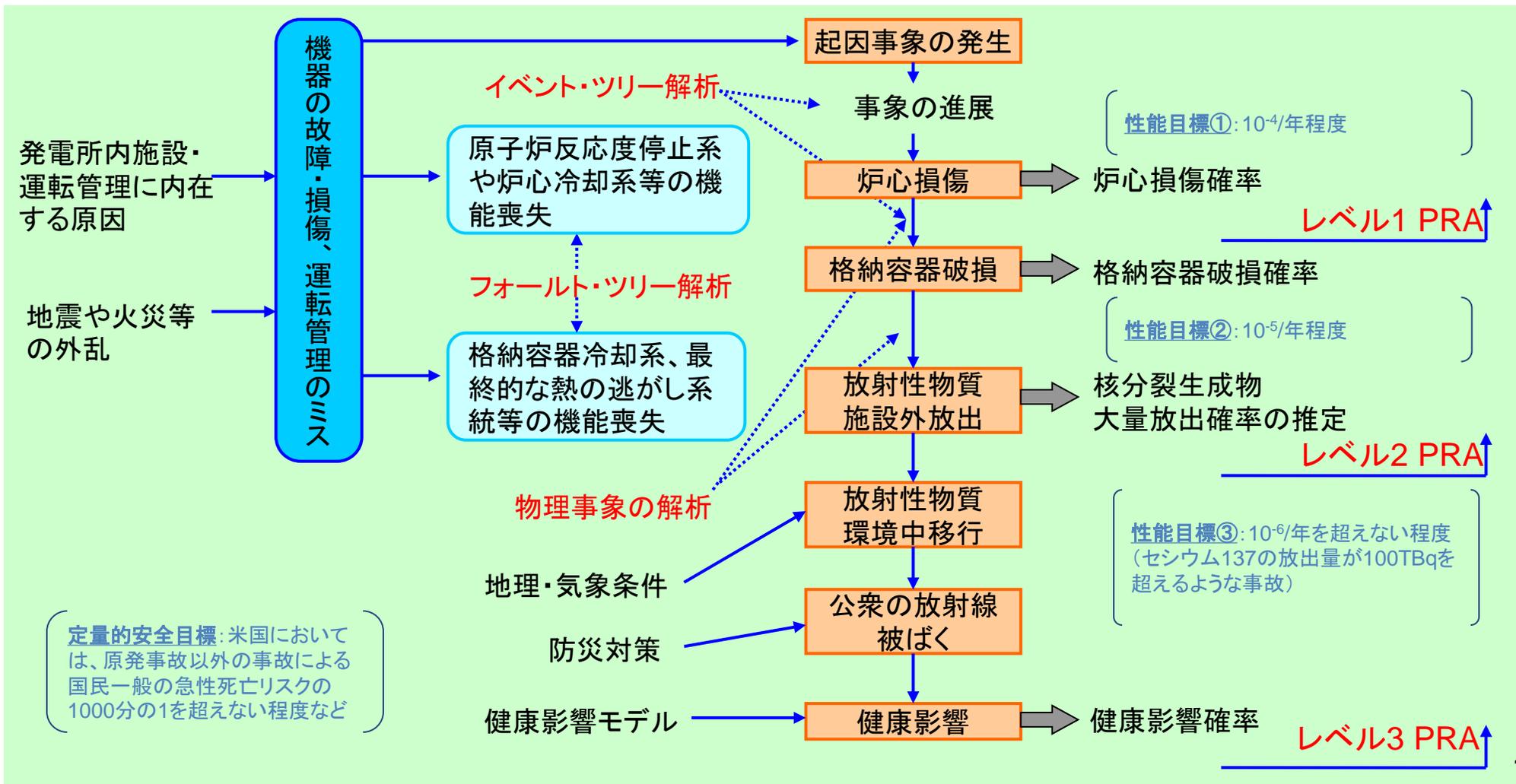


確率論的リスク評価手法 (PRA)について

定量的なリスク評価と安全目標

- 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とした結果の不確実性を踏まえた上で、異なる安全対策の効果比較や施設の安全性を総合的に評価することができる。



継続的安全性向上に資する目安の設定

- 安全目標は、国民の健康と安全を守る観点から、定性的かつ定量的に策定すべきである。個々の原子力施設に対しては、かかる安全目標への適合性が示されなければならない。

(平成24年7月5日 国会事故調報告書)

安全目標に関する議論のポイント

- 旧原子力安全委員会安全目標専門部会における詳細な検討の結果は、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。

※炉心損傷頻度(CDF) 10^{-4} /年程度

格納容器機能喪失頻度(CFF) 10^{-5} /年程度

- ただし、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ、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ことを安全目標に取り込む。

⇒事故時のセシウム137の放出量が100テラベクレル*を超えるような事故の発生頻度は、100万炉年(10^{-6} /炉・年)に1回程度を超えないように抑制されるべき。(テロ等除く)

- 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。

※東電福島事故における環境への放射性物質の放出量は、セシウム137については、7300~13000テラベクレル(JNESの事故進展解析に基づく評価)、10000テラベクレル(東京電力の陸側測定結果に基づく評価)等と試算されている。100テラベクレルとは、福島第一原子力発電所事故で放出されたセシウム137の約100分の1の規模。

(平成25年4月10日 原子力規制委員会資料より)

各国のPRAへの取組状況①

- 標準(手順書の骨子に相当)の策定状況で比較をすると各国と比べ、日本が進んでいる面もある。米国を始めとする欧米各国では経験が蓄積してから標準を作るため、標準が無くても実務経験が豊富。
- 欧州においては、国別に標準を作るよりもIAEAなどの国際標準を活用する傾向。EU規模でレベル2PRAベストプラクティスのガイドラインを作成するプロジェクトを実施。

	日本	米国	仏国*	英国* (Sizewell-B)	フィンランド*	IAEA基準
レベル1 (運転中 内の事 象)	<ul style="list-style-type: none"> AM検討(1992～1994年)の中で実施 PSR(1992～)の中で10年ごとに実施 原子力学会標準(2008年、改訂中) 	<ul style="list-style-type: none"> 実施済 ASME/ANS RA-Sa-2009 	<ul style="list-style-type: none"> 実施済 	<ul style="list-style-type: none"> 実施済 	<ul style="list-style-type: none"> 実施済 	50-P-4(1992年)を経てSSG-3(2010年)
レベル2 (運転中 内の事 象)	<ul style="list-style-type: none"> AM検討(1992～1994年)の中で実施 PSR(1992～)の中で実施、ただしレベル1.5まで(ソースタームは評価しない) 原子力学会標準(2008年) 	<ul style="list-style-type: none"> 実施済、ただしレベル1.5まで(ソースタームは評価しない) ASME/ANS RA-Sa-2009 ANS/ASME-58.24-201xレベル2(検討中) 	<ul style="list-style-type: none"> 実施済 	<ul style="list-style-type: none"> 実施済 	<ul style="list-style-type: none"> 実施済 	50-P-8(1995年)を経てSSG-4(2010年)
レベル3	<ul style="list-style-type: none"> 代表プラントについて試評価を実施(内の事象及び地震) 原子力学会標準(内的・外的共通)(2008年) 	<ul style="list-style-type: none"> 代表プラントのみ実施 ANS/ASME-58.25-201xレベル3(検討中) 	<ul style="list-style-type: none"> 未実施 	<ul style="list-style-type: none"> 実施済 	<ul style="list-style-type: none"> 未実施 	50-P-12(1996年)
PRA品質	<ul style="list-style-type: none"> 原子力学会標準(各PRA標準に既に規定の内容を見直して策定中) 	<ul style="list-style-type: none"> ASME/ANS RA-Sa-2009 	<ul style="list-style-type: none"> 事業者と規制機関で相互レビュー 	<ul style="list-style-type: none"> 規制機関審査 	<ul style="list-style-type: none"> 規制機関審査 	TECDOC-1511(2006年)
ピアレビュー	<ul style="list-style-type: none"> 原子力学会標準(同上) 日本原子力技術協会ガイドライン(2009年) 	<ul style="list-style-type: none"> NEI 00-02(2000年) 	欧州内でピアレビューを行ったり、IAEAのレビューサービスを受けるケースあり		なし	

*欧州では独自の標準はなくIAEA基準等を適宜参照。

各国のPRAへの取組状況②

	日本	米国	仏国*	英国* (Sizewell-B)	フィンランド*	IAEA基準
内部溢水	<ul style="list-style-type: none"> 未実施 原子力学会標準(2012年) 	<ul style="list-style-type: none"> 多くの発電所でレベル1.5まで実施済 ASME/ANS RA-Sa-2009 	<ul style="list-style-type: none"> 1300MW級、EPRでレベル1まで実施済 900MW級、N4は未実施 	<ul style="list-style-type: none"> レベル3まで実施済 	<ul style="list-style-type: none"> レベル2まで実施済 	SSG-3 SSG-4
内部火災	<ul style="list-style-type: none"> 未実施 原子力学会標準(策定中) 	<ul style="list-style-type: none"> 多くの発電所でレベル1.5まで実施済(簡略化手法も認めている) ASME/ANS RA-Sa-2009 	<ul style="list-style-type: none"> 全てレベル1まで実施済 	<ul style="list-style-type: none"> レベル3まで実施済 	<ul style="list-style-type: none"> レベル1まで実施済 	SSG-3 SSG-4
地震・津波 (洪水)	<ul style="list-style-type: none"> 代表プラントについて試評価を実施(レベル1) 耐震設計審査指針改訂(2006年)を受けて、保安院(当時)は地震に対する残余のリスクの評価を指示し、電力が着手していたところ(津波は未実施) 地震:原子力学会標準(2007年、改訂中) 津波:原子力学会標準(2011年、地震重畳津波として改訂中) 地震起因内部溢水(策定中) 	<ul style="list-style-type: none"> 地震:37基でレベル1.5まで実施済 洪水:15基でレベル1.5まで実施済 詳細研究実施予定 ASME/ANS RA-Sa-2009 ANS/ASME-58.24-201xレベル2(検討中) 	<ul style="list-style-type: none"> 地震は1300MW級でレベル1まで実施済、他は未実施 洪水は未実施 	<ul style="list-style-type: none"> 地震はレベル3まで実施済 洪水は未実施 	<ul style="list-style-type: none"> 地震はレベル1まで実施済み 洪水は未実施 	SSG-3 SSG-4 TECDOC-724(地震) (1993年)
強風	<ul style="list-style-type: none"> 未実施 	<ul style="list-style-type: none"> 16基でレベル1.5まで実施済 ASME/ANS RA-Sa-2009 	<ul style="list-style-type: none"> 未実施 	<ul style="list-style-type: none"> レベル3まで実施済 	<ul style="list-style-type: none"> 未実施 	SSG-3 SSG-4
停止時	<ul style="list-style-type: none"> PSR(1992～)の中でレベル1まで実施 原子力学会標準(2010年) 	<ul style="list-style-type: none"> 未実施(検討予定) ANS/ASME-58.22-201x(検討中) 	<ul style="list-style-type: none"> 全てレベル1まで実施済 	<ul style="list-style-type: none"> レベル3まで実施済 	<ul style="list-style-type: none"> レベル1まで実施済 	SSG-3 SSG-4
複数基立地 SFプール AM 複合・随件事象	<ul style="list-style-type: none"> 地震PRAの複数基立地、SFプールについては地震PRA標準改訂で検討中 複合・随件事象はリスク評価選定方法標準で審議中 	<ul style="list-style-type: none"> 未実施(検討予定) 	<ul style="list-style-type: none"> 未実施 	<ul style="list-style-type: none"> 未実施 	<ul style="list-style-type: none"> 未実施 	なし

*欧州では独自の標準はなくIAEA基準等を適宜参照。

米国における原子力の安全性向上に向けた取組の経緯(1)

- 1979年3月 スリーマイルアイランド事故
- 1979年4月 スリーマイルアイランド事故に関する大統領委員会
(通称:ケメニー委員会)の発足
- 1979年10月 ケメニー委員会が検討結果を大統領に報告
(通称:ケメニーレポート)
 - 「産業界は原子力発電所の効果的な管理と安全な運転を保証するために、産業界自らが優れた基準を策定し、その適合状況の確認をしなければならない」等の提言。
- 1979年12月 原子力発電運転協会(INPO)の設立
- 1980年 TMI事故に対応するための産業界組織として原子力発電事業者監視委員会(UNPOC)が設立
- 1984年 規制・技術課題対応組織として、原子力管理人材協議会(NUMARC)を設立
- 1985年 UNPOCが産業界の課題について解決策を検討するタスク委員会を立ち上げ
 - ①原子力発電所の運転パフォーマンスを最高水準に高めること
 - ②NRCと建設的な関係を築くこと
 - ③産業界が原子力規制の問題解決のリーダーシップをとるよう
にすることを産業界の課題と認識。

米国における原子力の安全性向上に向けた取組の経緯(2)

- 1986年8月 UNPOCタスク委員会が運営委員会に検討結果を報告
(通称: シリンレポート)
 - INPOの評価結果を5段階とし、結果を事業者の経営陣に伝えること、NUMARCの活動を充実させるべく、事業者だけで、建設エンジニアリング会社、ベンダー、サプライヤ等も一体となって産業界の統一見解をNRCに伝えること等について提言。
- 1986年8月 NRCの安全目標声明
- 1987年 NUMARCが再編されて新生NUMARCが、UNPOCが再編されて
原子力発電監視委員会(NPOC)が設立
 - シリンレポートにおける提言を受け、建設エンジニアリング会社、ベンダー、サプライヤ等も参加する形で再発足。
- 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。

米国における原子力の安全性向上に向けた取組の経緯(3)

- 1992年 NRCスタッフがNUMARCや事業者の意見を踏まえ、「安全上重要でない要件の削除に関するスタッフの計画」(SECY-92-263)をまとめ、NRC委員会に提出
- 1994年 原子力エネルギー協会(NEI)の設立
 - NUMARC(規制)にUSCEA(広報)、ANEC及びEEI(議会ロビー)を統合し、また、原子力事業者のCEOから成る原子力発電監視委員会(NPOC)の機能も引き継いで設立。
- 1994年10月 NEIがTowers Perrin社に委託してNRCの規制プロセスをレビューした「原子力規制レビュー研究」(通称:ペリンレポート)をNRCに提出
- 1995年 NRCのPRA政策声明書
 - PRAの知見を活用する基本的な考え方を示し、運転実績指標の成績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)の導入につながった。
 - リスク情報を活用した規制(RIR)に係る規制ガイドライン(R.G.-1.174)を発行。
- 1997年 NRCのパフォーマンス・ベース検査ガイダンス(SECY-97-231)
 - ペリンレポートを踏まえた監査組織の指摘を受けて、NRCが検査マニュアルの見直し、訓練プログラムに反映し、また、訓練プログラムにパフォーマンス・ベースの検査のOJTを盛り込む等の改善措置を実施するとした。
- 2000年 NRCがROPを導入

米国におけるPRAの活用の具体例

- 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 Δ CDF(炉心損傷確率の変化)及び条件付格納容器機能損失確率(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(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を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。

PRA実施のインセンティブ

- ・米国において、PRAを実施するインセンティブとして、リスク情報を活用した認可変更申請等を挙げる事業者が多い。
- ・一方で、米国NRCの規制によるインセンティブ付けがなくても、安全上重要な事項にリソースを適切に配分したり、事象が起きた時の対策を考案するのに役立つという声もある。

x社の事例：PRAは資金などのリソース配分を適切に行う(重要な事項、リスクの高い要素に集中的に資金を配分する)ために不可欠なツール。NRCがインセンティブ付けをしていなくても、事業者としてPRAを実施するインセンティブは十分にあるし、当社は実施すると思う。

y社の事例：事象が起きたときに対策すべき最もリスク上重要なシステムの把握に役立つので、どこに人を派遣するべきかもすぐわかる。福島事故が起きたときに、PRA技術者は何をやっているのだ、と思った。

z社の事例：PRAを事業者が実施する最大のインセンティブは、リスク情報を活用した認可変更申請などにより、保守コストを抑え、より効率的に、安全にプラントを運転できること。決定論的な判断ではコストのかかる改造工事を実施することになる場合でも、PRAを実施していればリスク情報を活用して工事を回避できることもある。

w社の事例：失敗を恐れて現状からの変化を望まないような弱い規制機関であるとPRAの活用は促進されない。事業者が「正しい」と思うPRAを実施し、規制機関がその内容を理解し受け入れる能力を持たないと、事業者はPRAにリソースを割くインセンティブが生まれにくい。