

第8回安全目標に関する検討委員会
2025年7月24日@AP東京丸の内

米国NRCのリスク情報を活用したパフォーマンスに基づく RIPB規制と安全目標

—メンテナンスルール、原子炉監視プロセスを通じたリスク情報活用の制度化—

日本原子力研究開発機構 安全研究センター

鄭 嘯宇

以下の方々のご協力のもと作成しました。

更田 豊志(NDF/東京大学) 成川 隆文(東京大学) 平野 雅司(NRA) 本間 俊充(元JAEA)
荻野 徹(京都大学) 村松 健(JAEA) 高原 省五(JAEA)

第5回委員会の説明資料の振り返り：安全目標の構造と RIPB規制による実施

- 安全目標を実効的に実現し、原子力安全規制の合理性と透明性を高めるためには、米国NRCにおいてRIPB規制の枠組みが不可欠である。

1986年安全目標政策声明

階層構造と論理構造

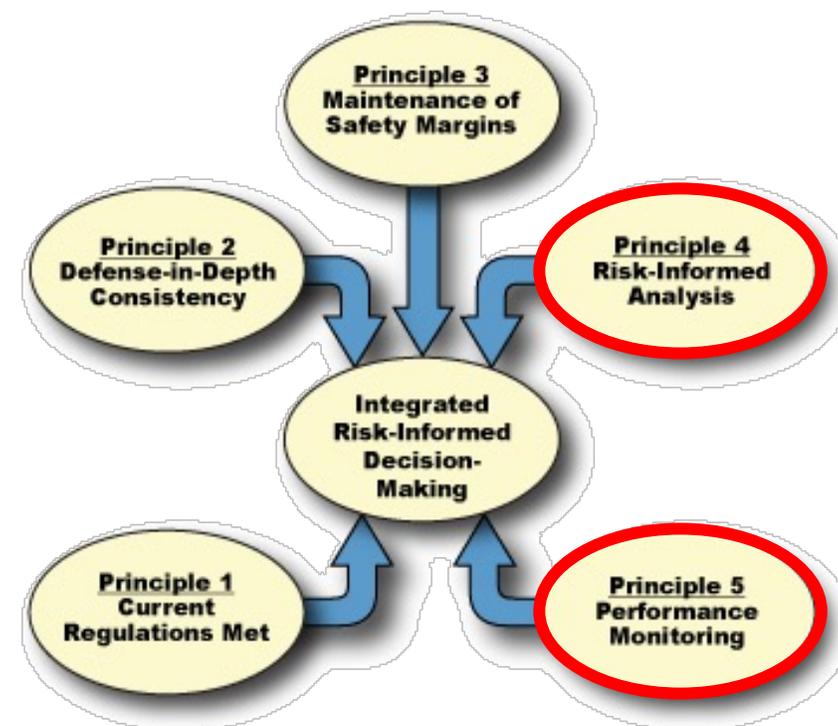
- 定性的安全目標 Qualitative Safety Goals
- 定量的目標 Quantitative Objectives, Quantitative Health Effects Objectives (QHOs)
- 性能目標 Subsidiary Objectives

規制で使うための目標、QHOsに適合するかを判断するための目安。例えば、炉心損傷発生頻度（CDF）等の指標で表現。

技術に依らない

技術に依る

米国NRCの五つ原則に基づくリスク情報を活用したパフォーマンスに基づく（RIPB）規制



参考資料: [1] USNRC, 1986 Safety Goal Policy Statement, Federal Register 51(162): 30028-30033 (1986)

[2] Risk and Performance Concepts in the NRC's Approach to Regulation <https://www.nrc.gov/about-nrc/regulatory/risk-informed/concept.html>

[3] USNRC, White Paper on Risk-informed and Performance-based Regulation, SECY-98-144 (Revised, 1999)

はじめに

1. 1990年代までの稼働率低迷期と制度転換

- TMI事故以降、新規炉の建設が事実上停止し、1990年代までには高経年化した軽水炉の稼働率が低下し、「既存炉の安全性と経済性の両立」という新たな規制目標を突きつけた。
- 産業界（特にNEI）や議会、DOEの圧力と提言が規制改革への圧力が高まり、NRCは従来の決定論的手法を見直し、RIPB規制への移行を本格化させた。

2. 事故経験の取り入れと規制形成への反映

- RIPB規制は、単なる効率化の枠組みではなく、1975年のBrowns Ferry火災事故、1979年のTMI事故、1985年のDavis-Besse給水喪失事件、2011年福島第一原発事故など、過去の教訓を制度的に取り入れ、反映するプロセスでもあった。
- 2002年のDavis-Besse原子炉容器上蓋貫通部損傷事象は、保守管理・検査体制の限界と人的要因の問題を浮き彫りにし、ROPやメンテナンスルールの重要性を再認識させた。

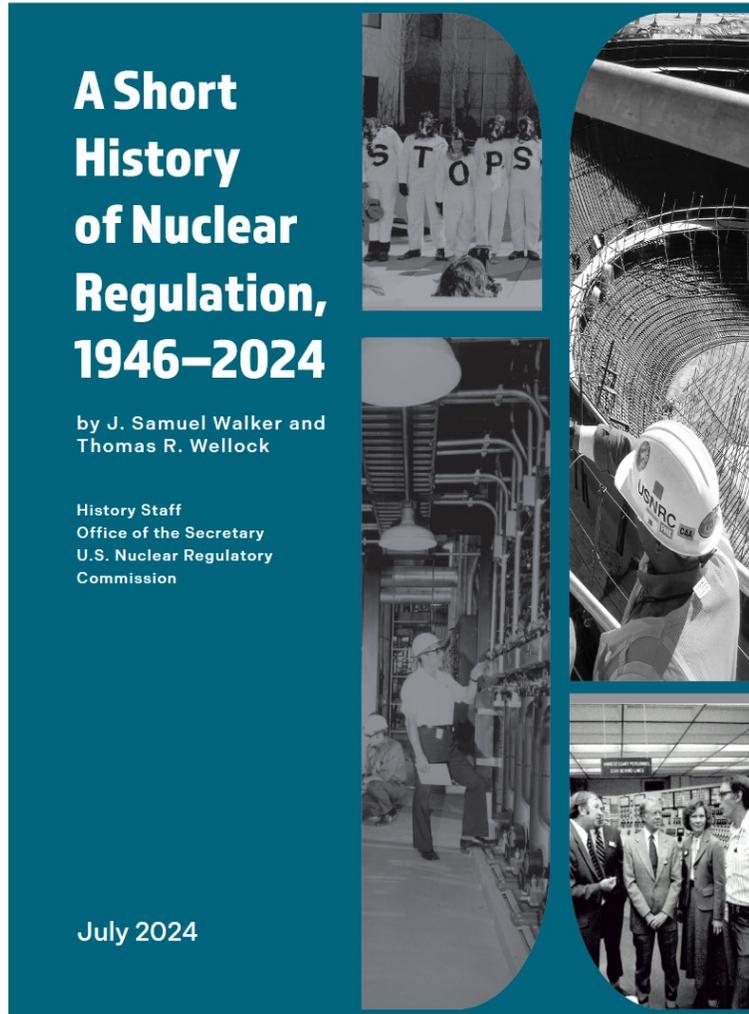
3. メンテナンスルールとRegulatory Guide 1.174等

- メンテナンスルールは、RIPB規制の先行モデルとして位置づけられる。機器のリスク重要度に応じた保守活動を求めるこの制度は、米国における運転稼働率の向上（90%以上）と運転時の安全性の確保に貢献し、その後のROPやRI-ISIなど、RIPB規制の設計思想にも影響を与えた。
- Regulatory Guide 1.174は、リスク情報を用いた総合的な意思決定方法を提示し、決定論的規制との整合性を確保した制度的移行を支えた。

目次

1. 背景：米国原子力規制の変遷と1990年代に直面した課題
 - 規制アプローチの変遷（決定論的 → リスク重視）
 - 1990年代：軽水炉稼働率の低迷、安全性・効率性の両立への要請
 - 説明の目的：RIPB規制へ移行の背景と外因
2. RIPB 規制へ移行：リスク情報を活用したパフォーマンスに基づく枠組み
 - 1995年PRA政策声明
 - パフォーマンスに基づく規制の発展
 - RIPBホワイトペーパー
 - 説明の目的：RIPB規制への移行の内因としてPRA技術の成熟および他の規制方法との比較
3. RIPB規制を支える主要なパーツとプロセスの分析
 - メンテナンスルール（10 CFR 50.65）の役割
 - ROP（原子炉監視プロセス）の導入と実施
 - 説明の目的：RIPB規制に通じた安全目標のあり方（目標の階層構造）及び性能目標の使い方
4. まとめ
 - 安全目標とRIPB規制の統合的意義
 - ✓ リスク情報の限界と不確実性の扱い
 - ✓ ステークホルダー間の理解と合意形成
5. 添付資料：リスク重要度指標（RIM）と緩和システム性能指標（MSPI）

米国原子力規制の変遷と1990年代に直面した課題



- AEC時代
 - 規制と推進の二重役割
 - 1960年代には「安全性不足」の批判が顕在化
- NRC創設（1974年Energy Reorganization Act）とTMI事故後の改革
 - TMI事故以降、従来の規制では不十分と認識し、運転員訓練の大幅な見直し、SA対策の検討と導入、緊急時運転手順書の整備・強化、管理体制や品質保証活動の厳格化などを含む抜本的な規制強化策を導入したが、規制遵守と信頼回復のため、事業者負担が大幅に増加された。
- 1990年代の課題と改革
 - 1986年の安全目標政策声明により、NRCの規制方向は漸次「リスク情報活用」へシフト。
 - 規制環境：新設炉の建設が停止し、既設炉の高齢化のため、「廃止措置と許認可更新」が課題、定期点検とメンテナンスの安全への影響が顕著化。
 - 産業界側の不満と改革要求も強まり、1994年 Towers Perrin報告では「NRCはネガティブで懲罰的」「過剰な規範的な規制」「規制判断の信頼性と一貫性の欠如」と批判され、パフォーマンスベース（性能規定的）、リスク情報活用の必要性が提言された。
 - PRA政策声明、メンテナンスルール、原子炉監視プロセスへと規制再構成（RIPBへ）。電力自由化の中で安全とコストの両立が課題。

参考資料： [1] J.S. Walker and T.R. Wellock, A Short History of Nuclear Regulation, 1946-2024, NUREG/BR-0175 (2024)

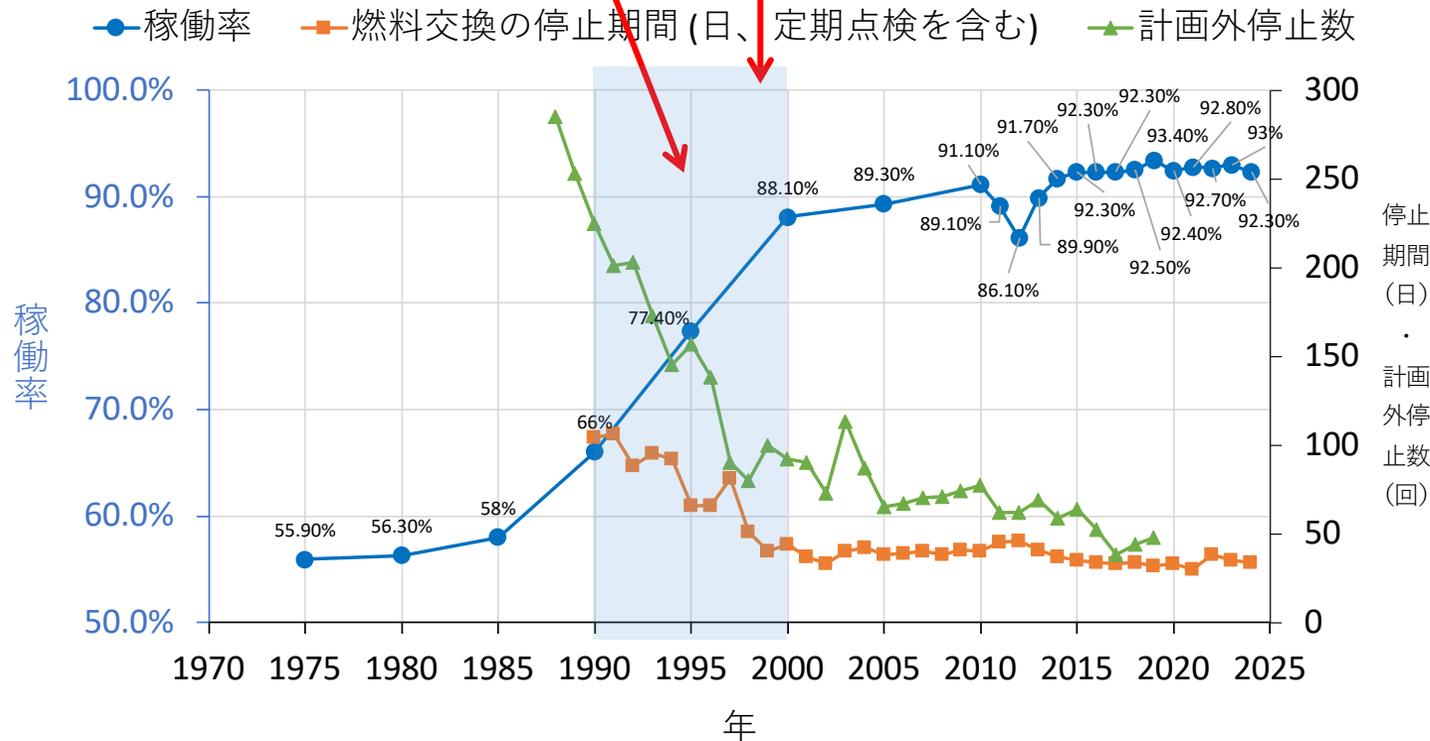
[2] Government Accountability Office (GAO), Nuclear Regulation: NRC's Efforts to Ensure Effective Plant Maintenance Are Incomplete, RCED-91-36 (1991)

[3] NEI, Towers Perrin report, Nuclear Regulatory Review Study (1994)

1990年代まで軽水炉の稼働率低迷とその要因分析

1990年代の米国では、平均稼働率を高めるために、メンテナン斯拉ールの改定、オンラインメンテナンスとROPの実施が開始

1995年PRA政策声明



➤ 主な要因分析

- 頻発する計画外停止
 - 安全文化の成熟不足や予防保全体制の未整備が背景に、突発的なトラブルが多発
- 長期間にわたる計画停止
 - 1990年代初頭の燃料交換のための停止期間は平均100日程度、現在40日程度
- 硬直的・画一的な「規範的な (Prescriptive)」規制とTMI事故後の厳しい規制環境
 - リソースの非効率な配分
 - 自主的な安全性向上努力の阻害
- 不十分な保守管理

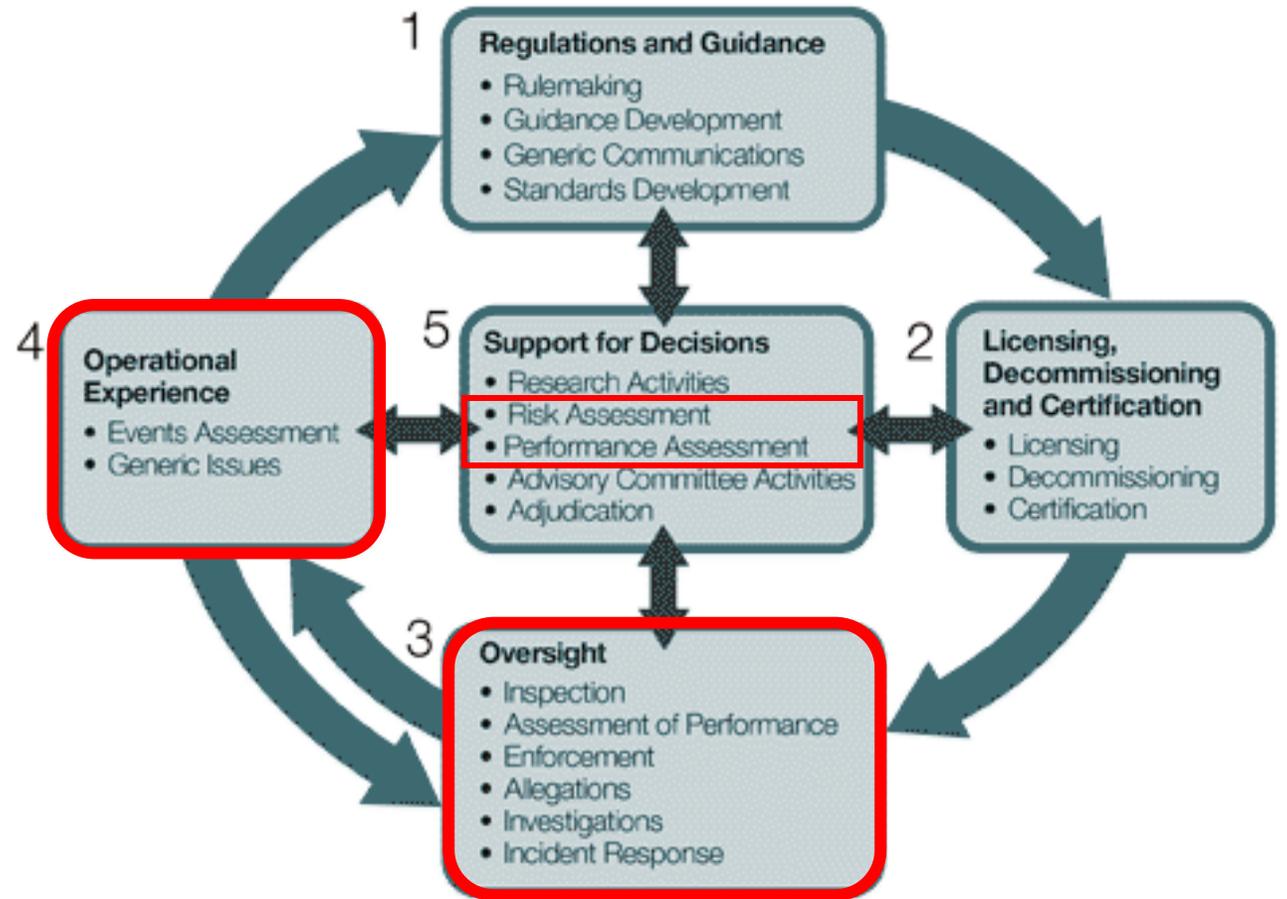
➤ メンテナン斯拉ールが代表するRIPB規制への移行により、稼働率は90%以上に

Data Source: U.S. Energy Information Administration and NEI 20-04 Report [1]

参考資料 : [1] NEI 20-04, The Nexus Between Safety and Operational Performance in the U.S. Nuclear Industry (2020); [2] 内閣府原子力委員会, 軽水炉利用に関する現状 (2016); [3] MIT CANES, Improving Nuclear Power Plant Performance: An Assessment of the US Nuclear Fleet Outage Performance (1990-2005) (2006); [4] R. Mattson, Structure of NRC Regulatory Framework: Historical Licensing Landmarks, GAIN-INL (2021); [5] Government Accountability Office (GAO), Nuclear Regulation: NRC's Efforts to Ensure Effective Plant Maintenance Are Incomplete, RCED-91-36 (1991)

米国NRCの規制アプローチ（現時点）

- “How We Regulate” の主要な要素
 1. 規制とガイダンスの開発
 2. 許認可・廃止措置・認証
 3. 監督と検査
 4. 運転経験の評価
 5. 意思決定への支援：リスク評価、パフォーマンス評価、調査、公聴会、独立レビュー
- NRCはリスク情報を活用した（risk-informed）パフォーマンスに基づく（performance-based）のアプローチを導入することで、継続的に改善することを目指している。



パフォーマンスに基づく規制

- GPRA(1993)とGPRAMA(2010)は、RIPB規制の法的な後押しとなり、米国NRCのが性能に基づく柔軟で説明可能な規制アプローチへ移行する根拠である。
- NRCはGPRAに対応し、戦略計画に「RIPB規制への移行」を明記した。
- 目標と指標を厳密に連携することにより、RIPB原則を通じて継続的改善と説明責任の強化が制度的に裏付けられた。

1) 政府業績成果法 : Government Performance and Results Act (GPRA) of 1993

Public Law 103-62
103d Congress

An Act

To provide for the establishment of strategic planning and performance measurement in the Federal Government, and for other purposes.

Aug. 3, 1993
[S. 20]

2) 政府業績成果近代化法 : GPRA Modernization Act of 2010

Public Law 111-352
111th Congress

An Act

Jan. 4, 2011
[H.R. 2142]

To require quarterly performance assessments of Government programs for purposes of assessing agency performance and improvement, and to establish agency performance improvement officers and the Performance Improvement Council.



No. S-95-05
Tel. 301-415-8200

Remarks by
Ivan Selin, Chairman
United States Nuclear Regulatory Commission
before the
Regulatory Information Conference
The Holiday Inn Crowne Plaza Hotel
Rockville, Maryland
May 9, 1995

The Future of Reactor Regulation

Good morning. I am pleased to be here today to take part in the seventh Regulatory Information Conference. This conference continues to provide a unique forum for the NRC and all its reactor licensees to exchange views on regulatory issues. We value this opportunity for open communication as a key to our common successes. At the end of my presentation I would be happy to address any questions you may have.

I would like to share with you my view of the future of nuclear reactor regulation and the industry's key role in shaping this future, in light of four factors which shape it: first, a shift in the NRC's regulatory activities; second, government-wide initiatives toward agency efficiency and streamlining regulations; third, the shift from prescriptive regulations to performance-based regulations; and, fourth, the industry's role in this changing environment.

But, as I have said here today, the changing licensing environment and the external political environment are both impelling us toward further regulatory reforms. Most of these reforms will take the form of performance-based regulations which are needed, not for safety but for efficiency. The success of these initiatives in establishing a clear, safety-oriented regulatory environment will depend in a large part upon industry support. Industry leaders must work more closely with us to reform existing regulations and must improve in early recognition of emerging generic problems and in prompt generation of solutions to those problems.

➤ RIPB規制へ移行する要因：Ivan Selin元NRC委員長の視点

RIPB規制へ移行する外因

1. 規制環境の変化と運転上の課題（NUREG/BR-0175やIvan Selin前委員長のRIC演説により）

- TMI事故後の過剰防衛的な規制強化が、1990年代には現場の柔軟性を奪い、運転効率の低下や稼働率の低迷を招いた。
- 高経年化する既設炉を前提とした許認可更新・メンテナンス・老朽対策の規制対応が喫緊の課題に。
- 個別事故（1985年デービスベッセ給水喪失事故、1989年Vogtle原発スクラム頻発等）の影響。

2. 産業界からの制度改革要求（Towers Perrin報告書等により）

- 産業界からはコスト効率と柔軟性の高い規制運用を求める声が高まった。
- 規範的な（Prescriptive）規制は、技術革新や自主的改善努力を阻害しているとの批判が強かった。

3. 政治的・制度的圧力

- GPRA（1993）などにより、成果重視・説明責任強化を求める連邦政策に影響された。
- 議会やGAO（Government Accountability Office）などから、NRCの規制の一貫性・透明性・信頼性の確保が求められた。

4. 社会的信頼と説明責任のバランス：

- 一方で社会からの批判的立場のバランス指摘：POGO（Project on Government Oversight）報告は、RIPBの運用が業界寄りに傾きすぎていないかを警戒し、市民の信頼・安全への厳格な目線の維持を求めた。

（参考資料：<https://www.pogo.org/reports/who-hell-is-regulating-who-nrcs-abdication-of-responsibility>）

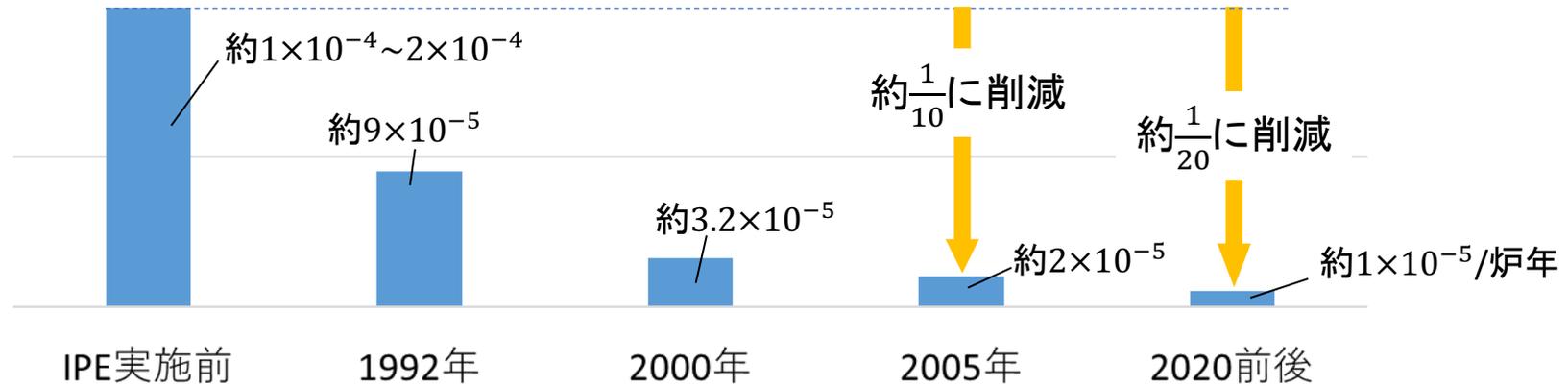
- RIPBは、単なる規制緩和ではなく、「合理性・信頼性・透明性を備えた規制」を社会に対して示す試み。

- Ivan Selinは、RIPBへの移行を「高度なバランスの追求」と表現した：

“A sophisticated attempt to strike a crucial balance: industry interests for flexibility and economic competitiveness and the paramount concerns of public safety advocates.”

炉心損傷頻度の改善成果と要因分析

米国原子力産業界平均CDF/炉年（内的事象を起因としたPRA）

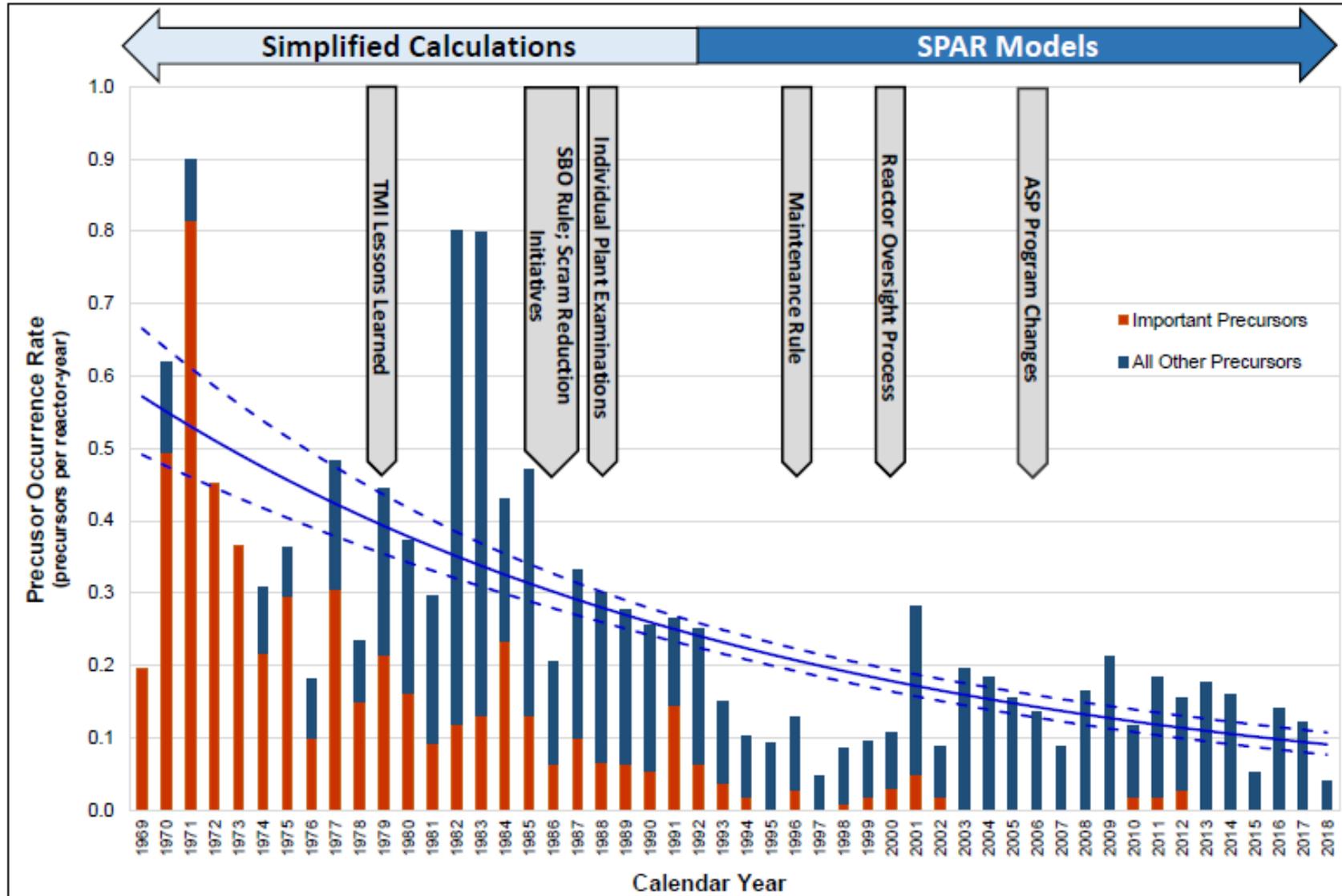


➤ CDF削減成功した要因分析

- IPE（Individual Plant Examination）の経験（1992）を反映（PRA普及と応用）
- RIPB規制の導入：PRA政策声明（1995年）、メンテナンスルール（1996年）、RG1.174（1998年）、ROPの導入（2000年）、Risk-informed火災防護（2004年）
- INPO/WANO等を通じたベストプラクティス普及
- ASP（前兆事象評価、Accident Sequence Precursor）プログラム
- 運転の効率化、プラントの改良、シビアアクシデントの研究、FLEX（Diverse and Flexible Coping Strategies）の導入など

参考資料：[1] R.S. Denning and R.J. Budnitz, Impact of Probabilistic Risk Assessment and Severe Accident Research in Reducing Reactor Risk, Progress in Nuclear Energy 102:90-102 (2018) [2] NEI 20-04, The Nexus Between Safety and Operational Performance in the U.S. Nuclear Industry (2020) [3] J. Gaertner, et al. Safety and Operational Benefits of Risk-Informed Initiatives. An EPRI White Paper (2008)

改善要因の例：炉心損傷頻度に寄与する前兆事象発生頻度の推移



- 前兆事象の発生率は減少している。
- 前兆事象による全体的なリスクも大幅に低下しており、これは、条件付き炉心損傷確率（CCDP）または炉心損傷確率の増加量（ Δ CCDP）が 10^{-4} 以上の前兆事象（「重要な前兆」）の件数が減少している。

出典：U.S. Nuclear Regulatory Commission Accident Sequence Precursor Program 2018 Annual Report（2019）

目次

1. 背景：米国原子力規制の変遷と1990年代に直面した課題
 - 規制アプローチの変遷（決定論的 → リスク重視）
 - 1990年代：軽水炉稼働率の低迷、安全性・効率性の両立への要請
 - 説明の目的：RIPB規制へ移行の背景と外因
2. RIPB 規制へ移行：リスク情報を活用したパフォーマンスに基づく枠組み
 - 1995年PRA政策声明
 - パフォーマンスに基づく規制の発展
 - RIPBホワイトペーパー
 - 説明の目的：RIPB規制への移行の内因としてPRA技術の成熟および他の規制方法との比較
3. RIPB規制を支える主要なパーツとプロセスの分析
 - メンテナンスルール（10 CFR 50.65）の役割
 - ROP（原子炉監視プロセス）の導入と実施
 - 説明の目的：RIPB規制に通じた安全目標のあり方（目標の階層構造）及び性能目標の使い方
4. まとめ
 - 安全目標とRIPB規制の統合的意義
 - ✓ リスク情報の限界と不確実性の扱い
 - ✓ ステークホルダー間の理解と合意形成
5. 添付資料：リスク重要度指標（RIM）と緩和システム性能指標（MSPI）

RIPB規制へ移行の歴史

- 従来の決定論的・規範的な規制（Early Deterministic and Prescriptive Regulation）
- 1994年～1999年：PRA 実施プラン（PRA Implementation Plan）
 - 1995年PRA政策声明
 - RIPBの基本原則とホワイトペーパー（1999年）
- 2000年～2007年：リスク情報を活用した規制実施プラン
 - Risk-Informed Regulation Implementation Plan (RIRIP)
- 2007年～現在：リスク情報を活用したパフォーマンスに基づくプラン
 - Risk-Informed and Performance-Based Plan (RPP)

参考資料：[1] J.S. Walker and T.R. Wellock, A short history of nuclear regulation, 1946-2024, History Staff Office of the Secretary U.S. Nuclear Regulatory Commission (2024)

[2] History of the NRC's Risk-Informed Regulatory Programs, <https://www.nrc.gov/about-nrc/regulatory/risk-informed/history.html>

PRA技術の進歩とリスク情報活用に関する重要な事件

年	出来事	年	出来事
1957年 1960年代 1967年	WASH-740, 重大事故影響評価、上限被害推定 信頼性工学 (MIT) とフォルトツリー解析 (航空宇宙産業) Farmerのリスク曲線 (確率×影響) と受容基準を導入	1991年	<ul style="list-style-type: none"> Supplement 4 to GL 88-20 発出、IPEEE を要求。 10 CFR 50.65 メンテナンスルールを制定
1975年	<ul style="list-style-type: none"> WASH-1400 報告書発表：初の大規模PRA 初代SRP (Standard Review Plan): NUREG-75/087 TMI事故前：特定に許認可活動に確率論的な基準値を使用 	1993年	The GPRA of 1993 (政府業績成果法)、技術仕様改善方針声明発表
1979年 1980年	スリーマイル島 (TMI) 事故発生 TMI対応：RSSMAP、IREP、NUREG-0660 など多数の安全研究計画	1994年	<ul style="list-style-type: none"> PRAに関する標準化の必要性が高まる PRA政策案がACRSに提示 SECY-94-219 (PRA実施計画) 提出
1981-1983年	<ul style="list-style-type: none"> Zion, Indian Pointなどで事業者独自のPRA実施 PRA技術手引き (NUREG/CR-2300) 発行 	1995年	<ul style="list-style-type: none"> SRMによりIPEの限界を認識、産業界に標準化PRA作成を要請 NRC PRA最終政策声明発表 SPAR model development using "Daily Events Manual"
1984年 1985年	NUREG-1050：リスク評価の現状分析 重大事故政策声明 (Severe Accident Policy)	1996年 1998年	10 CFR 50.65 メンテナンスルール本格施行 RG1.174~1.178 発行 (プラント固有の許認可ベースの変更、供用期間中試験、グレーデッド品質保証、技術仕様、供用期間中検査)
1986年 1987年	安全目標政策声明公表 NRCとINLがPRA解析ソフトウェアIRRAS (SAPHIREの前身) 開発開始	1999年	<ul style="list-style-type: none"> RIPB規制のホワイトペーパーを発表 メンテナンスルールを改定
1988年	<ul style="list-style-type: none"> Generic Letter 88-20 発出、IPE (個別プラント審査) 義務化 バックフィットルール 	2000年	Reactor Oversight Process (ROP) 導入
1990年	<ul style="list-style-type: none"> NUREG-1150 発表 (5プラントに対する詳細PRA) 安全目標の補助数値 (CDF, LERF) 導入 (CDF = 10^{-4}、LERF = 10^{-5}) 	2000年代前半	PRA応用拡大：RG 1.200、火災防護 (NFPA-805、10 CFR 50.48)、SSC重要度分類 (10 CFR 50.69)、ECCS性能 (10 CFR 50.46a) など
		2010年代~	NUREG-2150 (リスク管理の近代化フレームワーク)、NEIMA (Part 53 策定の立法根拠)、Part 53 (先進炉向けRIPB規制の構築) 草案発表

参考資料 [1] Use of probabilistic risk assessment methods in nuclear regulatory activities; Final policy statement, Federal Register 60(158): 42622-42629 (1995); [2] H.P. Nourbakhsh, G. Apostolakis, D.A. Powers, The evolution of the U.S. nuclear regulatory process, PNE 102: 79-89 (2018); [3] W. Keller, M. Modarres, A historical overview of probabilistic risk assessment development and its use in the nuclear power industry: a tribute to the late Professor Norman Carl Rasmussen, RESS 89: 271-285 (2005)

1995年PRA最終政策声明の結論

公布日：1995年8月16日

Use of Probabilistic Risk Assessment Methods in Nuclear Regulatory Activities; Final Statement; Federal Register / Vol. 60, No. 158

(1) The use of PRA technology should be increased in all regulatory matters to the extent supported by the state-of-the-art in PRA methods and data and in a manner that complements the NRC's deterministic approach and supports the NRC's traditional defense-in-depth philosophy.

PRA技術の利用は、最新の手法とデータに裏付けられる範囲で、すべての規制活動において拡大されるべきである。その際、PRAはNRCの従来の決定論的アプローチを補完し、同時にNRCの伝統的な「深層防護」哲学を支える形で活用されるべきである。

(2) PRA and associated analyses (e.g., sensitivity studies, uncertainty analyses, and importance measures) should be used in regulatory matters, where practical within the bounds of the state-of-the-art, to reduce unnecessary conservatism associated with current regulatory requirements, regulatory guides, license commitments, and staff practices. Where appropriate, PRA should be used to support the proposal for additional regulatory requirements in accordance with 10 CFR 50.109 (Backfit Rule). Appropriate procedures for including PRA in the process for changing regulatory requirements should be developed and followed. It is, of course, understood that the intent of this policy is that existing rules and regulations shall be complied with unless these rules and regulations are revised.

PRAおよび関連する各種解析（例：感度解析、不確実さ解析、重要度評価）は、実用可能であり、かつ技術的妥当性が認められる範囲で、現行の規制要求、規制ガイド、ライセンス上の誓約、ならびに規制当局の運用慣行に伴う過度な保守性を合理化・緩和するために用いられるべきである。また、必要に応じて、PRAは10 CFR 50.109（バックフィットルール）に従った追加要求の提案を支援するために用いられるべきである。規制要求の変更プロセスにPRAを含めるための適切な手順を策定し、それに従うべきである。無論、本政策の趣旨は、既存の規則や規制は、たとえPRAによって再評価が行われたとしても、それらが正式に改正されない限り引き続き遵守されなければならない。

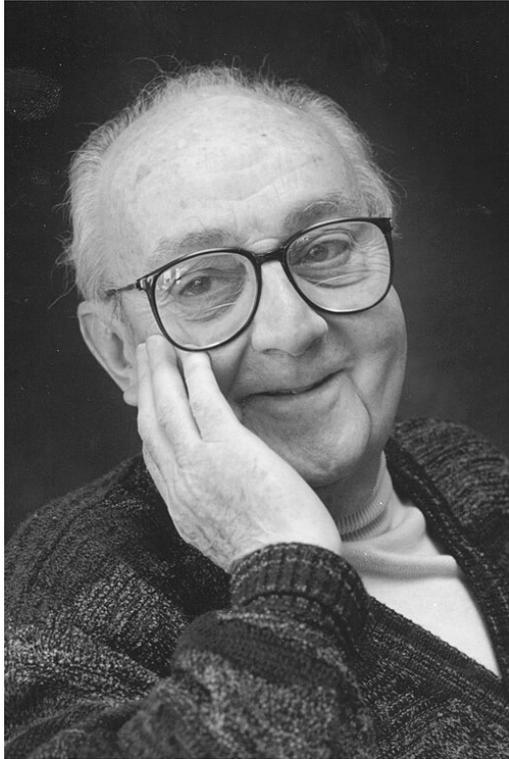
(3) PRA evaluations in support of regulatory decisions should be as realistic as practicable and appropriate supporting data should be publicly available for review.

規制判断を支援するためのPRA評価は、可能な限り現実的であり、かつ、その根拠となるデータは、レビューのために一般に公開すべき。

(4) The Commission's safety goals for nuclear power plants and subsidiary numerical objectives are to be used with appropriate consideration of uncertainties in making regulatory judgments on the need for proposing and backfitting new generic requirements on nuclear power plant licensees.

NRCの原子力発電所の安全目標及び補助的な数値目標は、ライセンス保持者に対する新たな一般的要求の提案又はバックフィットの必要性についての規制判断を行う際に、不確実さを適切に考慮して用いるべき。

PRA Models Are Wrong, But Some Are Useful.



"All models are wrong, but some are useful".

- George E.P. Box, a British statistician who worked in the areas of quality control, time-series analysis, design of experiments, and Bayesian inference. He has been called "one of the great statistical minds of the 20th century".

https://en.wikipedia.org/wiki/George_E._P._Box

IPE評価結果（NUREG-1560, 1997）

IPE（個別プラント検査、Individual Plant Examination）は、「定量的なリスクの精緻な評価」よりも、「事業者が自らの設計・運用上の弱点を洗い出し、自主的な改善に繋げることを重視した取り組みであった。多くのプラントで重大な脆弱性は公式には報告されなかったが、現実には多岐にわたる改善が実施され、PRA的思考を業界全体に根付かせる契機となった。

- プラント改善の取り組み（ほぼ全部のプラント）
 - 合計500件以上の改善策が提案され識別された
 - ✓ 約45%：運転手順、訓練、管理手続など運用・手続き面の改善
 - ✓ 約40%：設計変更や機器改良などのハードウェア面の改善
 - ✓ 残りの約15%：運用と設計の両面を含む複合的改善
- IPEで明確に指摘された代表的な脆弱性（特定のプラントでの事例）
 - BWRs
 - ✓ RHR故障時におけるHPICおよびRCICの機能喪失
 - ✓ ATWS時におけるLPSIの制御失敗
 - ✓ Mark-I格納容器でのドライウエル鋼ライナーの溶融貫通
 - PWRs
 - ✓ 一次系冷却ポンプシールの喪失
 - ✓ 蒸気タービン駆動AFWポンプの信頼性低下
 - ✓ 機器故障に内部溢水
 - ✓ HPI/LPIからHPR/LPRへの切替操作失敗
 - ✓ ...

米国におけるPRA活用を促進した主な要因

1. 重大事故を契機とする活用領域の拡大
 - TMI-2事故（1979）：NRCはPRAをリスク評価の手段として本格導入。
 - チャレンジャー号事故（1986）
 - ✓ NASAは事故後、従来のFMEA中心の分析では不十分であることを痛感。
 - ✓ PRA導入により、複雑な相互依存性や低頻度高影響の事象に対応するようになった。
 - Chernobyl事故（1986）
 - ✓ 米国DOEは、自国内の研究炉・兵器関連施設にもPRAを適用する動機を強めた
 - 福島第一原子力発電所事故（2011）
 - ✓ 外部事象（津波・地震）リスクの評価手法として、PRAの拡張適用（特にLevel 2&3 PRA）が推進された
2. 制度的・政治的な後押し
 - Drell報告書（米国議会）、核兵器システムへのリスク評価（PRA）適用
3. 技術的・社会的な基盤整備
 - リスク評価手法に対する理解と受容の進展（Regulatory GuideやASME/ANSの標準の開発なども貢献）
 - 安価で高性能な計算資源と技術の普及、PRA解析ツールの開発
4. 経済的プレッシャーと効率性の追求：「合理的な安全」と「コスト効率」を均衡

B. John Garrick (2014):

- The main reason for signs of more rapid engagement of risk-informed licensing practices is that the NRC now has strong advocates of the PRA thought process at all levels, including the staff, the ACRS, and the commissioners.
- For PRA to reach its full potential in terms of benefits, it is essential that the industry recapture the leadership role it had in the 1980s. The plant owners are the real plant experts and are who we depend on in the event of a severe accident.

参考資料：[1] Idaho National Laboratory, PRA Basics for Regulatory Applications P-105, NRC Professional Development Center (2016)

[2] B. John Garrick, PRA-based risk management: history and perspectives, Nuclear News (2014)

米国NRCのRIPBホワイトペーパー（1999）

RIPBのホワイトペーパーは、その後のメンテナンスルール、原子炉監視プロセス（ROP）、SSCs重要度分類（構造物、系統、機器）、RI-ISIなどの規制プログラムへと繋がっていく、理論的かつ制度的な基盤となる。

参考資料：USNRC, White Paper on Risk-Informed and Performance-Based Regulation, SECY-98-144, Revised (1999)

リスク情報を活用したパフォーマンスに基づく規制（RIPB）の定義

Stated succinctly, a risk-informed, performance-based regulation is an approach in which risk insights, engineering analysis and judgment including the principle of defense-in-depth and the incorporation of safety margins, and performance history are used, to (1) focus attention on the most important activities, (2) establish objective criteria for evaluating performance, (3) develop measurable or calculable parameters for monitoring system and licensee performance, (4) provide flexibility to determine how to meet the established performance criteria in a way that will encourage and reward improved outcomes, and (5) focus on the results as the primary basis for regulatory decision-making.

要点：

- 1) 重要な活動への焦点化
- 2) 客観的評価の導入
- 3) 測定可能な性能指標の設定：パフォーマンスを定量的に監視・評価可能な指標（例：故障率、安全余裕など）を導入。
- 4) 柔軟性の付与：「どう実現するか」の方法選択を委ね、成果に基づく自律的安全確保を奨励。
- 5) 結果重視の規制運用：規制の焦点を「手段」ではなく、「安全性という結果」に置き、実効性あるアウトカムを追求。

意義と利点：

- パフォーマンス指標の導入するとともに、評価基準を定量的・定性的に明確化し、規制判断の透明性、説明性と一貫性を確保。
- 柔軟な手段選択による、技術革新・改善の促進につながる。
- 定量的評価により、科学的根拠に基づいたリスク管理の実施を可能とする

Risk-Based手法 と Risk-Informed手法の比較

	リスク情報を活用した手法 (Risk-Informed Approach)	リスクに基づく手法 (Risk-Based Approach)
意思決定の根拠	PRAの定量的なリスク情報を、工学的判断や経験的知見と組み合わせて、規制上の意思決定を支援する手法 (RG 1.174) <ul style="list-style-type: none"> PRA+工学判断+運転経験 	リスク評価の定量的な結果 (数値) のみに依拠して、規制上の判断や意思決定を行う手法
従来の規制方法との関係	従来の決定論評価、深層防護と設計基準を適切に組み入れ、柔軟性と整合性を両立	従来の決定論評価、深層防護と設計基準が軽視され、リスク指標が誤用される可能性が高い
NRCの方針	NRCは、RIPB手法の一部として、正式に採用している	NRCは、規制判断の唯一の基礎とするには不適切と明言している



従来の決定論的手法
Deterministic

リスク情報を活用した手法
Risk-Informed

リスクに基づく手法
Risk-Based

参考資料 : [1] USNRC, White Paper on Risk-Informed and Performance-Based Regulation, SECY-98-144, Revised (1999)

[2] G.Apostolakis. Importance of risk-informed, performance based regulations, Workshop on Probabilistic Flood Hazard Assessment (2013)

Prescriptive手法とPerformance-Based手法の比較

	Prescriptive手法	Performance-Based手法
焦点： 仕様規定的 VS 性能規定的	望ましい目的を達成するための手段として、設計又はプロセスに含まれるべき特定の機能、行為、又はプログラム要素を規定する。	測定可能な結果・成果が達成されることに信頼を置くが、それらの成果を得るための手段については、被規制者により多くの柔軟性を与える
規制の様式	画一的・詳細な設計基準、試験頻度、点検方式などを規定	明確な目標（performance objective）とその測定基準を提示
イノベーション	点検・検査は「要件遵守の確認」が中心であり、イノベーションが妨げられがち	実際の性能を継続監視し、改善につなげる。イノベーションが奨励される
実効性	「遵守＝安全」とは限らない	成果で安全性を実証、性能指標を監視
役割の明確化	規制当局が手段・基準を詳細に決定	規制機関と事業者の役割を明確化（目標と責任の分離）
リソースの集中	重要度にかかわらず均等	リスク・重要度に応じて重点化可能

➤ Performance-based手法はNRCにとって新しいものではない。例えば、委員会は以前、10 CFR Part 20、50（オプションB、付録J及びメンテナンスルール10CFR50.65）、60、61で、その手法を承認した。特に、10 CFR Part 60を発行する際には、Prescriptive手法とPerformance-based手法の相対的な利点を比較検討した。

- 10 CFR Part 20: 放射線防護標準
- 10 CFR Part 50 (付録J、オプションB: 軽水炉原子炉格納容器漏洩試験)
- 10 CFR 50.65: メンテナンスルール
- 10 CFR Part 60: 高レベル放射性廃棄物地層処分
- 10 CFR Part 61: 放射性廃棄物地上処分Land Disposalのライセンス要件

米国NRCのPerformance-Based規制の目標階層構造(NUREG/BR-0303)

NUREG/BR-0303

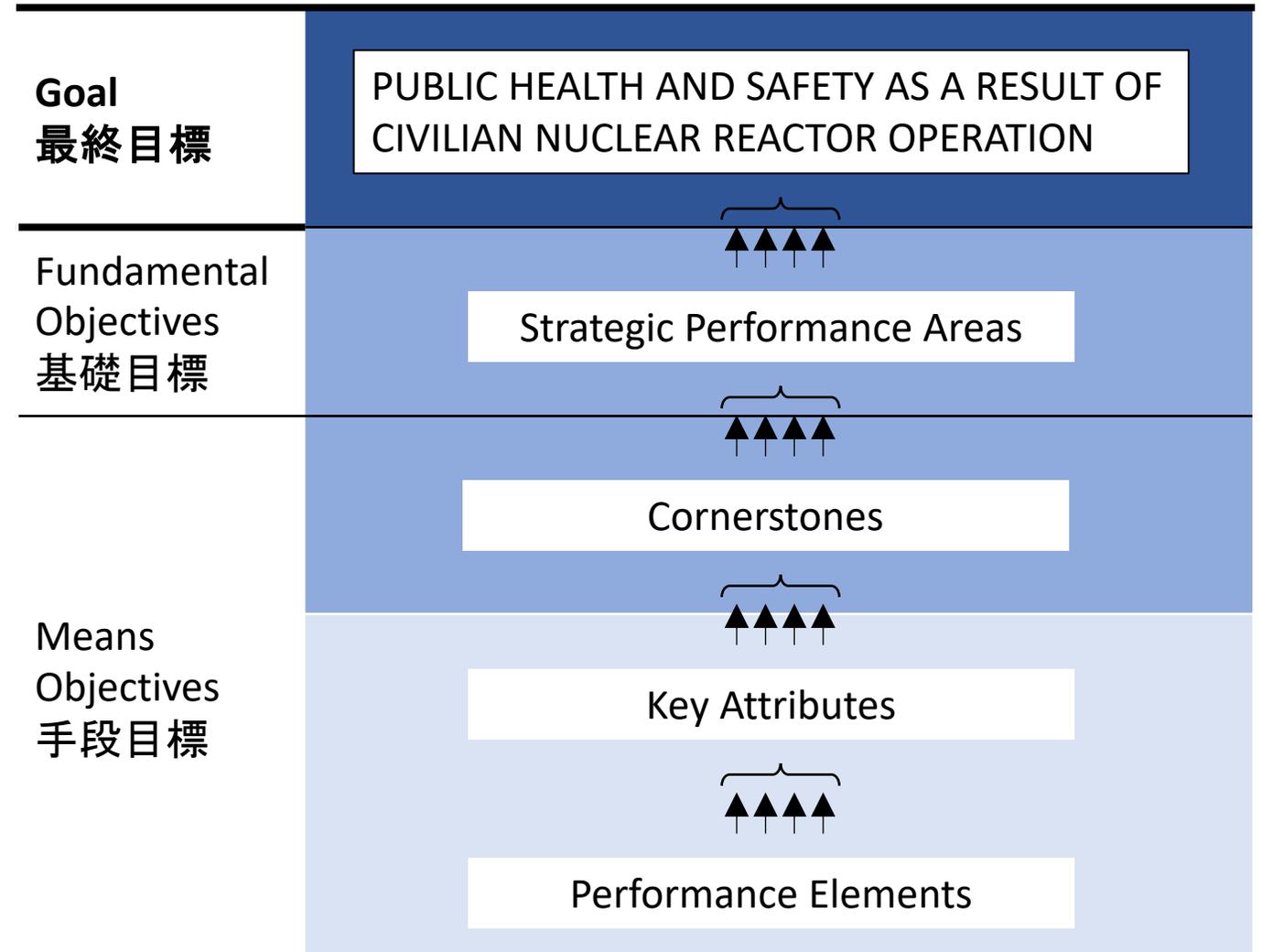
Guidance for Performance-Based Regulation

Manuscript Completed: November 2002
Date Published: December 2002

Prepared by
N. P. Kadambi

Division of Systems Analysis and Regulatory Effectiveness
Office of Nuclear Regulatory Research
U.S. Nuclear Regulatory Commission
Washington, DC 20555-0001

- NUREG/BR-0303では、規制対象ごとに成果を捉える目標階層（Objectives Hierarchy）を構築し、「どこにどれだけの性能を要求し、その達成をどう評価するか」を体系的に整理するフレームワークを示している。



現実的な保守性 : *Compliance ≠ Safety*

REALISTIC CONSERVATISM

Remarks of Chairman Nils J. Diaz
United States Nuclear Regulatory Commission

before the

NRC Regulatory Information Conference

Washington, D.C.
April 16, 2003

➤ 現実的な保守性の定義

- Realistic: 物理学や実務経験に基づき、実際のリスクに即した判断。
- Conservatism: 十分な安全マージンを確保し、過小評価・過大評価のいずれも避ける。
- 原文 : *I am using “conservatism” in the sense of preserving adequate safety margins, and I am using “realistic” in the sense of being anchored in the real world of physics and experience. Our objective should be to regulate in a manner that corresponds to the actual risk presented, and that must be realistically conservative.*

- 私の規制者としての哲学は、**最も安全上の重要性**が高い課題に最も高い優先順位を与えること。
- 我々の目的は、実際のリスクに対応する規制を行うこと、それが現実的な保守性に違いない。過小な規制は公衆の安全を脅かし、過大な規制は安全に見合わないコストの増加を消費者にもたらす。
- 私はリスク情報を活用した規制の提唱者であったが、今はリスク情報を活用したパフォーマンスベース（RIPB）規制の提唱者である。
- パフォーマンスベース規制の最良の例は**メンテナンスルール**。この規則では、何をしなければならないかを規定しているが、どのようにしなければならないか（how it must be done）は規定していない。
- この規則は、設置許可取得者にflexibilityとinnovationをもたらす。
- 2002年のDavis-Besse Incidentを議論することなく、原子力安全の議論を終わらせることはできない。Davis Besseは、常に警戒を怠ることなく**監視を改善**することの必要性を示すものであり、それがより適時な是正措置に導く。（Davis Besseは**ROP**で**グリーン**であった。）

目次

1. 背景：米国原子力規制の変遷と1990年代に直面した課題
 - 規制アプローチの変遷（決定論的 → リスク重視）
 - 1990年代：軽水炉稼働率の低迷、安全性・効率性の両立への要請
 - 説明の目的：RIPB規制へ移行の背景と外因
2. RIPB 規制へ移行：リスク情報を活用したパフォーマンスに基づく枠組み
 - 1995年PRA政策声明
 - パフォーマンスに基づく規制の発展
 - RIPBホワイトペーパー
 - 説明の目的：RIPB規制への移行の内因としてPRA技術の成熟および他の規制方法との比較
3. RIPB規制を支える主要なパーツとプロセスの分析
 - メンテナンスルール（10 CFR 50.65）の役割
 - ROP（原子炉監視プロセス）の導入と実施
 - 説明の目的：RIPB規制に通じた安全目標のあり方（目標の階層構造）及び性能目標の使い方
4. まとめ
 - 安全目標とRIPB規制の統合的意義
 - ✓ リスク情報の限界と不確実性の扱い
 - ✓ ステークホルダー間の理解と合意形成
5. 添付資料：リスク重要度指標（RIM）と緩和システム性能指標（MSPI）

米国NRCのメンテナンスルール (10 CFR 50.65)の策定経緯

年	事件
1980年代 1985年	計画外スクラム事例等が多発；保全の有効性がプラントの安全性に不可欠であるとの認識が深められた。 <ul style="list-style-type: none"> ➤ 個々の事故も保全の重要性を浮き彫りにした。 <ul style="list-style-type: none"> • デービスベッセの給水喪失事故 (Davis Besse loss of all feedwater event)：主・補助給水ポンプの不具合や未整備が原因で、重大事故寸前の事態となった。
1985-1986年	<ul style="list-style-type: none"> ➤ Maintenance and surveillance program (MSP)：業界内の保守実態を調査し保守の効果性を検討開始。 ➤ NUREG-1212 “Status of maintenance in the U.S. nuclear power industry”：保守の実効性に関する重大な課題（パフォーマンストレンド分析不足、リスク考慮の欠如、根本原因対策の不備）を指摘。 ➤ 1986年安全目標政策声明
1988年	<ul style="list-style-type: none"> ➤ Policy statement on maintenance of nuclear power plants：保守が原子炉の安全性に不可欠であるという立場を明示。
1990年	<ul style="list-style-type: none"> ➤ Process-oriented and performance-based rulemaking packages developed ➤ GAO/RCED-91-36 (United States General Account Office): NRCのプラント保全有効性確保に向けた努力は不十分。
1991年	<p>Performance-basedメンテナンスルール (10 CFR 50.65) を制定。</p> <ul style="list-style-type: none"> (a)(1) 事業者は、自ら設定する「目標」に照らし、構造物・系統・機器(SSCs)のパフォーマンス又は状態を監視。 (a)(2) 目標が達成できなければ、適切な対処策を講じる。 (a)(3) 適切な予防保全により目標が達成できれば、監視は要求されない。
1993年	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 業界団体NUMARC(NEIの前身)がNUMARC 93-01 “Industry Guideline for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants”を発行：Maintenance Ruleの実施に向けた具体的な方法論を提示。 ➤ NRCは、RG 1.160を発行し、NUMARC 93-01を承認。 ➤ 10 CFR 50.65を改正：評価間隔を「毎年」から「燃料交換サイクルごと（ただし24ヶ月を超えない）」に変更。
1996年	Maintenance Ruleを正式施行。
1999年	<p>NRCは同規則 (10 CFR 50.65) を改正。</p> <ul style="list-style-type: none"> (a)(4) 保守作業の実施前に、作業に伴うリスクの増分をを評価・管理することを義務付。 ➤ これにより、同規則は、RIPB: Risk-Informed and Performance-Based Rule規則の典型例と位置づけられるようになった。

米国NRCのメンテナンスルール(10 CFR 50.65)の各項目の要点

10 CFR 50.65(a)(1) 有効性を監視：対象となる重要構造物・システム・機器（SSCs）の性能または状態を、事業者が設定した目標に照らして継続的に監視しなければならない。この目標は、安全との関係性に見合ったものであり、可能な限り業界全体の運転経験も考慮される必要がある。目標を下回る場合は、是正措置を講じなければならない。

- 成果重視のパフォーマンスベース型アプローチ
- 目標設定とその達成状況の監視

10 CFR 50.65(a)(2) 有効的な予防保全：適切な予防保全により、SSCsの性能や状態が効果的に管理されていることを証明できる場合には、(a)(1)に基づく継続的な監視は不要とされる。

- 故障対応よりも予防的な保全を重視
- 故障確率や停止率の基準を超えた場合や、繰り返しの機能喪失が発生した場合は、(a)(1)の監視に戻す必要がある

10 CFR 50.65(a)(3) 定期評価とバランス：事業者は、少なくとも燃料交換ごと（最大24か月間隔）に、目標の有効性、監視活動、予防保全プログラムの妥当性を定期的に評価しなければならない。保守によってSSCsが使用不能となるリスクと、故障を防ぐための保守との間でバランスをとる必要がある。

- 保守による利用不可時間と信頼性向上とのバランス
- 業界全体の運転経験の反映

10 CFR 50.65(a)(4) リスク評価とメンテナンスの管理：保守作業の実施前に、その作業がもたらすリスクの増加を評価・管理しなければならない。特に、重要機器が停止する場合にリスクが高まるため、事前のリスク評価が不可欠である。

- 保守作業前のリスク評価と管理の義務化
- リスク情報を用いた保守スケジュールリングの実現

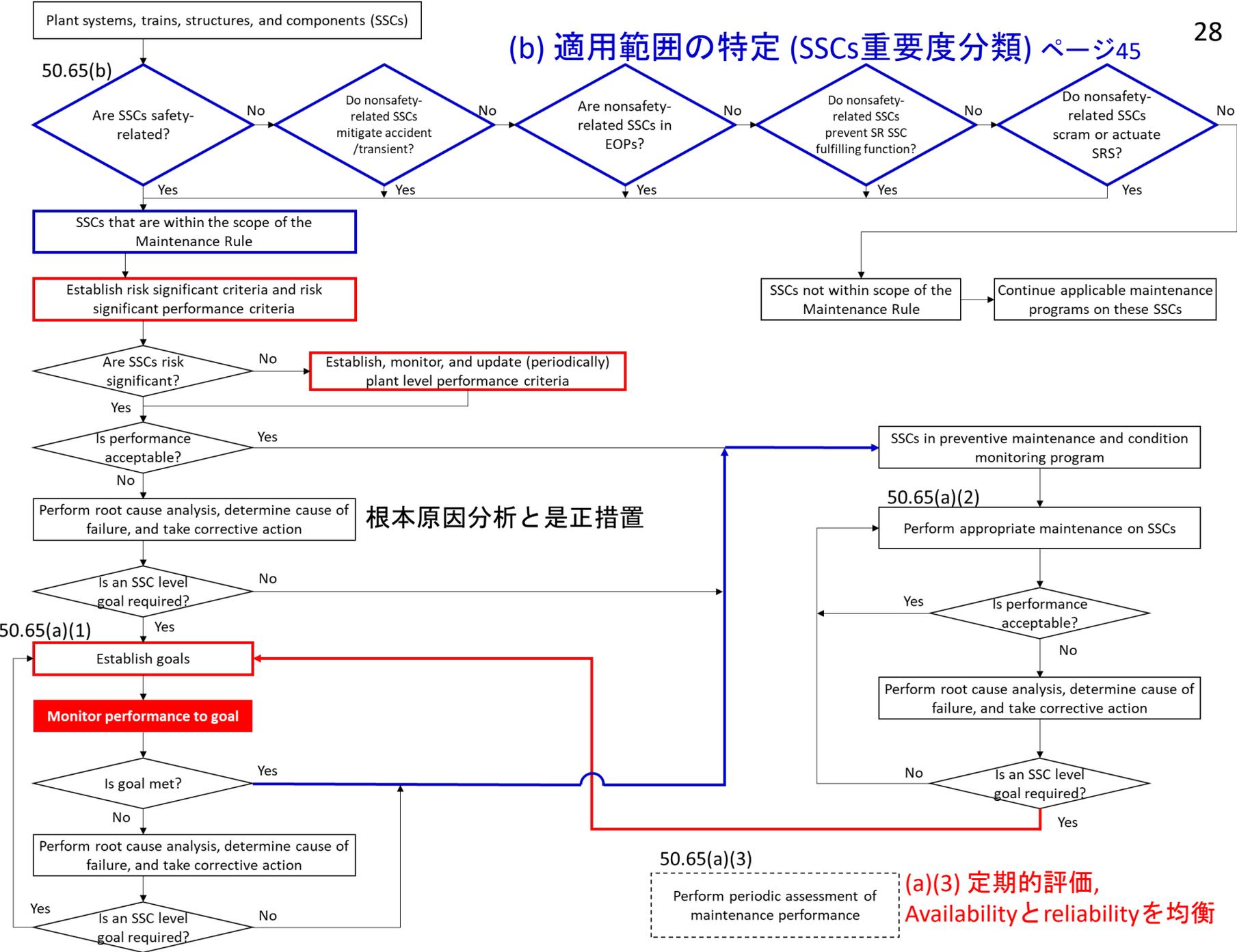
10 CFR 50.65(b) 本ルールの適用範囲は以下のとおり：

- 安全関連のSSCs（Safety-related）
- 故障により安全機能に影響を与える可能性のある非安全関連SSCs

メンテナンスルール10 CFR 50.65の導入と運用ためのロジック図

➤ PRAが全部のステップの実施をサポート：
(a)(1)~(4)と(b)
特に、(a)(4)リスク評価

(a)(1), (a)(2) 性能基準、性能監視、目標設定



根本原因分析と是正措置

(a)(3) 定期的評価, Availabilityとreliabilityを均衡

参考資料：NUMARC 93-01, Industry guideline for monitoring the effectiveness of maintenance at Nuclear power plants, Revision 4F (2018)

10 CFR 50.65 (a)(1) と(a)(2)の紹介

10 CFR 50.65 (a)(1)と(a)(2) の概要

(a)(1) Each holder of an operating license for a nuclear power plant under this part and each holder of a combined license under part 52 of this chapter after the Commission makes the finding under § 52.103(g) of this chapter, shall monitor the performance or condition of structures, systems, or components, against licensee-established goals, in a manner sufficient to provide reasonable assurance that these structures, systems, and components, as defined in paragraph (b) of this section, are capable of fulfilling their intended functions. These goals shall be established commensurate with safety and, where practical, take into account industrywide operating experience. When the performance or condition of a structure, system, or component does not meet established goals, appropriate corrective action shall be taken.

(a)(1) 当該の構造物、システム、および機器（SSCs）が、その本来の機能を果たすことができるという合理的な保証を提供するため、監視が行われなければならない。構造物、システム、または機器の性能または状態が設定された目標を満たしていない場合には、適切な是正措置が講じられなければならない。

(2) Monitoring as specified in paragraph (a)(1) of this section is not required where it has been demonstrated that the performance or condition of a structure, system, or component is being effectively controlled through the performance of appropriate preventive maintenance, such that the structure, system, or component remains capable of performing its intended function.

(a)(2) 構造物、システム、または機器の性能または状態が、予防保全によって効果的に管理されていることが実証されている場合には、(a)(1)項に定める監視は要求されない。

10 CFR 50.65 (a)(1)と(a)(2)の比較

項目	(a)(1)	(a)(2)
適用基準と方法	<ul style="list-style-type: none"> リスク基準（IPE/PRA、運転経験、故障データ等） SSCごとの性能目標（Performance Criteria）設定 	<ul style="list-style-type: none"> 予防保全・状態監視によって、性能目標が安定的に達成されていることを実証
目的	是正措置によって、SSCの機能回復と信頼性の維持を図る	予防保全と状態監視によって、SSCの性能を計画的かつ継続的に維持する
監視	<ul style="list-style-type: none"> SSCのパフォーマンスを継続的に評価 是正措置の実施と記録が必要 	<ul style="list-style-type: none"> 少なくとも各燃料交換サイクルごと（または24か月以内）に実証内容を再評価 評価と根拠の文書化が必要
NUMARCでの用語	Monitoring, Corrective Maintenance	Preventive Maintenance
移行の条件	(a)(2)へ移行の条件： <ul style="list-style-type: none"> 3回の監視期間で性能が良好、など 	実証が失敗すれば(a)(1)に移行 <ul style="list-style-type: none"> Goal/Performance criteria 未達成 など
作業負担	大： <ul style="list-style-type: none"> 是正措置の特定・実施 パフォーマンスの追跡と改善活動が必要 	小： <ul style="list-style-type: none"> 実証データの維持と定期的な再評価で対応可能

参考資料：[1] NUMARC 93-01, Industry guideline for monitoring the effectiveness of maintenance at Nuclear power plants, Revision 4F (2018)

[2] E.V. Lofgren, et al. A process for risk-focused maintenance, NUREG/CR-5695 (1991)

適用基準と方法の例

1. リスク指標を用いた適用基準：NUMRAC 93-01が推薦したSSCsの安全重要度
 - PRAに基づき、以下に該当するSSCsはメンテナンスルールの対象とする：
 - CDF（炉心損傷頻度）の上位90%を構成する事故シナリオ（機能喪失の組み合わせ）に含まれるもの
 - リスク低減価値（Risk Reduction Worth、定義はページ43&43を参考）： $RRW \geq 1.005$
 - リスク増加価値（Risk Achievement Worth、定義はページ43&44を参考）： $RAW \geq 2.0$
2. パフォーマンス基準
 - SSCsのアベイラビリティ（Availability）・信頼性（Reliability）・状態（Condition）を定量的に評価
 - 例：アベイラビリティ（Availability） $\geq 95\%$;
 - 例：配管肉厚がASMEコード基準を満たしているか
 - プラント全体の運転指標（例）
 - ✓ 7,000臨界時間あたりの非計画スクラム回数
 - ✓ 非計画安全系作動回数
 - 故障の評価：MPFF（保全により予防可能であった機能喪失）、や繰り返し故障（Repetitive failure）の有無等
3. 目標の策定と監視
 - 目標分類：システムレベル、トレインレベル、コンポーネントレベル、構造物レベル
 - 監視の例：技術仕様に基づく監視、O&Mコードによる点検、日常巡視、運転中検査・試験 ISI/IST
 - 特徴：性能目標（安全目標）を用いた判断基準により、プラント状態を可視化し、リスクの増分等の評価により安全な保守作業を科学的に管理する。

10 CFR 50.65 (a)(4)保全活動が起因したリスク評価

10 CFR 50.65 (a)(4) の概要

(a)(4) Before performing maintenance activities (including but not limited to surveillance, post-maintenance testing, and corrective and preventive maintenance), the licensee shall assess and manage the increase in risk that may result from the proposed maintenance activities. The scope of the assessment may be limited to structures, systems, and components that a risk-informed evaluation process has shown to be significant to public health and safety.

(a)(4) 事業者は、保守活動（監視試験、保守後の試験、是正・予防保全などを含むが、これらに限定されない）を実施する前に、当該保守活動により生じ得るリスクの増加を評価し、かつ管理しなければならない。

リスク評価の例：機器信頼性を確保するための全ての保守活動により、システムの一時停止や可用性低下（一時的構成）を伴うリスク上昇(CRM: Configuration Risk Management) → 信頼性（Reliability）と可用性（Availability）の均衡。

- 高圧注入ポンプの定期整備：冗長性喪失 → CDF上昇
- 非常用ディーゼル発電機の試運転：電源喪失時の信頼性低下
- 2系統中1系統のRCIC系整備：単一故障時に炉心冷却不能のリスク

参考資料：[1] Regulatory Guide 1.160, Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants, Rev.4 (2018)

[2] NUMARC 93-01, Industry guideline for monitoring the effectiveness of maintenance at Nuclear power plants, Revision 4F (2018)

[3] NUREG/CR-6141, Handbook of methods for risk-based analyses of technical specifications (1994)

[4] EPRI, PSA applications guide, 4.2.3 temporary risk increases, TR-105396 (1995)

オンラインメンテナンスとConfiguration Risk Management (構成リスク管理)

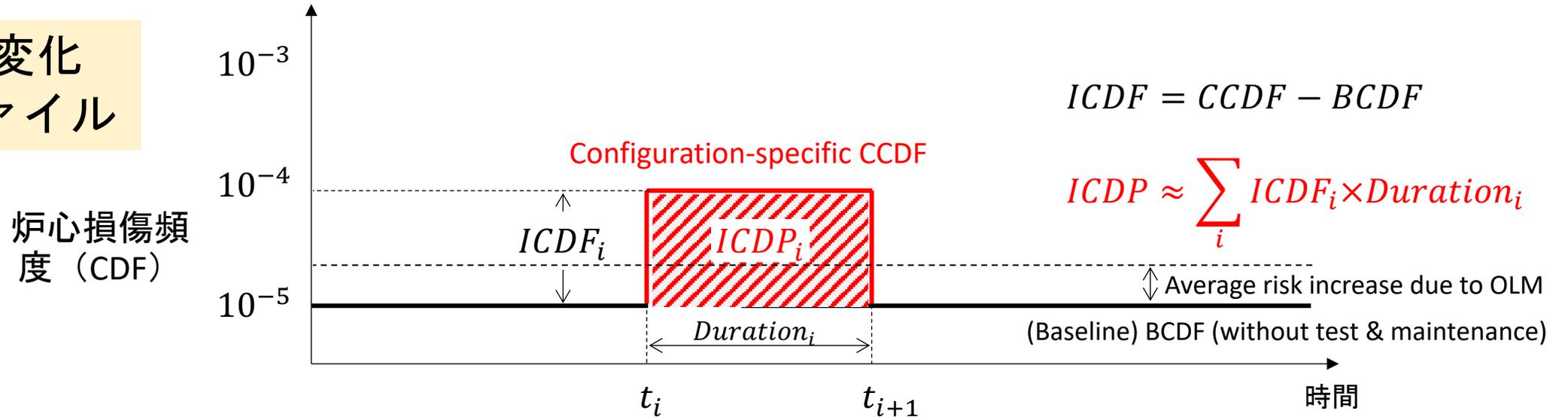
- 経済的要請
 - 経済的プレッシャーの下、定期点検によるプラント停止期間を短縮することが重要視された。
 - 原子炉運転中に一部の機器の保守作業を行うオンラインメンテナンス（OLM）が徐々に一般化していったが、これを体系的に規制する明確なルールが存在しなかった。
- 安全上の懸念
 - PRAやIPEは、主に「ランダムな単独機器故障」を前提にしていた。
 - オンラインメンテナンスの増加により、人為的な停止により複数の重要機器が同時に停止する可能性があり、構成上の依存性・脆弱性（Configuration Dependency）を引き起こす。
 - 当時のPRAモデルでは、こうした構成変更による一時的リスクの変動はほとんど考慮されておらず、「モデルと実運用の乖離」が問題視されはじめた。
- 従来のアプローチの限界
 - 保守作業の実施可否は、技術仕様書（TS）に明記された機器の許容停止時間（AOT）を根拠として判断していた。これらの仕様は個別機器ごとの取り扱いに留まり、システム全体のリスクへの影響を網羅的・定量的に評価する手法はなく、工学的判断に大きく依存していた。
- Regulatory Guide 1.160（Rev.3, 2012→Rev.4, 2018）では、オンラインメンテナンス実施時の構成リスクの定量的評価と管理（CRM：Configuration Risk Assessment）を推奨した。

参考資料：[1] Regulatory Guide 1.160, "Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants", Rev.4 (2018)

[2] NUREG/CR-6141, "Handbook of methods for risk-based analyses of technical specifications"

Configuration Risk Management（構成リスク管理）及び基準値の例

CDFの変化 プロファイル



➤ 定性的アプローチの指標

- 対象システム・機器の停止期間
- 起因事象 (IE) への影響
- 残存の成功パス (remaining success paths)

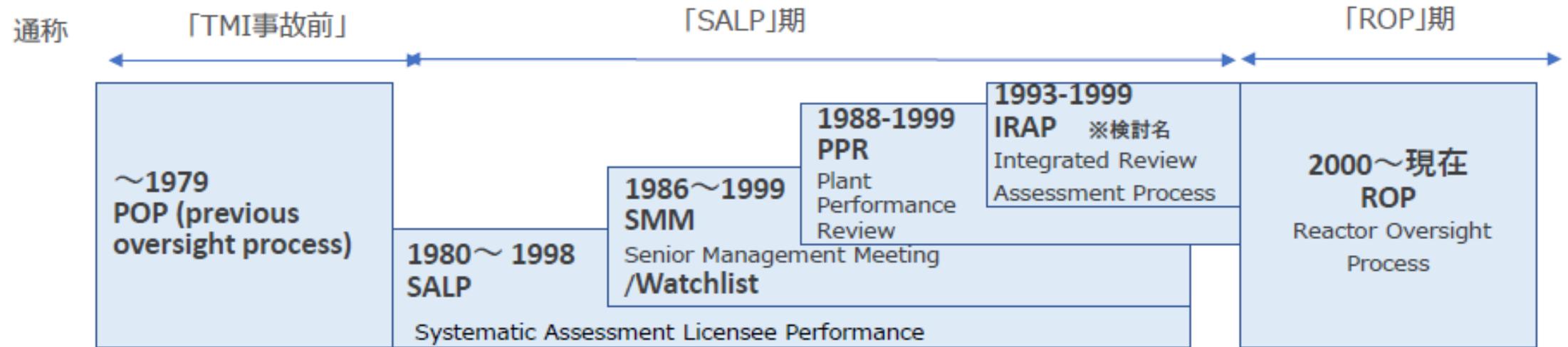
➤ 定量的アプローチの指標

- Incremental core damage probability (ICDP)
- Incremental large early release probability (ILERP)

ICDP / ILERP（性能目標と関連）に基づく判断基準

ICDP	ILERP	対応行動
$> 1 \times 10^{-5}$	$> 1 \times 10^{-6}$	この構成状態には通常、自発的に入るべきではない（作業延期が原則）
$1 \times 10^{-6} \sim 1 \times 10^{-5}$	$1 \times 10^{-7} \sim 1 \times 10^{-6}$	定量化できない因子（例：作業複雑性、ヒューマンエラーの可能性）を評価し、リスク管理行動（RMA）を策定すること
$< 1 \times 10^{-6}$	$< 1 \times 10^{-7}$	通常の作業管理下で実施可能。特別なRMAは不要

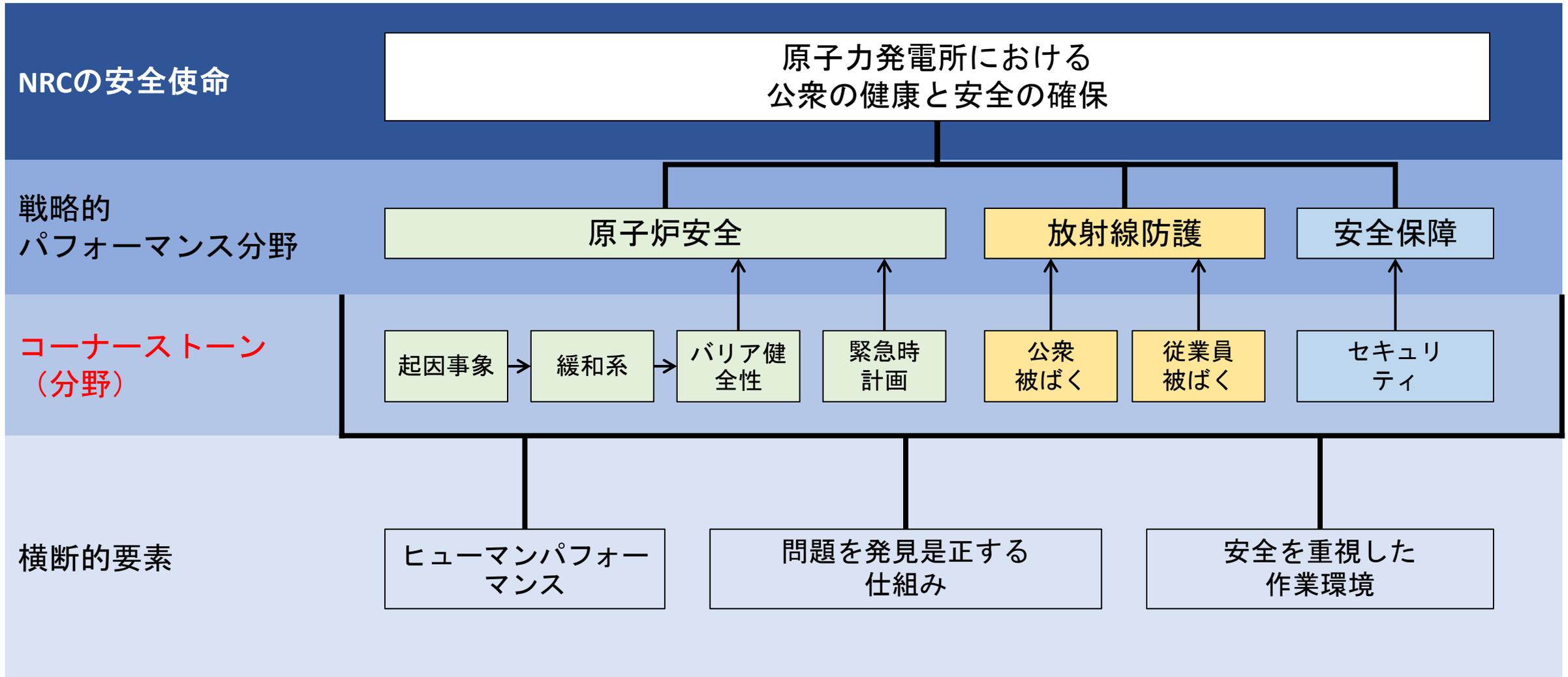
RIPB良い実践の例の紹介：原子炉監視プロセス（ROP）



出典：近藤寛子、米国における原子炉監督プロセス(ROP) 開始に学ぶ、原子力委員会第1回定例会議（2020）

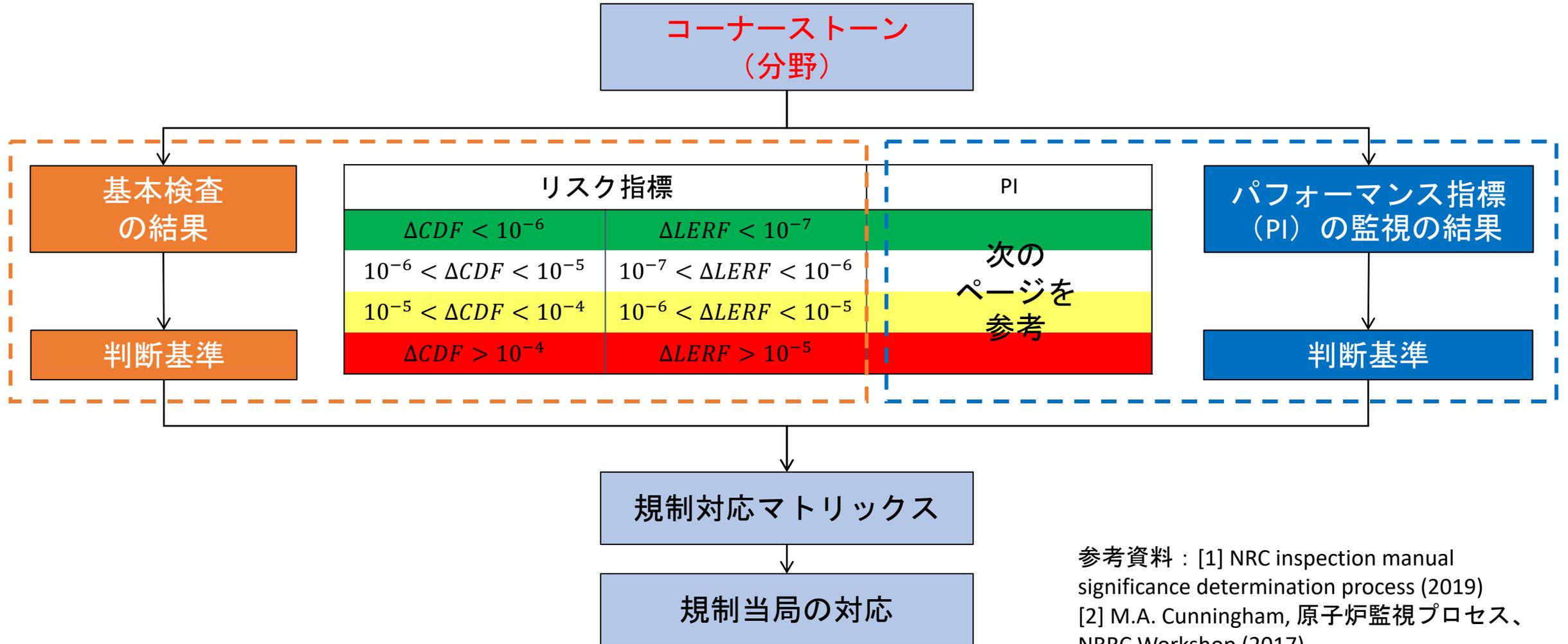
- TMI事故などでの経験を踏まえて新しい検査制度（SALP: Systematic Assessment of Licensee Performance）を開始。SALP運用中に、立て続けに制度が追加し、複雑化し、わかりづらい制度となった。その抜本的見直しとして、原子炉監視プロセス (ROP: Reactor Oversight Process) へ変更。
 - 2000年にROPの実施計画が出され、性能指標(PI: Performance Indicator)に基づくROPの本格運用が開始。
 - 検査発見事項(Inspection findings)のリスク重要度を定めるプロセス(SDP: Significance determination process)では、炉心損傷頻度の増分(Δ CDF)等を活用。

原子炉監視プロセス（ROP）のフレームワーク



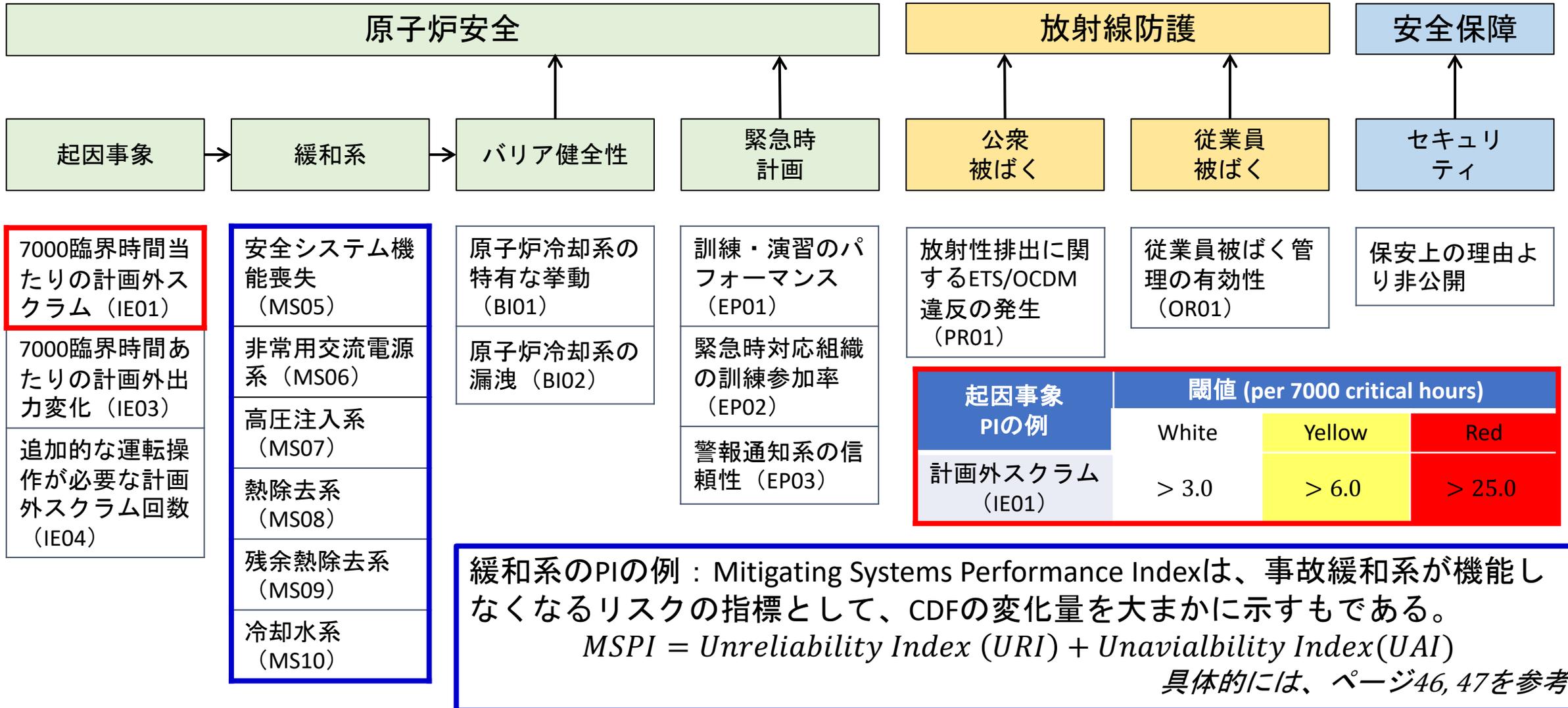
パフォーマンス指標（PI）と重要度評価プロセス（SDP）

- リスク指標の判断基準は性能目標（安全目標）を考慮して定めたものである。



参考資料 : [1] NRC inspection manual
significance determination process (2019)
[2] M.A. Cunningham, 原子炉監視プロセス、
NRRC Workshop (2017)

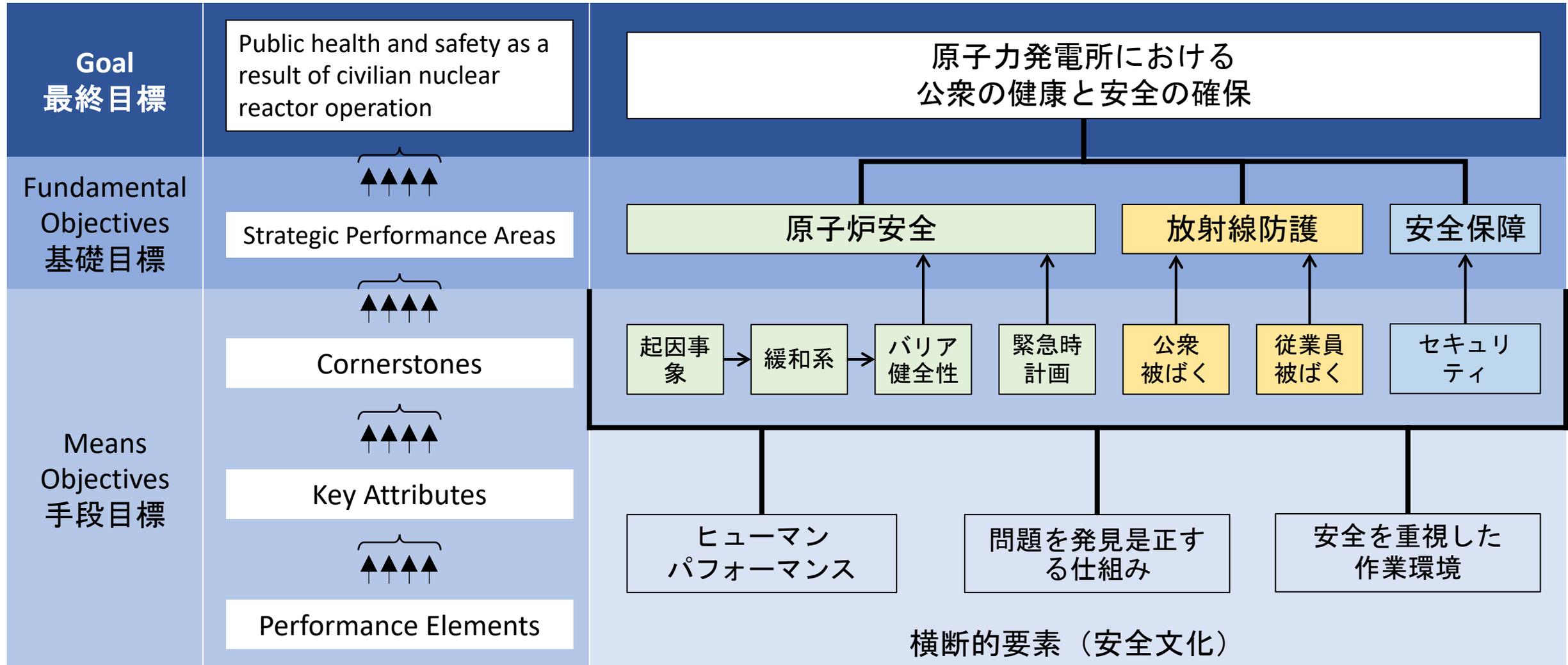
パフォーマンス指標（PI、安全実績指標）の例



参考資料：[1] USNRC, ROP Framework, <https://www.nrc.gov/reactors/operating/oversight/rop-description.html> (Accessed on July 10, 2025)

[2] 原子力規制庁、安全実績指標に関するガイド (GI0006_r3)

考察：パフォーマンスに基づく規制の目標の階層構造とROPの枠組みとの対応関係



安全目標の進化と安全文化との関係

“THE EVOLUTION OF SAFETY GOALS AND
THEIR CONNECTION TO SAFETY CULTURE”

by

Dr. Richard A. Meserve, Chairman
United States Nuclear Regulatory Commission

Atomic Energy Society Of Japan/American Nuclear Society Topical
Meeting On Safety Goals And Safety Culture

Milwaukee, Wisconsin
June 18, 2001

安全文化の要素

- 最優先事項として、経営の安全重視
- 全階層の職員に対する訓練と責任意識の浸透
- 保守的で安全意識の高い意思決定
- 批判的な自己評価と問いかけの精神を含む継続的改善
- 問題発生時に迅速かつ効果的に対処する姿勢
- 職員が懸念を安心して提起できる、安全意識の高い職場環境の醸成

The Intersection of Safety Goals and Safety Culture

相互関係	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 安全目標が「目指すべきリスク水準・安全レベル」を定める。 ➤ 安全文化が「日常的な運転行動を通じて、安全目標の精神を体現」する。
数値目標 vs 行動原理	<ul style="list-style-type: none"> ➤ これは、プラントの運転員がQHOや性能目標subsidiary objectivesを日々の数値目標として利用することを意味するのではなく、むしろ、強固な安全文化が、リスクを最小化するという安全目標の目的に合致した運転哲学に繋がることを意味している。 ➤ そして、その結びつきは、より密接になりつつある。一部の認可取得者は、安全を重視した運転上の決定を支援するために、オンラインの定量的リスク評価を採用し始めている。
NRCの安全文化が許認可取得者の安全文化を影響	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 過剰な規制は、許認可取得者からプラントの安全パフォーマンスに対する当事者意識を奪い、その低下を招く恐れがある。過小な規制には、当然、危険が伴う。 ➤ 従って、NRCの文化は、許認可取得者の安全文化に望ましくない影響を与えることなく、適切な安全重視を維持するために、規制監視プロセスで適切なバランスを見つけなければならない。そのバランスの一つが、安全目標の達成における許認可取得者の安全文化の役割を理解することである。こうして、安全文化と安全目標の関連性が再び明らかになった。

まとめ

➤ 統合的意義と今後の課題

- 安全目標を含むRIPB規制は、「社会的信頼」と「柔軟な運用」の間でバランスをとる高度な制度的試みであり、単なる技術論ではなく、ステークホルダー間の合意形成プロセスを含む枠組みである。
- その統合的意義を最大限に引き出すには、リスク情報の不確実性や限界を正しく理解しつつ、それを踏まえた説明責任と柔軟性を両立させる制度設計が不可欠である。

添付資料：リスク重要度指標（RIM）と緩和システム性能指標（MSPI）

リスク重要度評価指標

R_0 = The present “nominal” risk level, for example, such core damage frequency (CDF)

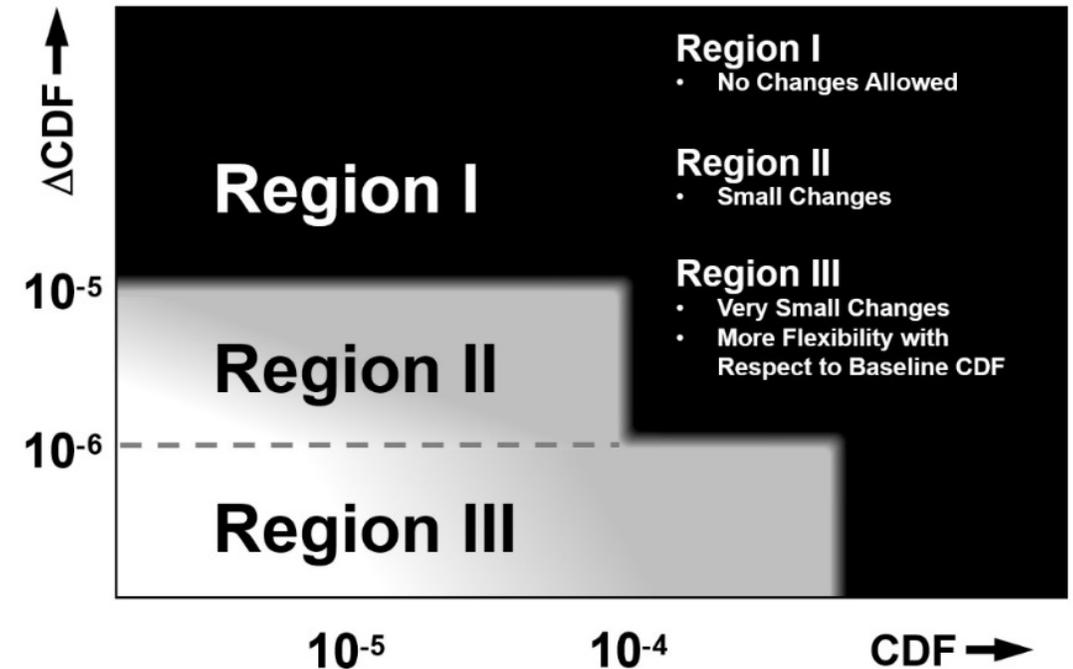
R_i^+ = the increased risk level with component “i” assumed failed

R_i^- = the decreased risk level with component “i” assumed to be perfectly reliable

p_i : failure probability of the component i.

- Fussell-Vesely (Fractional contribution), $FV_i = \frac{R_0 - R_i^-}{R_0}$
- Risk Achievement Worth, $RAW_i = \frac{R_i^+}{R_0}$
- Risk Reduction Worth, $RRW_i = \frac{R_0}{R_i^-}$
- Birnbaum (in linear form), $Bi_i = R_i^+ - R_i^-$
- Criticality, $Cr_i = (R_i^+ - R_i^-) \frac{p_i}{R_0}$
- ΔR (ΔCDF , ΔCFF , $\Delta LERF$), $\Delta R = R_i^+ - R_0$

リスク情報を活用した意思決定



参考資料: [1] W.E. Vesely, et al. Measures of risk importance and their applications, NUREG/CR-3385 (1983)

[2] USNRC, RG1.174, An approach for using PRA in risk-informed decisions on plant-specific changes to the licensing basis Revision 3 (2018)

[3] M. Modarres, et al. Reliability engineering and risk analysis. CRC Press (2017)

リスク重要度指標の例

Fussell-Vesely (FV, Fractional contribution)

$$FV_A = \frac{R_0 - R_i^-}{R_0}$$

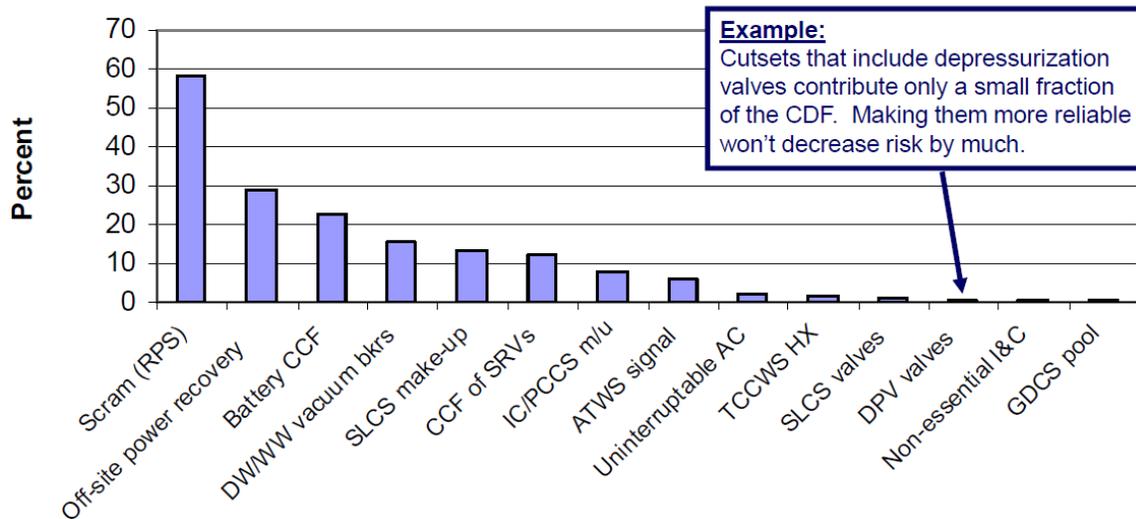
Risk reduction index



リスク回避への寄与

$FV > 0.005$ or 0.5%: SSCs are risk-significant

SSCs' Contribution to CDF (FV)



Risk Achievement Worth (RAW)

$$RAW_A = \frac{R_i^+}{R_0}$$

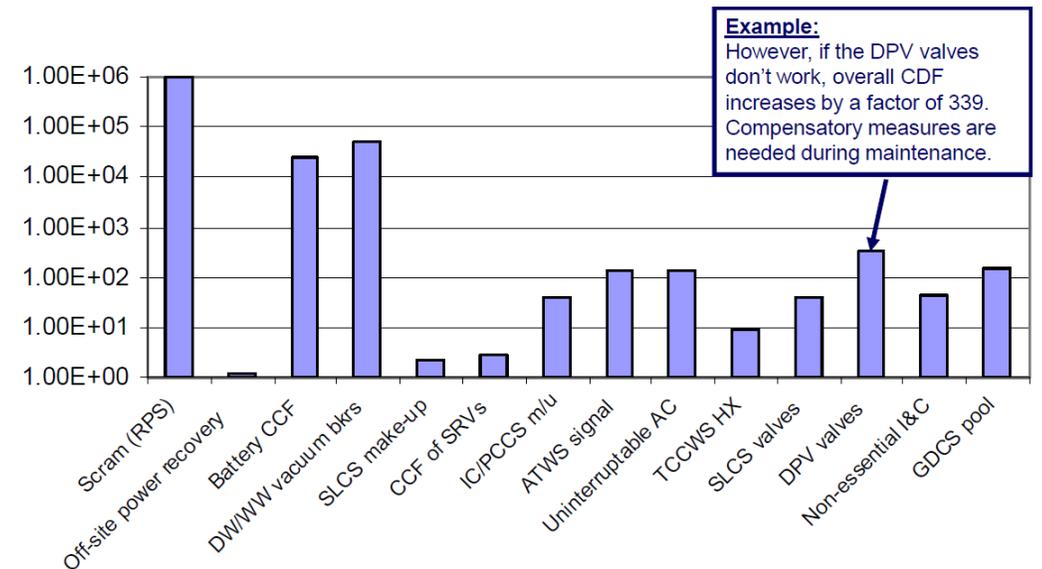
Risk increase index



リスク増加への寄与

$RAW > 2$: SSCs are risk-significant, risk value doubles when the SSC failed

SSCs' Contribution to CDF (RAW)



SSCs重要度分類

従来の決定論的安全上の機能別重要度分類
(原子力安全委員会指針集、改定12版、2008年)

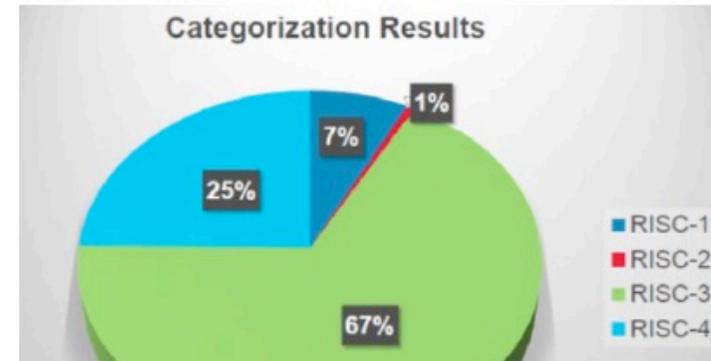
機能による分類 重要度による分類	安全機能を有するSSCs			安全機能を有しないSSCs
	異常の発生防止の機能を有するもの(PS)	異常の影響緩和の機能を有するもの(MS)		
安全に関連するSSCs	クラス1	PS-1	MS-1	
	クラス2	PS-2	MS-2	
	クラス3	PS-3	MS-3	
安全に関連しないSSCs				安全機能以外の機能のみを行うもの

従来の決定論的安全重要度分類の欠点

- 設計基準機能への偏重
 - 設計基準を超える事象に対する緩和機能の重要度評価が困難。
- 安全関連機器 (safety-related SSCs) の過剰分類
 - 点検・保守の対象が膨大となり、運用負荷やリソースの非効率な集中を招く。
- 非安全関連機器 (non-safety SSCs) の軽視
 - 一部の非安全機器も、特定のシナリオではシステム相互依存性、共通原因故障 (CCF)、運転状態の影響により、重要性が増す可能性がある
- リスクに基づく判断が欠如
 - 単一の基準や経験的判断に依存しており、リスク情報 (CDF貢献度等) に基づく機器重要度の客観評価が不可能。

リスク情報を活用したSSCsの重要度分類
(10 CFR 50.69, NEI 00-04)

	Safety-Related	Nonsafety-Related
	NEI 00-04 分類プロセス	
Safety Significant	RISC-1	RISC-2
Low Safety Significant	RISC-3	RISC-4



Vogle 1 & 2 分類結果 : RISC-3 との
カテゴリーにSSCsが13033件

参考資料

[1] 日本エヌ・ユー・エス株式会社 令和3年度 原子力の利用状況等に関する調査 (諸外国における原子力発電所の利用に関する事項の調査)

[2] P.Burns, Implementation of 10CFR50.69 and Risk Managed Technical Specifications at Southern Nuclear, Regulatory Information Conference (2018)

緩和システム性能指標（MSPI: Mitigating System Performance Index）

- MSPI（Mitigating Systems Performance Index）は、原子炉の主要な事故緩和系（例：高圧注入系、補助給水系、残留熱除去系、非常用電源系など）の信頼性と可用性の低下が炉心損傷頻度（CDF）に与える影響を、定量的に評価するリスク指標である。MSPIは、過去3年間（12四半期）の運転データに基づき、システムの停止時間（Unavailability）と機能失敗の確率（Unreliability）を用いて算出される。
 - Unavailability（不可用率）の定義：計画・計画外の保守や試験によって機器が使えなかった時間の割合（過去3年）。
 - Unreliability（非信頼性）の定義：システムやトレインが、過去12四半期において、要求時に24時間連続で機能を果たせなかった確率（PRAの成功基準に基づく）。

➤ MSPIの計算方法

$$\begin{aligned}
 MSPI &= \text{Unreliability Index (URI)} + \text{Unavailability Index (UAI)} \\
 &= (CDF_P) \left(\sum \frac{FV_P}{UR_P} \right) (UR_C - UR_B) + (CDF_P) \left(\sum \frac{FV_P}{UA_P} \right) (UA_C - UA_B)
 \end{aligned}$$

➤ MSPIと ΔCDF の関係（Linear ApproximationはTaylor expansion of CDFにより証明[2]）

$$MSPI \approx \Delta CDF = CDF_{\text{actual plant performance}} - CDF_{\text{baseline performance}}$$

SDPの色付け標準を活用

$MSPI < 10^{-6}$
$10^{-6} < MSPI < 10^{-5}$
$10^{-5} < MSPI < 10^{-4}$
$MSPI > 10^{-4}$

参考資料：[1] Idaho National Laboratory, PRA technology and regulatory perspectives P-111, Volume 1 Module S, USNRC (2016)

[2] NUREG-1816, Independent verification of the mitigating systems performance index (MSPI) results for the pilot plants (2005)

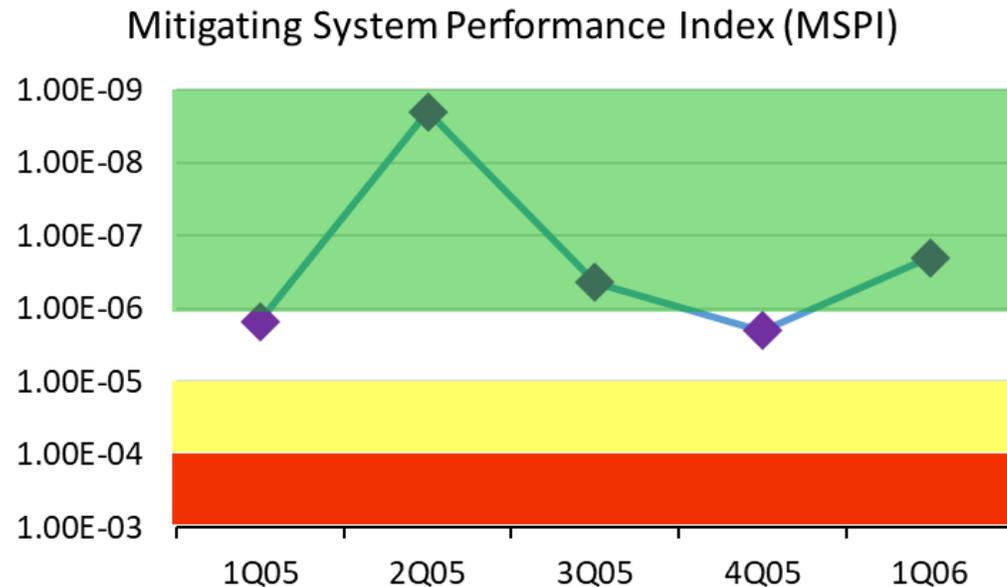
[3] NEI 99-02, Regulatory assessment performance indicator guideline, Revision 8 (2024)

MSPI指標の活用例

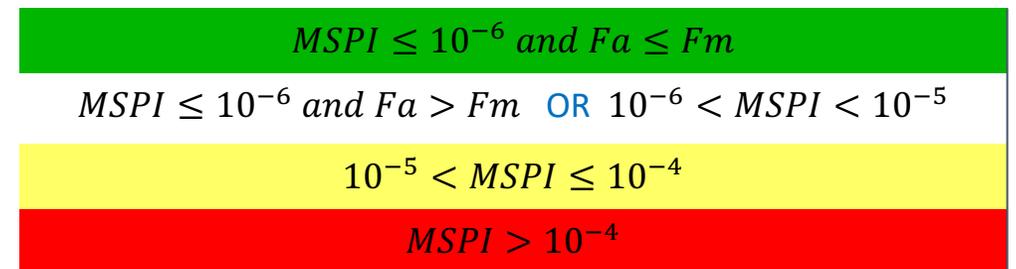
データの出典： [1] NEI 99-02, Regulatory assessment performance indicator guideline, Revision 8, Page 33 (2024)

Mitigating System Performance Index (MSPI)	1Q05	2Q05	3Q05	4Q05	1Q06
Unavailability Index (UAI)	8.48E-08	1.00E-09	8.72E-08	1.00E-06	1.00E-07
Unreliability Index (URI)	1.42E-06	1.00E-09	3.55E-07	1.00E-06	1.00E-07
Performance Limit Exceeded (PLE)	No	No	No	Yes	No
Indicator Value (Calculated)	1.50E-06	2.00E-09	4.42E-07		2.00E-07
Indicator Value (Displayed)	1.50E-06	2.00E-09	4.40E-07	PLE	2.00E-07

PI監視



Performance Limited Exceeded (PLE)により判断基準を修正し、RG 1.174に基づく意思決定



Fa: Actual numbers of equipment failures
Fm: Maximum number of allowed failures