

原子力発電所の安全・保全における リスク情報活用の経験と今後について

(一財) 電力中央研究所
原子力リスク研究センター(NRRC)

古田 泰

furuta3859@criepi.denken.or.jp

2022年12月19日(月) 令和4年度第1回シンビオ研究談話会
京都大学宇治キャンパス

目次

1. 原子力リスク研究センター(NRRC)
2. リスク情報活用に係る米国の状況
3. 国内におけるリスク情報活用
4. 安全・安定運転にむけた産業界の取り組み

1. 原子力リスク研究センター(NRRC)

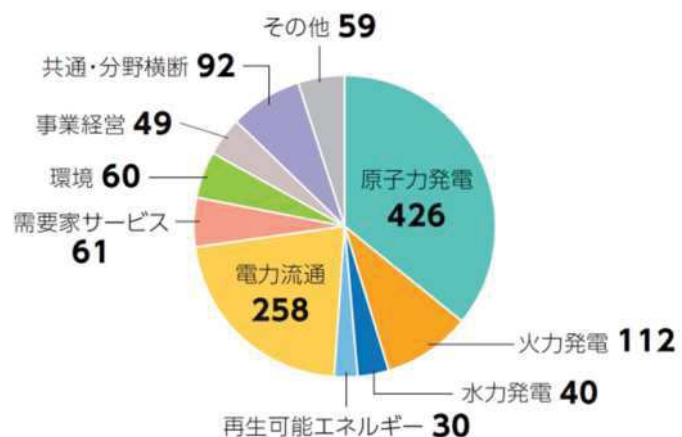
(一財)電力中央研究所^{じよ}

- 1951年11月：(財)電力技術研究所として設立
翌年7月、経済研究部門を設置し(財)電力中央研究所に改称
- 創設者：松永安左エ門
- 研究者：787名*1
- 組織*2：3研究本部、1研究所、1センター
- 研究拠点：4地区、2試験場
- 予算：301億円*1 (主に事業者からの給付金)

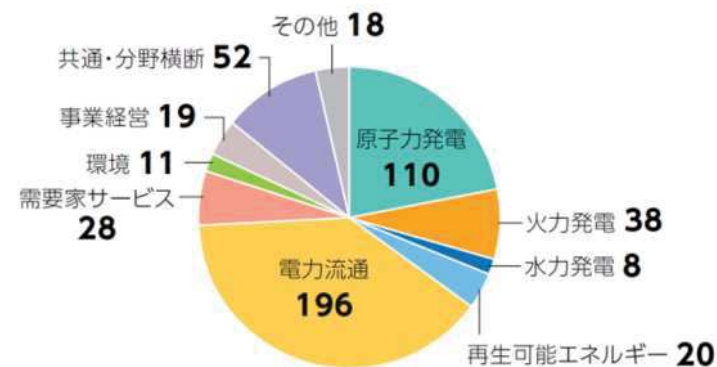


*1：2021年度、*2：2021年7月、組織再編

2021年度の論文数の研究分野別内訳



2021年度の報告書数の研究分野別内訳



(一財)電力中央研究所



①本部 (千代田区大手町)

原子力リスク研究センター
社会経済研究所



③ 我孫子地区

サステナブルシステム(SS)研究本部



② 横須賀地区

エネルギー変換(EX)研究本部
グリッドイノベーション(GI)研究本部



1-1. 原子力リスク研究センター(NRRC)設立の経緯

福島第一原子力発電所事故を踏まえた反省

- ・原子力のリスクと正面から向き合う意識と仕組が不足
- ・大地震、大津波など低頻度だが影響が大きな事象への対応が不十分

リスクを直視し、規制遵守に留まることなく安全性を追求する意識と仕組が必要

各事業者のリスクマネジメント強化

- ・社内体制整備
- ・リスク評価の充実（確率論的リスク評価：PRA [Probabilistic Risk Assessment] の活用）
- ・リスク情報の積極的利用 等

[2014.6 各社「戦略・アクションプラン」公表]

各事業者が継続的に実施

[2020.6 同プラン改訂]

低頻度事象に伴うリスクの低減

- ・技術課題解決（発生メカニズム、応答、対策）
- ・決定論的手法と確率論的手法の効果的な組合せ
- ・一元的研究開発体制構築
→ 現場適用 & フィードバックを促進 等

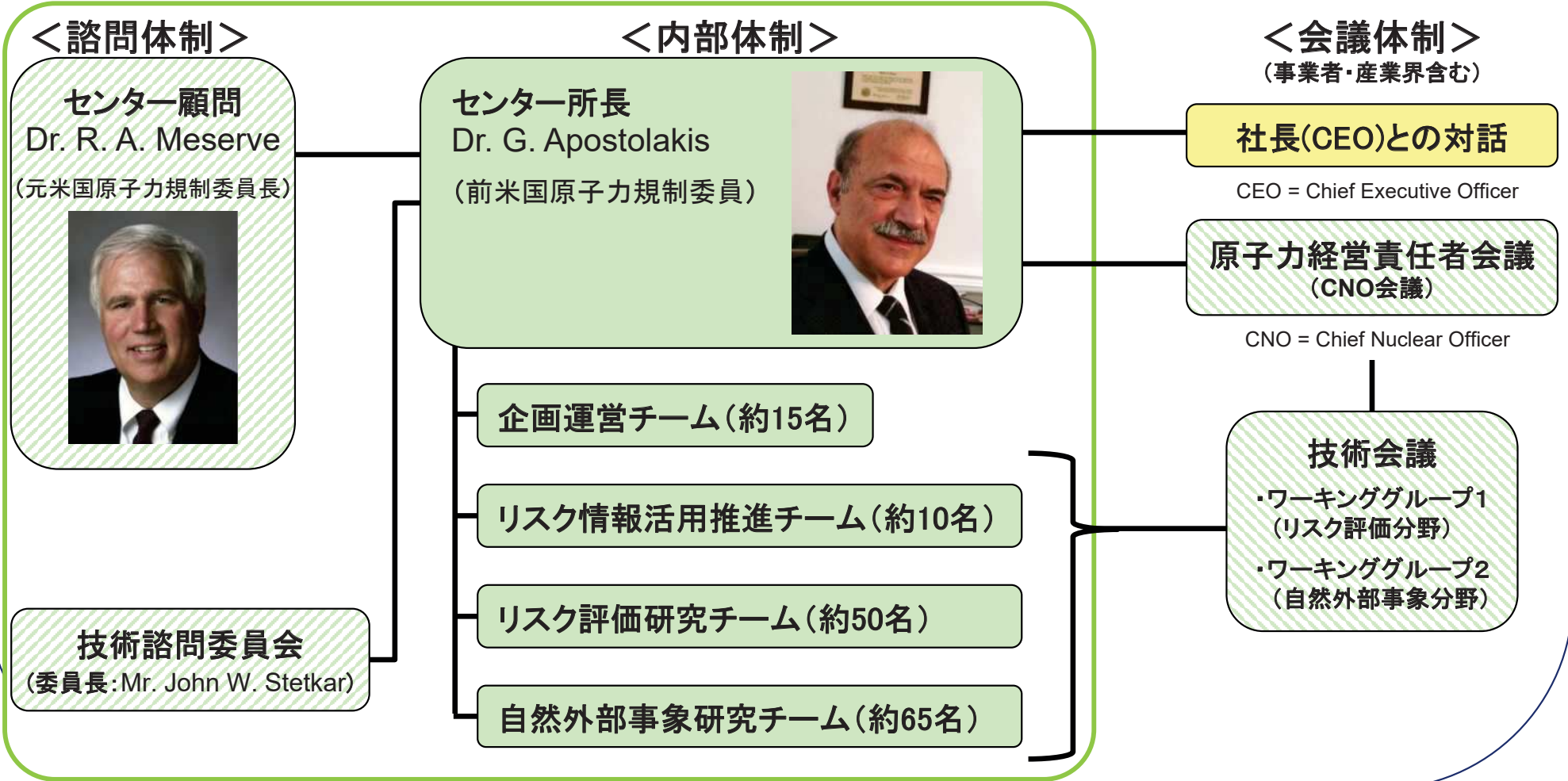
NRRCの設置 2014.10.1

2016.07 「リスク情報活用推進チーム」設置

1-2. NRRC –ビジョン・ミッションと体制–

【ビジョン】
 PRA手法及びリスクマネジメント手法の
国際的な中核的研究拠点（センター・
 オブ・エクセレンス）となり、それによって、
 あらゆる利害関係者から信頼を得る。

【ミッション】
 確率論的リスク評価(PRA)、リスク情報を活用した意思決
 定、リスクコミュニケーションの最新手法を開発し用いることで、
 原子力事業者及び原子力産業界による、原子力施設の
 安全性向上のためのたゆまぬ取り組みを支援する。



(参考) 略語・用語集

IPE(IPEEE): Individual Plant Examination (for External Events)

CDF: Core Damage Frequency 炉心損傷頻度

CDP: Core Damage Probability 炉心損傷確率

LERF: Large Early Release Frequency 大規模早期放出頻度

LERP: Large Early Release Probability 大規模早期放出確率

FMEA: Failure Modes and Effects Analysis 破損モード・影響分析

RRW : Risk Reduction Worth

その機器の故障率、配管セグメントの破損確率を 0 とした場合、CDFなどのリスクが低下する程度

RRWが大きい

= その機器や配管の持つリスクが、発電所の全リスクに対して大きな寄与を持つ

= その機器・配管の信頼性向上が、発電所の信頼性向上に大きな効果を持つ

RAW : Risk Achievement Worth

その機器の故障率、配管セグメントの破損確率を 1 とした場合（機器故障・配管破損を仮定した場合）、CDFなどのリスクが増加する程度

RAWが大きい

= その機器や配管が壊れると、発電所の全リスクが大きく増加する。

= その機器・配管の予防保全（故障防止）が発電所のリスク増加をさせないために重要

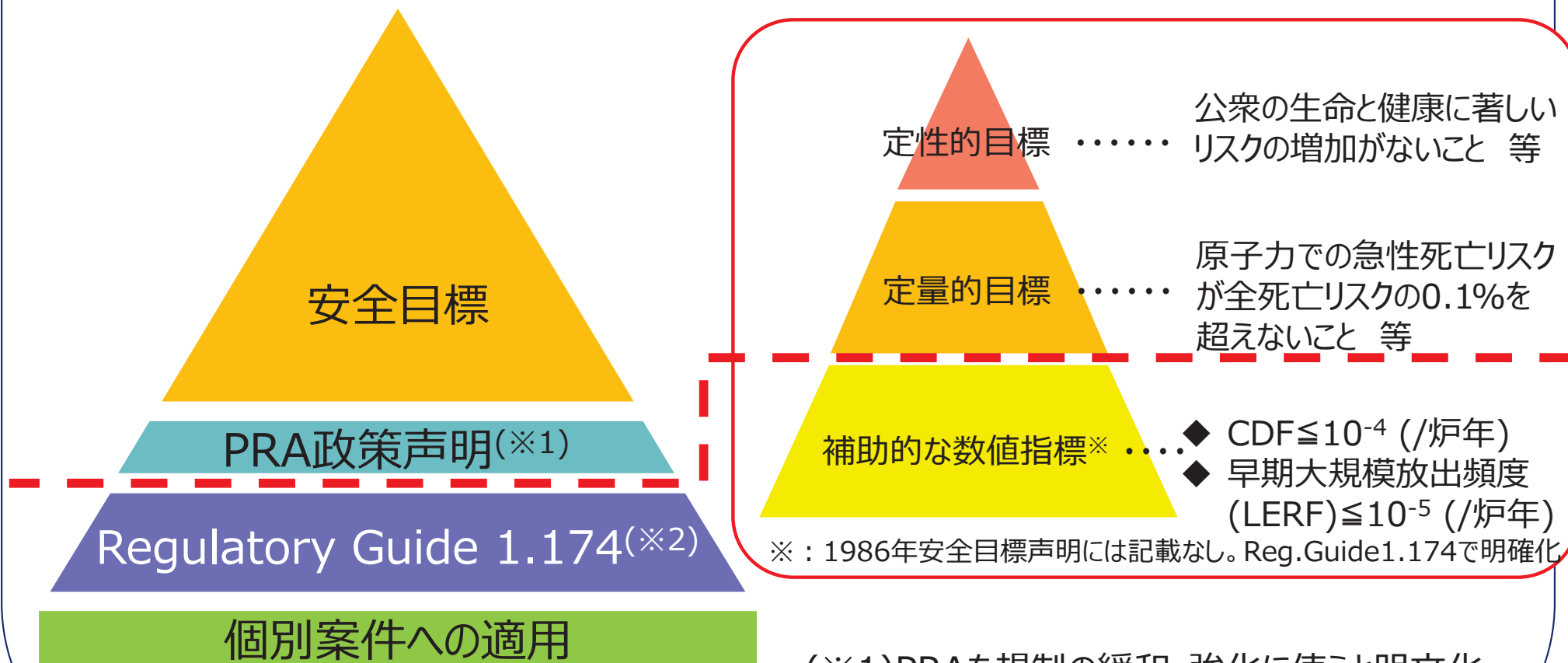
FV重要度 : Fussell-Vesely Importance 着目する基事象が全リスクに寄与する割合

SDP: Significance Determination Process 重要度決定手法

2. リスク情報活用に係る米国の状況

米国のリスク情報活用体系

- 米国は、安全性とコストのトレードオフの役割を明確にした「安全目標」、PRAを用いた規制変更の基準であるReg.Guide1.174、個別のリスク情報活用策のガイド類などを体系的に整備



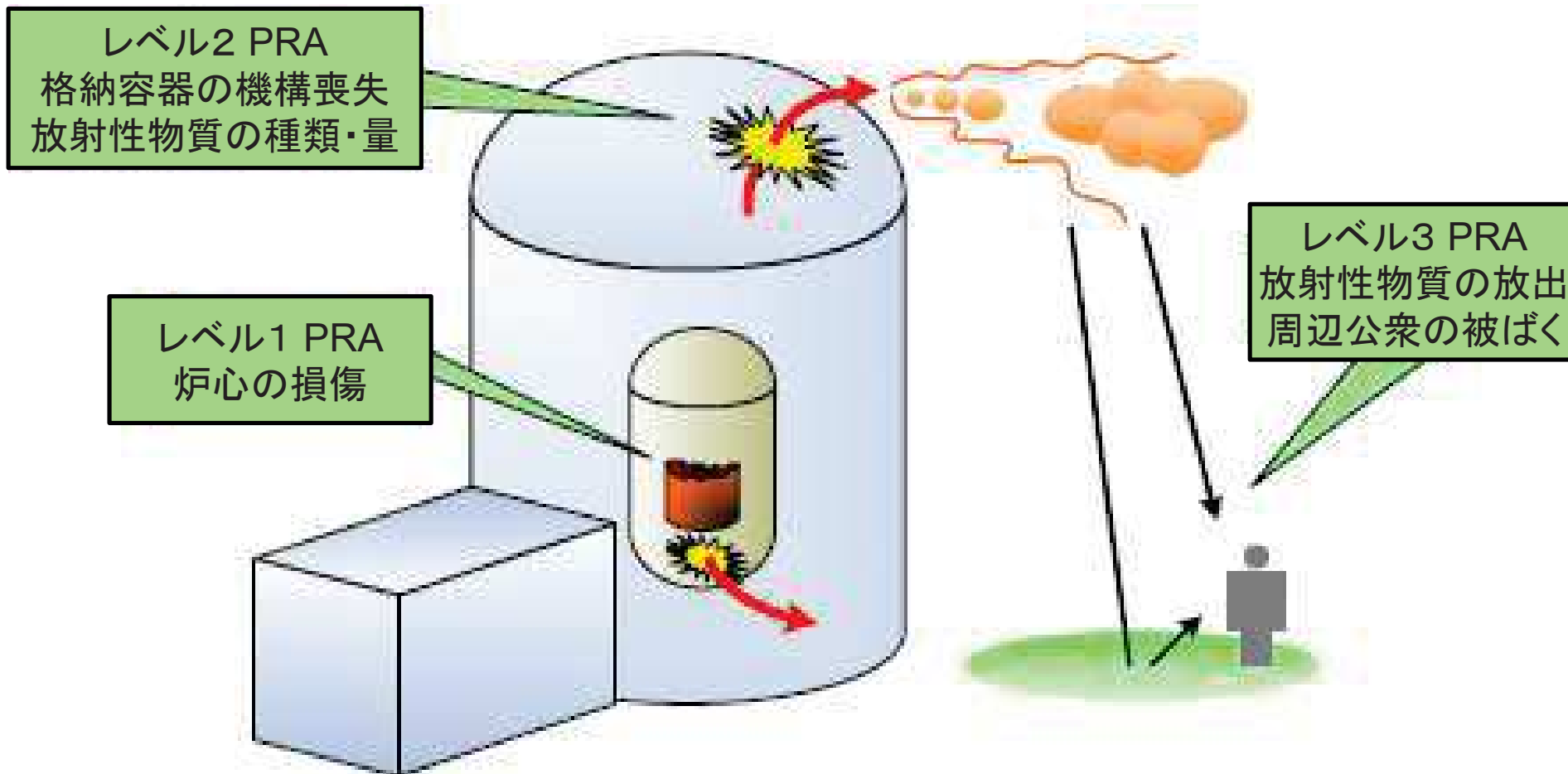
(※1)PRAを規制の緩和・強化に使うと明文化
 (※2)CDF、ΔCDF等について、規制が許容するリスク管理基準を明示したガイド

米国の規制指針の展開

1995年の政策声明の後、順次規制指針が策定され、その後も適宜改訂されている。

年代	1980	1990	2000	2010	2020
安全目標	1986				
PRA政策声明		1995			
10CFR50.65 (保守規則)		1991,1993, <u>1996,1997,1999</u>	2007		
R.G.-1.174 (RIDM)		1998	2002	2011,2018	
R.G.-1.175 (RI-IST)		1998			2021
R.G.-1.176 (RI-GQA)		1998	2008廃止		
10CFR50.69 (特別取扱)			2004		
R.G.-1.201 (RISC)			2006		
R.G.-1.177 (RI-T. Spec)		1998		2011	2021
R.G.-1.178 (RI-配管ISI)		1998	2003		2021
R.G.-1.200 (PRA品質)			2004,2007, 2009		2020

確率論的リスク評価 (PRA : Probabilistic Risk Assessment)



原子炉安全研究(RSS)

1975年 Reactor Safety Study (WASH-1400)

「米国商用原子力発電所の事故リスクの評価」

- ・最初の包括的なPRA「原子力のリスクとはそもそも何か？」
- ・原子力発電のリスクに晒されていることを公衆が知ることの必要性
- ・懐疑派：十分なデータが存在しない、原子力リスクの定量化は不可能
- ← **リスクの定量化**は、リスクを正確に知ることを意味せず、**付随する不確実さを明確に定義**することができることを意味する。
- ・重要な成果：小破断冷却材喪失事故(LOCA)が主要なリスク要因であることを新たに発見
- 1979年TMI 2号機事故は、小破断LOCA・・・経験的証拠
- ・RSSにより、3つの疑問に回答を与えた。
 - 「何が起こりうるか」
 - 「それはどれくらい起こりやすいか」
 - 「その結果はどうなるのか」

特定プラントでのPRA

1981年：ザイオン原子力発電所

1982年：インディアンポイント原子力発電所

- 産業界最初のPRA「特定の原子力発電所のリスクは何か？」
- インディアンポイントは、「憂慮する科学者同盟(UCS)」の運転停止の訴えに、高価なバックフィット設備の設置を迫られた。
- PRAはNRCの許認可プロセスで考慮
- 高価なバックフィットのリスク低減効果がわずかと判明、実質的低減効果の高い安価な改造対策が特定され、数億ドル節約しリスクを改善

1980年初頭：シーブルック原子力発電所

- 近隣のマサチューセッツ州の避難管理計画が難航。
- PRAにより、発電所から半径1マイルの範囲の避難計画を準備することで許容可能なリスクレベルが達成されることを示し、2マイル離れた同州の関与が不要になった。

1986年 安全目標に関するNRC政策声明

「原子力発電所の運転に係わる安全目標に関する政策声明書」

- 「どの程度の安全が、十分に安全なのか」への回答
- 定性的目標
 1. 公衆の個人リスク
 2. 社会的リスク
- 定量的目標（QHOs：Quantitative Health Objectives）
 1. 個人的急性死亡リスク（サイト境界から1マイル以内）
≦他の事故の急性死亡リスクの0.1%
 2. 社会的ガン死亡リスク（サイト境界から10マイル以内）
≦他の全ガン死亡リスクの0.1%
- NRCの結論：公衆の健康及び安全に対し既存発電所に過度なリスクはなく、規制要件として迅速な措置は必要ない。
- 一方、NRCは、プラント固有のPRA経験から、脆弱性の特定に系統的評価が有効と認識

個別プラント評価(IPE)/外的事象に対するIPE(IPEEE)

- NRCの過酷事故問題の解決のための統合計画
IPE/IPEEE、過酷事故研究、及びアクシデントマネジメントプログラムを含む。
 - Generic Letter 88-20
IPEの実施要請。内部溢水を含む内部事象を対象。
 - 事業者
 - ✓ 過酷事故挙動の評価、過酷事故シーケンスの理解、炉心損傷頻度、FP放出頻度を定量的に理解。設備・手順の改善でこれら発生頻度を低減。
 - ✓ プラント固有のPRAモデル構築と技術的専門性の獲得
 - 課題
 - ✓ 事業者による種々の技術的方法と評価方法。型式が類似する原子炉でもバラツキがあり比較が困難
 - ✓ 多くは、点推定値によるCDF/CFFを報告
 - ✓ 「脆弱性」の定義がなく、その有無、是正措置要否判断が難しい
- IPEEEの実施をNRCは遅らせた。
(外部ハザードの特定、評価方法策定、手順書整備)

個別プラント評価(IPE)/外的事象に対するIPE(IPEEE)

・IPE

- 104発電所から75件
- 「脆弱性」の特定と500件超の緩和改善案

・IPEEE

- 全運転中原子炉から70件
- NRCは一般的な洞察と重要な安全上の知見を文書化
 - 地震および火災：CDFへの重要な寄与因子
 - もっとも一般的寄与因子は、
 - 地震：外部電源と電気系統の故障
 - 火災：制御室火災、開閉器室・ケーブル処理室とタービン発電機建屋の火災

1995年 NRCのPRA政策声明

「PRA手法の活用に関する政策声明書」

- PRAを規制政策の恒久的部分として制度化
- PRA技術やそのデータが役立つ規制問題、深層防護・決定論的アプローチを補完する問題での、PRA技術の活用
- 不必要な保守性の低減のため、PRAや関連解析（感度解析、不確かさ解析、重要度判断等）を使用。バックフィット規則に従った規制要件の追加提案に、PRAを使用
- 確率論的アプローチによる決定論的アプローチの改善と拡張；
 - (1)安全を脅かすより広い潜在的な事象の考慮
 - (2)リスク重要度に基づき、これらの事象に優先順位をつける合理的手段の提供
 - (3)これら事象への防御のために、より広範な一連のリソースの検討

保守規則 10CFR50.65

- 1990年代初頭の原子力発電所の保全活動では、根本原因分析、パフォーマンス傾向分析、計画立案での優先順位付けが適切に組み込まれず、従来の規則は解決できていなかった。
 - 1999年、機器が待機除外される保全のリスクについて、事業者が評価を行うよう、規則が改訂された；
 - (a) 項(4)号
保全活動(サーベランス、保全後試験、是正・予防保全を含み、これらに限定されない)を行う前に、事業者は提案された保全活動から生じるリスクの増加を評価し管理しなければならない。
 - リスク情報(PRAと特定せず)を活用した、パフォーマンスベースの最初の規則。
 - 意図；
 - 事業者がリスク手法を使用し、保守時間を適切に最小限に抑える
 - 主要な安全機能をサポートするプラントの系統構成を管理する
- 利用可能性(availability)と信頼性(reliability)のバランスをとる

規制指針 Regulatory Guide 1.174ほか

- 1997年 Regulatory Guide 1.174
「プラント個別の許可変更に関するリスク情報を用いた決定におけるPRA利用の方法」
- 関連した規制指針(R.G.)とともに、原子力プラントの許認可に情報を与えるPRAの利用が促進された。

R.G.-1.175： 供用期間中試験 (Inservice Testing)

現実的な試験要求の導入

R.G.-1.176： 等級別品質保証 (Graded Quality Assurance)

リスク重要度に基づく機器の分類により、安全関連機器が特別措置を必要とされなくなり、非安全系でも重要度が高ければより注意を払う。

R.G.-1.177： 技術仕様書 (Technical Specifications)

サーベランステスト頻度、機器の使用不能にともなうモード変更、許容待機除外時間(AOT)の見直し

R.G.-1.178： 供用期間中検査 (Inservice Inspection)

特定されていなかった劣化メカニズムの検査プロセスへの取込み
リスク上重要な非安全系の配管を検査対象に追加

規制指針 Regulatory Guide 1.174

- 1997年 Regulatory Guide 1.174
「プラント個別の許可変更に関するリスク情報を用いた決定におけるPRA利用の方法」
- PRAなどリスク情報を用いた許認可の変更を行う規制ガイドの基本原則。
- 関連規制指針(R.G.)とともに、許認可におけるPRA利用を促進。

○許認可変更で期待される主要原則

1. 原則、現行規制に適合
2. 深層防護概念との整合
3. 十分な安全余裕の維持
4. リスクの増分は小さく、NRC
安全目標政策声明と整合
5. パフォーマンス測定戦略を用いた
変更影響の監視

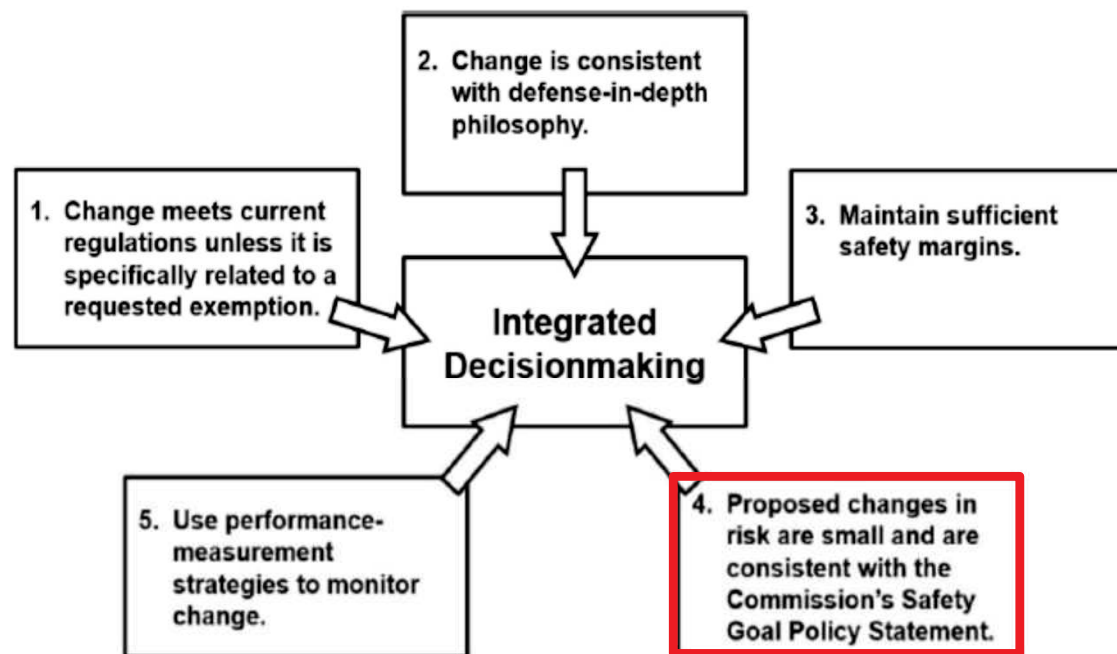


Figure 2. Principles of risk-informed integrated decisionmaking

規制指針 Regulatory Guide 1.174

○受容ガイドライン

- ・**原則フルスコープ**（内部・外部ハザード/出力運転中～停止時）だが、そうでなくても受容可能
- ・図の影の濃さに応じて**分析の度合い**が増える。統合的意思決定では、境界付近は明確に線引きできるものではない(not definitive)。

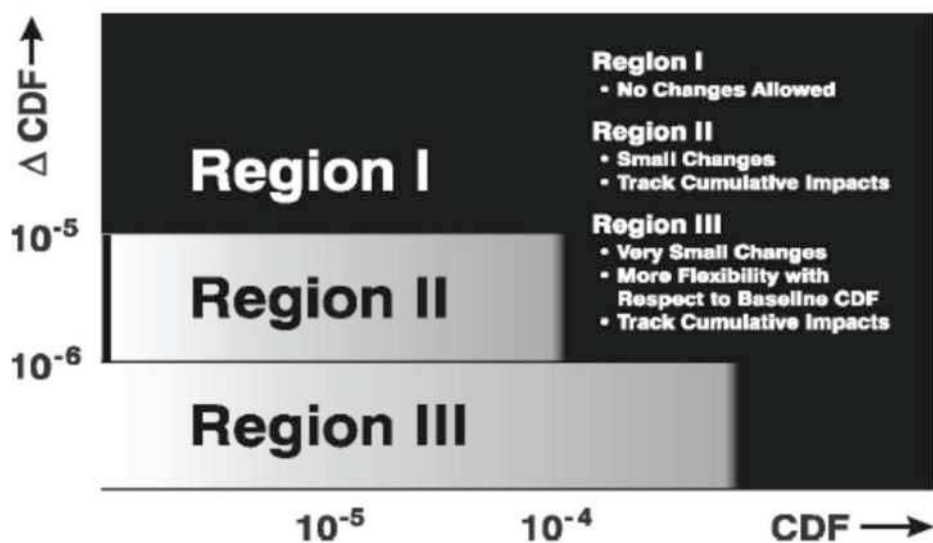


Figure 4 Acceptance guidelines* for core damage frequency

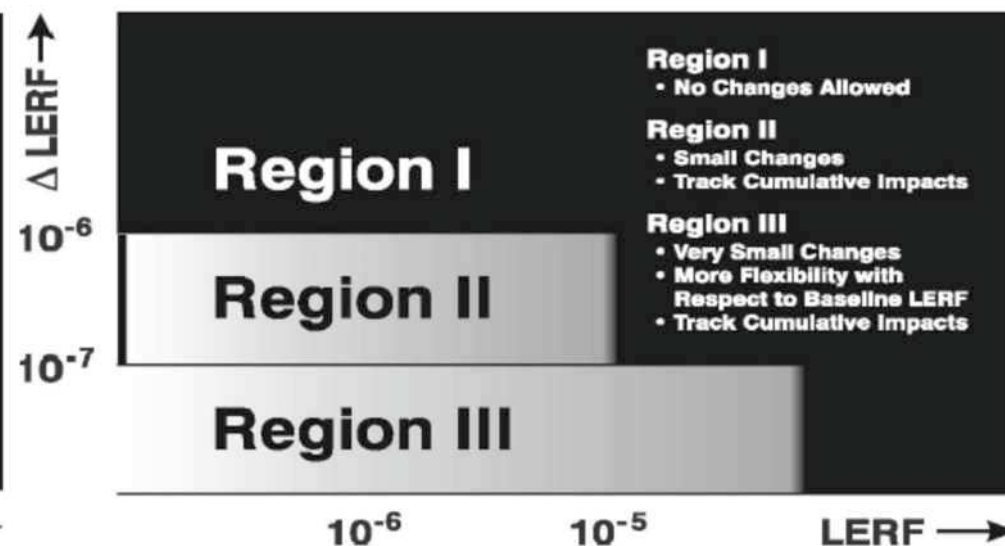


Figure 5 Acceptance guidelines* for large early release frequency

R.G. 1.178(RI-ISI:供用期間中検査)(1/4)

• RI-ISI手法

配管セグメントの破損が、発電所のCDFやLERFに寄与する割合によって各セグメントのリスク重要度を判定し、リスク重要度の高いセグメントに厳格な検査要件を課し、そうでないセグメントの要件を緩和する。

各配管セグメントのリスク重要度

$$=(\text{当該配管の破損確率}) \times (\text{配管破損時の条件付きCDP/LERP})$$

• 配管の破損確率

- ✓ 配管は、一般に動的機器に比べて破損率が非常に低い
- ✓ 対象配管系に破損モード・影響分析（Failure Modes and Effects Analysis: FMEA）を行い、破損頻度(確率)を評価

• ASME Sec. XI B&P コードケース

Method A：定量的手法（WOG/ASME Research） N-577-1

Method B：定性的手法（EPRI*） N-560-2, N-578-1

*EPRIは、N-716等で内部溢水PRAを考慮した合理化手法を考案

R.G. 1.178(RI-ISI) (2/4)

Method A :

- ①配管の破損確率と条件付きCDP, LERPを定量化
- ②配管セグメントのリスクランキング：リスク重要度指標(RRW,RAW)算出

配管破損確率：

破損メカニズムに応じて数理モデル・過去の破損事例・専門家パネルの知見から算出

・各配管セグメントのリスク重要度の決定

リスク重要度のスクリーニング基準＊

+発電所員(運転・検査・補修)・技術専門家パネル

＊：RRW>1.005, RAW>2.0 (EPRI PSA適用指針)

重要度の決定を自動的に決めるものではない。リスク評価には除去できない本質的不確かさがあるので、専門家の判断を経て最終決定する。
リスク情報活用全般に共通。

R.G. 1.178(RI-ISI) (3/4)

Method B :

- 判断基準を表形式で表し、発電所員のみで評価するため考案
- 「配管の破損可能性」「配管破損影響」の2つの評価軸から「リスクマトリクス」を作成。
- セグメントがどのカテゴリーが決める。
- 配管破損可能性
過去の破損事例*の統計分析。セグメントの破損モード・メカニズムをFMEAで明確にして、破損可能性の大小の判断基準（破損メカニズムの配管破断の可能性）から判定。
 - * : 2068炉年(1961-1995年)1511件の配管破損事例から分析(1997年)
- 米国内の配管破損傾向に基づく評価方法

R.G. 1.178(RI-ISI) (4/4)

・実施例 検査数量、コスト、被ばく量の変化

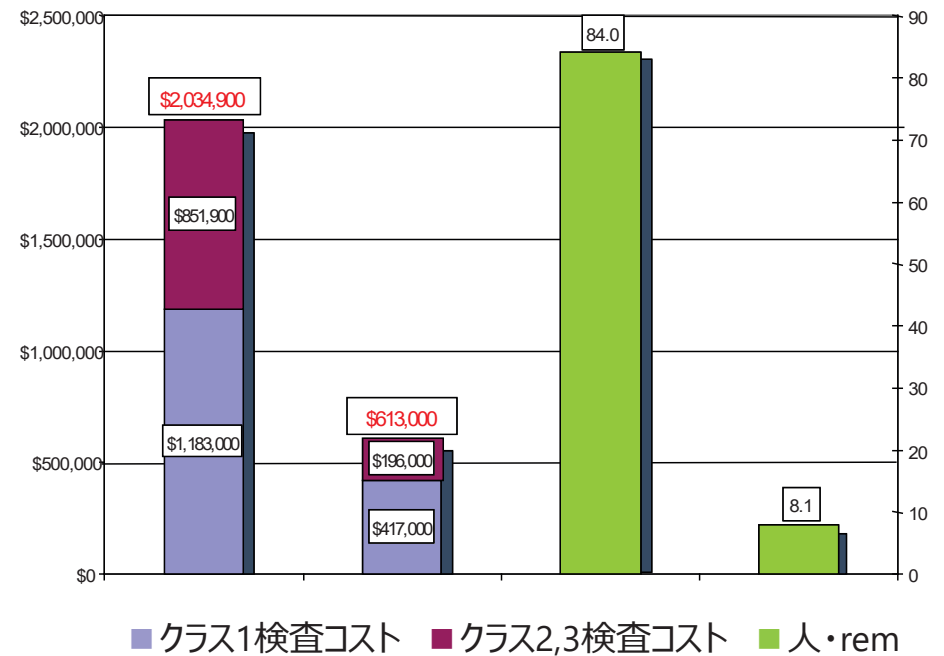
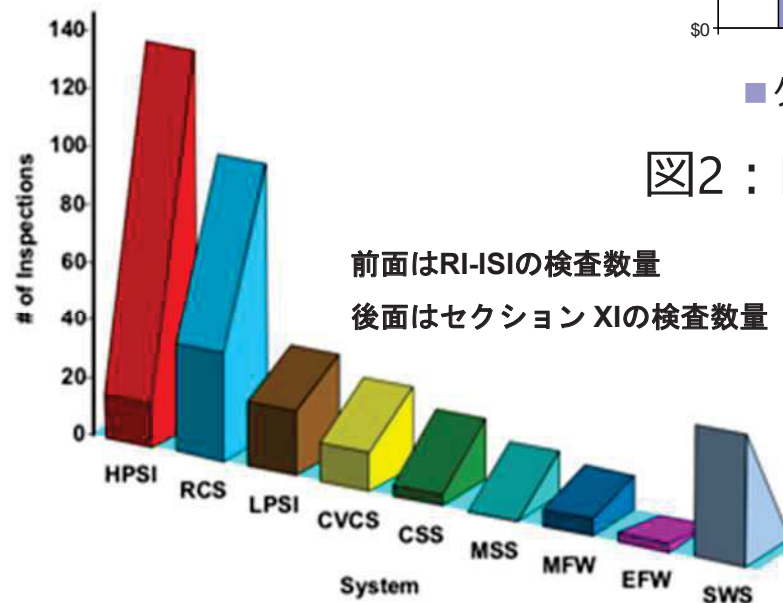


図2：RI-ISIコスト及び被ばく量の減少(/年)



前面はRI-ISIの検査数量
後面はセクション XIの検査数量

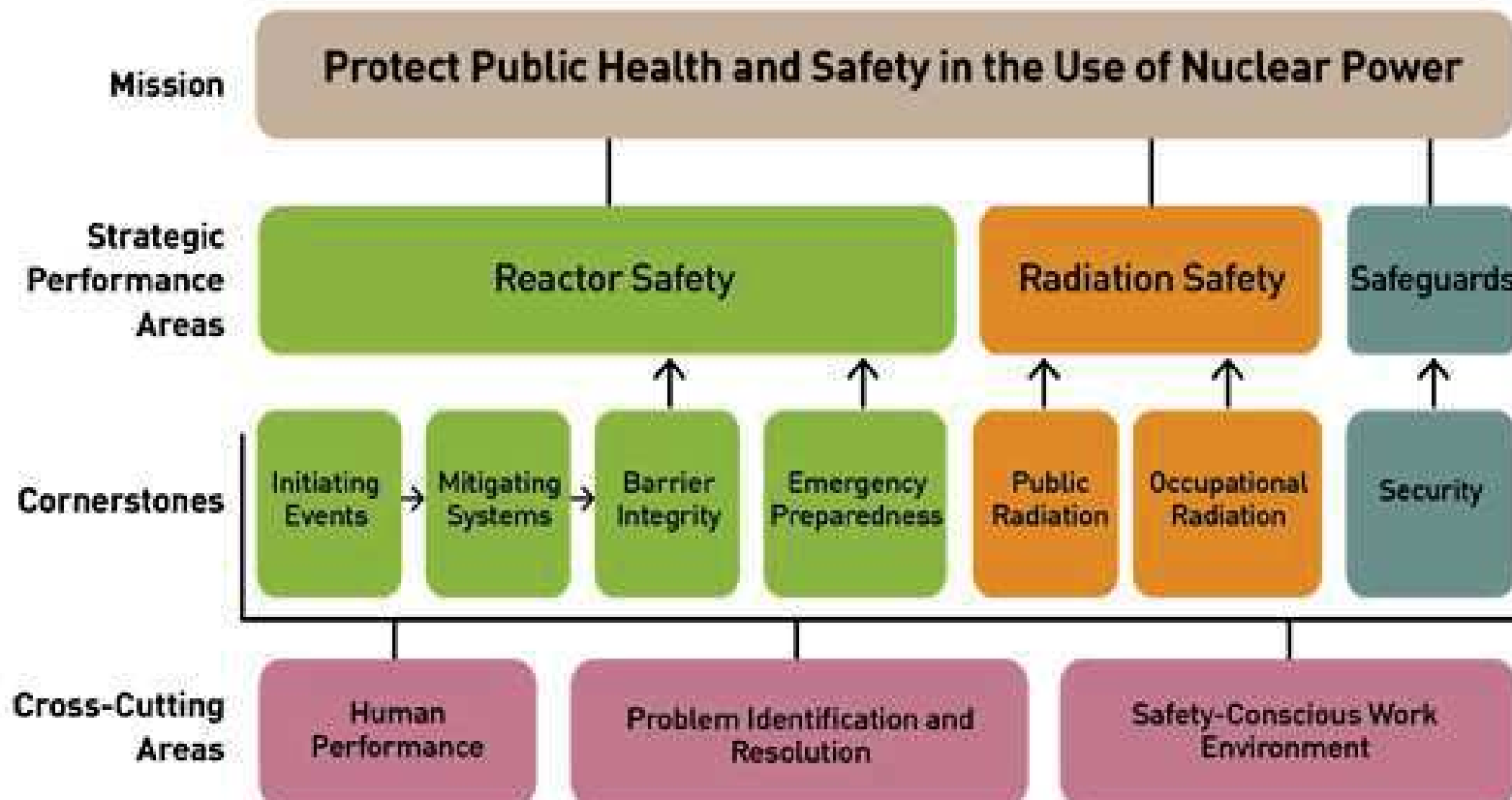
ベスナ・ディミトリエビッチ、
「リスク情報を活用した
運転上の意思決定管理」に
関する短期講座における発表、
2008年6月

図1：RI-ISI実施前後の検査数量

原子炉監督プロセス (ROP)

- 2000年～ Reactor Oversight Process
- 検査の一貫性・客観性の向上
- 検査結果に応じて、事業者と規制当局のリソースが、プラント運転におけるリスク上重要な側面に向けられること。

Reactor Oversight Framework



<https://www.nrc.gov/reactors/operating/oversight/rop-description.html>

2. のまとめ

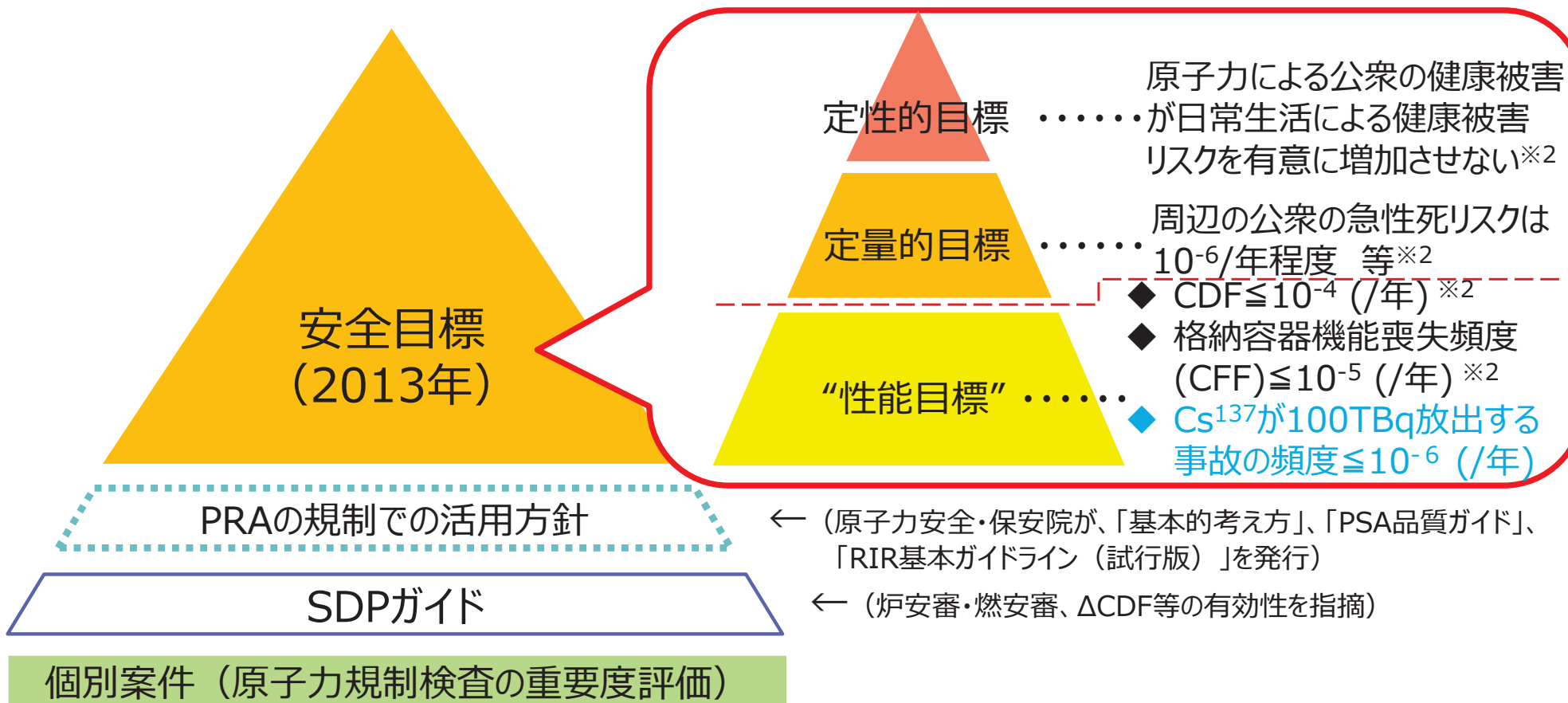
- 1975年のRSSは、原子力のリスクについて、何がどのような頻度で起こり、どんな結果を生じるかを明らかにした。小破断LOCAを主要なリスクとした結果は、TMI-2で経験的に示された。RSSは1990年のNUREG-1150で、専門家判断を取り入れるなど、新たな手法を用いて更新された。
- 1980年代初頭からPRAが個別プラントに適用され、安価で効果の高い対策や、避難計画の見直しに役立った。
- 1986年、安全目標：How safe is safe enough?への回答
- 1995年、PRA政策声明：PRAの規制での恒久的制度化
- 保守規則は、利用可能性と信頼性のバランスを目指し、リスク情報を用いたパフォーマンスベースの最初の規則。
- R.G.-1.174などの規制指針により、PRAの利用が促進された。
- 民間規格によるPRAの標準化で、規制が役割を縮小させた。
- ROPは、事業者と規制当局のリソースをリスク上重要な側面に向けさせる。

3. 国内におけるリスク情報活用

1. 国内規制
2. 産業界
3. NRRC

日本のリスク情報活用体系

- 2013年、原子力規制委員会 “安全目標の合意”(旧原安委案は議論の基礎)
- 原子力規制検査の安全重要度評価に Δ CDFなどを閾値に採用(SDPガイド) ※1



※1: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」で提示

※2 : 2003年等の原子力安全委員会 (案)

主な活用事例

・現行原子炉等規制法にかかる活用事例

事例	内容	備考
安全性向上評価届出書 (法第四十三条の三の二十九)	①出力運転時PRA : 内部事象、地震、津波 (CDF/CFF) ②停止時PRA : 内部事象 (CDF) ・プラントリスクの評価 ・SA対策のリスク低減効果の確認 ・Cs-137放出量・敷地境界での被ばく評価 ・FV重要度による追加措置検討	(再稼働後最初の)定検完了6か月以内に届出 cf. 定期安全レビュー 内的事象 (CDF/CFF) 停止時PRA
原子力規制検査 (法第六十一条の二の二)	原子力安全に係る 重要度評価 に Δ CDF/ Δ CFFを採用 (原子力施設安全の4つの監視領域の 検査指摘事項)	2020年度本格運用開始
原子炉施設保安規定 (施設管理計画) (法第四十三条の三の二十四)	①施設管理の重要度の設定 システムの保全重要度の設定： 重大事故等対処設備、重要度分類指針重要度、 <u>PRAから得られるリスク情報を考慮</u> 機器の保全重要度の設定： システムの保全重要度と整合 (機器故障時のシステム機能影響、 <u>PRAから得られるリスク情報、運転経験等を考慮</u>) ②システムレベルの保全活動管理指標 予防可能故障(MPFF)回数 of 目標値： 運転実績、重要度分類指針重要度、 <u>リスク重要度を考慮</u>	保全プログラム 導入時点 (新規制基準導入前) から、リスク情報を考慮

安全性向上評価

- 「安全性向上評価」：再稼働プラントは、定期検査終了後、届け出が義務付けられている。（原子炉等規制法第43条の3の29）
- 本評価ではPRAが求められ、**現在、内部事象、地震、津波**を対象に実施。手法の整備に応じ、**今後、対象を拡大**。
- 安全性向上に資する自主的な**追加措置の検討**にて、PRA結果も考慮。
- 評価モデルの高度化(state-of-practice)や国内機器故障率など、NRRC研究成果を順次反映中。

表. 安全性向上評価(SAR)の実績・予定

年度	～2016	2017	2018	2019	2020	2021	2022	2023	2024
川内1		●	●		▲	●※	●	△	
川内2		●	●		▲	●※	○		△
高浜3		●		▲		●※	△		△
高浜4			●		▲	●※			△
伊方3				●			●※	△	
大飯3				●		▲		○※	△
大飯4					●	▲	○※		△
玄海3				●		▲		○※	△
玄海4					●	▲		○※	△
美浜3							○※		△

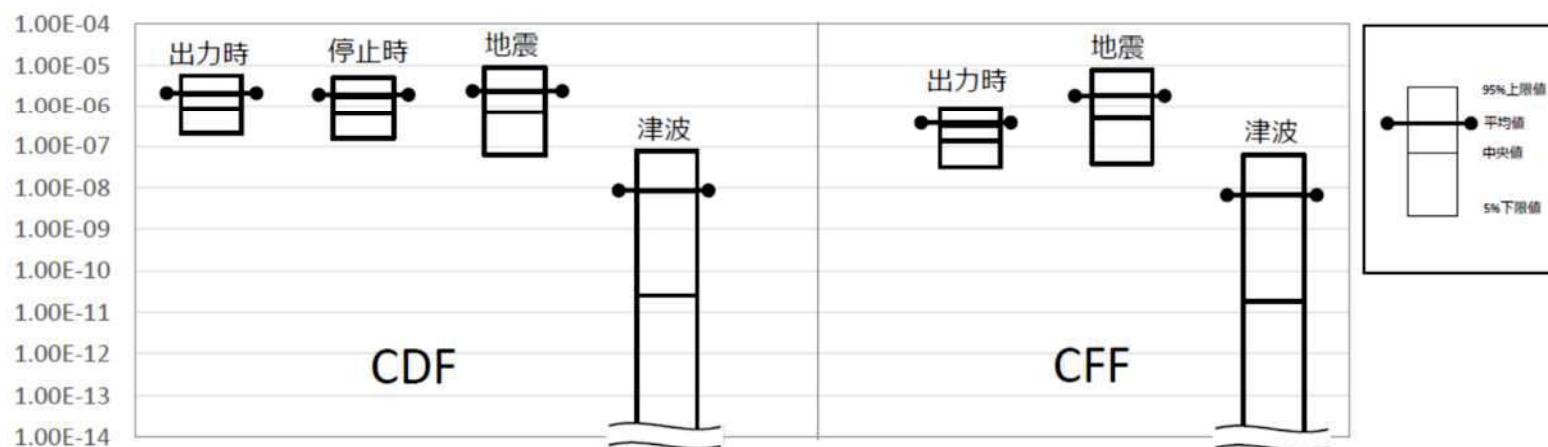
凡例：● SARでPRA実施(含簡略)、▲ SAR、○ SARでPRA予定、△ SAR予定 ※：特重施設竣工に伴うPRA再評価
 予定の時期と○△の別は、各社運転実績等から推定（2022年12月調べ）

安全性向上評価届出書 (九州電力川内原子力発電所の例)

○ PRA結果

	炉心損傷頻度 (CDF) (/炉年)	格納容器機能喪失頻度 (CFF) (/炉年)
内部事象 (出力時)	1.3E-06	2.5E-07
内部事象 (停止時)	1.2E-06	—
地震 (出力時)	1.7E-06	1.5E-06
津波 (出力時)	1.0E-08	9.2E-09

○ 不確かさ解析結果



第1回実用発電用原子炉の安全性向上評価の継続的な改善に係る会合
<https://www.nsr.go.jp/data/000198050.pdf>

原子力規制検査の重要度評価におけるリスク指標

- 原子力規制検査の原子力安全に係る重要度評価に $\Delta CDF/\Delta CFF$ を採用
(原子力施設安全の4つの監視領域の検査指摘事項)
赤 (安全確保の機能又は性能への影響が大きい水準) の閾値は、旧原安委性能目標案の値と同じ

6. 定量的なリスク評価を活用した重要度評価



▶ 米国においては、安全目標を基にリスク評価に応じた重要度の区分を設定。我が国においても、定量的なリスク評価を活用した場合の重要度の区分を、米国と同様、「赤」「黄」「白」「緑」の区分とし、我が国の性能目標を基に、そのレベルを設定する。

区分	米国		日本 (案)		考え方
	定量的基準	考え方	定量的基準		
			CDF	CFF	
赤	$\Delta CDF > 10^{-4}$	安全目標を基に設定。	$\Delta CDF > 10^{-4}$	$\Delta CFF > 10^{-5}$	米国の水準と我が国の議論の基礎となる性能目標 (CDFが 10^{-4} 以下かつCFFが 10^{-5} 以下) を参考に設定。
	$\Delta LERF > 10^{-5}$				
黄	$10^{-4} \geq \Delta CDF$		$10^{-4} \geq \Delta CDF$	$10^{-5} \geq \Delta CFF$	
	$10^{-5} \geq \Delta LERF$				
白	$10^{-5} \geq \Delta CDF$	$10^{-5} \geq \Delta CDF$	$10^{-6} \geq \Delta CFF$		
	$10^{-6} \geq \Delta LERF$				
緑	$10^{-6} \geq \Delta CDF$	$10^{-6} \geq \Delta CDF$	$10^{-7} \geq \Delta CFF$		
	$10^{-7} \geq \Delta LERF$				

我が国では、旧原子力安全委員会での検討において、安全目標に対応する性能目標指標として、「炉心損傷頻度 (CDF)」及び「格納容器機能喪失頻度 (CFF)」を用いることが適切であるとされた。
この安全目標及び性能目標について、原子力規制委員会の姿勢を示すため、平成25年2月から4月まで5回にわたり公開の定例会において議論が実施された (次ページ参照)。

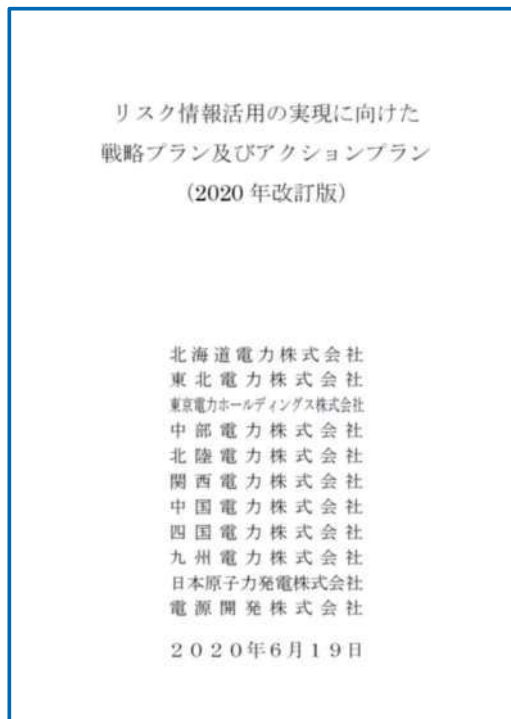
3. 国内におけるリスク情報活用

1. 国内規制
2. 産業界
3. NRRC

産業界のリスク情報活用

- リスク情報活用の実現に向けた
戦略プラン及びアクションプラン
(2020.6.19改訂、電力各社)

https://www.fepec.or.jp/about_us/pr/oshirase/1260030_1458.html



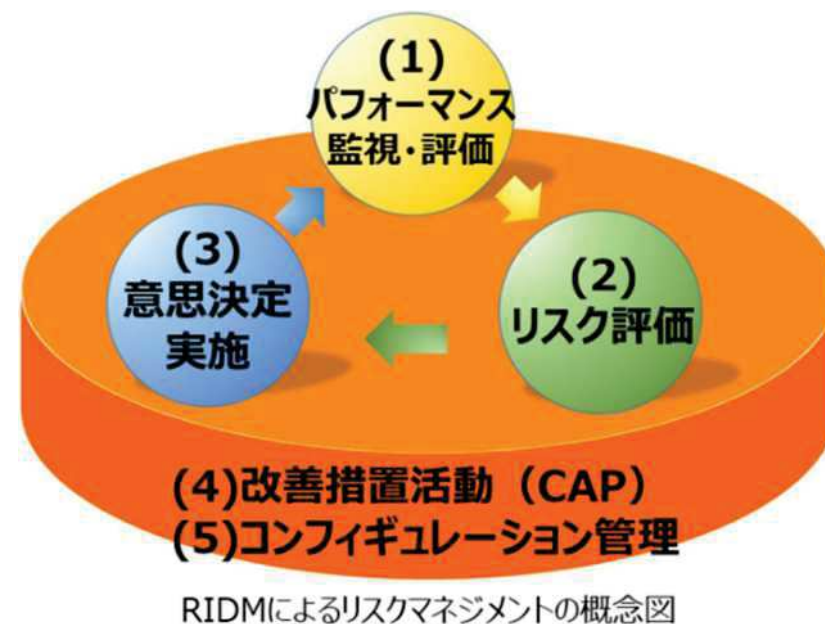
- NRRC 研究ロードマップ
(2022.3更新)

<https://criepi.denken.or.jp/jp/nrrc/intro/roadmap.html>



戦略プラン及びアクションプランの概要 (1/2)

- ・原子力事業者『リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン』
(2018年2月)
- ・リスク情報を活用した意思決定 (Risk-Informed Decision-Making: RIDM) を発電所のマネジメントに導入する取り組みの基本方針・アクションプラン
- ・発電所の取り組みを適切に評価し、より効果的にリスクを低減し、安全性を向上させる仕組み



*RIDM : 確率論的リスク評価 (PRA) から得られる知見をその他の工学的な知見とともに考慮して意思決定する手法 (NUREG-2122)

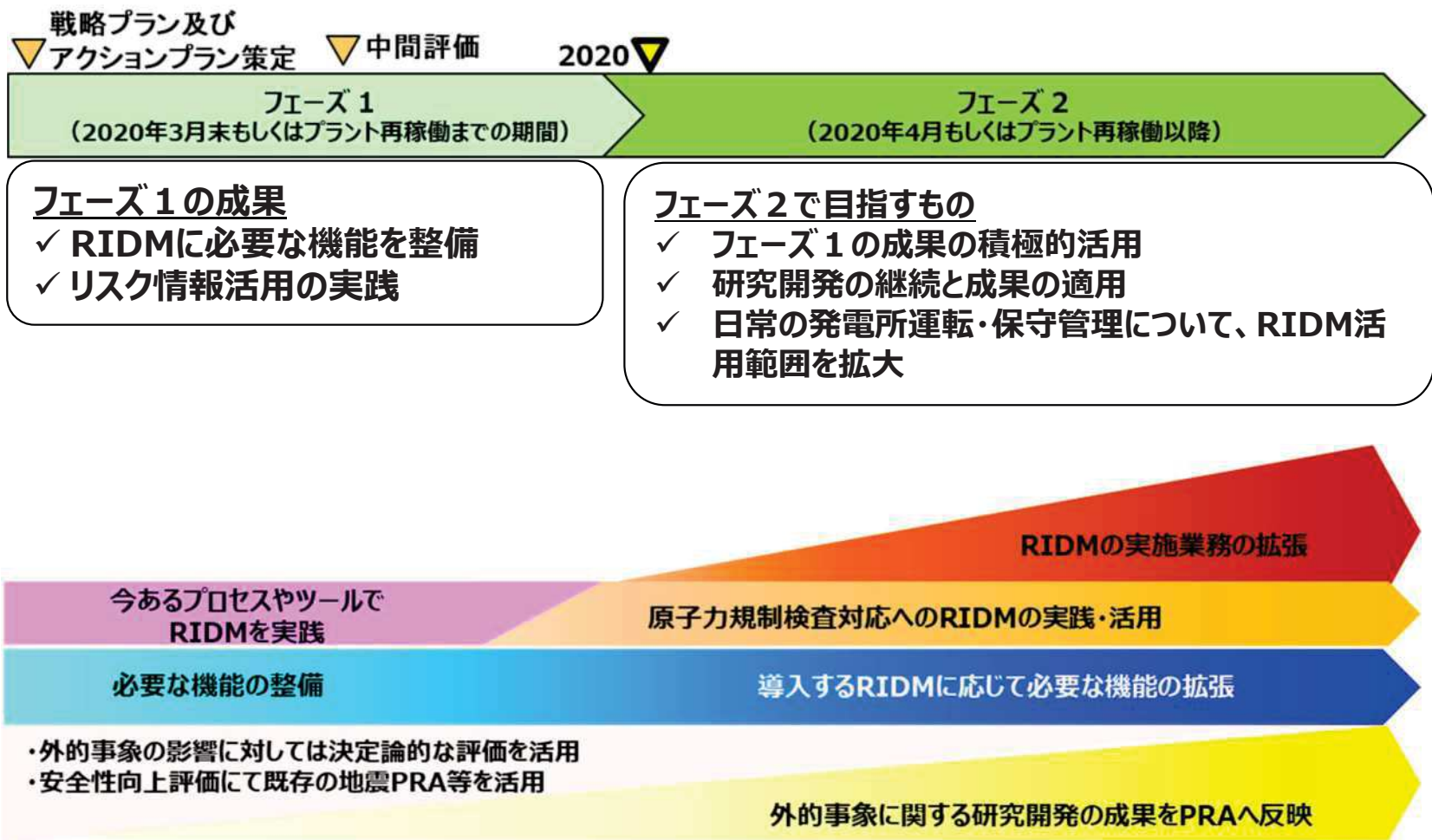


- ・ 2020年6月、アクションプラン フェーズ 2 (2020年4月もしくはプラント再稼働以降) をとりまとめ、改訂。
アクションプラン フェーズ 1 (2020年3月末もしくはプラント再稼働まで) の総括と、今後の取り組み

戦略プラン及びアクションプランの概要 (2/2)

フェーズ1：リスク情報を活用した自律的な発電所マネジメントの高度化。⇒ 着実に進捗

フェーズ2：自律的な発電所マネジメントを継続的に改善するとともにRIDM活用範囲を拡大。
⇒ アクションプランを策定



3. 国内におけるリスク情報活用

1. 国内規制
2. 産業界
3. NRRC

NRRCの主な研究課題

○ NRRCの研究課題は、「研究ロードマップ」として公表

<https://criepi.denken.or.jp/jp/nrrc/intro/roadmap.html>

電力中央研究所
原子力リスク研究センター

HOME > NRRCの紹介 - 研究ロードマップ

研究ロードマップ

NRRCの紹介

組織理念

組織概要

センター所長挨拶

組織体制図

チーム紹介

研究ロードマップ

会議

活動実績

社長 (CEO) との対話

講演等

ワークショップ等

シンポジウム

刊行物

研究報告書・論文

パンフレット

原子力リスク研究センターは、原子力発電所の安全性向上を支えるリスク研究開発を進めるにあたり、電気事業者との緊密な連携のもとで

進むように、「NRRC研究ロードマップ」

今後とも、研究開発の進捗や新たな知見を公開し、産業界はもとより、広く関係ドバックも頂きながら、常に改善を進める



Nuclear Risk Research Center

1. 内的レベル1 PRA手法改良

▽: R&D成果 (①-⑤: 成果の適用先)

項目	ギャップ/解決策	~2020	2021	2022	2023	2024	2025~
パイロットプロジェクト支援	国内PRAが国際レベルに達していない ↓ パイロットプラントの海外エキスパートレビューによる国内PRA技術の向上 各社がパイロット等の知見を反映できるようにガイド等を整備		伊方3/柏崎刈羽7を対象に、海外エキスパートレビューの実施 米国PRA標準、NEIガイドを参考にレビューを実施	米国PRA標準、NEIガイドを参考にレビューを実施			
PRAピアレビュー実施方法の確立	PRAの品質維持向上方針が十分でない ↓ PRAピアレビューの実施方法の確立	海外ピアレビュー現地調査	▽ピアレビューガイド案② NEI*ピアレビューガイドの調査、国内版ガイドの策定	国内版ガイドの改良			
信頼性データベース構築 PRA用パラメータ整備	品質の高いパラメータの整備が十分でない ↓ データ収集ガイドの整備 国内一般パラメータ評価 (機器故障、CCF、他)	CCF事例判定手法まとめ 過去データ収集 一般パラメータ評価	CCFデータ収集・パラメータガイド② 対象機器選定/事象抽出 機器故障、CCF等データ収集 (新たな運転実績、重大事故対処設備等) ▽一般パラメータ公開② LOOP関連事象収集 UA/MSPIデータ検討	定量化 パラメータ評価更新 LOOP事象収集/発生頻度評価 MSPIデータ収集・定量化	▽ CCF一般パラメータ公開② データ収集・定量化更新		
			▽信頼性DBシステム②	▽信頼性DB運用② システム改良			

*NEI:米国原子力エネルギー協会

【凡例】 NRRC 電力各社

個別手法の改良開発スケジュール

○PRA手法は内部・外部ハザードについても実機適用可能な水準に近づいている。

PRA項目	研究項目	年度	2020 以前	2021	2022	2023	2024	2025 以降
出力運転時	内的レベル1PRA手法改良							
	人間信頼性評価（H R A）手法高度化							
	過酷状況下H R A手法開発							
	マルチユニットPRA手法開発							
	放射性物質放出リスク評価手法高度化（レベル2）							
	環境影響リスク評価手法開発（レベル3）							
内部火災	内部火災リスク評価手法整備（レベル1）							
内部溢水	内部溢水リスク評価手法整備（レベル1）							
地震	地震リスク評価手法高度化（レベル1 - 2）							
	S S H A Cプロセス確立							
	ハザード・フラジリティ評価手法高度化							
津波	津波リスク評価手法高度化（レベル1 - 2）							
	ハザード・フラジリティ評価手法高度化							
竜巻・強風	竜巻・強風リスク評価手法高度化（レベル1 - 2）							
	ハザード・フラジリティ評価手法高度化							
火山	降灰リスク評価手法高度化（レベル1 - 2）							
	ハザード・フラジリティ評価手法高度化							
リスクコミュニケーション	内部・外部コミュニケーション方法改善策策定							

凡例：



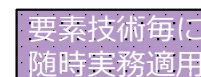
⇒



⇒

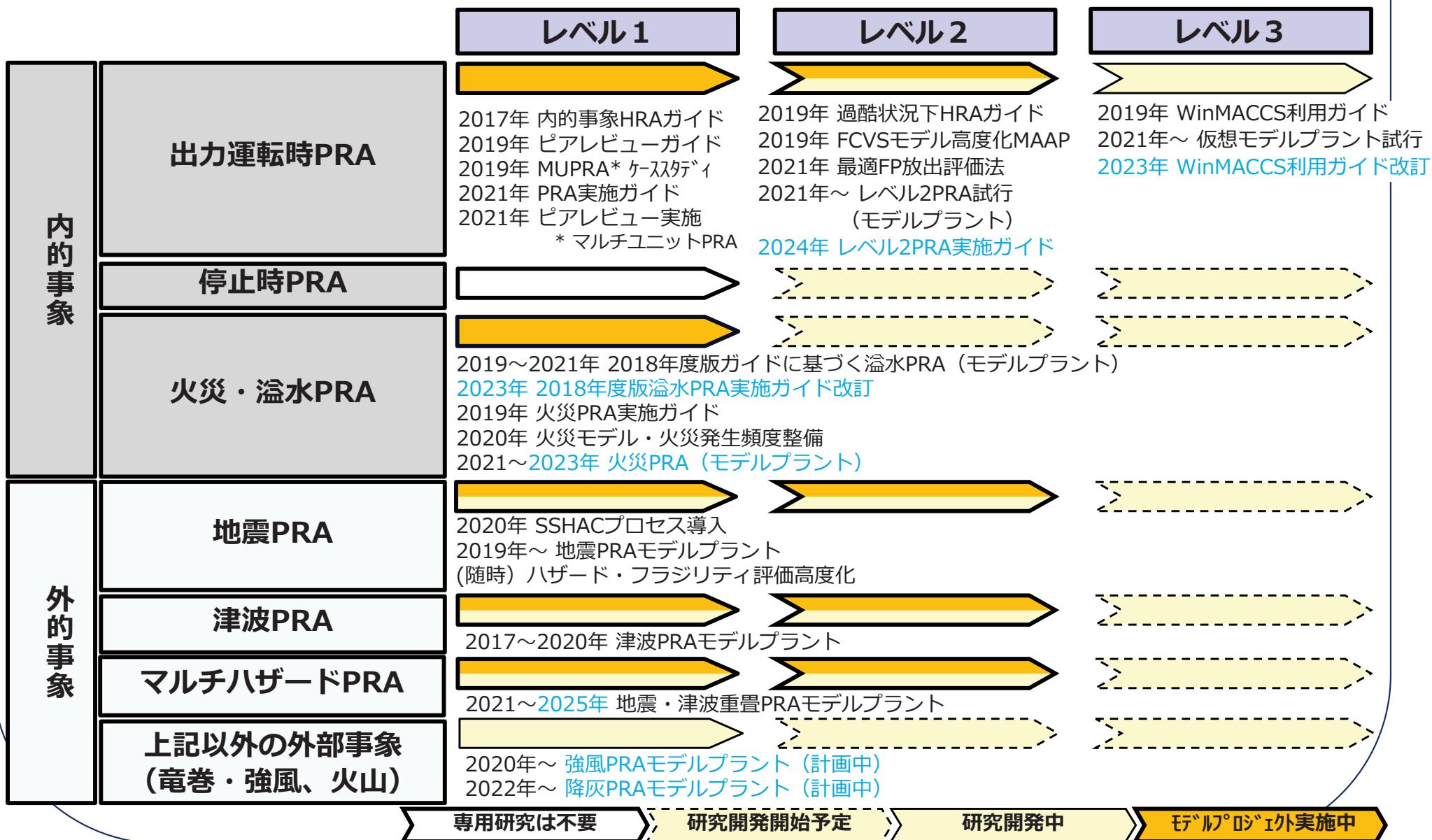


≡



PRA技術の改良開発状況(ハザードとレベル1,2,3別)

○研究の展開の2つの軸：「ハザードの拡大」と「評価レベルの拡張」



リスク関連標準(日本原子力学会)とNRRCの研究成果

No	規格名称	成果反映
1	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 (レベル1 PRA 編)	○
2	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2 PRA 編)	○
3	原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準 (レベル3PRA編)	
4	原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準	○+今後
5	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	○+今後
6	原子力発電所に対する断層変位を起因とした確率論的安全評価に関する実施基準	○
7	原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準	○+今後
8	原子力発電所の内部火災を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準	今後
9	原子力発電所の内部溢水を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準	今後
10	外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準	
11	核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準	
12	原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準	
13	原子力発電所の確率論的リスク評価標準で共通に使用される用語の定義	人的貢献
14	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 (IRIDM標準)に関する実施基準	人的貢献
15	原子力発電所の停止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1 PRA 編)	
16	原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する指針 (PSR+指針) (2015, 20XX)	

PRA高度化支援（技術基盤整備）

パイロットプロジェクトへの支援

- 欧米のPRA専門家による外部レビュー
- パイロットの成果のガイド化

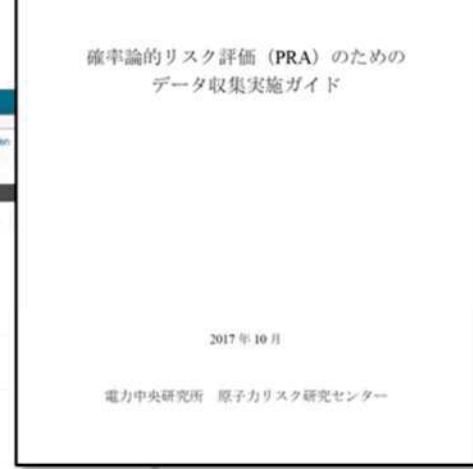


機器信頼性パラメータ整備

- データ収集実施ガイド
- 機器信頼性データベース

PRAピアレビュー体制整備

- PRAピアレビューガイド策定
- PRAピアレビュー体制検討



3. のまとめ

- ・震災後の原子炉等規制法の中で、リスク情報が活用されているものがあるが、再稼働プラントに適用されるもの、あるいは、NRAの確認が必要なものなど、事業者全体への展開は途上にある。
- ・リスク情報活用の規制体系全般への展開が期待される。
- ・学協会でのPRA手法などの標準化は着実に進捗している。
- ・産業界は、リスク情報活用に係るアクションプランを策定し、再稼働状況に応じて、各社が基盤整備と実務への適用に継続して取り組んでいる。
- ・弊センターは、PRA技術の開発と基盤整備の支援を行っている。

4. 安全・安定運転にむけた産業界の取り組み

安全・安定運転とリスク情報活用 ①必要性

「安全・安定運転」：安全性と信頼性が両立した運転

・「継続的安全性の向上」＝継続的な**リスクの低減**

安全・運転のパフォーマンス（実績・能力）を継続的に高めることは、安全・安心の獲得につながる。＝**信頼回復**

・「安全最優先」＝**リスクの最小化**

資源の制約（電力自由化、労働市場、労働時間など）の中、限られた資源（予算、要員、時間）を**リスク管理**上優先順位の高いものから投入すること ＝**資源の最適配分**

・資源の最適配分

- 米国原子力発電所では、過去20年間のプラントパフォーマンス(安全性と設備利用率の実績)の改善は、リスク情報を用いて的確に安全に焦点を合わせることで達成された。（出典：NEI 20-04）
<https://www.nei.org/resources/reports-briefs/performance-safety>
- 検査制度でのリスク情報活用は、事業者と規制当局のリソースをリスク上重要な側面に向けさせる。（ROP、原子力規制検査）

安全・安定運転とリスク情報活用 ②メリット

○米国では、安全性・信頼性の維持・向上と経済面での正味のメリットが得られた。

例 1) 供用期間中検査 (Risk-informed Inservice Inspection: RI-ISI)
安全上重要な部位に注力し、点検箇所を減らした。

例 2) 運転中保全 (Online maintenance : OLM)

①定期検査期間が短く、当該設備の作業が定検工程のクリティカル

②OLMの実施：時機を得た、柔軟で、経験者・要員を確保した作業

個々の機器；

(+) 故障率↓・信頼性↑→予期せぬ発電損失↓

(-) 可用性(availability)↓

プラントリスク；

(-) 運転中のリスク↑

(+) 定検中のリスク↓

→ 保全の時期調整や代替/緩和措置によるリスク管理を実施

⇒①稼働率向上 + ②安全性・信頼性の維持・向上

安全・安定運転とリスク情報活用 ③ 取り組み

・現在の国内産業界の取り組み

[電力各社] 戦略プラン・アクションプラン

フェーズ1：リスク情報を活用した自律的な発電所マネジメントの高度化

フェーズ2：自律的な発電所マネジメントの継続的改善とRIDM活用範囲の拡大

[NRRC] 研究ロードマップ

PRA手法の拡大：リスク情報を用いた意思決定(RIDM)の適用範囲拡大

PRAモデルの高度化(品質)：RIDMの入力情報として

人材育成：発電所幹部、PRAエンジニア、技術系職員

・取り組みにかかる課題

- 規制体系でのリスク情報活用の位置づけ
 - ・・・原子力規制検査(検査指摘事項の重要度評価)は糸口
- リスク情報活用の費用回収

商用原子力発電所 設備容量の推移(日米)

➤ リスク情報活用(実機適用)は、コストの回収の見通しの影響を受ける。

