総合資源エネルギー調査会 原子力の自主的安全性向上 に関するWG 第3回会合 資料4

# 参考資料 諸外国のPRA活用状況

# 目次

1.	確率論的リスク評価(PRA)とは	••• 2
2.	各国におけるPRAの活用	••• 12
3.	福島第一原子力発電所事故後の展開	••• 30
4.	各国におけるPRAの取組状況の比較	••• 35

# 1. 確率論的リスク評価(PRA)とは

### リスクアセスメント

リスクアセスメントとは、個人または集団に対する特定の物質の潜在的な健康影響を定性的または定量的に特徴付けるものである。(Red Bookにおける定義)※

▶ 一般に、以下の4段階のプロセスで実施

1	ハザード特定	特定の物質のへ曝露による特定の健康影響(がん、先天性異常等)の発生確率が上昇する か否かを特定
2	用量-応答評価	曝露量の大きさと当該健康影響の発生確率の関係性を特定
3	曝露評価	現在の環境条件における曝露量、頻度及び期間を測定または推定。あるいは新たな物質が環境放出されたことで生じうる仮想の曝露量を推定
4	リスク特定	公衆への健康問題の大きさを推定するために、曝露評価で用いた様々な人体への曝露条 件下における健康影響の発生確率を推定

- ▶ リスクアセスメントの不確かさについて、Red Bookは以下のように記述
  - リスクアセスメントの対象となる健康ハザードに関する科学的な知見が不十分かつ不確実であることが重要な問題と認識しているが、これに十分対処できる解決法は現状ないと指摘
  - 不確かさに対処するための最も生産的な方法として、政府機関に対し、以下のアプローチを推奨
    - 利用可能な科学的知見を最大限に活用できるような枠組みを規定すること
    - 不確かさの推定に関する統一的なガイドラインを策定及び利用すること
    - ハザードに関する科学的知見が改善された際に、<u>リスクアセスメント手法を秩序だって継続的に改善できる</u> <u>枠組み</u>を構築すること

※全米研究評議会による「連邦政府機関におけるリスクアセスメント:プロセス管理」(通称、Red Book)(1983年)は、米国連邦政府機関におけるリスクアセスメントの基礎であり、以下の連邦政府機関で採用されている。

消費者製品安全委員会、原子力規制委員会、食品医薬品局、労働安全衛生局、農務省、国防総省、エネルギー省、環境保護庁

### リスク評価とPRA (Probabilistic Risk Assessment)

#### リスクの三重項(Triplet)による解析

Kaplan and Garrickによると、リスク解析は次の3つの質問に対する答えを提示するためのものとされている。

What can go wrong?

何が起こりうるか?

What is the likelihood of that happening?

それはどのくらい起こりやすいか?

What are the consequences?

それが起こったとして、その結果はどうなるのか?



NRCは、これらの三重項に体系的に答えるための手法としてPRAを位置づけている。

これら3つの質問により、NRCは、予想される結果、感度、重要となる範囲、システムの相互作用及び不確実さの範囲を理解する。これにより、<u>リスク上重要なシナリオを特定することが可能となる</u>。NRCは、<u>原子力発電所の設計及び運転の長所と短所に関する知見を得るため</u>、PRAを用いてリスクの数値評価を行う。 (出典)NRCウェブサイト:用語集

- リスク評価には、事象の特性により、確定論的評価が相応しいもの、ハザード解析が相応しいもの、PRAが相応 しいものがある。同じ事象から派生する事故シナリオのうちでも、構造強度評価や相対的配置の分析だけで、リ スク評価が可能なものもある。一方、事故シーケンスの予想が出来ないほど複雑な事象はPRAが相応しい。
  - ✓ 特に地震起因で発生する内部溢水や内部火災、地震と津波の重畳に火災が加わる場合などの複雑多岐な事故シーケンスが考えられる場合には、PRAは有効。
- PRA は、原子力発電所や飛行機、宇宙ロケットなど、大規模で複雑なシステムの安全性や信頼性を、発生し得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、確率論を使って定量的に評価し、その両者で判断される「リスク」がどれ程小さいかで安全性の度合いを検討する手法。
- PRAの利点
  - ✓ 不確実さを伴った結果が得られる。
  - ✓ 大規模システム内の設備間の相互影響を評価できる。
  - ✓ 多数の事故シナリオを網羅的に評価できる。

- PRAにかかる問題点
  - ✓ 不確実さが大きい結果が出る。
  - ✓ 発生が稀な事象を扱うので、実績データに基づけない。
  - ✓ 失敗すること、損傷することなどの悪いことを扱うため、

🐅 嫌われることがある。

### 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。

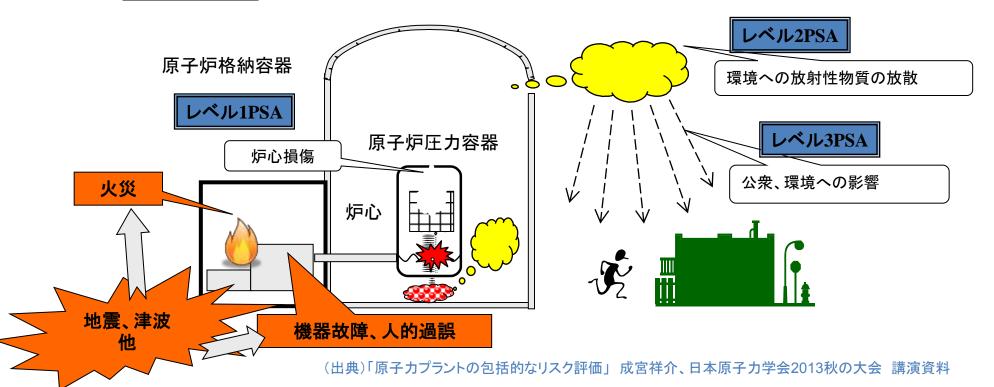
内的事象:システム内で起こる事象(機器故障や人的過誤)が原因となるもの

<u>外的事象</u>: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なので、外的事象に分類する。

<u>外部ハザード</u>: 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



# 原子力発電所のPRAの概要②

### 日本(旧原子力安全委員会)

- レベル1PRA:原子力発電所において炉心損傷に至る事故シナリオを同定するとともに、そのシナリオの発生頻度を評価する。
- レベル2PRA:レベル1に加え、格納容器から大量の放射性物質が放散する事故シナリオを同定するとともに、同シナリオの原子炉冷却系内及び格納容器内の熱水力及び放射性物質の挙動を予測し、環境中に放出される放射性物質の種類と量及びその頻度を評価する。
- レベル3PRA:レベル2に加え、気象条件などを考慮して原子力施設から放出される放射性物質の環境中移行を予測するとともに、環境中の放射性物質からの放射線被ばくによる一般公衆の健康影響を評価する。

(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」

#### IAEA

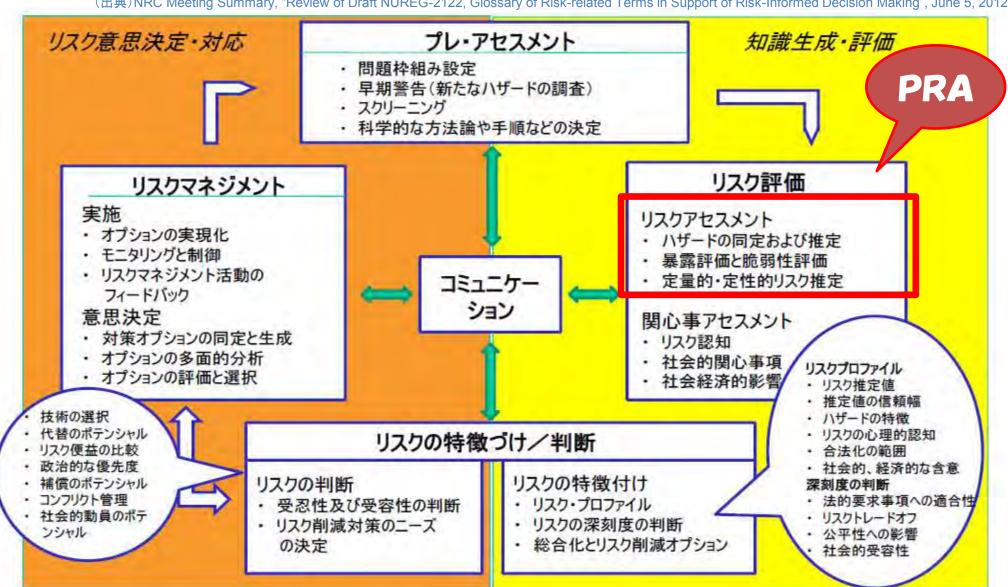
- レベル1PRA:設計の弱点及び(放射性物質の重大な放出をもたらし人の健康や環境に影響を与えうる)炉心損傷の前兆となる事故を防止するための方法に関する情報を提供する。
- レベル2PRA:起こりうる放射性物質の放出の過酷度の観点から炉心損傷をもたらす事故シーケンスの相対的な影響度に関する情報、シビアアクシデントの緩和及び管理策の弱点に関する情報、及び弱点を改善する方法を提供する。
- レベル3PRA:発電所の作業員及び公衆の健康への悪影響、及び土壌、空気、水及び作物の汚染の観点から、事故防止及び緩和策の相対的な影響度に関する情報を提供する。 さらに、レベル3PRAは、緊急時計画に関連する事故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

## リスク・ガバナンスの枠組み

PRAは、リスクマネジメントの観点から、原子カプラントを評価するために用いられるツールである。

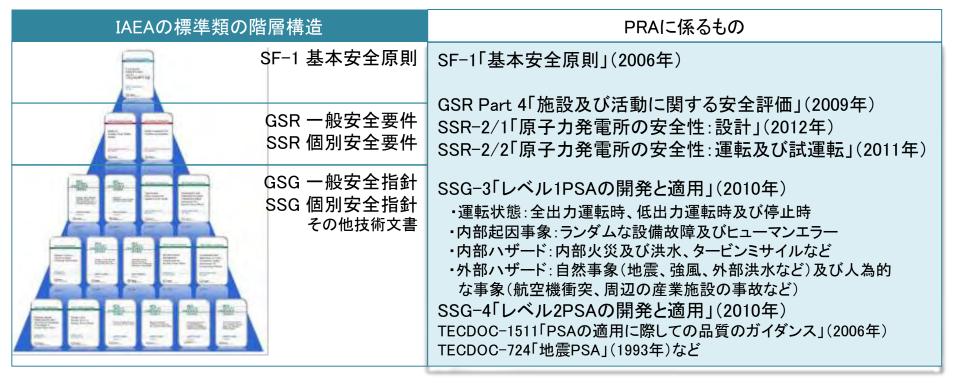
(出典) NRC Meeting Summary, "Review of Draft NUREG-2122, Glossary of Risk-related Terms in Support of Risk-Informed Decision Making", June 5, 2012.



# 国際原子力機関(IAEA)によるPRAの位置づけ①

#### 国際原子力機関(IAEA)

- 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<u>活用を強**く勧告**。</u>
- 国際的な良好事例に基づき国際標準を策定。



 これらの基準及びガイドラインを根拠文書に用いて加盟国の原子力発電所のPRAのレビュー (IPSART: International Probabilistic Safety Assessment Review Team)を実施 →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

# 国際原子力機関(IAEA)によるPRAの位置づけ②

### IAEA 基本安全原則(Safety Fundamental)

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。

### IAEA 一般安全要件(General Safety Requirement)

- 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。
- ※決定論的手法···十分に安全余裕を確保した設計方針、安全の判断基準、運転規則等を定めて施設を設計、建設、運転する手法

## 国際原子力機関(IAEA)によるPRAの位置づけ③

#### IAEA 原子力発電所の安全性: 設計 (Specific Safety Requirement - 2/1)

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(クリフェッジ効果)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<u>緊急時計画の妥当性を評価</u>するため。
- <u>確率目標(ある場合)の順守を検証</u>するため。

### IAEA 原子力発電所の安全性: 試運転及び運転 (Specific Safety Requirement - 2/2)

• 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。<u>決</u> 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。

### PRAと不確かさ

#### IAEA

- PRAの大きな利点は、リスクアセスメントにおける<u>不確かさの解析について明確な枠組み</u>を与えていることである。
- PRAの結果を意思決定のサポートに用いる際に不確かさの影響を考慮できるように、<u>不確かさの要因を特定し、これら要因がPRAのモデルとその評価結果に与える影響を理解すること</u>を、PRAの一部と考えるべきである。 (出典)IAEA Safety Guide SSG-3

#### NRC

- PRAを構築する際に利用されるパラメータ及びモデルに関するその時点での知見の信頼性を表すもの。 (出典) ASME/ANS RA-Sa-2009
- 不確かさは大きく2つに分類されると指摘
  - 「偶発性(aleatory)」: 自然現象のランダム性などに起因するもの。これを解析モデル上で低減することはできないが、事象のランダム性としてPRAに明確に取り込まれている。
  - 「認識性(epistemic)」: モデル化した体系に対する知識不足やその確信が低いことに由来するもの。さらに以下に分けられる。
    - 完全性:対象範囲が全て包含されているか。
    - パラメータ:パラメータの不確かさの特定とその波及効果などを考慮しているか。
    - モデル:モデルの不確かさを特定し、その影響を評価しているか。
- リスク情報を活用して意思決定する際には、このような<u>不確かさがあることを認識すると</u> 共に、適切に対処することが重要である。 (出典) NUREG-1855, Rev.1

# 2. 各国におけるPRAの活用

- ◆ 米国におけるPRAの活用(規制運用から産業界の 自主的取組へ)
- ◆ 各国における規制運用を始めとした具体的活用事例
- ◆ 各国のPRA活用に係る各組織の役割分担

### 米国におけるPRAの活用(1) 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、<u>安</u>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、<u>規制における評価方法が客観性に欠け、</u> 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。

# 米国におけるPRAの活用② 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政策声明書
  - 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。
  - 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。

# 米国におけるPRAの活用③ 1995年 PRA政策声明書

リスクアセスメントを含む全ての規制上の意思決定において確率 論的リスク評価(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、<u>リスク評価</u> 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。

### 米国におけるPRAの活用④ リスク情報を活用したパフォーマンスベースの規制

### NRCの規制

#### リスク情報を活用した規制

決定論や工学的判断に加えてPRAから得られる知見を用いて(Risk-Informed)意思決定を行う規制



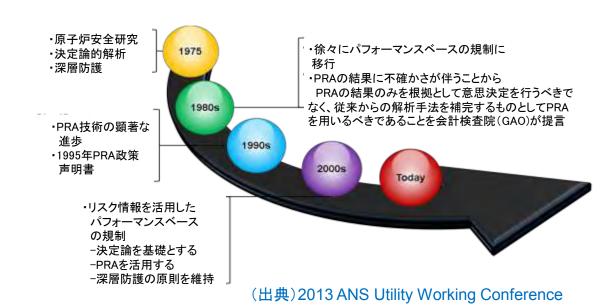
#### パフォーマンスベースの規制

客観的に測定可能なパフォーマンス基準を 規定し、そのパフォーマンスを達成する具体 的な方法は規定せず、要件を満足する方法 は事業者に自由度を与える規制

Ш

### リスク情報を活用したパフォーマンスベース の規制

事業者は、一定のパフォーマンスが認められればリスク情報を活用して自由度の高いオプションを選択できるためパフォーマンス向上に努める。これにより、NRCは、規制介入することなく事業者が自主的に安全性を向上するインセンティブを与えている。



### 米国におけるPRAの活用⑤ 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。

### (参考)発電所個別の認可変更申請の具体的事例

個別プラントの許認可の変更申請において、変更の妥当性をリスク情報を活用して判断する

**ACDF** 

(/炉年)

10-5

①当該変更前後におけるリスクの増加分を、PRAにより定量評価

ΔCDF: 変更前後における炉心損傷頻度の変化

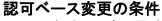
ΔLERF: 変更前後における早期大規模放出頻度の変化

②これらのリスク指標が、安全目標値に対してどれだけの寄与をもっているかにより、変更の妥当性を判断(下図参照)

許認可の変更が大きなリスク増加に繋がらないかどうかを客観的に確認でき、運転、保守の柔軟 性が高まった

・小さな変更として許可

促し、累積効果を追跡



- 現行規制及び深層防護の考え方を満足
- 十分な安全裕度を維持
- 認可変更によるリスクの増分が小さく安全目標の 趣旨を満足
- 変更の影響が測定可能なパフォーマンスで監視 できる

#### 適用例

- 弁及びポンプの供用期間中試験(IST)の 試験頻度の見直し
- 配管の供用期間中検査(ISI)の検査項目の 見直し
- Tech. Spec.の許容待機除外時間(AOT)の延長
- 構築物、系統、機器の再分類



領域1

・変更許可せず

炉心損傷頻度(CDF)

の許容ガイドライン

# 米国におけるPRAの活用⑥ 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<sup>-4</sup>/炉年
    - (2)大規模放出頻度<1×10<sup>-6</sup>/炉年未満
  - ✓ 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、<u>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</u> <u>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</u> <u>するようにすべき</u>としている。

# 米国におけるPRAの活用⑦ PRA実施について各組織の役割分担

#### 原子カエネルギー協会(NEI)

- 産業界大としての意思決定を行いNRCと調整。NRCの規制要求に対し産業界の対応案を伝える場合などは、主にNRCの原子炉規制局(NRR)と意見交換。代表的な発電所のリスクの知見を用いてNRCに説明。
- 産業界のガイダンス文書を策定し、NRCと折衝してエンドースを受けている。 例:NEI00-02 PRAピアレビュープロセス、NEI00-04 10CFR50.69 SSC分類ガイドライン

#### 電力研究所(EPRI)

- 実践的ガイダンスやPRAの手法を開発。
- NRCの原子力規制研究局(RES)と協力。 例:PSA活用ガイド、停止時リスク評価手法、火災PRA手法、地震スクリーニング手法など

#### 米国機械学会(ASME)、米国原子力学会(ANS)

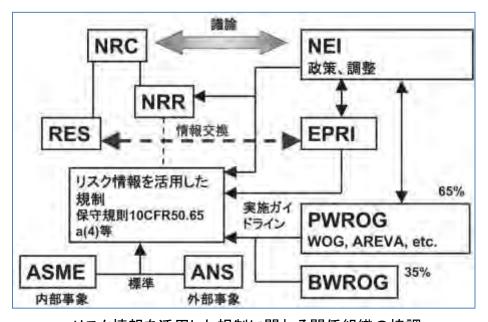
PRA標準を作成。例: ASME/ANS RA-Sa-2009

#### オーナーズグループ(PWROG, BWROG)

• パイロットプログラムをサポート、ガイドラインを作成。

#### (参考)原子力発電運転協会(INPO)

- 事業者が提出するPI(Performance Indicator)データ を用いて各発電所のパフォーマンスを評価。
- 各発電所の機器故障データを収集して、非公開の データベース(EPIX)に登録。NRCはINPOと覚書を交 わしEPIXデータベースにアクセスしている。EPIXの データはPRAに直接使われないが、PRAデータの妥 当性を検証する際に参照される。
- 設備信頼性プログラムなどのガイダンス文書を策定。



リスク情報を活用した規制に関わる関係組織の協調 (出典)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」(平成19年9月20日)

# 米国におけるPRAの活用⑧ リスク情報活用の効果

- 安全重要度が高い機器、系統に規制/保守資源を集中すること が可能になった。
- リスク情報の活用によって規制側と産業界、公衆との対話性が高まり、規制プロセスの客観性、透明性が向上した。
- 事業者側は、自らのリスク知見の蓄積と規制要件の合理化要求 における説明力を維持できるようになった。
- 原子力発電所の稼働率が向上してきた。

(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① 経緯

- 1990年 900MeW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、<u>規制プロセスにおいてPRAの役割が大きくなる</u>と考え、<u>PRAの拡張と使用に関する基本安</u>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)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② PRA実施について各組織の役割分担

#### 原子力安全機関(ASN)

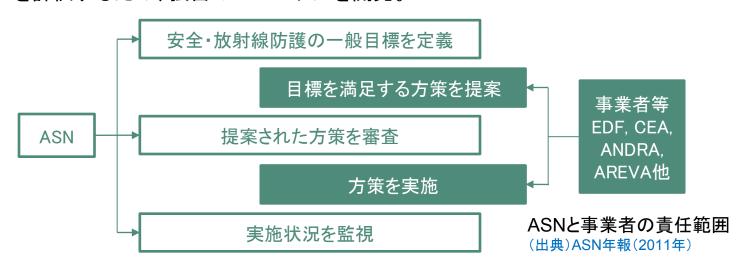
- PRAの詳細は事業者(EDF)とASNの対話の中で決定。
- 以下のタイミングでレベル1PRAの実施を事業者に求める。
  - 設計及び許認可段階(1450MWe PWR及びEPRのみ)
  - 定期安全レビュー(PSR)

#### フランス電力(EDF)

- フランス唯一の原子力発電所を運転する電力会社で、一社体制で各発電所の安全性を把握する。
- プラントシリーズ(900MeW、1300MWe及び1450MWe級PWR)毎にPRA標準モデルを開発している。
- 機器故障データ収集システムSAPHIR(Single Operating Feedback Reference Collection System)を構築。

#### 放射線防護·原子力安全研究所(IRSN)

- ASNの技術支援機関であり、研究開発や研究開発のマネージメントを行う。
- PRAの適用全てについて、事業者(EDF)と放射線防護・原子力安全研究所(IRSN)の間で常に詳細な技術的な意見交換が行われている。
- EDFのPRAを評価するため、独自のPRAモデルを開発。



### 英国におけるPRAの活用① 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、<u>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</u>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」(As Low As Reasonably practicable : ALARP)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。

# 英国におけるPRAの活用② 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
  - 「基本安全限度」(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<sup>※</sup>)を発行 <sup>※ Reducing risks, Protecting people, HSE's decision-making process.
  </sup>

### 英国におけるPRAの活用③ 活用の具体例

- 1994年のSizewell-Bの運転開始後も、PRAを更新し、いくつかの変更申請で活用されている。
  - PRA手法は事業者の任意であり、IAEA文書をベースに実施。
  - 事業者が機器故障データベースを作成・運用。
- PRAの結果を根拠として、以下のような運転上の変更がなされてきた。
  - ToR 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。
  - 保安規定の変更にあたりリスク情報も考慮し、燃料取替期間を18ヵ月から2年に延長するとともに、許容待機除外期間(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)や燃料濃縮度の増加などの変更が行われた。

### フィンランドにおけるPRAの活用 経緯

- 1984年 規制機関(STUK)が既設プラントに個別のレベル2PRAを要求
- 1987年 STUKが規制指針YVL 2.8において「確率論的設計目標」を規定
  - 「確率論的設計目標」は新設炉の設計段階で満足すべき基準として作成されており、 既設炉は可能な限りそれを満足することが要求されている。
- 1989年 事業者が既設炉(Louviisa-1/2、Olkiluoto-1/2)について、レベル1PRA をSTUKに提出
  - その後、レベル1PRAを更新するとともに、火災、内部溢水、地震、厳しい気象条件、 停止時、さらにはレベル2PRAまで範囲を拡大した。
- 2004年 事業者が新設炉(Olkiluoto-3)について、設計段階PRAをSTUKに提出
  - レベル2 PRAで、外部事象を含む。

# 我が国におけるPRAの活用① 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 カ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、<u>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)</u>
- 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② 新規制における位置づけ

原子力規制委員会はPRAの活用に関して以下の方針で実施する方向で検討中。

### 安全性向上評価の実施と届出:

- 事業者は、発電所の安全性の向上を図るため、原子力規制規則で定める時期ごとに、発電所の安全性について、<u>自ら評価し、公表</u>しなければならない。(原子炉等規制法第43条の3の29(2013年12月施行))
- 組織として安全性向上評価の目的を適切に設定し、取組を実施することとされ、PRAIC ついては5年ごとに行うことが検討されている。(2013年8月26日「実用発電用原子炉の安全性向上のための評価に関する運用ガイドライン(案)」より)
- 「リスク情報」を活用する際に必要とされるPRAの品質を確保するための基本的な要求 事項等を試行的に定めた「原子力発電所における確率論的安全評価(PSA)の品質ガイドライン(試行版)」(2006年、原子力安全・保安院)を参考に、PRAの品質を確保することが検討されている。(同ガイドライン(案)」より)

### 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:

• 有効性評価を行う際の事故シーケンスの抽出において、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等によって実施することとされている。(2013年6月3日「炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性の評価に係る標準評価手法(審査ガイド)(案)」より)

3. 福島第一原子力発電所事故後の展開

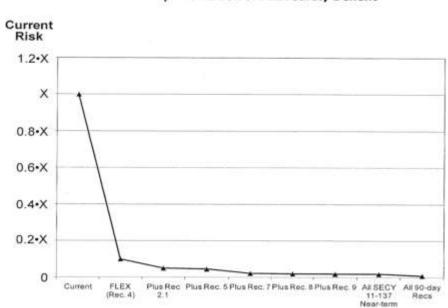
# 福島第一原子力発電所事故後の展開: ①米国 -1

### 福島第一原子力発電所事故後の安全性向上措置と産業界の自主的措置

- NRCの検証活動(2011年4~5月:暫定検査要領(TI2515/183、TI2515/184)に基づく検査)が始まる前に、INPO主導で自主的に安全性検証(2011年3月15日付文書(IER L1-11-1)に基づくプラント踏査)を実施。
- NRCの規制方針案(2011年9月9日付SECY-11-0124)が出る前に、NEI/INPO/EPRI/事業者で福島事故対応 委員会を組織し、産業界全体の安全性向上に向けた体制を構築(2011年6月「The Way Forward:福島第一原子力発電所事象への対応における産業界のリーダーシップ」)。NEIは2011年8月31日の公開ミーティングでNRCと意見交換、2011年9月2日付でNRCにパブコメを提出。
- 産業界は、NRCが規制措置(短期タスクフォース (NTTF)勧告、2012年3月12日付命令)を決定する前に、 NRCと十分に協議して望ましい方策やNRC案への対案 を提示。例: NEIは2011年12月16日付レターでFLEX のコンセプトを提示、FLEX実施によりリスクが大幅に低 減することを示した(右図)。

FLEX: Diverse & Flexible Coping Strategies (多様で柔軟性のある対応方策)。NTTF勧告4:長期電源喪失対応に相当

 NEI 12-06 <u>FLEX戦略アプローチ</u>に基づく緩和戦略の 産業界ガイダンスを2012年8月付公表。



Representation of FLEX Safety Benefit

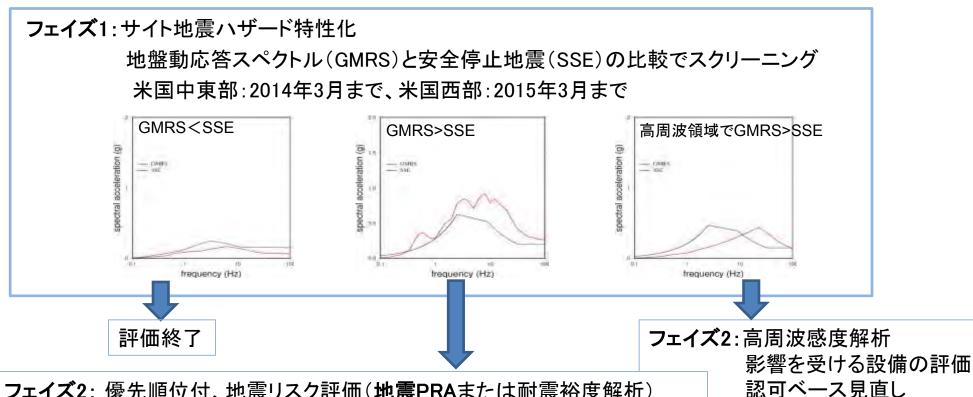
(出典 NEI Letter, "An Integrated, Safety-Focus Approach to Expediting Implementation of Fukushima Daiichi Lessons Learned", December 16, 2011)

31

# 福島第一原子力発電所事故後の展開① 米国-2

### NRCによる地震の再評価要求

NRCの福島後の規制措置(短期タスクフォース(NTTF)勧告) 遅滞なく着手すべき項目の一つ事業者に地震ハザード再評価、構築物、系統、機器の改善の必要性評価を要求



フェイズ2:優先順位付、地震リスク評価(地震PRA)または耐震裕度解析) リスク寄与因子を特定、地震による炉心損傷頻度(CDF)を求める

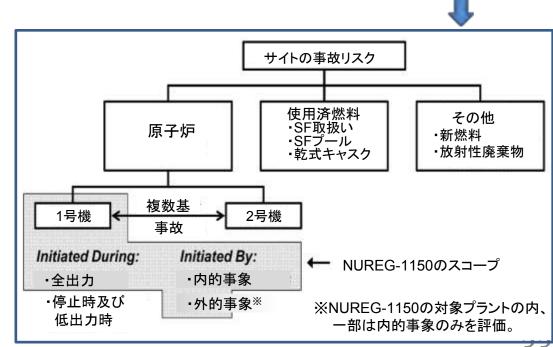
優先度高:3年以内、それ以外:4年以内

必要に応じて規制措置、バックフィット、認可ベース見直し

## 福島第一原子力発電所事故後の展開② 米国-3

### NRCによるレベル3 PRAプロジェクト

- 1990年 NRCのPRA研究 NUREG-1150以来
  - その後の運転・保守・訓練・手順書などの改善、過酷事故の理解、PRA技術の向上を反映
  - これまで評価していない範囲までのフルスコープレベル3PRA実施可能性を評価
- 2010年 NRCスタッフがレベル3PRAフィジビリティ研究をNRC委員会に提案 NRC委員会が検討方針案作成をNRCスタッフに指示
- 2011年 NRCスタッフが検討方針案をNRC委員会に提出 NRC委員会が検討方針案を了承
  - 産業界と協力して4年間でフルスコープ レベル3PRAを実施する計画
- ・ 2012年9月 進捗状況報告
  - パイロットプラントにVogtle-1/2(WH-PWR)を選定



今回のレベル3

PRAプロジェクト

のスコープ

## 福島第一原子力発電所事故後の展開③ 仏国・英国・フィンランド

#### 仏国

• IRSNは、ストレステストの結論のレビューに備え、900MWe PWR にレベル2 PRA を適用し極端な事象に対するプラントの頑強さ、及び次のPSRまでに実施する改善策の効果を評価した。

#### 英国

- ONRは福島事故の教訓報告書を作成し、PRAに関して以下の勧告を示した。
  - 原子力産業界は、重大な所外影響を及ぼす事故が生じうる全ての原子力施設で十分なレベル2 PSAが存在するか確認し、その結果を用いてシビアアクシデント・マネジメント方策を追加すべきか検討すべきである。PRAでは、設計基準を超える事象、ミッション時間の長期化を含む全範囲の外部事象を考慮すべきである。
- Sizewell-B(EDF Energy)のレベル2 PRAは設計基準を超える事象も対象としており、上記勧告は対応済みである。

#### フィンランド

- ストレステストにおける地震、洪水、及び極端な気象条件に対する評価で外的事象PRAに関連する情報を活用した。
- STUKはストレステストを踏まえた改善策の有効性をPRAを用いて評価した。

#### (参考)福島事故後のストレステスト

EU/ECの主導で欧州各国で実施。福島事故を受け、全交流電源喪失、最終ヒートシンクの喪失、洪水、地震、などの事象が起こった際にどうなるか(プラントの安全性は守られるか)、これらの発生確率を考えず、事象を想定して条件付のリスクを評価検討したもの

4. 各国におけるPRAの取組状況の比較

### 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	<b>米国</b>	仏国*	英国* (Sizewell−B)	フィンランド*	IAEA基準
・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)	•実施済 •ASME/ANS RA−Sa−2009	·実施済	▪実施済	•実施済	50-P-4(1992 年)を経て SSG-3(2010 年)
<ul> <li>・AM検討(1992 ~ 1994年)の中で実施</li> <li>・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)</li> <li>・原子力学会標準(2008年)</li> </ul>	<ul> <li>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)</li> <li>ASME/ANS RA-Sa-2009</li> <li>ANS/ASME-58.24-201x レベル2(検討中)</li> </ul>	·実施済	▪実施済	•実施済	50-P-8(1995 年)を経て SSG-4(2010 年)
・代表プラントについて試評価 を実施(内的事象及び地震) ・原子力学会標準(内的・外的 共通)(2008年)	・代表プラントのみ実施 ・ANS/ASME-58.25-201x レベ ル3(検討中)	·未実施	•実施済	·未実施	50-P-12 (1996年)
・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)	-ASME/ANS RA-Sa-2009	・事業者と規 制機関で相 互レビュー	•規制機関審 査	·規制機関審 査	TECDOC- 1511(2006 年)
・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)	・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 なし サービスを受けるケースあり			なし
	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) ・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) ・代表プラントについて試評価を実施(内的事象及び地震)・原子力学会標準(内的・外的共通)(2008年) ・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) ・原子力技術協会ガイドラ	<ul> <li>中で実施</li> <li>・PSR(1992 ~)の中で10年ごとに実施</li> <li>・原子力学会標準(2008年、改訂中)</li> <li>・AM検討(1992 ~ 1994年)の中で実施</li> <li>・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)・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)</li> <li>・代表プラントについて試評価を実施(内的事象及び地震)・原子力学会標準(内的・外的共通)(2008年)</li> <li>・原子力学会標準(内的・外的共通)(2008年)</li> <li>・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)</li> <li>・原子力学会標準(同上)・日本原子力技術協会ガイドラ</li> <li>・NEI 00-02(2000年)</li> </ul>	中で実施       ・ASME/ANS RA-Sa-2009         ・PSR(1992 ~)の中で10年ごとに実施       ・原子力学会標準(2008年、改訂中)         ・AM検討(1992 ~ 1994年)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)・ASME/ANS RA-Sa-2009・ANS/ASME-58.24-201x レベル2(検討中)       ・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)       ・未実施・ANS/ASME-58.25-201x レベル2(検討中)         ・作表プラントについて試評価を実施(内的事象及び地震)・原子力学会標準(内的・外的共通)(2008年)       ・代表プラントのみ実施・ANS/ASME-58.25-201x レベル3(検討中)       ・未実施・ANS/ASME-58.25-201x レベル3(検討中)         ・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)       ・ASME/ANS RA-Sa-2009・事業者と規制機関で相互レビュー         ・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)       ・NEI 00-02(2000年)       欧州内でピアレサービスを受け	<ul> <li>・AM検討(1992 ~ 1994年)の中で実施</li> <li>・PSR(1992 ~)の中で10年ごとに実施</li> <li>・原子力学会標準(2008年、改訂中)</li> <li>・AM検討(1992 ~ 1994年)の中で実施、トだしレベル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)</li> <li>・代表プラントについて試評価を実施(内的事象及び地震)・原子力学会標準(内的・外的共通)(2008年)</li> <li>・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)</li> <li>・ASME/ANS RA-Sa-2009・未実施・未実施・実施済・実施済・実施済・実施済・実施済・・実施済・水だしレベル1.5まで(ソースタームは評価しない)・ASME/ASME-58.24-201x レベル2(検討中)</li> <li>・未実施・実施済・実施済・・実施済・・実施済・・実施済・・大きしいベル2(検討中)・未実施・・未実施・・実施済・・実施済・・大きが、ル3(検討中)・・未実施・・実施済・・実施済・・実施済・・大きが、ル2(検討中)・・本実施・・大きが、ル3(検討中)・・本実施・・実施済・・大きが、ル3(検討中)・・本実施・・大きが、ル3(検討中)・・カン会標準に既に規定の内容を見直して策定中)・原子力学会標準(同上)・ハEI 00-02(2000年)・アレビューを行ったり、サービスを受けるケースあり・オービスを受けるケースあり・オービスを受けるケースあり・オービスを受けるケースあり・オースあり・オースあり・オースを受けるケースあり・オースを受けるケースあり・オースを受けるケースあり・オースを受けるケースあり・オースを受けるケースあり・オースを受けるケースあり・オースを受けるケースあり・オースを介したり、サービスを受けるケースあり・オースを受けるケースあり・オースを受けるケースあり・オースを受けるケースあり・オースを受けるケースあり・オースを使用した。・スを経済・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・</li></ul>	・AM検討(1992 ~ 1994年)の中で実施       ・実施済       ・実施済       ・実施済       ・実施済         ・PSR(1992 ~)の中で10年ごとに実施・原子力学会標準(2008年、改訂中)       ・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)       ・実施済・実施済・実施済・実施済・実施済・実施済・実施済・実施済・実施済・実施済

# 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	·未実施 ·原子力学会標準(2012年)	<ul><li>・多くの発電所でレベル1.5</li><li>まで実施済</li><li>・ASME/ANS RA-Sa-2009</li></ul>	<ul><li>1300MW級、EPRでレベル</li><li>1まで実施済</li><li>900MW級、N4は未実施</li></ul>	・レベル3ま で実施済	・レベル2ま で実施済	SSG-3 SSG-4
内部火災	·未実施 ·原子力学会標準(策定中)	<ul><li>・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)</li><li>・ASME/ANS RA-Sa-2009</li></ul>	・全てレベル1まで実施済	・レベル3ま で実施済	・レベル1ま で実施済	SSG-3 SSG-4
地震・津波(洪水)	・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> <li>・地震:37基でレベル1.5まで実施済</li> <li>・洪水:15基でレベル1.5まで実施済</li> <li>・詳細研究実施予定</li> <li>・ASME/ANS RA-Sa-2009</li> <li>・ANS/ASME-58.24-201xレベル2(検討中)</li> </ul>	<ul> <li>・地震は1300MW級でレベル1まで実施済、他は未実施</li> <li>・洪水は未実施</li> </ul>	<ul><li>・地震はレベル3まで実施済・洪水は未実施</li></ul>	・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.	·未実施	・16基でレベル1.5まで実施 済 ・ASME/ANS RA-Sa-2009	·未実施	・レベル3ま で実施済	•未実施	SSG-3 SSG-4
停止時	<ul><li>PSR(1992 ~)の中でレベル1まで実施</li><li>・原子力学会標準(2010年)</li></ul>	·未実施(検討予定) ·ANS/ASME-58.22-201x (検討中)	・全てレベル1まで実施済	・レベル3ま で実施済	・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・随伴事象	<ul><li>・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</li><li>・複合・随伴事象はリスク評価選定方法標準で審議中</li></ul>	·未実施(検討予定)	・未実施 *欧州では独自の標準は	·未実施	・未実施	なし 37

### (参考)各国の原子力規制における安全目標と確率論的リスク評価の位置づけ

	米国	仏国	英国	フィンランド	日本
安全目標の位置づけ	電所の規制には用いない。安全目標には定性的目標、定量的目	標は設定していない。 (NEA/CSNI/R(2012)11,	リスク低減要求をしない基準として基	すべき基準として確率論的	・安全目標は、我が国の原子力安全規制活動によって達成し得るリスクの抑制水準として、確率論的なリスクの考え方を用いて定め、安全規制活動等に関する判断に活用。(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)・旧原子力安全委員会における検討の結果は、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ことを確認。(原子力規制委員会、2013年4月10日)
安全目標設定の経緯	・1979年のTMI 事故を受けて原子力規制委員会(NRC)が検討を開始。 ・1986年、NRCが安全目標政策声明書公表。定性的目標、定量的目標を設定(性能目標は補助的目標)。安全目標は規制の適切性を評価する尺度であり、既設の個々の発電所の規制には用いない。 ・1990年代後半から2001年にNRC内で安全目標を発電所の規制に用いる検討を実施したが、リスク情報に基づく規制の進展を待つことになり保留。	標は設定していない。	設の受忍リスク(ToR)の枠組みを定義し、基本安全限度(BSL)と基本安全目標(BSO)の考え方と頻度を提示。 - BSL: 許認可で満足すべき基準 - BSO: 規制でこれ以上のリスク低減要求をしない基準・1992年、原子炉施設検査局(NI)は	PSAを要求 ・1987年に発行した規制指 針YVL 2.8において確率論 的設計目標を規定。 ※フィンランドの規制は新 設炉を対象に作成されてお り、既設炉は可能な限りそ れを満足することが要求さ	・2000年、原子力安全委員会は米国等のリスク情報活用の動きを踏まえ、安全目標専門部会を設置。 ・2003年、公衆の個人リスクを指標とした安全目標案の中間とりまとめを公表。 ・2006年、発電炉の安全目標案への適合性を判断するための炉心損傷頻度、格納容器機能喪失頻度を指標とした性能目標案を公表。 ・2013年、旧原子力安全委員会における検討の結果は、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ことを確認。 ・安全目標は、我が国の原子力安全規制活動によって達成し得るリスクの抑制水準として、確率論的なリスクの考え方を用いて定め、安全規制活動等に関する判断に活用。
安全目標の内容	く定性的安全目標> ・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。 〈定量的リスク目標〉 ・原子力発電所1基の事故から生じる可能性があるサイト近傍の個人急性死亡のリスクは、米国住民が一般的に受けている他の事故による急性死亡リスクの合計の0.1%を超えてはならない。・原子力発電所1基の運転から生じる可能性があるサイト周辺の集団の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合計の0.1%を超えてはならない。 〈性能目標(補助的目標)〉 ・環境中への大規模な放射性物質の平均放出頻度〈10-6〉炉年(炉心損傷頻度〈10-4〉炉年:安全目標には記載していないがNRCスタッフが有益な目標値と判断して使用しているもの。)		・下記項目毎にBSO, BSLが定められている。 T-1:通常運転時、所内個人 T-2:通常運転時、所内集団 T-3:通常運転時、所外個人 T-4:通常運転時、所外個人 T-5:事故時、所外個人の死亡リスク T-6:事故時、所外個人の実効線量 T-7:事故時、所外個人の変対線量 T-7:事故時、所外個人の実効線量 T-9:死亡事故 ・T-9:死亡事故のBSO, BSLは以下 の通り。 事故による100人以上の死亡リスク: BSO 1E-5/年、BSL 1E-7/年		く定性的目標> ・原子力利用活動に伴って放射線の放射や放射性物質の放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。 〈定量的目標> ・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、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。・原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによって生じ得るがんによる、施設からある範囲の距離にある公衆の個人の平均死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。 〈性能目標(安全目標への適合性の判断のめやす)> ・炉心損傷頻度<10-4/炉年程度 ・格納容器機能喪失頻度<10-5/炉年程度

	米国	仏国	英国	フィンランド	日本
法令上のPRAの位置	・PRA政策声明書(1995年8月16日付官報、60FR42622)で、決定論	・2002年、規制プロセス	ALARP原則に対応するため、定性	・決定論的評価とPRAは相	・事業者は、発電所の安全性の向上を図るため、規則で定める
づけ	的手法を補完するものとして位置づけられている。	においてPRAの役割が	的/定量的要件及び数値安全基準		時期ごとに、発電所の安全性について、自ら評価し、公表しなけ
	<ul><li>新設炉については、NRC規則(10CFR52.79(46))でPRA提出を要求</li></ul>	大きくなると考えた規制	に対する評価を含むリスク評価の実		ればならない。(原子炉等規制法第43条の3の29(平成25年1
	している。	機関(ASN)が基本安全		・原子力エネルギー政令	2月施行))
	・既設炉については、PRAを実施しても、安全目標への適合性の確		(NEA/CSNI/R(2012)11, Use and	(161/1988)で新設炉の運	・自主的な評価の内容の一部として、PRAが提案されているとこ
	認は求められていない。	表。炉型共通の標準	Development of PSA, June 2013)	転認可申請時にPRAを	ろ。
		PRAを事業者が開発す		STUKに提出することを要	(安全性向上評価に係る確率論的リスク評価(PRA)の実施ガイ
		る等の規則が定められ		求。	ド(骨子)(2013年8月2日)より)
		ている。		・原子力発電所の安全性に	
		・省令(2012年2月7日		関する閣議決定	
		付)において、従来の決		(733/2008)で必要に応じ	
		定論的手法を補完する		てPRAを改善し更新するこ	
		ものとしてPRAを規定。		とを要求。	
法令で求めるPRAのス	  <新設炉>	  法会でスコープの担定は	・上記安全目標との適合性を示すた	・YVL 2.8により、フルスコー	  ・自主的な評価の内容として、原子力規制委員会は以下の内
コープ	・NRCの標準審査指針(SRP)で、安全目標への適合性確認、性能			プ(内的事象、外的事象、	古土町は計画の内谷として、原丁ガ焼両安貞芸は以下の内 
	目標との比較を求めている。ただし、性能目標は規制要件ではな			全運転モード)のレベル2	- レベル1,2,3PRA(内的事象、外的事象)
	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	が過程して人た。		PRAを要求	I・PRA手法の成熟度によって段階的に拡張していくことも記
	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		外的事象、全運転モードが含まれ	1100と女小	計画
	ス良く考慮するようにすべきと脚注を入れている。(NUREG-0800,		る。		**。  - 内的事象:内部溢水、内部火災
	p. 19.0-3脚注)		0		- 外的事象:地震と津波の重畳事象や、地震、津波以外の外
	・コンバインドライセンス(COL)申請書の容認可能な標準様式の				部事象
	ガイダンスで、PRAのスコープはレベル2、内的事象、外的事象、				
	全運転モードと規定。				-多数基で同時に発生する事象
	<b>&lt;既設炉&gt;</b>				(安全性向上評価に係る確率論的リスク評価(PRA)の実施
	・PRAを実施しても、安全目標への適合性の確認は求められてい				ガイド(骨子)(2013年8月2日)より)
	ない。				
	・IPEで内的事象、IPEEEで外的事象のレベル2PRAの実施を求				
	めた。ただし、外的事象ではEPRIの火災脆弱性評価(FIVE)手				
	法、限定スコープの耐震裕度評価、強風・洪水などのハザード頻				
	度によるスクリーニングなどの簡略化手法も容認した。				
提出時期	<新設炉>	<新設炉>	<新設炉>	<新設炉>	▼・5年を超えない期間ごとに評価を実施し、施設定期検査終了
	▼標準設計証明(DC)申請時	·許可申請時	·許可申請時	•許可申請時	後6ヶ月以内に届け出。
	・コンバインドライセンス(COL)申請時	<既設炉>	<既設炉>	<既設炉>	┃・1回目の評価(届出)の時期については、今後の検討を踏ま┃
	・リスク情報を活用した認可変更申請時(炉心損傷頻度、早期大		・認可変更申請時に根拠情報として	1,1	えて定める予定。
	規模放出の変化量)	情報として	・定期安全レビュー(PSR)時(10年	ICSTUKが審査	
	< 既設炉 >	・定期安全レビュー	毎)	・認可変更申請時に根拠情	(発電用原子炉施設の安全性向上のための評価について
	·内的事象(IPE)1988~1991年	(PSR)時(10年毎)		報として	制度の骨子(考え方)(案)(2013年8月2日)より)
	·外的事象(IPEEE)1991~1997年			・認可更新または定期安全	
	・リスク情報を活用した認可変更申請時(炉心損傷頻度、早期大			レビュー(PSR)時(10年毎)	
	規模放出の変化量)				
担制におけるDRA活田	  ・規則作成時のバックフィット評価	┃ ■設置者が宝施した安全	」 ・故障解析を行う際には、常に決定	設置者が宝施  た安全性	  ・設置者が実施した安全性の向上の効果の確認
節囲	・許認可時に変更等の妥当性を判断		論的評価とPSAの双方を実施	の向上の効果の確認	・施設の脆弱性の確認
<del>                                    </del>	・原子炉監視プロセス(ROP)において発電所のパフォーマンス評	・施設の脆弱性の確認		・施設の脆弱性の確認	がいこく マンかに ある   エーマン 単正 市心
	一個をし検査のスコープを決定	7000文 0770033 1工 07 1年 6心		7000文 〇ノかじ オタ 1工 〇ノ 4座 600	
	・違反の重要度評価				
	・事象調査のチーム編成の参考など				
	- The state of the				
不確実性の取扱	・意思決定の際にはパラメータやモデルに関する「認識性」の不	不確かさを考慮し、結果	不確かさ及びデータのばらつきの影	不確かさ解析を含めるこ	・評価結果の不確実さは、リスクの特徴を示す重要な知見で
	確かさに対して体系的に検討することが重要(NUREG-1855,		響を、詳細な解析に含めること。		あり、評価結果に対する寄与因子とその不確実さの影響を詳
	Rev.1、2013年3月)。	に評価する。	(HSEのSAP、2006年)		細に把握するため、感度解析及び不確実さ解析を実施するこ
		(基本安全規則(RFS)		理におけるPSA)	[と。
	・決定論的評価に関連した知識の限界による不確実さに関する	2002-01;確率論的安全			(原子力発電所における確率論的安全評価(PSA)の品質ガ
	認識を深めることが、大いに一貫性の向上に貢献することになる				【イドライン(試行版)平成18年4月原子力安全・保安院原子力
	と思われる。	用)			安全基盤機構)
	(例:NUREG/CR-6813)				・評価においては品質ガイドラインを参考に、PRAに関する
					品質を確保して実施する。(安全性向上評価に係る確率論的
					リスク評価(PRA)の実施ガイド(骨子)(2013年8月2日)より)
	I and the second			1	