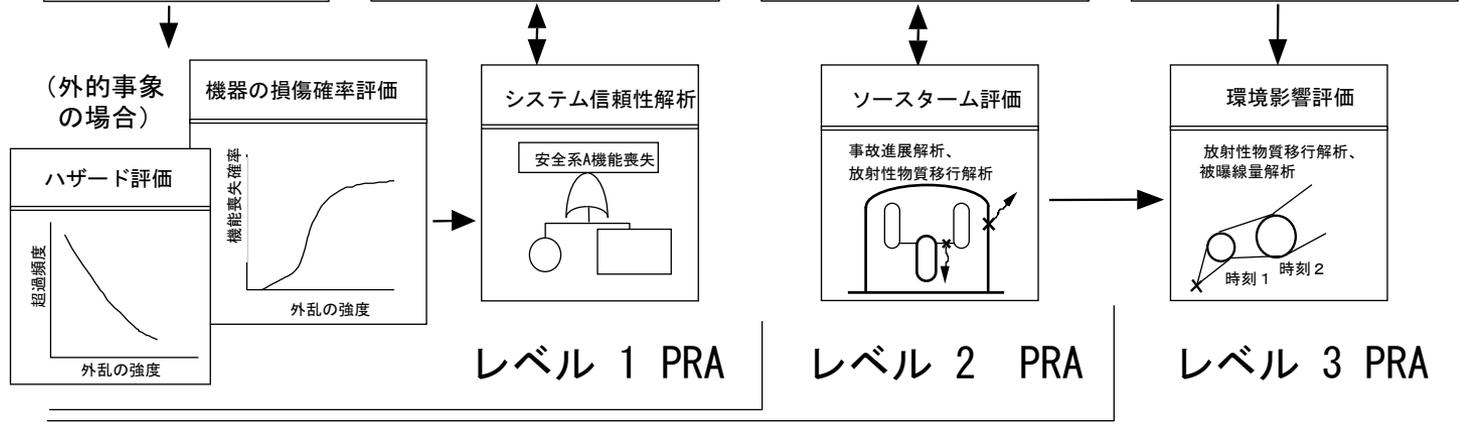
- 原子力発電所のリスク評価手法 — PRAの手順
- リスク評価の経緯と期待されたメリット
- 福島事故が提起したリスク評価の必要性
 - スクリーニングではなく、見落としの探索が重要
- 福島第一原子力発電所以後の新規制基準におけるPRAの利用
- リスク評価のメリットを活かすことの必要性
 - 部分最適は全体最適とは限らない
 - コミュニケーションへの活用
- リスク評価の信頼性について
- リスク情報活用の課題
- ²□ リスク情報の活用に向けた提言

原子力発電所のリスク評価手法 — PRAの手順

事象の分類



事象の発生頻度と影響の定量化



PRAから得られる情報



PRAの応用分野例



米国におけるリスク評価の経緯

- 1975年：WASH-1400、PRA手法の枠組確立
- 1979年：TMI事故、PRA及びSA研究活発化
- 1985年：NRCシビアアクシデント政策声明の中で個別プラントの評価（IPE）計画の方針発表。以後10年程度で内的事象（IPE）と外的事象（IPEEE）の評価を実施
- 1986年：NRC安全目標政策声明発表。健康リスクに関する定性的及び定量的安全目標を設定。
- 1980年から15年程度の間各国でPRA適用進展。
- 1995年：NRCリスクインフォームド規制(RIR)政策声明。
- 1998年：NRCはRIRのための規制指針(Regulatory Guide)及び標準審査計画(Standard Review Plan)を発行。運転許可要件変更申請一般等5分野でのRIR導入を開始
- 以後、事業者において供用期間中検査の適正化（RI-ISI）、運転中のメンテナンス（OLM）などが進展
- 規制においても原子炉監査プログラム（ROP）などにリスク情報を活用し、運転時の安全設備の信頼性を実績により監視する仕組みが定着

リスク情報の活用に期待されたメリット

利用分野	利用方法	PRAの役割
規制行為の価値／影響解析	NRCにおいて、規制行為を追加(削除)することの正当性を、リスク低減の価値と負担増加の影響をドル換算で評価して、検討している。	設計や手順、規制等の永続的な変化の安全への影響を評価する
AM等によるリスク低減策の検討	安全上重要な事故シーケンス、機器、運転操作、従属性等を同定し、リスク低減策検討の参考とする	
サーベランス試験評価	試験頻度を変えて、炉心損傷への影響を評価し、最適化を図る	
許容待機除外期間評価	待機状態の機器の故障が発見されたとき、プラントの運転継続の許される時間がテックスペックに定められている。許容待機時間の一時的変更の炉心損傷頻度への影響を評価し、安全上許容できるかの判断に用いる	短期間の変化の安全への影響を評価する
コンフィギュレーション管理	サーベランス試験、故障機器の検査、補修等のための安全設備の構成状態(コンフィギュレーション)が変化する。変化を考慮して炉心損傷頻度を評価し、安全上許容できるかの判断に用いる	
メンテナンスルール	NRCのメンテナンスルールでは、安全に関連する機器の性能を監視することが要求されている。安全上重要な機器の選定にPRAによる重要度指標を用いる	機器や設備の信頼性の安全への影響を評価する
等級別品質保証	品質保証のレベルを安全上の重要度に応じて定める	
検査計画	供用期間中検査の計画を安全上の重要度に応じて定める	

メリットの例

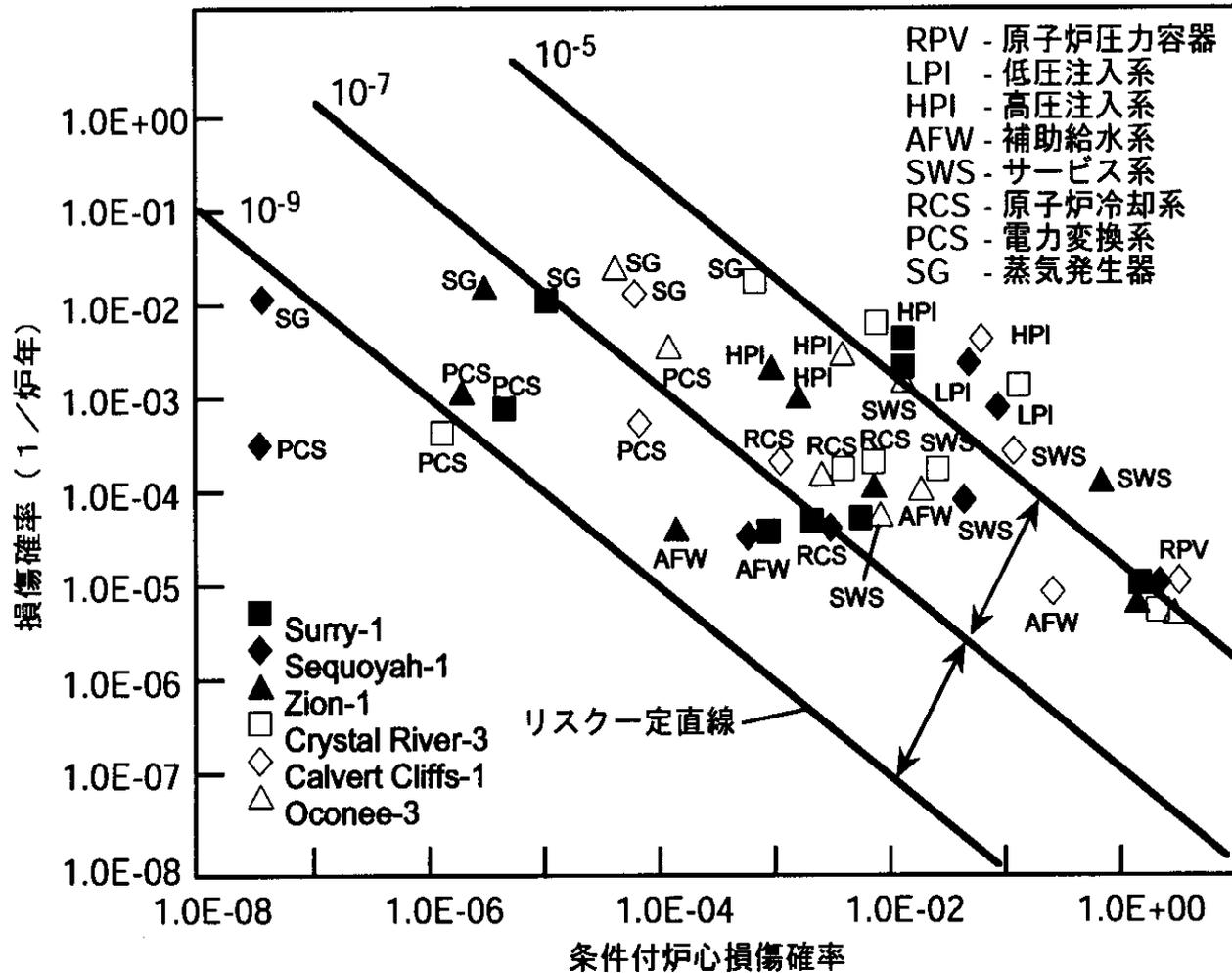
リスクインフォームドの供用期間中検査

系統	要素数	現行ASME Section- XI 検査要求箇所	リスクベース評価により	
			検査要求箇所	被ばく量 (従来比)
原子炉冷却系	890	161	16	1/15
低圧注入系	644	32	20	2/3

(原子力安全研究協会による調査報告書より)

RI-ISIの参考となるリスク情報の例

PWR発電所の主要な機器・システムの破断によるリスク(炉心損傷頻度)への寄与の評価



(原子力安全研究協会による調査報告書より)

メリットの例2

パフォーマンス・ベースド（性能ベース）

リスクインフォームド規制の例

原子炉格納容器漏洩率試験の改定案 (10 CFR 50, Appendix J)

NUREG-1493で漏洩率試験間隔等の変更についてリスクの観点から技術的に検討

総合漏洩率試験（タイプA）

現行10年に3回 → 10年に1回

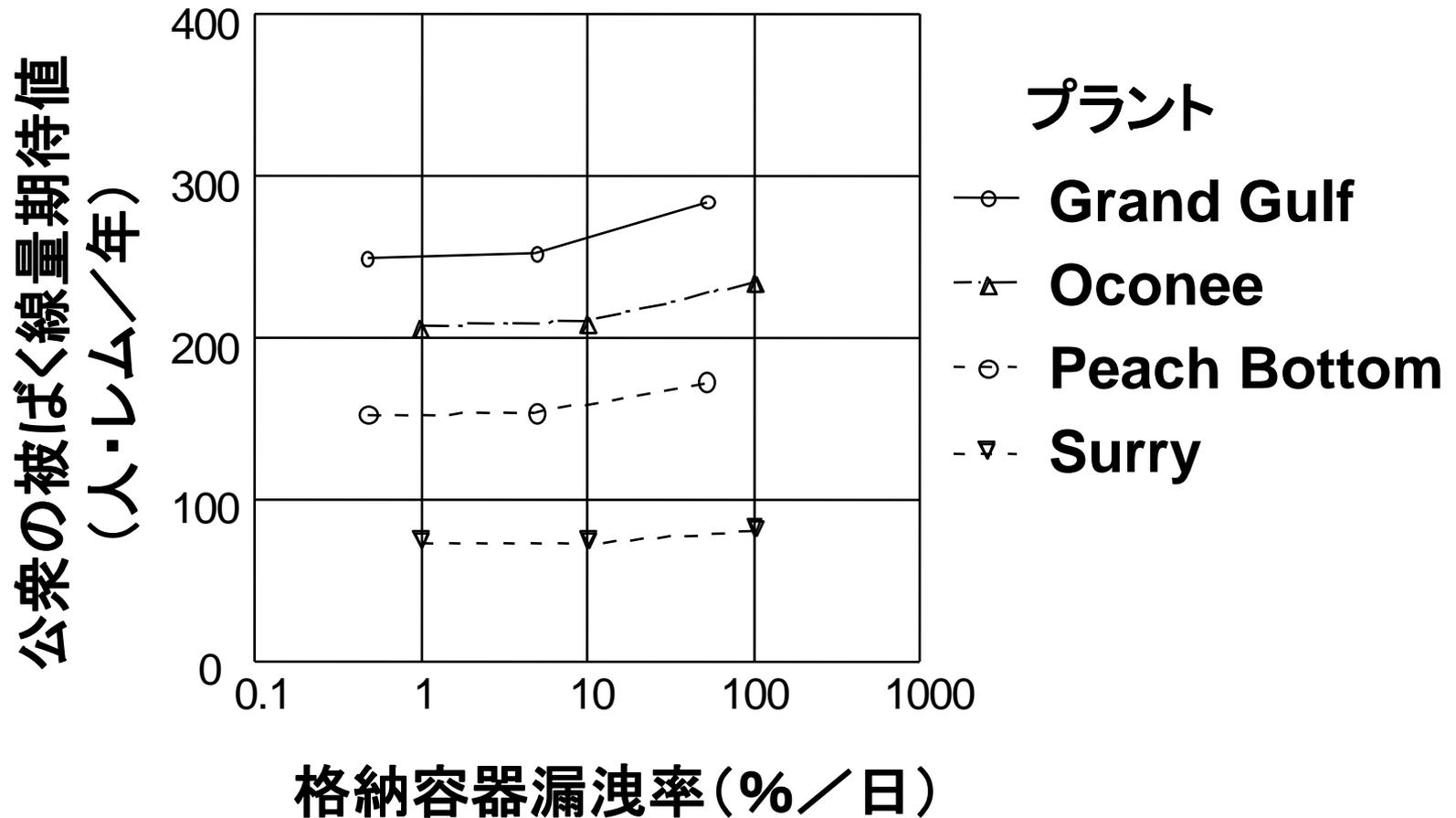
（前2回の試験で性能を満足する場合に限る）

局所漏洩率試験（タイプB,C）

各機器の性能に基づく

現行2年に1回 → 最長10年に1回（タイプB）
最長5年に1回（タイプC）

規制変更の参考となったリスク情報 格納容器漏洩に対するリスクの感受性



我が国におけるリスク評価の経緯

- 1979年：TMI事故。日本でも原研、JNC、NUPEC、産業界(PWR/BWRグループ)でPSA研究活発化。
- 1986年：チェルノブイリ事故。SA研究活発化。
- 1992年：原子力安全委員会(以後、原安委)、**アクシデントマネジメント(AM)導入を奨励。全軽水炉で内的事象のPSA実施**
- 1994年：原子力安全・保安院(以後、保安院)は、運転中または建設中の原子炉の**AM実施方針(PSAを含む)**を原安委に報告
- 1990年代：原子炉安全研究協会を中心にRIR調査、レベル1、レベル2のPSA手順書整備、故障率データ整備等が進展
- 2000年代以後、**原子力学会標準委員会でPRA実施基準の整備が進展**
- 2001年：原安委、安全目標専門部会設置。安全目標検討を開始
- 2002年：原子力学会標準委員会、停止時PSAの手順書発行
- 2002年以後：旧通商産業省の指導の下、事業者は10年毎に定期安全レビュー実施、その中で最新知見を反映したPSAの再評価
- 2002年：保安院：52基の**AM導入後の評価結果(うち13基はPSAを含む)**について、原安委へ報告

我が国におけるリスク評価の経緯

- 2003年：原安委は、**リスク情報を活用した規制 (RIR: Risk Informed Regulation) の導入に係る「基本方針」**を決定。これを受け保安院は、「原子力安全規制への「リスク情報」活用の基本的考え方」を発表。
- 2003年12月：原安委・安全目標専門部会は、**安全目標(案)**を提示
- 2006年4月：保安院は、一般規制ガイドライン及びPSA品質ガイドラインを発表
- 2006年3月：原安委・安全目標専門部会は、軽水炉の**性能目標**を提示
- 2006年9月：原安委は、耐震設計審査指針を改訂し、「**残余のリスク**」を安全審査の際に参照するなど、将来のRIR本格的導入に役立つ情報を可能な限り活用
- 2009年3月：原安委は、**重要度分類指針**を運転管理段階で活用する場合のリスク情報の考え方について整理
- 2011年10月：**福島事故を踏まえ**、原安委は、1992年に決定した**AM導入基本方針を破棄、AMを規制要件化**
- 2013年4月：2012年9月に発足した原子力規制委員会は、福島事故の反省を踏まえ、**管理放出の目標まで含めた安全目標を決定**

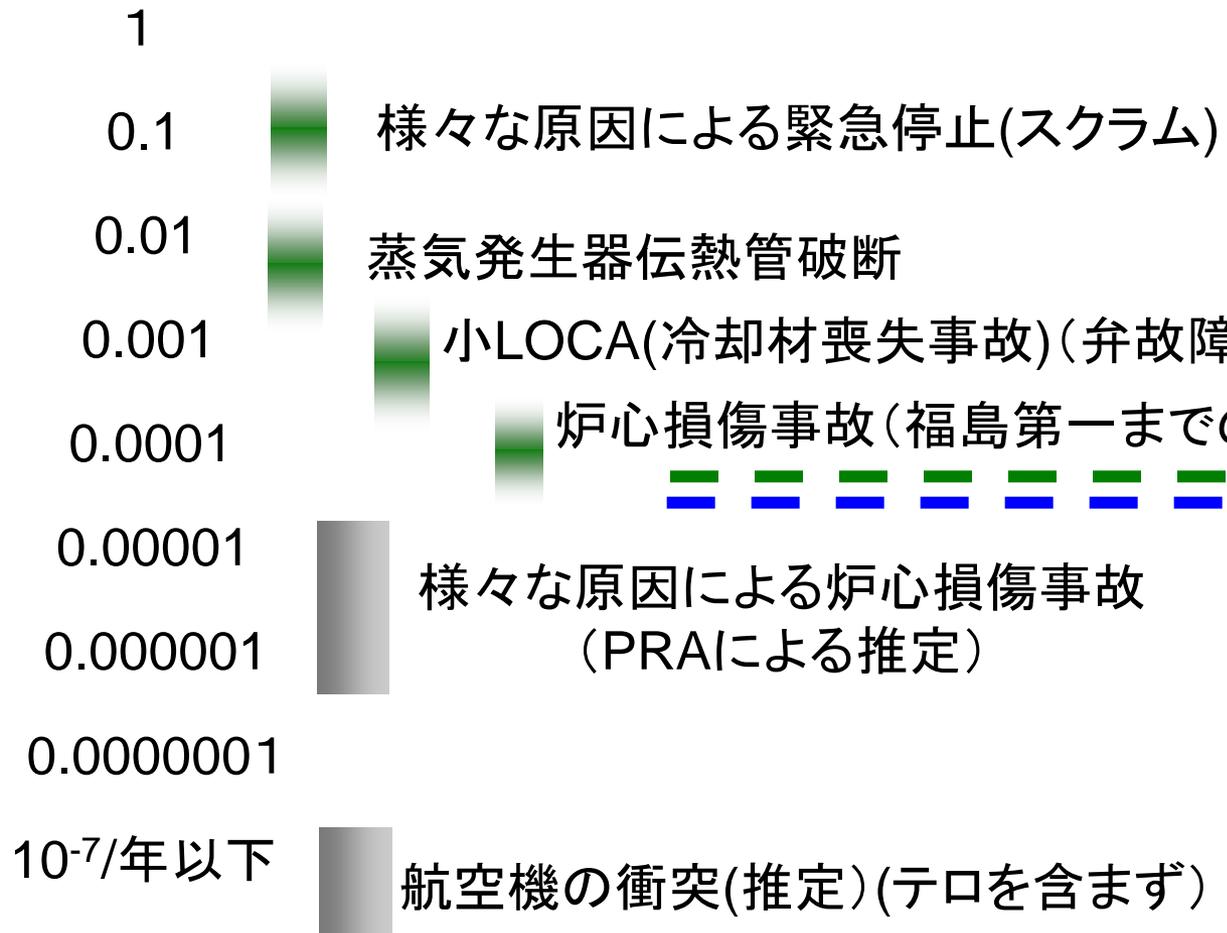
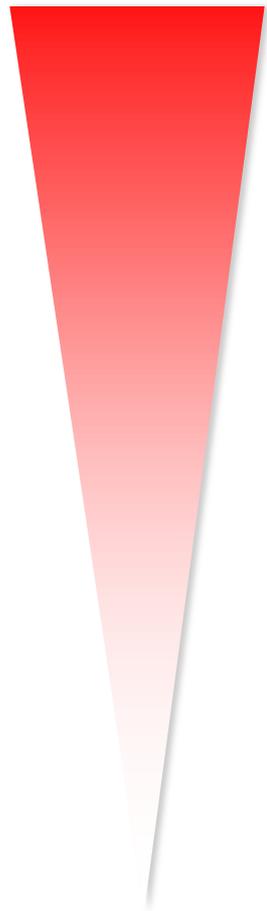
福島事故が提起したリスク評価の必要性

- 原子力発電所では、極めて希には極めて大きい災害を起こす可能性を否定できない。(低頻度高影響事象のリスクがある。)
- このような災害は、事故が発生し犠牲者が出てから再発防止策を採る方法では根絶できない。
 - 「基準安全」は許されない。「予防安全」が必要。)
- 経験のない希な範囲まで起こりうる事故シナリオを探求し、その発生の可能性や発生した場合の影響を可能な限り想定し、事故の発生と被害の拡大を防止する対策をとる必要がある。
- そのための科学的方法が確率論的リスク評価 (PRA) である。

原子力発電所における様々な事象の発生頻度

年間発生数(1/炉年)
(概略的な期待値)

事象の例



経験に基づく
評価が有効な領域

リスク評価による推定が必要な領域

福島事故からのリスク評価に関する教訓の指摘の例

IAEA事務局長報告書(2015年9月公表)

- 発電所が該当する設計基準を超える事故に耐える能力を確認し、発電所の設計の頑強性に高度の信頼を与えるため、**包括的な確率論的及び決定論的安全解析**が実施される必要がある。
 - 安全解析は、設計基準を超える事故への対応戦略を評価し策定するために使用することができ、決定論的手法と確率論的手法の両方の使用を含み得る。
 - 福島第一原子力発電所に関して実施された**確率論的安全評価研究は対象範囲が限られており、内部又は外部の発生源からの溢水の可能性を考慮しなかった。**
 - **これらの研究が限定されていたことが運転員に利用可能なアクシデントマネジメント手順の対象範囲が限られることにつながった。**

福島第一事故後の新規制基準におけるPRAの役割

- **設計用基準地震動設定の参考として確率論的地震ハザード評価を実施**
- **重要な事故シーケンス(炉心損傷/格納容器破損に至るシナリオ)の同定**

重大事故対処手段の有効性評価のために、従来の設計の条件でPRAを実施して重要な炉心損傷事故シーケンスを抽出し、これらに対して新たに追加した手段で事故を終息し大規模な放射性物質の環境への放出を防止できることを示す。

(炉心損傷や大規模な放出の発生頻度の絶対値を審査するのではなく、重要なシナリオの認識が目的。数値の精度はそれほど問題ではない。)

- **継続的安全向上評価が要求された。その一部としてPRAの適用範囲を拡大しつつ、安全向上の効果を評価し、その結果を報告することとされた。**

リスク評価のメリットを活かすことの必要性

部分最適は全体最適とは限らない

- 新規制基準におけるPRAの活用方法は、その適用範囲の限界や不確実さを踏まえた適切なものである
- しかし、今後は、**リスク評価のメリットを再認識し活用を図るべき**である。
 - **事業者と規制者の対話のためのツール**となる
 - **安全確保対策の最適化**のための共通の検討手段となる
 - **規制の予見性、整合性**を高めることができる
 - **事業者・規制者と公衆との対話のツール**となる
 - **どこまで安全になったのか？**（可能な限りリスクを明示する）
 - **どのように努力しているのか？**

想定しうるリスク情報の応用分野

- 重要な**リスク寄与因子**を探索する
- **安全性向上策**の有効性を評価する
- **防災計画**の実行性を高める
- 構築物・系統・機器の**リスク上の重要度**を評価し保守活動を最適化する
- (高経年化の影響を含め)**構築物及びシステムの信頼性を監視**するとともに、リスクへの影響を評価する
- 発生した**不適合事象**などの**リスクへの影響**を評価し、影響度に応じた対策を行う

有効な活用には信頼性の高いリスク情報が 必要である

■ 信頼性が高いとは、ここでは次のことと考える

- 大きい考え落としとしないこと(網羅性), 又は考慮範囲の限界(不完全性)が明示されていること
- 不確かさが小さいこと, 又は不確かさが評価され、適切に説明されていること
- 評価の全体を通じて、適切な品質の確保ができていていること

■ 不確かさは、小さい方が望ましいが、適切に評価されており、意思決定に影響しないか確かめながら使うことができれば、大きくとも許容される

PRAの網羅性の現状(適合性審査における一例)

PRA手法の整備・活用状況		レベル1	レベル2 (1.5)	レベル3
内部事象	出力運転時	学会標準あり PSR対象	学会標準あり PSR対象	学会標準あり
	停止時	学会標準あり PSR対象		
外部事象	地震	学会標準あり	学会標準に一部 記載あり	
	津波	学会標準あり		
	溢水	学会標準あり		
	火災	学会標準策定中		
	上記以外の外部事象	学会にて考え方の 議論を開始		

-  評価手順が整備されており、
実プラント評価実績あり
-  評価手順が整備されており、
実プラント評価への適用性検討段階
-  評価手順が未整備
-  事故シーケンスグループ、格納容器
破損モード抽出の際に定量評価
または机上検討にて検討対象範囲
としたもの

	今回の審査での位置づけ	今後の方向性
レベル1 PRA	炉心損傷防止対策の有効性評価に活用 内部事象（出力運転時・停止時）、地震、津波⇒定量化実施 溢水、火災、その他外部事象⇒検討中知見から定性的評価	今回定性的評価とした各PRAについても、実 機適用可能となった段階で順次安全性向上評 価、設置変更許可申請に活用
レベル2 PRA (レベル1.5)	格納容器破損防止対策の有効性評価に活用 内部事象（出力運転時）⇒定量評価 地震、津波⇒レベル1実績、検討中知見から定性的評価 溢水、火災、その他外部事象⇒現段階では対象外	地震PRAは、実機適用性検討を早期に進め、 適用可能となり次第、安全性向上評価、設置 変更許可申請に活用する。 地震以外は必要性も含め順次検討
レベル3 PRA	事故シーケンスグループ等選定に使用していない	実機適用検討を進め新規立地等の際に活用

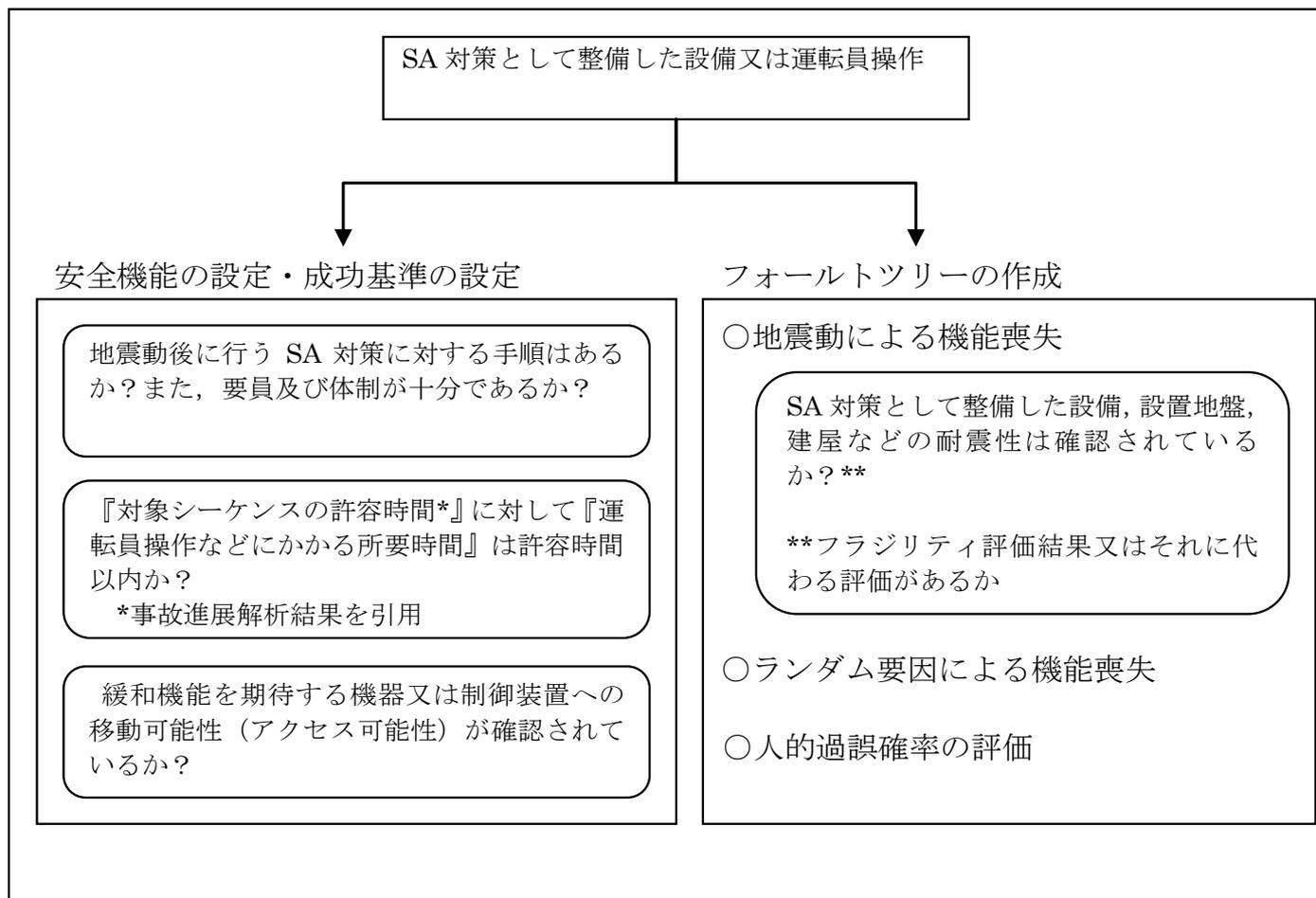
原子力学会によるPRAの品質確保に関わる活動の例

- 各種標準を整備している
- 福島事故の教訓、2008年版以後の手法開発進展を踏まえて標準を改訂中(外的事象の扱い, 津波, 火災等を拡充)
- 地震PRA標準(2015年12月改訂)の例
 - 適用実績がない課題でも、感度解析等により影響を検討し、大きい影響の可能性を認識することが重要と考えて、感度解析のための手法を「参考」として提示した。
 - 代替注水、代替電源等による重大事故対処手段の評価
←例を紹介
 - 使用済み燃料プールに関する評価
 - 複数基立地サイトでの事故シーケンス評価
 - 余震の影響、断層変位の影響など
 - 複数起因事象の同時発生

日本原子力学会地震PRA標準の追加項目例

SA対策として整備した設備，操作の取り扱い方法の例

下図のような情報を可能な限り集め、モデル化を行った上で、不足を主観的判断で補って成功確率を定める。



日本原子力学会地震PRA標準の追加項目例

主観的な確率の付与の例

新たに設けたSA対策設備など、統計的データがない場合は、利用する情報に基づき**解析者(専門家)の判断**により確率を設定する例を「参考」として提示。

右は、そこで用いた確率ランクテーブルの例を示す。

Qualitative Representation	Representative Value	Range of Application	備考
Indeterminate	0.5	0.7~0.3	発生・非発生ともに同程度又はそれに近い有意な確率を有すると考えられる。
Unlikely	0.2	0.3~0.1	工学的に発生の可能性が残ると判断される。
Likely	0.8	0.7~0.9	工学的に発生の可能性が高いと判断される。
Highly Unlikely	0.05	0.1~0.01	工学的に完全には発生を否定できない。
Highly Likely	0.95	0.9~0.99	工学的にほぼ完全に発生すると考えられる。
Extremely Unlikely	<0.01	<0.01	工学的には発生の可能性が無いと考えられる領域ではあるが、その重要性からあえて設定する分岐である。
Extremely Likely	>0.99	>0.99	上記に対する補事象であって、発生しない可能性が工学的には無いと考えられる。
Impossible	ϵ	ϵ	発生の可能性が無視できる。
Certain	1- ϵ	1- ϵ	必ず発生するか、又は必ず発生すると事実上みなして良い。

事業者・規制者の活用に係わる課題

1. PRAへの関係者の理解を得る

原子力関係者、規制者のみならず、原子力発電所の運転管理に係わる関係者の理解を得ることが重要。PRAは「義務としての安全評価の一環」ではなく「自己診断の有力な手段の一つ」、「運転管理のツールの一つ」として理解され、日常業務に組み入れられる必要がある。

規制機関においても、一層の理解が必要。

2. PRAの手法の標準化・基準化

実用可能なPRA実施基準を作成するための体制が必要。平成12年より原子力学会に標準委員会が設立され、PRA分野でも、停止時PRAの手順書作成から活動を開始。

3. 安全目標の設定

数値的な安全目標が与えられていれば、運転管理上の判断基準の数値を定める際にも、最終的に目指すべき目標が明確になる。

公衆とのコミュニケーションへの活用に係わる課題

1. リスク情報の公開

PRAの手法，結果などが、リスクを低減する活動(安全向上活動)の状況，設備の信頼性の監視結果などと合わせて，十分に公開されていること

2. リスク情報の理解を助ける活動

PRAの手法や結果の分かりやすい解説を準備し、関心を持つ関係者が望めば容易に入手可能であること。原子力学会等は，専門家集団として，こうした解説の作成などの役割も期待される。

3. 公衆の意見のフィードバックの仕組み (双方向のコミュニケーション)

事業者，規制機関がリスク管理活動について、説明し、意見を聞き、それをフィードバックする社会的な仕組みが必要であり、関係者の積極的な活動が期待される。

提言

■活用のための技術基盤の整備

- 原子力学会、電中研、原安進、研究機関、大学等の効果的活用（技術開発、標準化、技術普及）
- 蓄積された技術を活用し可能なところから試行を進める
 - リスクモニター、シビアアクシデント研究、HRA研究等
 - リスク情報活用・安全目標等の検討結果（原安協、学会等）

■コミュニケーションの実践と人材の確保

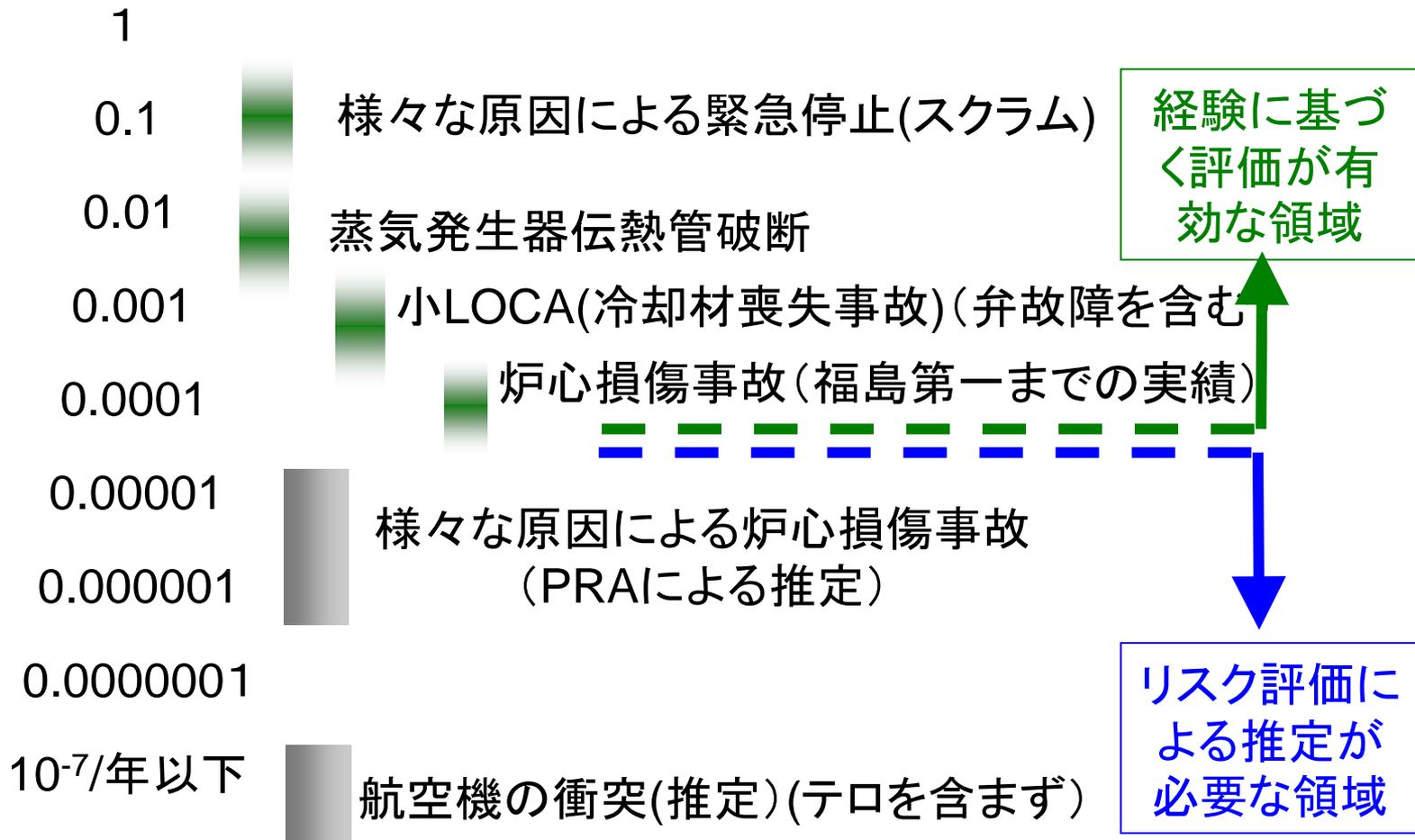
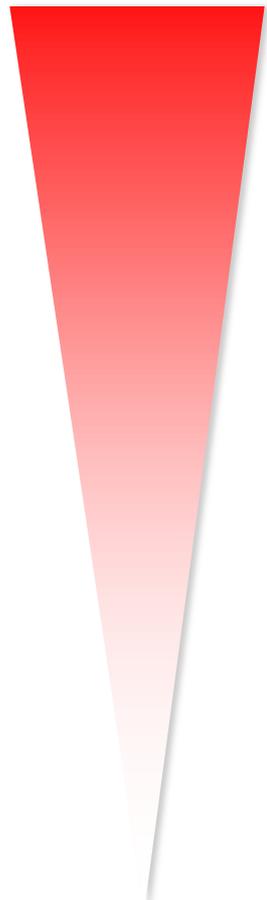
- 大学、学会等を有効に活用する
 - 解説等の整備、知識普及
 - 規制者、事業者、公衆、技術者/研究者の意見交換の場を作る

議論のための補足

PRA結果と実績の関係について

年間発生数(1/炉年)
(概略的な期待値)

事象の例



過酷事故のリスク

過酷事故の原因：安全設計は万全ではあり得ず、機械は故障し、人は誤り、組織や国の安全文化は低下し、自然現象は想定を超える

事故の原因/ 拡大要因	TMI2事故 (USA, 1979)	チェルノブイリ事故 (USSR, 1986)	福島第一事故 (Japan, 2011)
設計の 不十分さ	逃がし弁位置表示、 水位計測不十分	ポジティブスクラム、 頑丈な格納容器なし	電源、注水手段の多 様性不十分、水位計 測不十分
機器の故障	逃がし弁吹き止まり 故障		
人間のミス	補助給水系弁閉止 で運転、水位誤認		
安全文化の 不十分さ	多数の不具合放置 し運転継続	試験を予定スケ ジュールで実施する ために多数の違反	シビアアクシデント 対策、防災対策不十 分
自然現象			想定を超える地震に よる津波

確率論的リスク評価(PRA)の枠組み(レベル1の場合)

PRAは、**システム設計の特徴**や、**機器の故障・人の失敗・自然現象による機器の損傷**などの可能性を考慮して、リスクを評価する。システム設計はET/FT等のシステムモデルに反映される。設計及び運転管理により達成される性能は機器故障率や操作失敗確率で(部分的にではあるが)表現され、PRAの結果に反映される。**安全文化の表現には難しい面もある**。運転実績の分析や安全向上活動などを適切に反映していく必要がある。

