

地震リスク（P R A）の規制での活用について

村上 玄

原子力規制庁 検査評価室

2025年9月

2025年日本原子力学会 秋の大会

地震安全に関わるより高度な意思決定実践のための地震P R A標準の利活用について

1. 原子力規制委員会 第3期中期目標 より

II. 原子力規制の厳正かつ適切な実施と技術基盤の強化

(2) 審査・検査の実績や安全研究の成果、収集した国内外の最新知見等を精査

(施策目標)

- ・ 審査・検査におけるリスク情報の活用手法等の検討・準備を進め、可能な分野からリスク情報の活用を進める。

(3) リスク情報の活用等により、安全上の重要度に応じた効果的かつ効率的な規制活動が実施できるよう、制度・運用の改善を進める。

(施策目標)

- ・ リスク情報や規制の運用から得られた知見を活用したグレーデッドアプローチの積極的な適用により、より一層安全上の重要度に応じた規制制度及び規制活動となるよう継続的な改善を進める。

2. 原子力規制におけるPRA活用分野

○現状の原子力規制におけるPRAの活用は、主に内的事象PRAである。
(安全性向上評価届出制度においては、地震PRA、津波PRAの結果が事業者により提示されている。)

新規制基準・適合性審査

【事業者に対する要求】

- ・ 内部事象及び外部事象を対象とした個別プラントのPRA^{注1}の実施
- ・ 重大事故対策の有効性評価で評価対象とする事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードの特定

規制委員会の審査

PRA等による事業者の事故シーケンスグループ特定及び格納容器破損モード特定プロセスの適切性審査

安全性向上評価

【事業者に対する要求】

- ・ 内部事象及び外部事象を対象とした個別プラントのPRAの実施
- ・ プラント脆弱点の抽出及び対策の検討

規制委員会の確認

事業者のPRAの評価手法及びそれらの技術的根拠の確認

新検査制度

【事業者のPRA活用】

- ・ リスク情報を活用した意思決定(RIDM)^{注2}の中で検討

規制委員会のPRA活用

- ・ 事業者PRAモデルを用いた検査指摘事項に対する安全重要度評価(SDP評価)
- ・ プラントのリスクプロファイルを把握するとともに、PRAから得られる機器重要度の結果を活用して検査の優先度付けに活用。
(リスク情報ハンドブック)

注1: 重大事故等対策を考慮していないPRA(所謂、裸のPRA)

3. 「実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方について」※より

<設計基準における対策の考え方（共通要因故障について）>

- 設備の偶発故障に対しては、設備に高い信頼性を要求して、そもそも、設備が偶発的に故障をしないようにするとともに、複数の設備が同時に偶発故障することを防ぐために、その要因を排除することを要求している。
- 設備の偶発故障以外による設備の故障に対しては、その原因となる外部事象や内部火災等の発電所内の事象が、共通要因故障を発生させ得るものであることから、**共通要因故障が発生すること自体を防ぐための対策を求めている（設置許可基準規則3条から9条）**。
- 例えば設備に十分な強度を持たせ地震力に耐えることである。なお、内部火災等の発電所内の事象による故障に対しては、それらによる事故を想定した対策も求めている。



3. 「実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方について」より

＜重大事故等対策の基本的な考え方（抜粋）＞

（共通要因故障発生後 格納容器破損前）

有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループや格納容器破損モードを特定し、それらに対して対策の成功基準（燃料被覆管の温度や原子炉格納容器の圧力、放射性物質の放出量等）を設定した上で、当該対策が、それらの**基準を概ね満足することを確認することで、その有効性を評価すること**を求めている。

DB→設計の妥当性【成功基準を十分にクリアできるか】

SA→対策の有効性【対策に効果があるか 成功基準と比較して確認】

※発電用軽水型原子炉の新規制基準に関する検討チーム議事録より

（格納容器破損後）

原子炉格納容器が破損するような段階まで事故が進展した場合には、原子炉格納容器等の破損状況や、放出される放射性物質の核種、化学形態、量及び放出経路など、事故の態様に係る不確かさが非常に大きくなることから、最新の技術的知見に基づいても、あらかじめ全ての想定を行うことは実質的に不可能であるため、そもそも**事故の態様を事前に特定できず、対策の成功基準を設定し、対策の有効性を評価すること**を求めることはできない。

また、発生に至る可能性が極めて小さく、態様も事前に特定し難い事象まで含めたあらゆる事象に対して、**際限のない対策を求めることは、規制要求として極めて不合理**である。

さらに、そのような不確かさが大きい状況において、事故の態様等に係る特定の想定を前提とした対策を要求することは、実際の事故の態様と、前提とした想定との違いによって、**要求に基づき用意した対策が実際の事故において機能しないなど**といった、**事故対処上の困難をもたらすおそれがある**ことから、むしろ、状況に応じた臨機応変な対策を講じることを求める方が、規制要求として合理的である。

3. 「実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方について」より

<地震動の超過確率を求める趣旨（抜粋）>

- 例えば、内陸地殻内地震で考えた場合、詳細な調査を尽くしても、震源断層の長さや断層傾斜角度等の評価は、専門家の間で分かれることもあり、また、震源断層の位置・形状や破壊過程等の全てを事前に予測することは不可能であるので、**調査結果の信頼性及び精度を確保したとしても、基準地震動を上回る強さの地震動が発生することを事前に完全に否定し尽くすことはできない**し、そのようなことは基準地震動策定において求められているものではない。
- このため、設置許可基準規則は、事業者に対し、上記で述べた地震動の超過確率を適切に参照するよう求めている。そして、原子力規制委員会の審査官は、事業者が、基準地震動を策定する過程で、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」について、それぞれ策定された地震動の応答スペクトルがどの程度の超過確率に相当するのか、一様ハザードスペクトルを使って、適切に把握しているのか否か、また、基準地震動の超過確率の計算過程等に問題がないかどうか、確認を行っている。
- なお、原子力規制委員会としては、発電用原子炉を設置する事業者は、地震動の超過確率を参照することで、基準地震動を上回る強さの地震動が発生する可能性を常に認識した上で、**施設の設計に当たって適切な配慮を払うことで、継続して、いわゆる「残余のリスク」（基準地震動を上回る強さの地震動が発生することで耐震重要施設の安全機能が損なわれるリスク）を低減していく努力を継続することが重要**であると考えている。

4. フルスコープPRAの試行結果（運転中保全）①

米国NRC 「REGULATORY GUIDE 1.174, REVISION 3」における記載から抜粋

＜リスク情報に基づいた意思決定における確率的リスク評価の活用アプローチ＞

- ガイドラインは、リスク指標の変化に関するフルスコープ（内部および外部ハザード、出力時、低出力、シャットダウンを含む）の評価との比較、および必要に応じて、リスク指標（CDFまたはLERF）のベース値との比較を目的としている。
- ただし、多くのPRAはフルスコープではないことが認識されており、フルスコープに満たないPRA情報でも許容される場合がある。
- PRAがフルスコープでない場合、事業者はスコープ外の項目の重要性に対処する必要がある。
- PRAのスコープ外の部分が、ベースケースのCDFおよびLERFに及ぼす影響を評価することの重要性は、計算値と許容ガイドラインとの間のマージンに関係している。
- 施設の変更がモデル化されていないリスク寄与要因に影響を与えないことを示すことも可能。
- 部分的なPRAに基づいて提案された免許基準の変更が、PRAに含まれていない運転モードから生じる事故シーケンスに関連するリスクを不均衡に変化させないことを証明する必要がある。

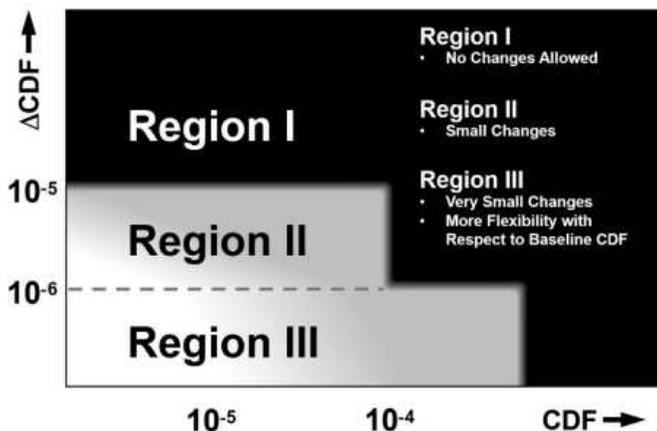


Figure 4. Acceptance guidelines* for core damage frequency

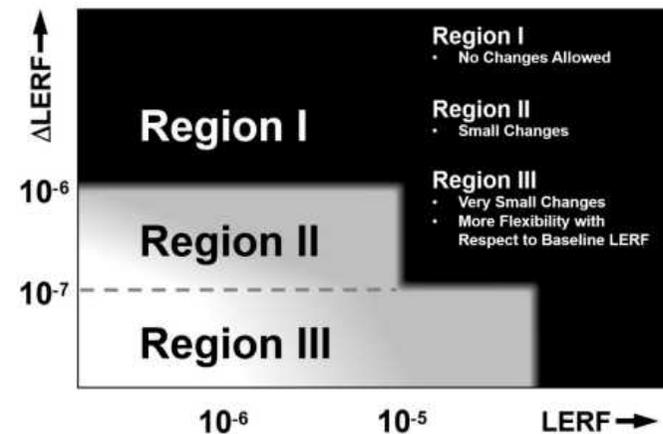
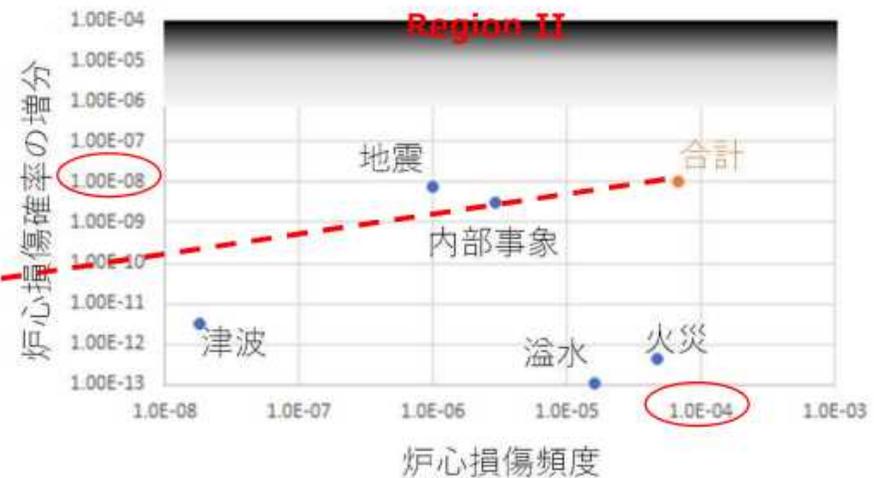
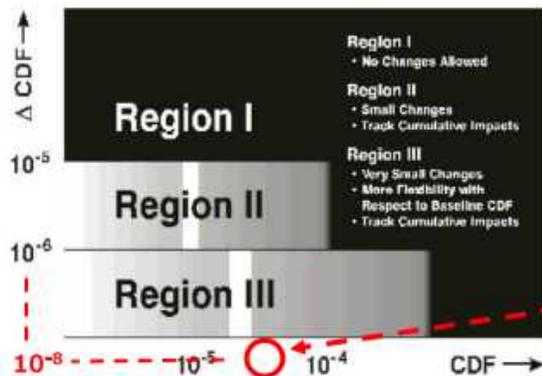


Figure 5. Acceptance guidelines* for large early release frequency

4. フルスコープPRAの試行結果（運転中保全）②

(別添資料2) 運転中保全の現場実証に係る包括的な確率論的リスク評価の試行結果

- 伊方発電所3号機における非常用ディーゼル発電機1台を運転中保全のために待機除外にした場合の炉心損傷頻度の増分(ΔCDF)について、内的事象、地震、津波、内部火災、内部溢水について評価し、U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION REGULATORY GUIDE 1.174, REVISION 3の方法(左図)に準じて、試行的に評価を実施したもの(右図)。
- 内的事象PRA、地震PRA、津波PRAは四国電力による評価。内部火災PRA及び内部溢水PRAの評価は原子力規制庁による評価。
- 内部火災PRA及び内部溢水PRAについては、建屋内区画数等が評価に含まれるが、四国電力伊方発電所3号機とは異なるデータを使用しているなど、同プラントの状態を前提条件として考慮できていない。また、新規制基準の要求事項が反映されていないため、評価は保守的である。
- 右図上のプロットについて、Region I又はIIへの距離が短いほど支配的なリスク要因となる。上記の通り、火災及び溢水の炉心損傷頻度(CDF)は保守的な評価結果であると考えられるが、ΔCDFは比較的小さい。一方、地震のCDFは比較的小さいものの、ΔCDFが比較的大きい。全てのPRAの評価結果を合算した「合計」(包括的な確率論的リスク評価の結果)を参照すると、特にΔCDFについては、地震が支配的であることがわかる。
- 左図の「REGULATORY GUIDE 1.174, REVISION 3」に示された評価基準と照らして、今回の現場実証によるリスク変化は、Region IIIの領域(非常に小さな変化)に相当することを確認した

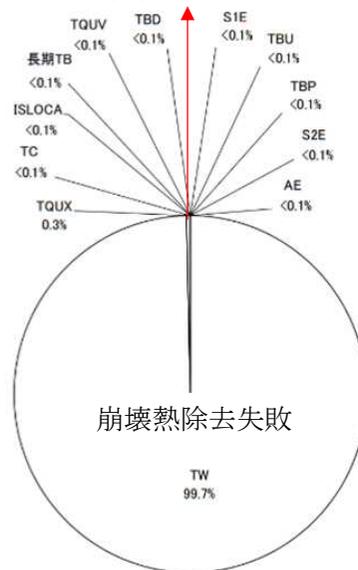


ICDP		ILERP
> 10 ⁻⁴	- configuration should not normally be entered voluntarily	> 10 ⁻⁶
10 ⁻⁴ - 10 ⁻⁵	- assess non quantifiable factors - establish risk management actions	10 ⁻⁷ - 10 ⁻⁸
< 10 ⁻⁶	- normal work controls	< 10 ⁻⁷

5. フルスコープPRAの重要性①

- 東日本大震災時、東京電力福島第二原子力発電所は海水ポンプが機能喪失したため、最終ヒートシンクに熱を逃がすことが一時不可能になった。
- サプレッションチェンバーの水の熱容量を活かし、RCIC等による炉心冷却で時間を稼ぎ、その間に海水ポンプを復旧することにより、炉心損傷に至らなかった。

RCICが価値を持つ事故シーケンスの重みは相対的に低い



【BWR5の例】

事故シーケンスの支配レベルをパイチャートで表現したもの

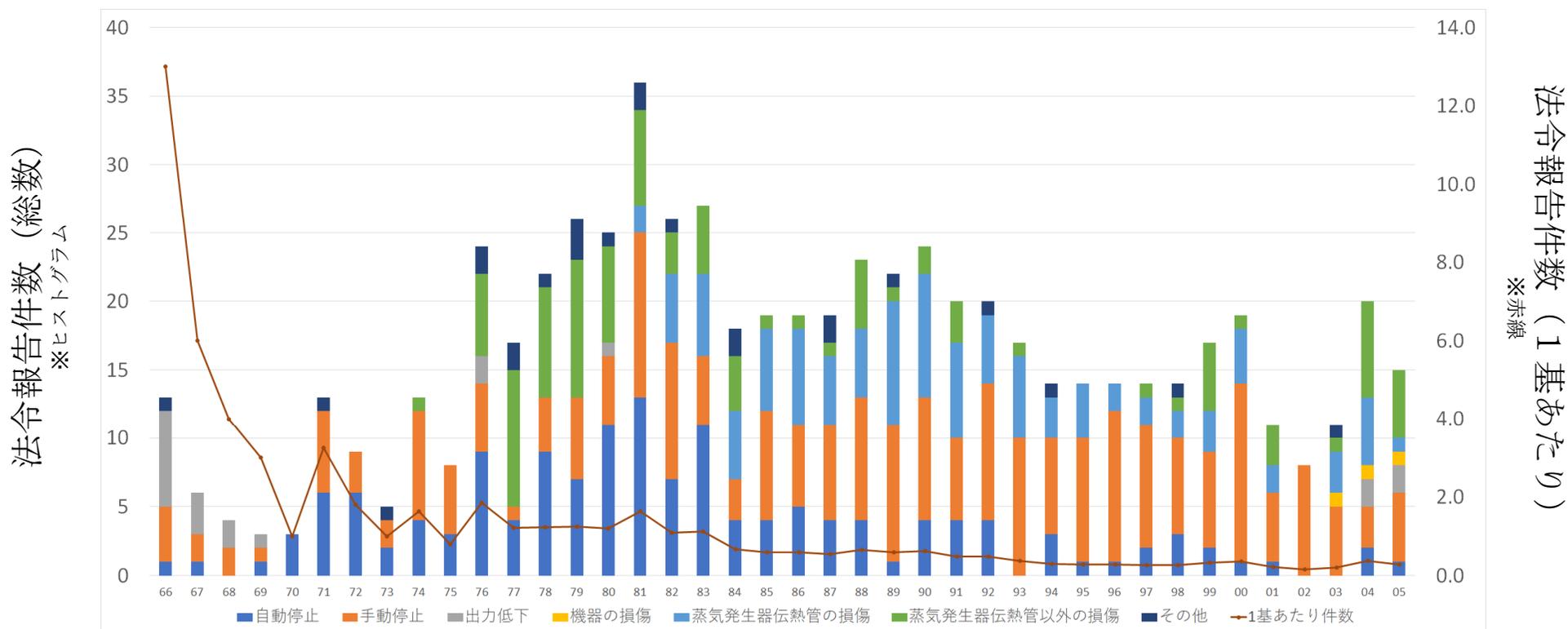
- 内部事象PRA上（SA考慮なし）は、崩壊熱除去失敗がほぼ支配的との評価結果。
- 炉心損傷に対しての効果という観点からは、高圧系に属するRCICも、低圧注水系も、内部事象PRA上の価値はそれほど変わらず、いずれも低い。
- しかし、津波による海水系の機能喪失に対して、RCICが大きな価値を持った。

機器等に発生したトラブル 取った対応

	1号機	2号機	3号機	4号機
3/11 14:48 地震発生による原子炉自動停止（スクラム）				
3/11 15:22 津波襲来				
設備機能状況 (津波襲来後)	外部電源(1回線のみ) 非常用ディーゼル発電機(0台/3台中)	外部電源(1回線のみ) 非常用ディーゼル発電機(0台/3台中)	外部電源(1回線のみ) 非常用ディーゼル発電機(2台/3台中)	外部電源(1回線のみ) 非常用ディーゼル発電機(1台/3台中)
3/11	3/11 15:34 津波で全非常用電源が停止	3/11 15:34~15:41 津波で全非常用電源が停止	3/11 15:35 津波で非常用電源が1台停止	3/11 15:34頃 津波で非常用電源が2台停止
	3/11 15:36 原子炉隔離時冷却系手動起動 (圧力容器への注水開始)	3/11 15:41 逃がし安全弁による減圧	3/11 15:46 逃がし安全弁による減圧	3/11 15:46 逃がし安全弁による減圧
	3/11 15:55 逃がし安全弁による減圧	3/11 15:43 原子炉隔離時冷却系手動起動 (圧力容器への注水開始)	3/11 16:06 原子炉隔離時冷却系手動起動 (圧力容器への注水開始)	3/11 15:54 原子炉隔離時冷却系手動起動 (原子炉への注水開始)
			3/11 22:53 復水補給水系による注水開始	
			3/11 23:58 原子炉隔離時冷却系手動停止	
3/12	3/12 0:00 復水補給水系による注水開始	3/12 4:50 復水補給水系による注水開始	3/12 9:37 残留熱除去系停止時冷却モードを起動	3/12 0:16 復水補給水系による注水開始 原子炉隔離時冷却系停止
	3/12 4:58 原子炉隔離時冷却系手動停止	3/12 4:53 原子炉隔離時冷却系停止	3/12 12:15 原子炉が冷温停止状態に	3/12 12:32 高圧炉心スプレイ系による注水開始
3/13	仮設電源ケーブルを施設 残留熱除去系冷却ポンプの モーター交換等を実施	仮設電源ケーブルを施設		3/12 22:14 復水補給水系による注水停止
3/14	3/14 1:24 残留熱除去系 (圧力抑制室冷却モード)を起動	3/14 7:13 残留熱除去系 (圧力抑制室冷却モード)を起動		3/14 15:42 残留熱除去系(圧力抑制室冷却モード) を起動
	3/14 10:05 残留熱除去系 (低圧注水モード(除熱))を起動	3/14 10:48 残留熱除去系 (低圧注水モード(除熱))を起動		3/14 18:58 残留熱除去系 (低圧注水モード(除熱))を起動
	3/14 17:00 原子炉が冷温停止状態に	3/14 18:00 原子炉が冷温停止状態に		3/15 07:15 原子炉が冷温停止状態に

5. フルスコープPRAの重要性②

- 下図は、実用炉の法令報告の件数をグラフ化したもの。
 自動停止 (■) の件数は減少傾向。手動停止 (■) の件数は横ばい。
 蒸気発生器伝熱管の損傷 (■) の件数も減少傾向。
- 発生するトラブルの種類は常に変化しており、全体としては減少傾向にある一方、**自然現象による重大事故は発生**している。

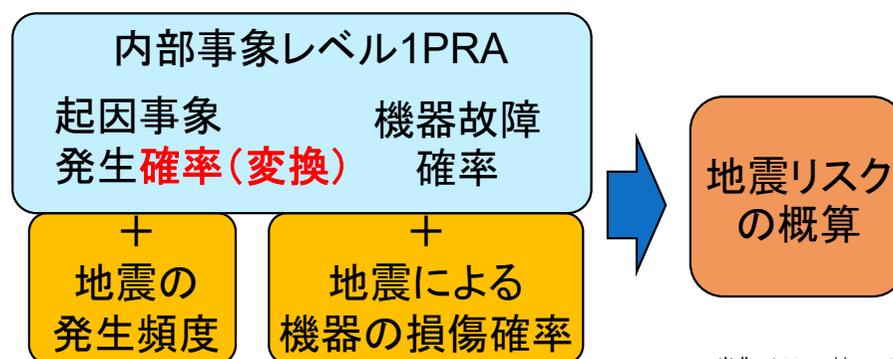


データ出典：旧独立行政法人原子力安全基盤機構 平成18年度 原子力施設運転管理年報より

6. 簡易地震PRAの活用について

- 原子力発電所のリスクの要因の1つに、地震による影響がある。
- 原子力規制検査においても、日々得られる気付き事項についてリスク評価を行う必要があり、現在では評価の即応性が求められている。
- 第74回原子力規制委員会*（令和2年3月）においては、事業者の準備が完了するまでの代替の評価方法として、地震時の原子力発電所のリスクを簡易的に算出する方法（以下「簡易的な評価」という）が議論された。
- 議論では、適切性の確認を終えた内部事象レベル1PRAモデルに地震ハザード及び機器フラジリティを入れて、地震発生時のリスクを概算する方法案が示された。

地震発生時のリスクの概算イメージ



*出典：<https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA001001279>

6. 簡易地震PRAの活用について

簡易的な評価の検討

地震ハザードや機器フラジリティをPRAモデルに組み込む事はできるが、機器損傷の相関（耐力の相関、応答の相関、両者の相関等）を考慮するには、その根拠となるものは整理できていない。



簡易的な評価では、以下のように仮定する。

- 1つの機器が損傷すると、冗長の機器も必ず損傷とする（完全相関）。
- 地震で損傷する機器は、内部事象レベル1PRAモデルで考慮している機器を対象とする。

地震による機器損傷を追加した内部事象PRAモデルに地震ハザード及び機器フラジリティを入力することで、地震のリスクを簡便に計算する。

6. 簡易地震PRAの活用について

内部事象レベル1PRAモデルを活用した簡易的な評価は、課題があることを前提に、活用する必要がある。

- 地震固有の機器損傷（電気盤の転倒等）は、簡易的な考慮方法となっている。
- 地震でのみ発生する事故シナリオの詳細検討ができていない。（例：アクセスルートを用いた対処要員の対応）
- 地震時に対応する運転員及び対処要員が失敗する確率を詳細評価できていない。

まとめ（私見）

- 欧州のセブソ事故等を契機として、欧米の安全規制は、手続き遵守型から、危険の管理型へ転換※。
- 東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ、我が国の原子力規制は、従来の安全対策を越えるような自然現象等による共通要因故障や事故対応に着目。
- 我が国の重大事故の経験を踏まえると、個別事案の重要性について、必ずしも内的事象PRAだけで語りきれない部分がある（電源盤やRCICなど）。
- 俯瞰的にプラントの危険性を把握するために、地震PRAを含めたフルスコープPRAの結果を参照することは意義がある。
- 保守的な前提が含まれている部分もあるため、数値結果のみを参照することは危険である。
- PRAの技術的制約を踏まえた上で、現場実態なども考慮し、リスクアナリストは工学的判断を行い、説明責任を果たすことが重要。

御静聴ありがとうございました。

民間規格の規格策定委員会等への原子力規制庁職員の参加について

これまで、技術評価の対象となる民間規格の規格策定委員会等については、原子力規制庁職員の参加のあり方が整理され、運用されてきました。

昨今のリスク情報活用に関する議論の広がりなどを背景として、令和7年7月23日の第22回原子力規制委員会において、原子力規制に関連があり、現時点では技術評価の見込みがない民間規格の規格策定委員会等についても、原子力規制庁職員の参加の考え方が整理され、了承されました。

今後、原子力規制庁の職員が順次参加させていただきますので、よろしくお願い致します。