総合資源エネルギー調査会
自主的安全性向上・技術・人材WG
第５回会合
資料１

各国（日本、米国、英国、仏国）における確率論的リスク評価の活用状況

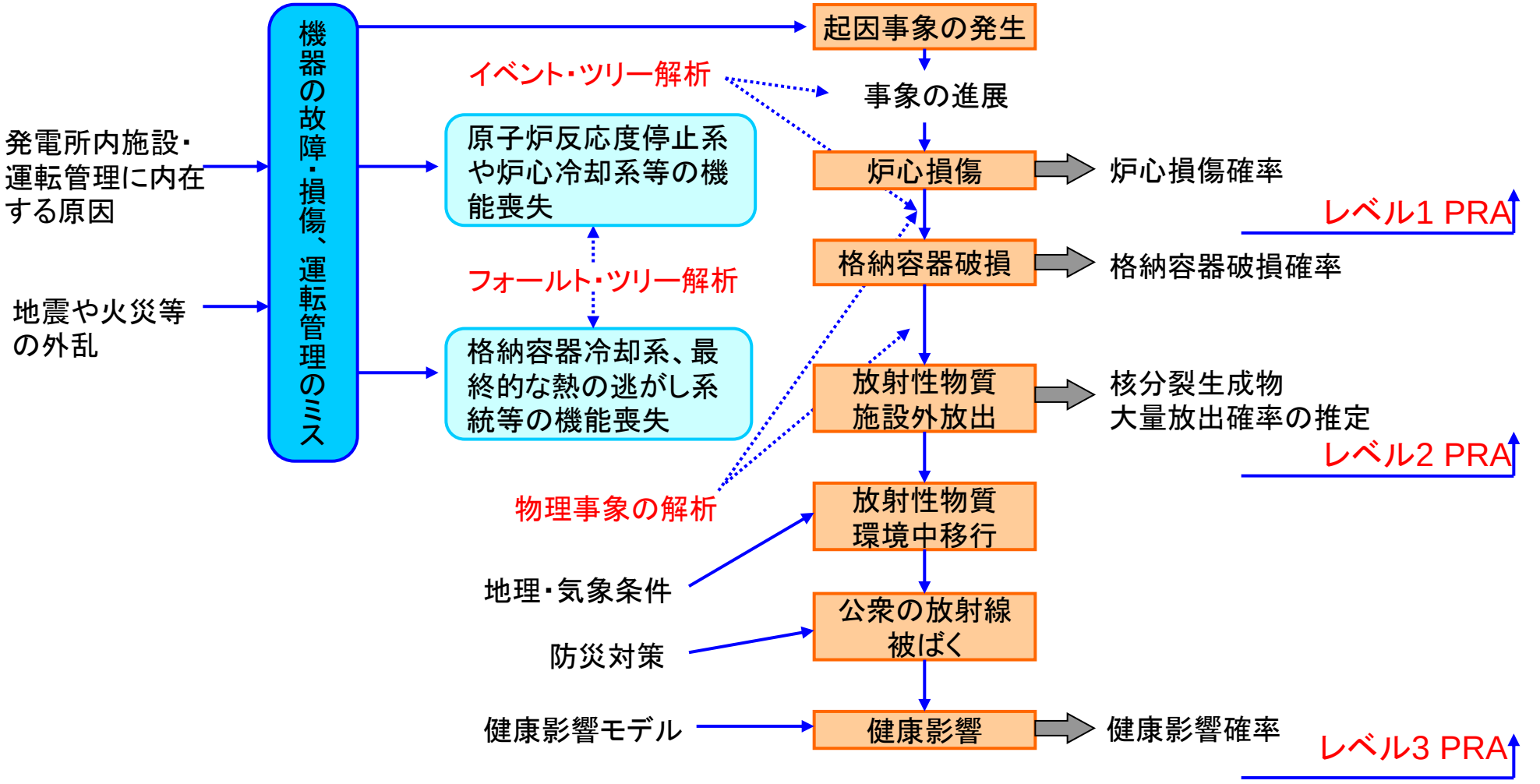
平成27年1月

経済産業省

１．確率論的リスク評価（PRA）とは

確率論的リスク評価（PRA）

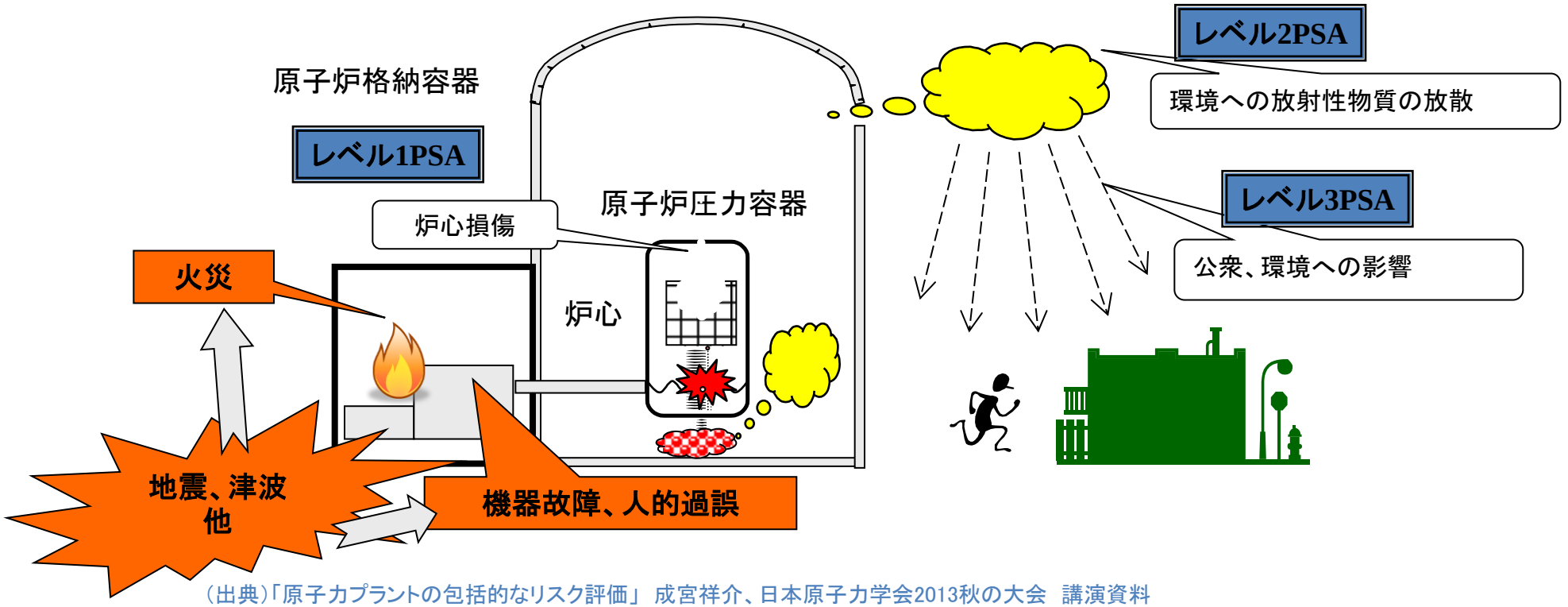
- 確率論的リスク評価（PRA: Probabilistic Risk Assessment）とは、原子力施設等で発生するあらゆる事故を対象として、その発生頻度と発生時の影響を定量評価し、その積である「リスク」がどれほど小さいかで安全性の度合いを表現する方法。
- 地震や津波等の外的事象を中心に不確実性を伴うことに留意が必要。ただし、異なる安全対策の効果の比較や施設の安全性を総合的に評価することが可能。



原子力発電所のPRAの概要①

PRA 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で起こる事象が原因となる場合、外的事象に分類する。
  - 外部ハザード
    - 自然ハザード： 地震、津波、火山噴火、台風　など
    - 人為ハザード： 航空機落下、船舶の衝突　など
  - 内部ハザード： 内部火災、内部溢水、重量物落下　など



（出典）「原子力プラントの包括的なリスク評価」 成宮祥介、日本原子力学会2013秋の大会　講演資料

原子力発電所のPRAの概要②

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

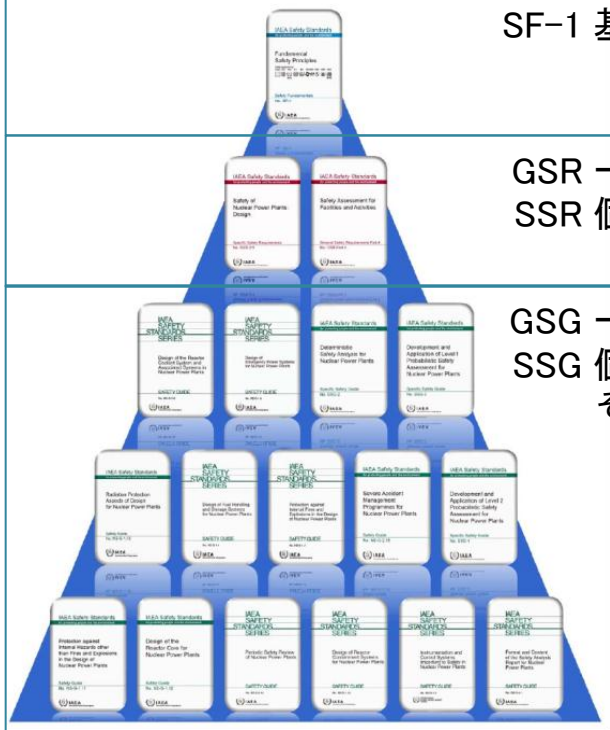
- レベル1PRA：設計の弱点及び（放射性物質の重大な放出をもたらし人の健康や環境に影響を与えうる）炉心損傷の前兆となる事故を防止するための方法に関する情報を提供する。
- レベル2PRA：起こりうる放射性物質の放出の過酷度の観点から炉心損傷をもたらす事故シーケンスの相対的な影響度に関する情報、シビアアクシデントの緩和及び管理策の弱点に関する情報、及び弱点を改善する方法を提供する。
- レベル3PRA：発電所の作業員及び公衆の健康への悪影響、及び土壌、空気、水及び作物の汚染の観点から、事故防止及び緩和策の相対的な影響度に関する情報を提供する。さらに、レベル3PRAは、緊急時計画に関連する事故マネージメントの相対的な有効性に関する情報を提供する。

（出典）IAEA レベル1及びレベル2PRA実施／管理ガイド（SSG-3及び4），2010年

国際原子力機関（IAEA）によるPRAの位置づけ①

- IAEAは、PRAを原子力発電所の安全性を保証するための重要な解析ツールとし、その活用を強く勧告。また、国際的な良好事例に基づき国際標準を策定。
- 加盟国の原子力発電所のPRA の質の改善及び信頼性向上を図るために、PRAの国際レビュー活動（IPERS : International Peer Review Service）を実施。訪問した原子力発電所のPRAに関する長所（良好事例/パフォーマンス）及び改善提案（推奨/提案事項）を提示。

IAEAの標準類の階層構造	PRAに係るもの
SF-1 基本安全原則	SF-1「基本安全原則」（2006年）
GSR 一般安全要件 SSR 個別安全要件	GSR Part 4「施設及び活動に関する安全評価」（2009年） SSR-2/1「原子力発電所の安全性：設計」（2012年） SSR-2/2「原子力発電所の安全性：運転及び試運転」（2011年）
GSG 一般安全指針 SSG 個別安全指針 その他技術文書	SSG-3「レベル1PSAの開発と適用」（2010年） ・運転状態：全出力運転時、低出力運転時及び停止時 ・内部起因事象：ランダムな設備故障及びヒューマンエラー ・内部ハザード：内部火災及び洪水、タービンミサイルなど ・外部ハザード：自然事象（地震、強風、外部洪水など）及び人為的な事象（航空機衝突、周辺の産業施設の事故など） SSG-4「レベル2PSAの開発と適用」（2010年） TECDOC-1511「PSAの適用に際しての品質のガイダンス」（2006年） TECDOC-724「地震PSA」（1993年）など



（参考） PRAに係るIAEA安全基準

SF－1「基本安全原則」

- 放射線リスクが合理的に達成可能な限り低いかどうかを判断するため、通常運転、異常または事故条件で起こる全てのリスクを（段階的なアプローチを用いて）評価し、施設の寿命及び活動期間において定期的に再評価しなければならない。

GSR Part4「施設及び活動に関する安全評価」

- 安全評価には、様々な運転状態、想定される運転事象及び事故条件における安全上の問題を評価するため、決定論的及び確率論的手法による一連の定量的な解析から構成される安全解析を含まなければならない。
- 確率論的安全解析の目的は、施設または活動から生じる放射線リスクに対して全ての寄与因子を決定し、設計全体が良好なバランスで確率的な安全基準（ある場合）を満たしているかを評価することである。

SSR－2/1「原子力発電所の安全性：設計」

下記を目的として、プラントの確率論的安全解析を実施すべきである：

- 一般的な安全目標に対する設計の適合性に関して、信頼を与えるための体系的な解析を提示するため。
- 特別な特徴または想定される起因事象がリスク全体に対して不相応に大きな／著しく不確かな寄与因子とならないように、及び第1／第2の深層防護で主要な負荷に耐えるように、バランスのとれた設計が成されたことを実証するため。
- プラントパラメータの小さな逸脱によって、過酷で異常なプラント挙動（クリフエッジ効果）が発生しない確信を示すため。
- 過酷な炉心損傷の発生確率の評価、及び短期間の所外対応に必要となる外部放出（特に、早期格納容器破損に関係する放出）リスクの評価を示すため。
- 発電所固有の外部ハザードの発生確率及び影響の評価を示すため。
- 設計変更または運転手順書の改善によって、シビアアクシデントの確率を低減できるかそれらの影響を緩和できる系統を特定するため。
- プラントの緊急時計画の妥当性を評価するため。
- 確率目標（ある場合）の順守を検証するため。

SSR－2/2「原子力発電所の安全性：運転及び試運転」

- 安全レビューのスコープには、運転中プラントの安全に関連する全ての側面を含めなければならない。決定論的安全評価を補完するため、安全レビューへの情報として確率論的安全評価（PRA）を利用し、プラントの様々な安全関連の側面を把握する手掛かりとしてもよい。

（参考） IAEAの安全目標

IAEAは、INSAG-12「原子力発電所の基本安全原則」において、定性的な安全目標及び定量的なターゲット値を定義している。

＜定性的目標＞

1. 一般的原子力安全目標
   - 原子力発電所で放射線ハザードに対する実効的な防護を確立し維持することにより、個人、社会及び環境を防護

2. 放射線防護目標
   - 発電所内及び発電所から放出される放射性物質による被ばくが、経済及び社会的要因を考慮して合理的に達成可能な限り低く、かつ規定制限値未満であることを確保
   - 事故による放射線被ばくの緩和を確保

3. 技術的安全目標
   - 原子力発電所での事故を高い確度で防止
   - 設計で考慮しているすべての事故：その確率が非常に低い場合でも放射線影響が小さいことを確保
   - 重大な放射線影響を伴うシビアアクシデントの可能性：極めて小さいことを確保

＜ターゲット値（上記の「技術的安全目標」に対応）＞

- 既設プラント：炉心損傷頻度＜10^{-4}/炉年、早期大規模放出頻度＜10^{-5}/炉年
- 将来プラント：炉心損傷頻度＜10^{-5}/炉年、早期大規模放出の実質的な排除

（出典）IAEA INSAG-12, “Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, 75-INSAG-3 Rev. 1”, Oct. 1999.

２．各国におけるPRAの活用状況

米国におけるPRA活用の経緯①

- 1975年　NRCによる「原子炉安全研究」（ WASH-1400 ）
  - 原子力発電所の事故リスクを確率論的に定量評価する手法の枠組みを示した。
  - スリーマイル・アイランド事故のような事故の発生を予測。
- 1979年　スリーマイルアイランド事故
  - PRA手法が重要視されるようになり、設計基準事故を超えるシビアアクシデントやリスク評価研究が本格化。
- 1984年頃～　事業者側から規制側に、リスク情報を活用した規制（RIR: Risk Informed Regulation）を提案
  - TMI事故以後の規制強化に伴い、プラント運転コストが大幅に増加。産業界は、安全上の貢献度が低い規制要件を緩和し、より重要なリスク低減活動に資源を配分すべきと考えるようになった。
  - 規制行政庁側としては、予算や組織に対する政府からの縮小要求、規制要件の遵守確認に集中しすぎる傾向があったこと、規制における評価方法が客観性に欠け、規制プロセスが透明性に欠けるといった批判があった。
  - 規制側と事業者側に、従来の規制が保守的すぎるという共通認識があった。

（出典）平成19年9月20日 原子力安全委員会「リスク情報を活用した安全規制の導入に関する関係機関の取り組みと今後の課題と方向性」

米国におけるPRA活用の経緯②

- 1986年　NRCの安全目標声明
  - 個別プラントの内的、外的事象の評価、代表施設に対するリスク評価研究（NUREG-1150）
  - 規制側と産業界側のやりとりを通してリスク知見は共有され、RIR へ向けた活動の有効性が確認されてきた。
- 1988年　NRCが発電所毎に内的事象の評価（IPE: Individual Plant Examination）の実施を各事業者に要求
  - 事業者は1991年までに対応した。
- 1991年　NRCが発電所毎に外的事象の評価（IPEEE: Individual Plant Examination for External Events）の実施を各事業者に要求
  - 事業者は1997年までに対応した。
- 1995年　NRCのPRA政策声明
  - 従来からの深層防護の原則を支持し決定論的手法を補完する方法としてPRAを位置付け、技術的に可能な範囲で活用を拡大すべきなど、PRA 活用の基本方針を明確化。
- 1998年　リスク情報を活用した規制（RIR）の規制ガイドライン（R.G.-1.174）発行。
- 2000年　パフォーマンスに応じて規制の関与の仕方を変える原子炉監視プロセス（ROP）導入。

（出典）平成19年9月20日 原子力安全委員会「リスク情報を活用した安全規制の導入に関する関係機関の取り組みと今後の課題と方向性」

（参考） 1986年　安全目標声明

＜安全目標＞

- 定性的目標：
  - 公衆の個人は、原子力発電所の運転の影響により、個々人の生命と健康に著しい追加的リスクが生じることがないように防護されること。
  - 原子力発電所の運転による生命と健康に係わる社会的リスクは、他の現実的に競合する発電技術によるリスクと同等以下とし、また他の社会的リスクに対する著しい増加とはならないこと。
- 定量的目標：次の定量的目標が、上記の安全目標を達成するために用いられる。
  - 事故時の原子力発電プラント近傍の個人急性死亡のリスクは、米国民が通常さらされている他の事故による急性死亡リスクの総和の0.1%を超えてはならない。
  - 原子力発電プラント周辺の住民に対する、原子力発電所の運転により生じるかもしれないガン死亡のリスクは、他の全ての原因によるガン死亡のリスクの総和の0.1%を超えてはならない。

（出典）51FR28044, “Safety Goals for the Operations of Nuclear Power Plants ;Policy Statement”, Aug. 4 , 1986

安全目標声明で示された定量的目標における急性死亡リスク及びがん死亡リスクに対応するものとして、以下の性能目標が示されている。

＜性能目標＞

- 炉心損傷頻度 ＜ 10^{-4}/炉年
- 早期大規模放出頻度 ＜ 10^{-5}/炉年

（出典）R. G. 1.174, Rev. 1, "An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis", November, 2002

（参考） 1995年　PRA政策声明

リスク評価を含む**全ての規制上の意思決定においてPRAを活用する方針**を示す。

- PRA の利用は、すべての規制活動において、決定論的手法の補完と多重防護の原則の維持推進を目的として推進されるべき。
- PRA は、現行規制における不必要な保守性の削減、及び必要な追加要求事項の提案を支援するために利用されるべき。
- 規制上の意思決定支援のためのPRA は、可能な限り現実的に実施されるべき。また、適切な支援データはレビューのために公開されるべき。
- 安全目標とその補足的数値目標を規制上の判断に用いる場合は、リスク評価の不確かさを十分に考慮した上で使用すべき。
- 政策声明書の実行により、規制における安全上の意思決定の改善、USNRC 資源のより効率的な活用、原子炉設置者の不必要な負担の軽減が期待できる。

（出典）NRC, “Use of Probabilistic Risk Assessment Methods in Nuclear Regulatory Activities; Final Policy Statement”, 60FR42622, August 16, 1995.

米国におけるPRAの活用例①：事業者によるリスク情報活用の具体例

＜サウステキサスプロジェクト（STP）発電所におけるPRA活用の事例＞

建設および設計段階におけるPRAの利用

- 建設段階のPRAにおいて、全交流電源喪失時における、格納容器パージ隔離及び化学体積制御系（CVCS）レットダウンの電動弁（MOV）の脆弱性を確認し、MOVを空気作動弁（AOV）に変更。

PRAを用いた系統解析による深層防護能力の特定

- PRAを用いた系統解析より、補機冷却水（CCW）喪失時の一次冷却材ポンプシールへの代替注入としてCVCS容積式ポンプ（PDP）を使用できることを確認。外部電源喪失時及び全ディーゼル発電機故障時に、技術支援センターのディーゼル発電機からPDPに給電することと合わせて、手順化が行われた。

系統および設備の利用可能性及び信頼性の最適化

- PRAの結果を利用し、非常用炉心冷却系（ECCS： Emergency Core Cooling System）機器のTech. Spec.（Technical Specification、我が国の保安規定に相当）における許容待機除外時間（AOT：Allowed Outage Times、安全上の要求から多重性の機能を持つ機器の片方が、故障やその復旧等の理由で待機状態にない期間）を3日間から7日間に延長する変更をNRCに申請し、承認を受けた。
- これにより、ECCS設備の信頼性および運転上の柔軟性が大きく向上し、出力運転中に保守作業ができるようになった。

（出典）「総合資源エネルギー調査会 原子力小委員会 原子力の自主的安全性向上に関するワーキンググループ」 リック・グラントン　発表資料を基に作成

米国におけるPRAの活用例②： 規制におけるリスク情報活用の具体例

規則作成時の遡及適用（バックフィット）評価

– バックフィットを課す場合、規則適用前後でのΔCDF（炉心損傷確率の変化）及び条件付格納容器破損確率（CCFP）を概算し、バックフィットの適用可否を検討する。

追加検査のチーム分類

– 発電所で何らかの事象が発生した場合、NRCは決定論的な判断基準に加え、当該事象の条件付炉心損傷確率（CCDP）による判断基準を用いた評価を行い、追加検査のチームを編成する（当該事象の原因となっている可能性が高い部位を集中的に検査する）。

原子炉監視プロセス（ROP）

– 発電所のパフォーマンス指標（PI）及び検査指摘事項の重要度決定プロセス（SDP）の評価結果をリスク情報を活用して4段階に色分けして、その後の措置を決定している。パフォーマンス低下の傾向が見られる発電所に対しては、NRCは規制検査のスコープを拡大する。事業者にとっては、パフォーマンスが低下するとNRCの検査に対応するために必要となるリソース（人・時間及び検査料）が増大することになる。このため、事業者がパフォーマンスの維持に努めるインセンティブになっている。

発電所個別の認可変更申請

– リスク情報を活用した認可変更申請の審査において、認可変更措置に伴う炉心損傷頻度または早期大規模放出の変化量を考慮する。

（出典）平成19年9月20日 原子力安全委員会「リスク情報を活用した安全規制の導入に関する関係機関の取り組みと今後の課題と方向性」他

米国におけるPRAの活用例③： 規制当局による安全目標（性能目標）への適合性の確認

既設プラント

- プラント個別の安全目標との比較は行わない。
- NRCがNRCの規制の有効性を確認するため、いくつかの代表プラントについてPRAの結果が性能目標を大幅に下回っていることを確認。

新設プラント

- SRP 19.0「新型炉のPRA及びシビアアクシデント評価」により適合性を審査
  - 設計に基づくリスクが、以下のNRCの性能目標を満たすか審査。

    (1)炉心損傷頻度（CDF）＜1×10^{-4}/炉年

    (2)大規模放出頻度＜1×10^{-6}/炉年
  - さらに、以下の目標を満たすか審査。

    (1)格納容器健全性は最も可能性の高いシビアアクシデントによる炉心損傷開始から約24時間維持されるという決定論的目標

    (2)条件付格納容器破損確率（CCFP）はPRAで評価した全ての炉心損傷シーケンスを複合して約0.1未満という格納容器性能目標
  - ただし、性能目標は規制要件ではないため、性能目標とPRAの結果及び知見を比較して数値を議論するのではなく、シビアアクシデントの防止及び緩和措置をバランス良く考慮するようにすべきとしている。

英国におけるPRA活用の経緯①

- 1972年　ローベンス報告
  - 対処療法的に造られてきた法律、規則が多数でかつ複雑になりすぎ、技術や社会情勢の変化について行けなくなった結果、事業者の責任や自主性、自発的な取組みが軽視され、それらを遵守しても災害は減少しなくなったとの認識に基づき、「法令準拠」から「自主対応型」へ変革すべきことを提言。
- 1974年　労働安全衛生法の制定、保健安全執行部（HSE）の設置
- 1979年　原子力安全評価原則（SAP）の公表
  - 「合理的に実行可能な限り低く」（ALARP: As Low As Reasonably Practicable）の概念。
  - SAPに明示的な要求はなかったが、当初より、事業者と規制機関の合意に基づきPRAが試みられていた。
- 1982年　Sizewell-B（英国初の軽水炉）の公聴会に、原子炉メーカー（WH）がレベル2PRAを、規制当局（英国放射線防護庁）がレベル3 PRAを実施して提出
  - 英国初の軽水炉であるSizewell-B建設に対する周辺住民等の懸念に対応するために公聴会に提出
- 1987年　事業者の建設前安全報告書（ Sizewell-B ）にレベル1PRAを記載
- 1992年　事業者の運転前安全報告書（ Sizewell-B ）にレベル3PRAを記載
  - 停止時、外部事象を含む。

（出典）平成19年9月20日 原子力安全委員会「リスク情報を活用した安全規制の導入に関する関係機関の取り組みと今後の課題と方向性」

英国におけるPRA活用の経緯②

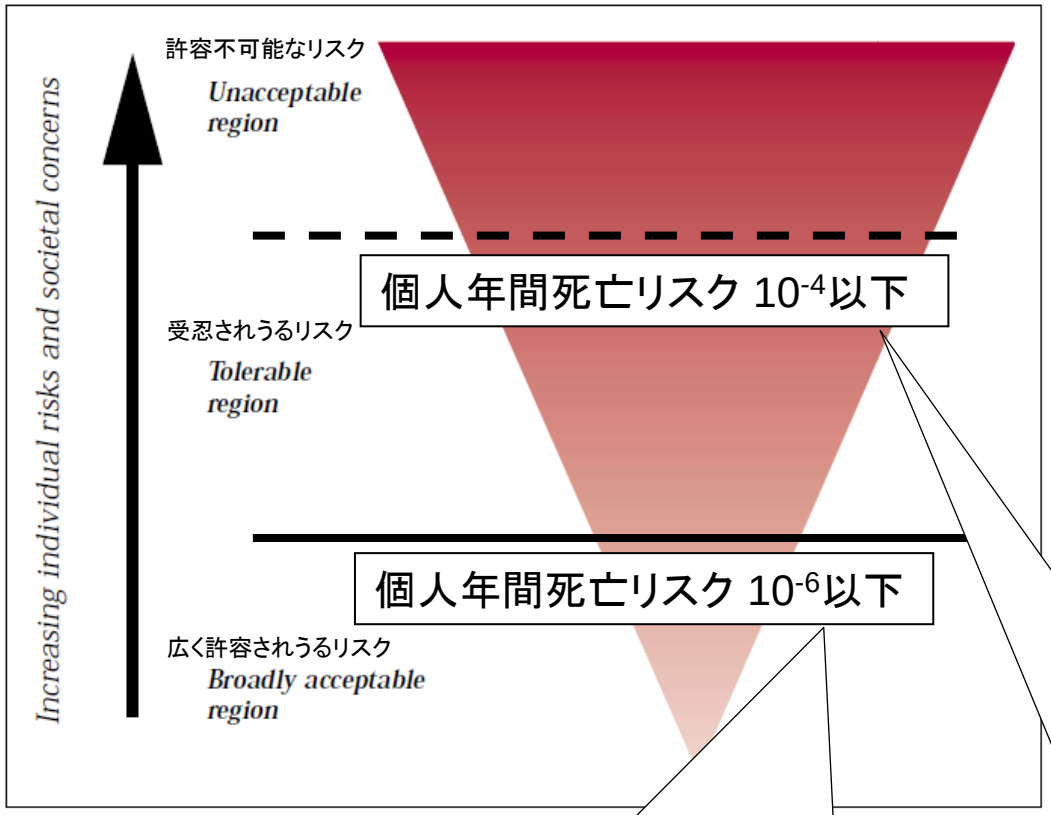
- 1992年　HSEより「原子力施設の受忍リスク（ToR：Tolerability of Risk）」公表、SAPの改訂版公表
  - 「基本安全レベル」（BSL：Basic Safety Limits、許認可で満足すべき基準）及び「基本安全目標」（BSO：Basic Safety Objectives、規制でこれ以上のリスク低減要求をしない基準）の枠組みで定量的目標を示した（ToR-ALARP概念）。
  - 従来の決定論的安全評価に加え、PRAも規制上の要求事項（レベル3PRA）に。
- 1994年　Sizewell-Bの運転開始
- 2001年　HSE はToR-ALARP の概念を国民に広く説明するための解説書（R2P2※）を発行

※　Reducing risks, Protecting people, HSE's decision-making process.

（出典）平成19年9月20日 原子力安全委員会「リスク情報を活用した安全規制の導入に関する関係機関の取り組みと今後の課題と方向性」

（参考） 英国における許容リスク

HSE「リスク低減と公衆防護（2001年初版）」中の図1に事務局にて追記



致死リスクのレベル（平均、概算値）（回／年）	
10^{-2}	毎週末、5時間ずつロッククライミングをする場合の死亡リスク
10^{-3}	鉱業のような比較的危険な産業のうち、高いリスクグループで働くときの死亡リスク
10^{-4}	一般的な交通事故死のリスク
10^{-5}	産業のうちとても安全な部門で働くときの事故死亡リスク
10^{-6}	家庭での火事又はガス爆発で死亡する一般的リスク
10^{-7}	雷に打たれて死亡するリスク

- 「広く許容されうるリスク」と「受忍されうるリスク」の境界の目安としては、「従業者と公衆の両方に対して個人の年間死亡リスクが100万分の1」を適用すべきである。このような数値であれば、リスクのレベルは極めて低いものとみなされる。

- 「受忍されうるリスク」と「許容不可能なリスク」の境界については、汎用的な目安を示すことはできない。なぜなら「許容不可能」とみなされる理由は様々であり、例えば個人が高いレベルのリスクに曝されることに鑑みて「許容不可能」とみなされる場合もあるし、広範な社会に及ぼす影響に鑑みて「許容不可能」とみなされる場合もあるからである。
- しかしながら、いかなる産業であっても「受忍されうるリスク」は個人年間死亡リスクで1万分の1を超えないように管理すべき※。

  ※原子力発電については、新設炉で、10万分の1を超えないように管理する方針案が検討されている。

（出典）”Reducing risks, protecting people”, HSE, 2001.

（参考） 英国における安全目標

許認可段階及び10年毎に実施される定期安全レビュー（PSR）の際に、事業者に対して安全目標との比較（実質的にレベル3PRA）を要求。

＜安全目標＞

- 所内（放射線作業従事者、その他の作業者）と所外（公衆）に対する通常運転時及び事象・事故時のリスク指標として、**基本安全レベル（BSL）と基本安全目標（BSO）**が定められている。
  - BSLは「受忍されうるリスク」の上限に対応しており、許認可で満足すべき基準である。
  - BSOは「広く許容されうるリスク」の上限に近い位置付け（努力目標）である。

項目	数値目標		
T-5：事故時、所内個人 全ての事故による所内個人死亡リスク	BSL：10^{-4}/年 BSO：10^{-6}/年		
T-6：事故時、所内個人 個々の事故に対する所内個人実効線量の年間頻度	実効線量 mSv	年間予測頻度 BSL	 BSO
	2～20	10^{-1}	10^{-3}
	20～200	10^{-2}	10^{-4}
	200～2000	10^{-3}	10^{-5}
	>2000	10^{-4}	10^{-6}

項目	数値目標		
T-7：事故時、所外個人 全ての事故による所外公衆の個人死亡リスク	BSL：10^{-4}/年 BSO：10^{-6}/年		
T-8：事故時、所外個人 個々の事故に対する所外個人実効線量の年間頻度	実効線量 mSv	年間予測頻度 BSL	 BSO
	0.1～1	1	10^{-2}
	1～10	10^{-1}	10^{-3}
	10～100	10^{-2}	10^{-4}
	100～1000	10^{-3}	10^{-5}
	>1000	10^{-4}	10^{-6}
T-9：死亡事故 事故による放射線被ばくによる100人以上の急性及び晩発性死亡の年間総リスク	BSL：10^{-5}/年 BSO：10^{-7}/年		

（出典）Safety Assessment Principles, 2006 Edition, Revision 1 (February 2008)

英国におけるPRAの活用例①： Sizewell B公聴会の事例①

Sizewell Bサイトにおいて英国初のPWRの建設が行われる際、2年間にわたる公聴会が開催され、反対派団体を含む多数の証人により、様々な角度からPWRの安全性が検証された。その中で確率論的リスク評価（レベル3 PRA）についても取り扱われ、結論に至るうえでの根拠の一つとなった。

1. 経緯

- 1981年、中央電力庁（CEGB: Central Electricity Generating Board ※）は、Sizewell B の建設申請書を、当時の規制機関である労働安全衛生庁（HSE: Health and Safety Executive）の原子力施設検査局（NII: Nuclear Installations Inspectorate）に提出。サフォーク郡協議会等により異議申立てが行われた。　※当時、英国において電力事業は国営であり、中央電力庁が担っていた。
- 電力法に基づき、CEGBの申請内容に関する公聴会開催。
  - 予備会合を経て、1983年1月開会、1985年3月閉会。公聴会判事F. Layfield卿。
  - 195名の証人により344件の証言が採択され、200件に及ぶ証拠資料が提出された。およそ4330通の支持文書及び計画に反対する4000通以上の文書が公聴会の事務局に寄せられた。

2. 公聴会の進め方

- 全ての当事者が膨大な量の証拠資料を理解することができるよう、また専門用語に馴染むことができるよう工夫しなければならないことが決定された。
- 第1段階：　関係者※からの証言及び事実関係についての質問が行われた。終了後、証拠資料は個別の3トピックス（安全性、必要性と経済性、地域環境問題）に分割された。
  ※CEGB、関係政府機関、CEGBの支援団体、その他の団体（反対派団体を含む）等
- 第2段階：　第1段階で証言を行った各証人が、反対者によるクロス審査及びそれに後続する再審査のために再度召喚された。反対者は彼ら自身の証拠資料を提示し、それについてもクロス審査が行われた。この手順は各トピックスについて繰り返された。判断の上で不十分な証拠資料が提出された場合には、学識経験の豊かな別の証人が招聘された。

英国におけるPRAの活用例①： Sizewell B公聴会の事例②

3. リスク情報の活用

- 当時の規制においてPRAは要求されていなかったが、以下の理由により、CEGBが自主的にPRA結果を提出。（メーカーがソースターム解析までを、放射線防護庁が公衆へのリスク評価（レベル3PRA）を実施）
  - 設計目標よりわずかに小さい発生頻度でクリフエッジ効果がないことを保証する（NIIの要求）ため
  - 運転員にプラントの全体的安全性の理解を深めさせ、また格納容器の安全上の有用性を決定するため
  - シビアアクシデントの解析を通してサイト周辺のリスクを評価するため
- 反対派は、CEGBが実施したPRAについて、次のような点を批判した。
  - 災害及びヒューマン・エラーのような重要な因子が、省略または扱いが不十分である
  - CEGBは、炉心損傷の年間確率の計算値に関する誤差を明らかにしていないため、その計算値を信用することはできない

4. 結論と勧告

- CEGBのリスク分析は完全ではなかったが、様々な安全限界値を保守的に設定していることを考えると、制御不能の放射性物質放出の確率は1000万年に1回と100万年に1回の間であり、一般に許容できるレベルであると考える。
- 原子力発電には、数百人あるいは数千人の死亡者を出すような事故の可能性がある。しかし、原子力発電がこの点に関して多くの産業活動の中でユニークであるという訳ではない。
- 原子力発電と核兵器との間に感じられる関係や、放射線が感覚で捉えられないというような理由から、原子力は多くの人に本質的に不吉なものと感じられている。
- コストベネフィット分析の結果、健康及び安全性に対するリスク及びSizewell地域に対する環境損傷等のマイナス面よりも、国民経済に予測される恩恵の方が上回る。
- HSEは、現在のリスク評価技術の限界を認めつつ、原子力発電所の労働者及び公衆に対する個人的及び社会的リスクの許容できるレベルについての指針を作成し、公表すべき※。

※HSEはこの勧告を受けて、1988年に「原子力施設の受忍リスク（ToR : Tolerability of Risk）」を公表。
※※Sizewell-Bは1994年に運転開始。

英国におけるPRAの活用例②： 設計変更・保安規定変更における活用

Sizewell-B発電所では、運転開始後もPRAを更新し、変更申請で活用。

SAPを満たすための設計変更

- 1992年のSAP改訂時に示されたリスクに関する数値目標（基本安全レベル（BSL））を満足するための設計変更として、原子炉保護系やホウ酸注入系などの原子炉停止機能の強化、補助給水系や充てん系などの炉心冷却機能の強化、及び格納容器隔離機能の強化等が行われた。

保安規定の変更

- 保安規定の変更にあたり、PRAの結果、SAPが満たされているとして、リスク情報も考慮して、燃料取替期間を18 ヵ月から2 年に延長するとともに、許容待機除外時間（AOT：Allowed Outage Times）延長や燃料濃縮度の増加などの変更が行われた。

（出典）平成19年9月20日 原子力安全委員会「リスク情報を活用した安全規制の導入に関する関係機関の取り組みと今後の課題と方向性」

仏国におけるPRA活用の経緯

- 1990年　900MWe及び1300MWe PWRにおいてレベル1PRAの実施
  - 事業者（EDF）は支配的な寄与因子に関係するリスクを低減するためPRAを実施
- 2002年　ASNの基本安全規則
  - 規制当局（ASN）は、従来、PRAの規制への活用に米国ほど積極的ではなかったが、規制プロセスにおいてPRAの役割が大きくなると考え、PRAの拡張と使用に関する基本安全規則を2002年に公表。
  - 炉型共通の標準PRAを事業者が開発する等の規則が定められている。
- 2003年　ASNが定期安全レビュー（PSR: Periodic Safety Review）で900MWe PWR（34基）にレベル2 PRAと火災PRA実施を要求
- 2008年　ASNがPSRで1300MWe PWR（20基）に対してレベル2 PRAと火災PRA実施を要求
- 2012年　原子力基本施設の一般規則を制定する2012年2月7日付省令において、従来の決定論的手法を補完するものとしてPRAの導入を規定
  - 原子力安全の証明は、慎重な決定論的手順で行う。（第3.2条Ⅰ）
  - 更に、原子力安全の証明は事故及びその影響の確率論的評価も組み入れる。但し、これが妥当でないことを事業者が証明する場合を除く。（第3.3条）

仏国におけるPRAの活用例

サンプスクリーン閉塞問題の改善

- 仏国では、2000年頃から冷却材喪失事故（LOCA: Loss of Coolant Accident）時の格納容器サンプスクリーン（PWRにおいて非常用炉心冷却系（ECCS: Emergency Core Cooling System）による注水を行う場合に、格納容器に漏れてくる冷却水を再循環させる際に使用するフィルタ）の閉塞問題に関するIRSNによる検討が始められた。
- IRSNがリスク評価を実施した結果、1次系配管のLOCAにおいてサンプスクリーンの閉塞が生じると、冷却材の再循環機能が停止し、炉心溶融のリスクが10^{-4}～3×10^{-4}/炉年増加すると結論付けた。
- ASNは、サンプスクリーンの閉塞可能性について全PWRを評価するとともに、改善策を提示することをEDFに要求した。これを受け、EDFは改善策を示すとともに、全プラントで改修作業を実施した。

ホウ素希釈問題の改善

- 1982年−1990年に、IRSN（当時は原子力安全防護研究所（IPSN））が確率論的手法の開発研究で実施した900MWe標準PWRに関するPRAにより、プラント起動時のホウ素の急速な希釈に起因する事故シーケンスが、炉心損傷頻度（約5×10^{-5}/炉年）の約9%を占めるという結果が得られた。
- EDFは他のプラントでもPRAを実施し、ホウ素の急速な希釈がリスク上重要な事象であることを確認した。
- これを受け、緊急時にはホウ素の希釈を手動で停止するよう全PWRのTech.Spec.を改訂する等の対策を実施した。

我が国におけるPRA活用の経緯

アクシデントマネジメント（AM）の整備や原子力発電所の安全性等について総合的に評価する定期安全レビュー（PSR）の実施がされたが、これらにおいてPRA の実施はいずれも強い推奨であって、規制的要求ではなかった。

AMの整備：

- 1992年　通商産業省は事業者に対して原子炉施設ごとにPRAの実施、AMの整備、及びそれらの結果の報告を要請（「アクシデントマネジメント対策の今後の進め方について」）
- 1994年　通商産業省は事業者が提出したAM検討報告を技術的に妥当と判断し、AMの整備を督促（「軽水型原子力発電所におけるアクシデントマネジメントの整備について検討報告書」）
- 2002年　原子力安全・保安院は事業者のAM整備状況及びその有効性を確認（「軽水型原子力発電所におけるアクシデントマネジメントの整備結果について評価報告書」）

PSRの実施：

- 1992年　資源エネルギー庁は事業者に対し、品質保証活動として約10年毎のPSRの実施、その結果の国への報告を要請。評価はPRAを含め法令要求事項ではなく事業者の自主保安として位置付け。（4資公部第281号）
- 2003年　品質保証活動を自主保安から保安規定に位置付けし直し、PSRの実施を法令要求事項として義務付けたが、国への結果報告は不要とし、遵守状況を国が保安検査で確認することとした。PRAについては従前通り任意要求事項（「軽水型原子力発電所の定期的な評価の実施について」）

PSRに関するガイドライン：

- 2008年　原子力安全・保安院の実用発電用原子炉施設における定期安全レビュー実施ガイドラインにおいては、PRAの任意要求は以前どおり
- 2009年　原子力発電所の定期安全レビュー実施基準（日本原子力学会）を発表
  - 従来のPSRで実効性がなかったこと、福島事故の教訓等を踏まえ、現在改訂作業中。

我が国におけるPRAの活用： 新規制における位置づけ①

原子力規制委員会は主に、①設置変更許可申請時のシビアアクシデント対策の有効性評価における事故シーケンス抽出と、②再稼働後の安全性向上評価において、PRAを活用する方針。

①シビアアクシデント対策の有効性評価における事故シーケンスの抽出（設置変更許可申請時）

- 事業者は、重大事故が発生した場合においても、炉心損傷や格納容器破損等によるサイト外への放射性物質放出等を防止するために必要な措置を講じなければならない。
  - 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。
  - 発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

（「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第37条（2013年6月28日））

- 事業者は、設置変更許可申請時における、シビアアクシデント対策の有効性評価の際に、個別プラントの内部事象及び外部事象（適用可能なもの）に関するPRA等を実施する。その結果、有意な影響をもたらす事故シーケンスが抽出された場合にはそれを想定する事故シーケンスグループに追加し、その事故シーケンスグループに対してシビアアクシデント対策が有効であることを確認する。
- シビアアクシデント対策の有効性評価自体は、従来の決定論的な事象進展解析により行われ、PRAの結果は利用されない。

＜例： 炉心損傷防止対策の有効性評価の際に、必ず想定する事故シーケンスグループ＞

①BWR
- 高圧・低圧注水機能喪失
- 高圧注水・減圧機能喪失
- 全交流動力電源喪失
- 崩壊熱除去機能喪失
- 原子炉停止機能喪失
- LOCA 時注水機能喪失
- 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

②PWR
- 2次冷却系からの除熱機能喪失
- 全交流動力電源喪失
- 原子炉補機冷却機能喪失
- 原子炉格納容器の除熱機能喪失
- 原子炉停止機能喪失
- ECCS 注水機能喪失
- ECCS 再循環機能喪失
- 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損）

（「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（2013年6月19日制定、2013年7月9日改正）

我が国におけるPRAの活用： 新規制における位置づけ②

（続き）

②安全性向上評価の実施と届出（再稼働後）

- 事業者は、安全性の向上を図るため、原子力規制委員会規則で定める時期ごとに、原子力発電所の安全性について、自ら評価し公表する。
  - 発電用原子炉設置者は、（中略）その発電用原子炉施設における安全性の向上を図るため、原子力規制委員会規則で定める時期ごとに、当該発電用原子炉施設の安全性について、自ら評価をしなければならない。
  - 発電用原子炉設置者は、（中略）評価を実施したときは、原子力規制委員会規則で定めるところにより、（略）原子力規制委員会に届け出なければならない。
  - 発電用原子炉設置者は、（中略）届出をしたときは、原子力規制委員会規則で定めるところにより、当該届出をした評価の結果等を公表するものとする。

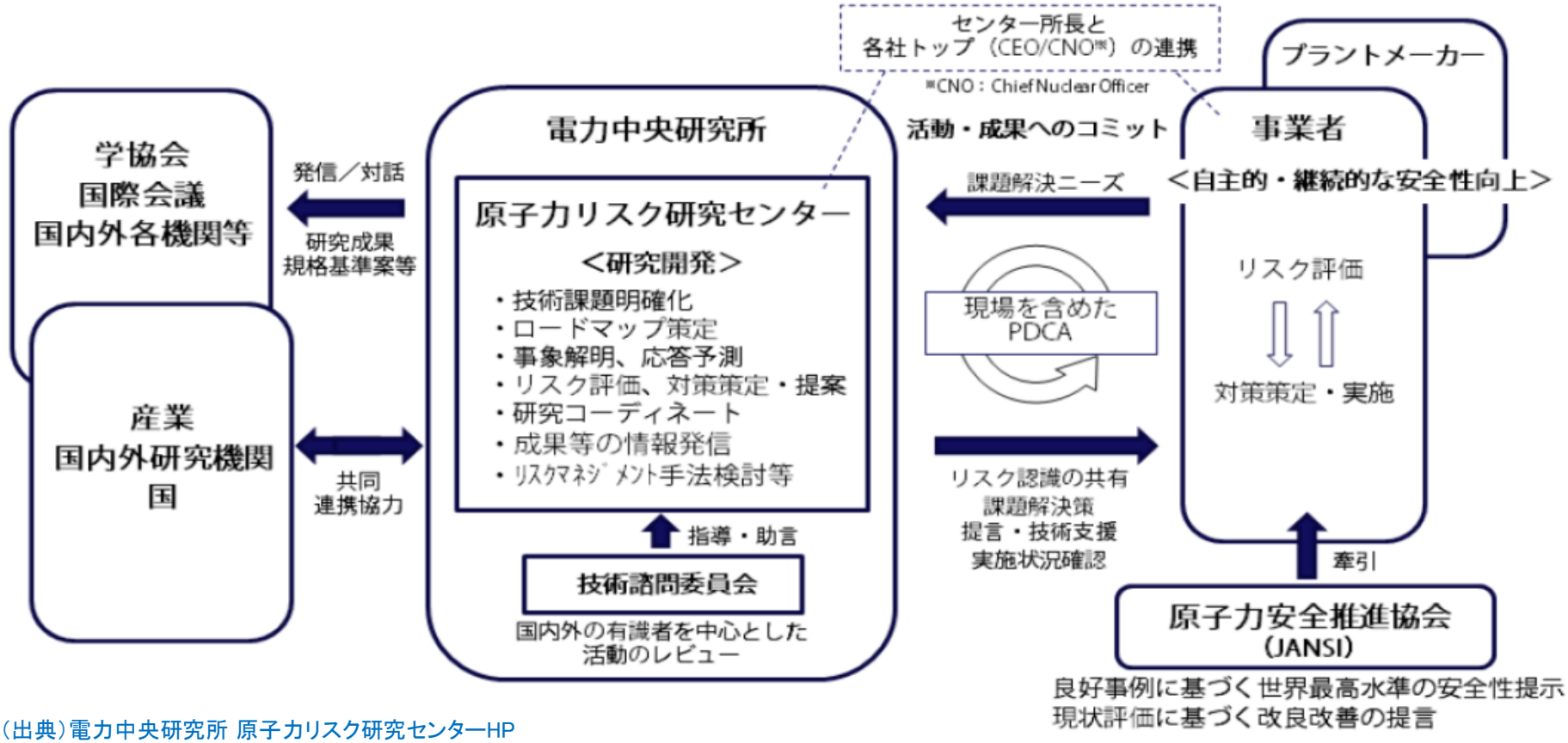
（「原子炉等規制法」第43条の3の29（2013年12月））

- PRAについては、内部事象及び外部事象を対象としてレベル1及びレベル2PRAを実施し、原則として原則として5年ごとに改訂する。
  - 施設定期検査の終了時点の状態を対象とし、当該検査終了後6ヶ月以内に評価を実施し、その後遅滞なく届出を行う。ただし、第１回目の評価については、（中略）発電用原子炉施設の運転の開始後最初に行われる施設定期検査の終了時点の状態を対象とし、当該検査終了後6ヶ月以内に評価を実施し、その後遅滞なく届出を行う。
  - 原則として5年ごとに改訂することに加え、大規模な工事を行うなど、確率論的リスク評価（中略）の結果が変わることが見込まれる場合においても改訂する。
  - レベル1PRA及びレベル2PRAを内部事象及び外部事象を対象に実施する。
  - PRAの評価にあたっては、故障率データ等を含め最新の知見を反映した手法等を適用する。
  - 本評価で対象とする事象については、PRA実施手法の成熟状況に応じ、段階的に拡張していくものとする。

（「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」（ 2013年11月27日））

（参考）原子力リスク研究センター（NRRC）の設立

- 2014年10月1日に電力中央研究所の一機関として原子力リスク研究センター（NRRC: Nuclear Risk Research Center）が設立。
- センター所長に前NRC委員のジョージ・アポストラキス氏、センター顧問に元NRC委員長のリチャード・メザーブ氏が就任。
- PRAを研究・活用し、低頻度ではあるが大きな被害をもたらしうる事象（大地震、津波等）の対策立案、リスク低減、電力各社のリスクマネジメント確立等を目指す。



（出典）電力中央研究所 原子力リスク研究センターHP

（参考） 我が国における安全目標① 旧原子力安全委員会における議論

＜安全目標案＞

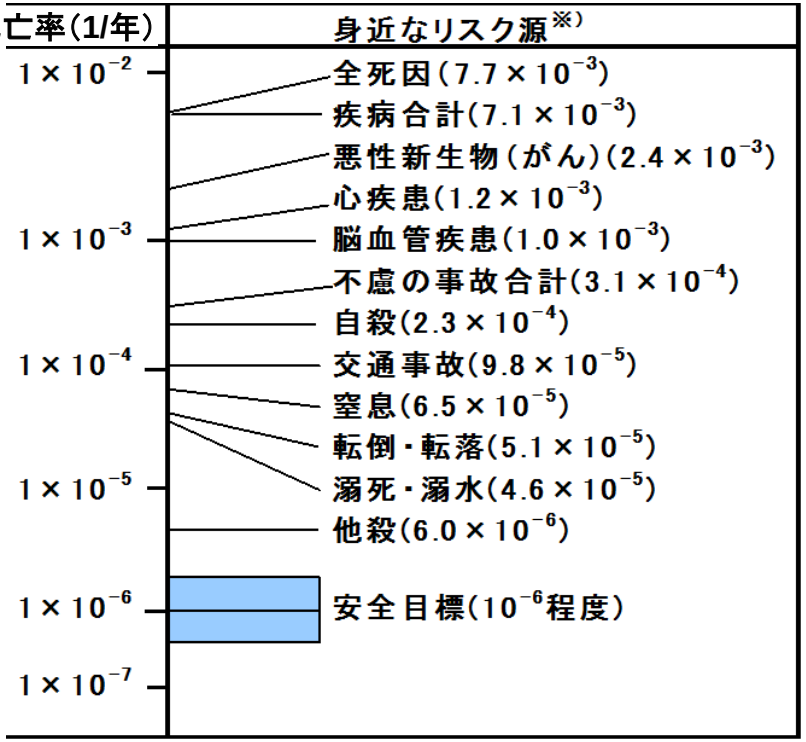
1．定性的目標案

原子力利用活動に伴って放射線の放射や放射性物質の拡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。

※定性的目標案の補足説明として右図が示されている

2．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100万分の1／年程度を超えない。
- 施設からある範囲の距離にある公衆の個人のがんによる平均死亡リスクは100万分の1／年程度を超えない。



※「人口動態統計」(厚生労働省) 2001年データより

図 安全目標案の位置のイメージ

（出典)「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」 平成15年12月 原子力安全委員会 安全目標専門部会

＜性能目標案＞ （施設が安全目標に適合しているかを判断する目安）

- 指標値1： 炉心損傷頻度(CDF) 10^{-4}/年程度
- 指標値2： 格納容器機能喪失頻度(CFF) 10^{-5}/年程度

両方が同時に満足されることを発電炉に関する性能目標の適用の条件とする。

（出典)「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について －安全目標案に対応する性能目標について－」 平成18年3月 原子力安全委員会 安全目標専門部会

（参考） 我が国における安全目標② 原子力規制委員会決定

＜原子力規制委員会決定（平成25年4月10日）＞

①平成18年までに旧原子力安全委員会安全目標専門部会において詳細な検討がおこなわれており（※）、この検討結果は原子力規制委員会が安全目標を議論する上で十分に議論の基礎となるものと考えられること。

※安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ（平成15年12月）

発電用軽水型原子炉施設の性能目標について−安全目標案に対応する性能目標について−（平成18年3月28日）

②ただし、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ、放射性物質による環境への汚染の視点も安全目標の中に取り込み、万一の事故の場合でも環境への影響をできるだけ小さくとどめる必要がある。具体的には、世界各国の例も参考に、発電用原子炉については、

- 事故時のCs^{137}の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度は、100万炉年に1回程度を超えないように抑制されるべきである（テロ等によるものを除く）

ことを、追加するべきであること。

③バックフィット規制の導入の趣旨に鑑み、現状では安全目標は全ての発電用原子炉に区別無く適用するべきものであること。

④安全目標は、原子力規制委員会が原子力施設の規制を進めていく上で達成を目指す目標であること。

⑤平成25年3月6日の原子力規制委員会に提出された論点のうちの残された論点に関する議論を含め、安全目標に関する議論は、継続的な安全性向上を目指す原子力規制委員会として、今後とも引き続き検討を進めていくものとする。

（出典）平成25年4月10日 原子力規制委員会資料

各国における主なPRA活用状況の比較

		米国	英国	仏国	日本
産業界によるPRAの活用事例		• 認可変更申請 ✓ Tech. Spec. の変更 ✓ 構築物、系統及び機器（SSC）の再分類 ✓ 供用期間中試験（IST）の試験頻度の変更　等 • 建設段階における設計の変更 • 系統解析による機器の深層防護能力の特定	• 許認可申請 • 定期安全レビュー（PSR） • 公聴会におけるリスクコミュニケーション • 保安規定の変更	• 許認可申請 • PSR • 各事故シーケンスのリスク上の重要性の確認	• 許認可申請（事故シーケンス抽出のためのみに利用） • 安全性向上評価の実施と届出
規制当局によるPRAの活用	許認可関連	• 許認可審査（新設炉のみ） • 認可変更申請の審査における変更措置の妥当性の判断	• 許認可審査（数値目標（安全目標）との比較のため、実質的にレベル3PRAの実施を要求）	• 許認可審査	• 許認可審査（事故シーケンス抽出のためのみに要求）
	上記以外	• 規則作成時のバックフィット評価 • 追加検査のチーム編成 • 原子炉監視プロセス（ROP） • プラントの安全目標（性能目標）への適合性の確認	• PSR（数値目標（安全目標）との比較のため、実質的にレベル3PRAの実施を要求）	• PSR	• 安全性向上評価
安全目標		＜定性的目標＞ • 公衆の個人の生命と健康に著しい追加的リスクが生じない • 社会的リスクは、他の競合する発電技術のリスクと同等以下 ＜定量的目標＞ • 事故時のプラント近傍の急性死亡リスクが、他の事故による急性死亡リスクの総和の0.1%未満 • プラント周辺の住民のガン死亡リスクは、他のガン死亡のリスクの総和の0.1%未満 ＜性能目標＞ • 既設炉 ✓ 炉心損傷頻度 ＜ 10^{-4}/炉年 ✓ 早期大規模放出頻度 ＜ 10^{-5}/炉年 • 新設炉 ✓ 炉心損傷頻度 ＜ 10^{-4}/炉年 ✓ 大規模放出頻度 ＜ 10^{-6}/炉年	• 複数の項目についてBSL（基本安全レベル）とBSO（基本安全目標）がそれぞれ定められている。 （例）原子力事故による発電所外の公衆の個人死亡リスク ✓ BSL: 10^{-4}/年 ✓ BSO: 10^{-6}/年	• 絶対値を用いた安全目標は設定していない。（ケースバイケースで参照値が設定されることはある）	• 旧原子力安全委員会における検討結果は、原子力規制委員会が安全目標を議論する上での基礎となる。 • 福島第一原発事故を踏まえ、発電用原子炉については、事故時のセシウム137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度は、100万炉年に1回程度を超えないように抑制されるべき。（テロ等によるものを除く）