

**リスク概念と、それを活用した原子力施設の
安全問題の合理的解決**

ジョージ・アポストラキス
原子力リスク研究センター所長
apostola@criepi.denken.or.jp

NRRC シンポジウム
2015年9月2日

**The Concept of Risk and its Role in
Rational Decision Making on Nuclear
Safety Issues**

George Apostolakis
Head, Nuclear Risk Research Center
apostola@criepi.denken.or.jp

NRRC Symposium
September 2, 2015

社会の中にあるリスク

- **ハザード: 危険の発生源**
 - 産業施設
 - 種々の活動 (例:車の運転)
- **リスク: (怪我や損害といった)悪いことや望ましくない事態が発生する確率**
- **不確かさはリスクを考える上で不可欠な要素である**
- **リスク: 確率及び負の影響**

Risks in Society

- **Hazard: A source of danger**
 - Industrial facilities
 - Activities, e.g., driving a car
- **Risk: The possibility that something bad or unpleasant (such as an injury or a loss) will happen**
- ***Uncertainty* is an integral part of risk**
- **Risk: Probability and adverse consequences**

安全性 vs. 残留リスク

- 安全性は、途切れなく続いている概念である
 - 詳細な説明を抜きにして、単にあるものが安全である、もしくは安全でないと呼ぶことは無意味である
 - 主張: 規制を満たしていれば、プラントは「安全」である
- 残留リスクについて語る、それが正しい方法
 - 例: 日本では毎年100,000人に5人が、交通事故で死亡している
 - それゆえ、残留リスク(年間発生頻度)は

$$\frac{5}{100,000} = 0.00005$$
 と非常に小さな頻度になる
- この残留リスクは日本社会において「受け入れられ」あるいは「容認され」ている

Safety vs. Residual Risk

- **Safety is a continuum**
 - It is meaningless to call something safe or unsafe without further explanation
 - Claim: A plant is “safe” if it meets the regulations
- **The proper way is to speak of the *residual risk*.**
 - Example: In Japan, 5 people die in transportation accidents for every 100,000 residents every year
 - Therefore, the residual risk (frequency per year) is

$$\frac{5}{100,000} = 0.00005$$
 a very small frequency
- **This residual risk is “accepted” or “tolerated” by Japanese society**

なぜ私たちは残留リスクを容認するのか？

- その理由は、各施設や活動が便益を生み出すため
- 個人の自発的な活動においては、人は自分でコントロールできていると感じるため、残留リスクは相対的に高くなる場合がある（個人で航空機を操縦する場合のリスクは商用航空機の1,000倍である）
- 産業施設においては、議員や政府、規制組織を通して社会が決定をする
- リスクと便益のトレードオフはなかなか定量的に行うことができない。便益を定量化することは、リスクを定量化することと比べて、はるかに難しい

Why do we tolerate Residual Risks?

- Because each facility or activity provides benefits
- For individual voluntary activities in which a person feels in control the residual risk may be relatively high (the risk in general aviation is about 1,000 times greater than that in commercial aviation)
- For industrial facilities, it is society through its representatives, government and regulatory agencies, that decides
- Risk-Benefit tradeoffs are rarely quantitative; benefit is much harder to quantify than risk

原子力安全において、不確かさに対処する (1)

- 伝統的な“保守的な”アプローチ
 - ボトムアップ式のアプローチ
 - 限られた数の潜在的事故が考慮される
 - 不確かさは定量化されない
 - 定量化されていない不確かさは、深層防護や安全マージンを介して保守性を確保することで対処される
- **深層防護** は原子力施設にて異常や事故、自然災害が発生した際に、事故防止や影響緩和を目的として、一連の相補的な対策を用意するという安全確保の考え方である
- **安全マージン**: 機器や構造物に実際にかかる負荷の大きさが、損傷が始まるような負荷の大きさを十分下回るように維持されていること

Managing Uncertainty in Nuclear Safety (1)

- Traditional “conservative” approach
 - A bottom-up approach
 - A limited number of potential accidents is considered
 - Uncertainty is not quantified
 - Unquantified uncertainty is managed by conservatism via defense in depth and safety margins
- **Defense-in-Depth** is a safety philosophy that employs successive compensatory measures to prevent accidents or mitigate damage if a malfunction, accident, or naturally caused event occurs at a nuclear facility.
- **Safety Margin**: The imposed stress on a component or structure is maintained well below the onset of damage.

深層防護の主要要素



Major Elements of Defense in Depth



原子力安全において不確かさに対処する (2)

- 確率論的リスク評価
 - トップダウン式のアプローチ
 - 数千の潜在的な事故シーケンスが検討される
 - 不確かさは定量化され把握される
 - 何が起こり得るのかについて、より現実的に記述
- 確率論的リスク評価(PRA)は以下の疑問に回答することでリスクマネジメントに活用される
 - 何が起こり得るか (数千の事故シーケンス又はシナリオ)
 - シナリオの発生頻度は?
 - それらの結果はどのようなものか?

Managing Uncertainty in Nuclear Safety (2)

- Probabilistic Risk Assessment
 - A top-down approach
 - Thousands of potential accident sequences are investigated
 - Uncertainty is quantified and managed
 - More realistic depiction of what can go wrong
- Probabilistic Risk Assessment (PRA) supports Risk Management by answering the questions:
 - What can go wrong? (thousands of accident sequences or scenarios)
 - How likely are these scenarios?
 - What are their consequences?

古典的アプローチの問題点

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

Problems with the Traditional Approach

- There is no guidance as to how much defense in depth is sufficient (unreliable regulations)
- Qualitative approaches are used to ensure system reliability (the single-failure criterion) when more modern quantitative approaches exist
- Human performance is stylized (e.g., operators are assumed to take no action within, for example, 30 minutes of an accident's initiation)
- Difficult to reflect operating experience and modern understanding
- Industry-sponsored PRAs showed a variability in risk of plants that were licensed under the same regulations.

原子炉の安全性の研究による知見 (WASH-1400; 1975年)

従来の想定:

1. 大規模な冷却材喪失事故(LOCA)に対する防護
2. 炉心損傷頻度(CDF)は低い (約1億年に1回、 10^{-8} /炉年)
3. 事故の結果、大惨事が予想される

研究によって得られた主な知見

1. 主要な寄与因子: 小規模 LOCA、過渡変化
2. CDF は従来の想定より高い (最良推定値: 5×10^{-5} /炉年、2 万年に1回、最大推定値: 3×10^{-4} /炉年、3,333年に1回)
3. 事故による影響は従来の想定より、かなり小さい
4. サポート系統と運転員の行動が非常に重要である

Reactor Safety Study Insights (WASH-1400; 1975)

Prior Beliefs:

1. Protect against large loss-of-coolant accident (LOCA)
2. Core damage frequency (CDF) is low (about once every 100 million years, 10^{-8} per reactor year)
3. Consequences of accidents would be disastrous

Major Findings

1. Dominant contributors: Small LOCAs and Transients
2. CDF higher than earlier believed (best estimate: 5×10^{-5} , once every 20,000 years; upper bound: 3×10^{-4} per reactor year, once every 3,333 years)
3. Consequences significantly smaller
4. Support systems and operator actions very important

第2世代プラントにおける確率論的リスク評価 (PRA)の結果

炉心損傷頻度(CDF)： 運転時間10万年あたり約5回

各起因事象が全CDFに占める割合：

- 内部事象(冷却喪失、過渡変化) :56%

- 外部事象 44%
 - 地震 24%
 - 火災 18%
 - その他 2%

Some Results from a PRA for a GEN II Plant

Core Damage Frequency (CDF): about 5 events
per 100,000 years of operation

Initiator Contribution to CDF Total:

- Internal Events (losses of coolant; transients): 56%

- External Events: 44%
 - Seismic Events 24%
 - Fires 18%
 - Other 2%

更なる結果

• 内の事象シーケンスごとの寄与度

CDFへの寄与

➤ 過渡事象 - 全交流電源喪失/シールLOCA	45%
➤ 過渡事象 - サポート系喪失/シール LOCA	29%
➤ 過渡事象 - 給水系喪失/フィード&ブリード失敗	12%
➤ LOCA - 注水不能/再循環不能	7%
➤ スクラム失敗事象(ATWS) - 長期の反応度制御不能	6%
➤ スクラム失敗事象(ATWS) - 原子力容器の過加圧	2%

Further Results

• Functional Internal-Event Sequences

Contribution to CDF

➤ Transients - Station Blackout/Seal LOCA	45%
➤ Transients - Loss of Support Systems/Seal LOCA	29%
➤ Transients - Loss of Feedwater/Feed & Bleed	12%
➤ LOCA - Injection/Recirculation Failure	7%
➤ ATWS - No Long Term Reactivity Control	6%
➤ ATWS - Reactor Vessel Overpressurization	2%

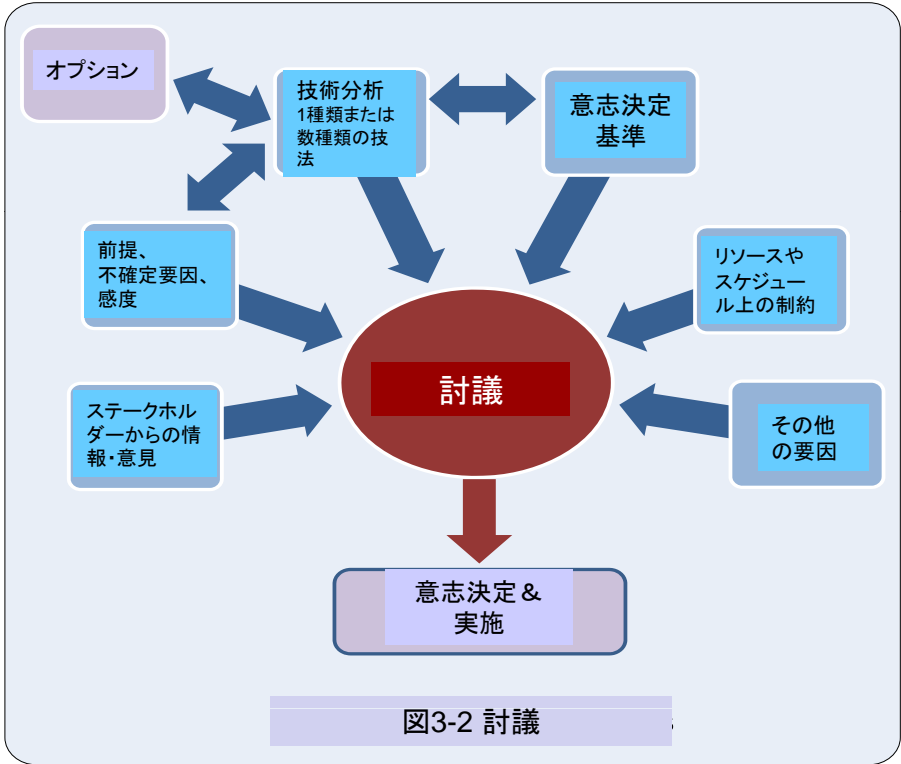
規制の意思決定

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

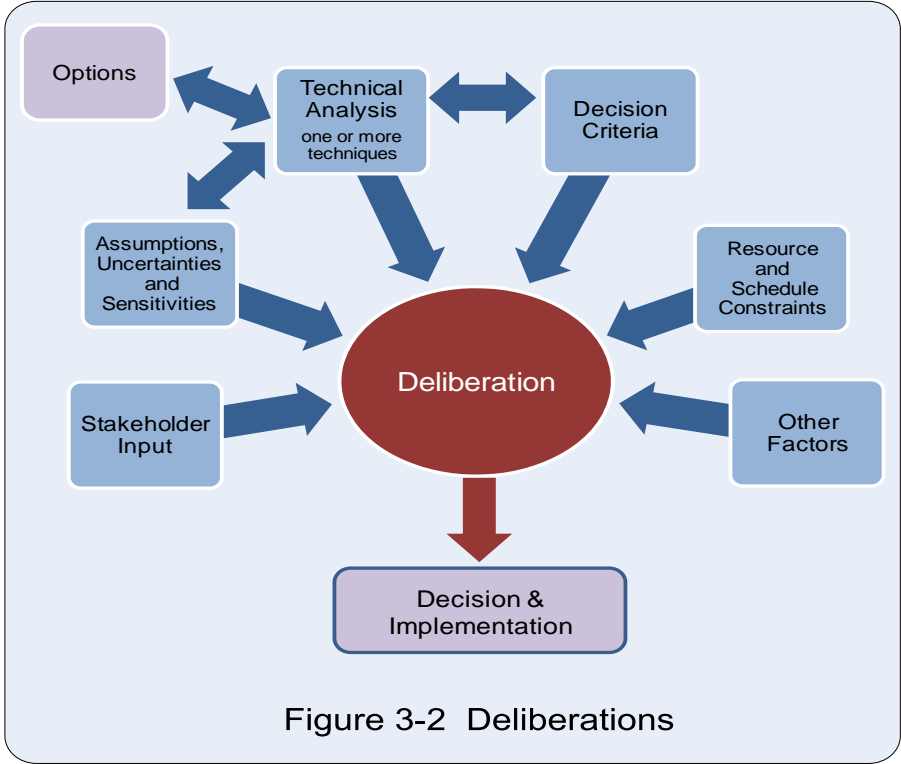
Regulatory Decision Making

- Regulatory decision making (like any decision) should be based on the current state of knowledge and should be documented (clear and reliable regulations)
 - The current state of knowledge regarding design, operation, and regulation is key.
 - PRAs do not “predict” the future; they evaluate and assess future possibilities to inform the decision makers’ current state of knowledge.
 - Ignoring the results and insights from PRAs results in decisions not utilizing the complete state of knowledge.

討議 (NUREG-2150)



The Deliberation (NUREG-2150)



米国の健康に関する定量的目標(1986) (残留リスク目標)

- 発電所近隣住民の急性死亡リスクおよび潜在的がん死亡リスクは、通常的生活に伴う事故またはがんによる死亡リスクの 0.1% を超えてはならない。
その数字はおおよそ以下のようなになる。

急性死亡リスク: 5×10^{-7} /年

がんによる死亡リスク: 2×10^{-6} /年

- ❖ 急性死亡リスク目標は、発電所の敷地境界から1マイル以内に住む平均的な人々に適用される。
- ❖ 潜在的がん死亡リスクは、発電所の敷地境界から10マイル以内に住む平均的な人々に適用される。

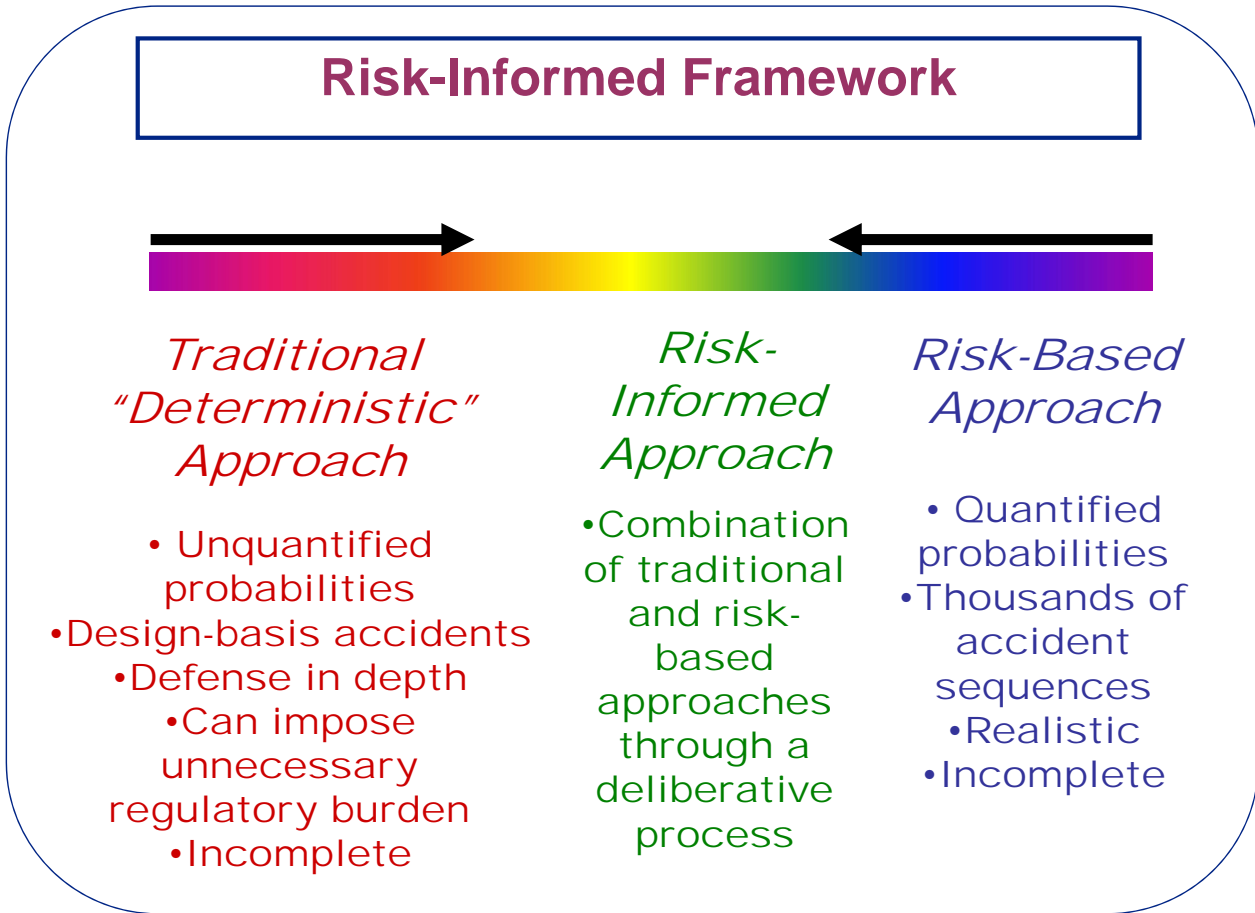
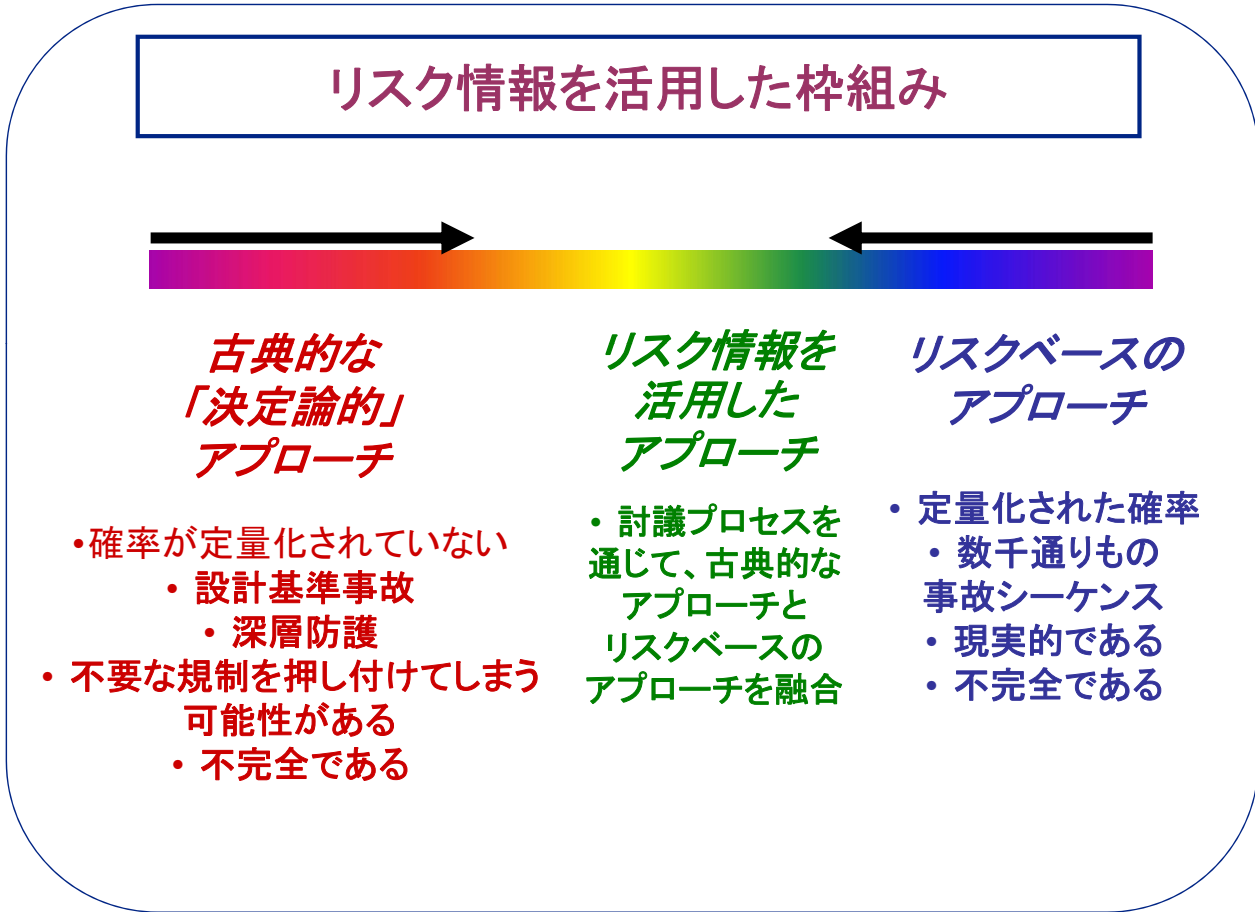
U.S. Quantitative Health Objectives, 1986 (Residual Risk Goals)

- Early and latent cancer mortality risks to an individual living near the plant should not exceed 0.1 percent of the background accident or cancer mortality risk, approximately

5×10^{-7} /year for early death and

2×10^{-6} /year for death from cancer

- ❖ The prompt fatality goal applies to an average individual living in the region between the site boundary and 1 mile beyond this boundary.
- ❖ The latent cancer fatality goal applies to an average individual living in the region between the site boundary and 10 miles beyond this boundary.



リスク情報を活用した規制

「規制に関する意思決定にリスク情報を活用するアプローチは、リスクに関する知見を他の要因と併せて考慮し、**許認可取得者や規制当局が公衆の健康と安全に対する重要度に応じて設計・運転上の問題に注意を向けることのできるような要件を策定すべきである、**という理念を反映したものである」

[原子力規制委員会白書、USNRC、1999年]

Risk-informed Regulation

“A risk-informed approach to regulatory decision-making represents a philosophy whereby risk insights are considered together with other factors to establish **requirements that better focus licensee and regulatory attention on design and operational issues commensurate with their importance to public health and safety.**”

[Commission's White Paper, USNRC, 1999]

信頼感の醸成

- ゼイオン原子力発電所、インディアンポイント原子力発電所において、産業界が自主的に確率論的リスク評価 (PRA) を実施
 - 米原子力規制委員会による詳細なレビューが行われた
 - 地震および火災の影響の重大性が特定された
 - 簡単に修復が可能な故障モードが特定された
- リスク情報を活用した意思決定の初期の適用例
 - サウステキサスプロジェクト原子力発電所での経験
 - 許容停止時間を非常用交流電源に関しては3日を14日に延長、非常用冷却水および非常用冷水系統に関しては3日を7日に延長する
 - 実際の停止時間: 5日未満
- PRA の標準

Confidence Building

- Industry-sponsored PRAs for Zion and Indian Point NPPs
 - Reviewed extensively by the USNRC
 - Identified the significance of earthquakes and fires
 - Failure modes with easy fixes identified
- Early applications of risk-informed decision making
 - South Texas Project Experience
 - Allowed Outage Times extended from 3 days to 14 days for emergency AC power and 7 days for Essential Cooling Water and Essential Chilled Water systems.
 - Actual experience: Less than 5 days.
- PRA standards

主要な成功例

- 保守規則
 - 目標 – 原子力発電所の安全確保のために、重要な構築物・系統・機器 (SSCs)は必要な時に求められる機能を発揮できるように保守されるべきである
 - PRAは、安全上重要な構築物・系統・機器(SSCs)がどれであるかを選定する
- 原子炉監視プロセス
 - 「違反」に対して規制側と産業界がどのように対応するかは、リスク重要度に比例して決められる。
- リスク情報を活用した供用期間中検査
 - リスク上重要となる配管箇所に絞り込んで実施
 - 検査費用の削減及び作業員の被ばく線量の低減
- 火災防護規則
 - 火災リスクの現実的評価

Major Successes

- Maintenance Rule
 - Objective - Structures, systems and components (SSCs) important to safety of nuclear power plants shall be maintained so that they will perform their intended function when required.
 - PRA identifies SSCs important to safety
- Reactor Oversight Process
 - Regulatory and industry response to “violations” is commensurate to their risk significance
- Risk-informed In-service Inspection
 - Focused on risk significant piping segments
 - Reduces cost and man-rem to workers
- Fire Protection Rule
 - Realistic assessment of fire risks

結論

- 受け入れられ、容認できるリスクは何かという問いは避けて通れない
- 原子炉の安全問題に関する意思決定は、あらゆる利用可能な情報に基づいて行われる
- あまりに多くの人々がPRAのP(確率論的)という部分に注目している。しかし、PRAにおいては、事故シナリオこそが最も重要な情報をもたらしてくれる
- リスク評価から得られた知見は、安全確保にとって何が重要かという点に(規制当局と産業界の)注意を向けるために、上手く用いられてきた

Concluding Remarks

- The question of what is acceptable or tolerable risk cannot be avoided
- Decision making regarding reactor safety issues must be based on the totality of available information
- Too many people focus on the P of PRA. It's the accident scenarios that provide the most benefit.
- Risk insights have been used successfully to focus attention (industry and regulators) on what is important to safety