

確率論的リスク評価(PRA)モデルの現状と課題

内部事象レベル1PRA

濱口 義兼 技術研究調査官

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

シビアアクシデント研究部門

令和3年5月

 :スライド中の赤枠内は事業者の商業機密を含む非公開情報のため、公開できません。

目次

- ① 研究の背景とPRAモデルの現状
- ② 原子力規制庁の新しいPRAモデルについて
- ③ 事業者のPRAモデルの現状
- ④ パラメータに係る感度解析について
- ⑤ 今後の予定
- ⑥ 原子力規制検査へのPRAモデルのさらなる活用に向けて

この資料におけるPRAモデルとは、イベントツリー及びフォールトツリーを用いて炉心損傷となる原因の組合せを構築したロジックモデルを指し、炉心損傷発生頻度を算出するためのパラメータ(起因事象発生頻度、機器故障率等)を含むものを指す。

また、この資料における内部事象とは、原子炉施設のサイト内において発生する機器の故障等を起因とするトラブル事象または事故を指し、配管等からの水の漏れ(溢水)や火災は含まない。

① 研究の背景とPRAモデルの現状 (1/4)

規制へのPRAの活用と事業者が作成するPRAモデル

仮想的なプラントを想定したPRAモデル

- ・重要事故シーケンスの選定のためのPRAモデル
(設計基準事故対処設備のみ考慮したPRAモデル)

実プラントの実力を反映したPRAモデル

- ・安全性向上評価におけるPRAモデル (→ 届出)

- ・新たな検査制度におけるPRAモデル (→ 原子力規制検査で活用)

今回は、このPRAモデルを中心に説明する。

① 研究の背景とPRAモデルの現状 (2/4)

原子力規制庁のPRAモデル

代表的なプラントを対象にしたPRAモデル

目的: PRAに係る安全研究のベース

- 事業者のPRAモデルの代替となる簡易計算モデル (⇒スライド21)
- ガイド類の作成する際の技術基盤

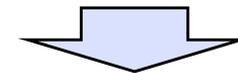
事業者のPRAモデル

実際のプラントを対象にしたPRAモデル

原子力規制庁における活用目的:

- 検査制度で活用するリスク評価ツール

- 豊富な設計情報、運転経験、運用情報を含む。
- プラント個別の詳細情報により構成されているため、個別プラントのリスク評価に用いることが好ましい。



検査対象機器の選定等に活用するため、適切に機器の重要度を求めることができるようにする必要がある。

(常時運転している系統のモデル化や
共通原因故障の範囲等)

- 限定的な設計情報、運転経験、運用情報。
- PRAモデルの中身が良く分かっているため、以下が容易。
 - ◆ PRAモデルの仮定を変更
 - ◆ パラメータを変更
 - ◆ 人間信頼性解析の手法を変更
 - ◆ 不確かさの評価

① 研究の背景とPRAモデルの現状 (3/4)

規制庁が所有するPRAモデルの現状

OECD/WGRISKの参加、事業者による海外専門家レビューの傍聴等により、規制庁が作成してきたPRAモデルと米国や欧州の一般的なPRAモデルとの差が分かってきた。

主な課題

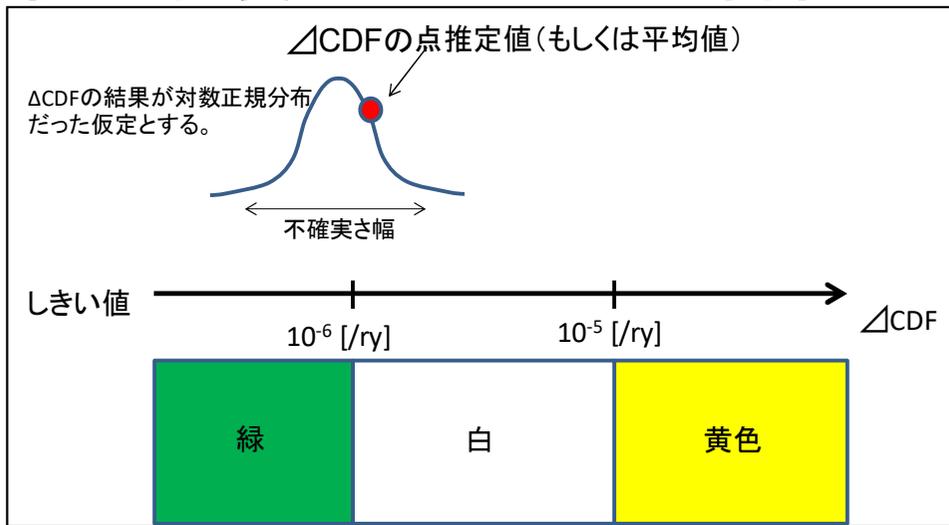
- 米国の一般的な技術レベル*1相当のモデル化ができていない。
米国の一般的な技術レベルとは、設計情報、運転経験及び運用情報をモデル化している個別プラントのPRAモデルを指す。例えば、常時運転しているシステムの運用を忠実にモデル化する必要がある。
- PRAの技術要素の知見が不足している。
 - 安定状態の定義、炉心損傷の定義等の根拠があいまい*2。
 - Best estimateの熱水力解析ができていない*2。
 - 運転員による複数の操作の失敗に係る依存性の考慮が不足している。

*1: Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications, The American Society of Mechanical Engineers (ASME), ASME/ANS RA-Sb-2013

*2: 第56回原子力規制委員会(令和3年2月10日)資料5にあるPRAモデルの中長期的な改善箇所。

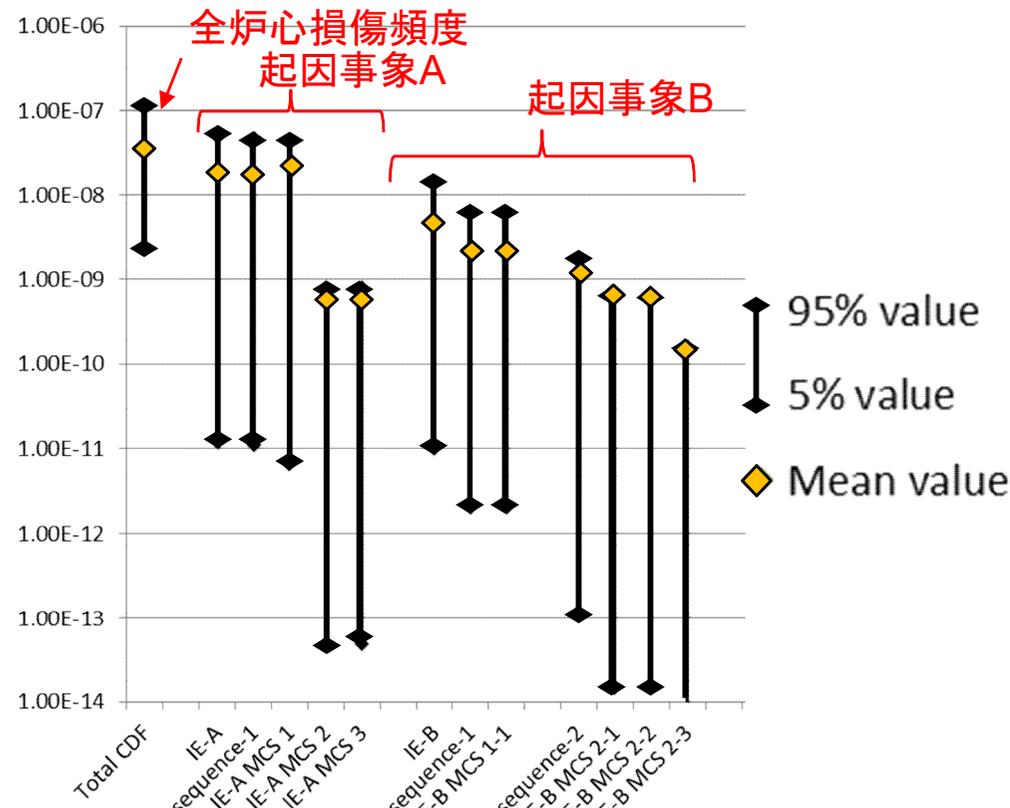
① 研究の背景とPRAモデルの現状 (4/4)

検査制度におけるリスク評価への不確実さの考慮の課題



不確実さを考慮することのイメージ図

	炉心損傷頻度[/炉年] (旧JNESのPRAモデル使用*)	エラーファクタ (95%値/50%値)
内部事象	9 × 10 ⁻⁸	4.3
地震		3.7



代表プラントの内部事象レベル1PRAモデルを使用した全炉心損傷頻度の不確実さ幅と各炉心損傷に至る組合せの不確実さ幅
(パラメータの不確実さのみを考慮)

- 自然現象である地震のハザードや試験で求める機器フラジリティは、不確実な要素が多い。
- エラーファクタは、炉心損傷頻度が大きい場合に小さくなりやすい。
- 対数グラフでのエラーバーは、95%値と5%値の長さが短くても平均値が大きければ不確実さの幅が大きいことがある。
- 今後、指標について十分な議論が必要である。

*:旧独立行政法人原子力安全基盤機構、「JNESにおけるPSA手法の標準化＝出力運転時内的事象レベル1PSA手法＝」、JNES/SAE-07-040、平成19年4月、及び、「平成20年度JNESの地震PSA手法の品質ガイドライン等への適合性の検討に関する報告書」、09原確報-0011、平成21年8月

② 原子力規制庁の新しいPRAモデルについて (1/5)

米国のPRA専門家とともに、個別プラントの評価が可能な技術レベルのPRAモデルを構築しているところである。

- 常時運転しているシステムの運用を反映等、実態にあったモデル化を実施。
- 設計情報は、米国Westinghouse社の一般的な4ループPWRプラントの情報を使用。
- パラメータについては、米国NRCが整備している最新の米国の平均値(一般パラメータ)を使用。(米国のPRAと比較するためにも、入力条件をそろえた。)
 - 起因事象発生頻度、故障率、共通原因故障率
- ASME/ANS標準の各要求事項に対する具体的な知見を併せて整理中。
- 安定状態の定義、炉心損傷の定義、最確推定の熱水力解析についても知見を整理中。

② 原子力規制庁の新しいPRAモデルについて (2/5)

新しいレベル1PRAモデル*の入力と結果

項目	入力
プラント型式	代表的な4ループPWRプラント
起因事象の発生頻度	米国の一般パラメータ
ECCS再循環時のブースティング	必要
ECCS再循環時の操作	必要(手動切替)
機器故障率	米国の一般パラメータ
共通原因故障率	米国の一般パラメータ
人間信頼性解析	米国専門家判断

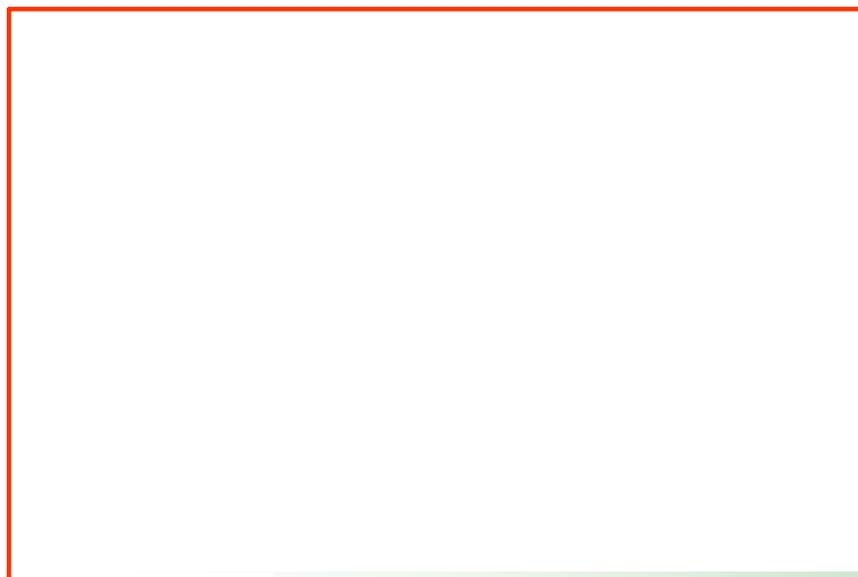
外部電源喪失時の復帰及び非常用ディーゼル発電機故障時の復帰をモデル化していない。

*:ここでのレベル1 PRAとは、トラブルもしくは事故の発生から炉心損傷までを評価範囲とするPRAを指す。

全炉心損傷頻度 3.7×10^{-6} [/炉年]

パイチャートの凡例

原子炉容器破損	外部電源喪失
大破断LOCA	DC母線喪失
中破断LOCA	主給水喪失
小破断LOCA	CCWS機能喪失
加圧器逃がし弁LOCA	海水系機能喪失
インターフェースシステムLOCA	空気系機能喪失
蒸気発生伝熱管破損	その他過渡事象
主蒸気管破断	ATWS
主給水管破断	手動停止



② 原子力規制庁の新しいPRAモデルについて (3/5)

米国のPRA専門家と作成している内部事象レベル1 PRAモデルの結果

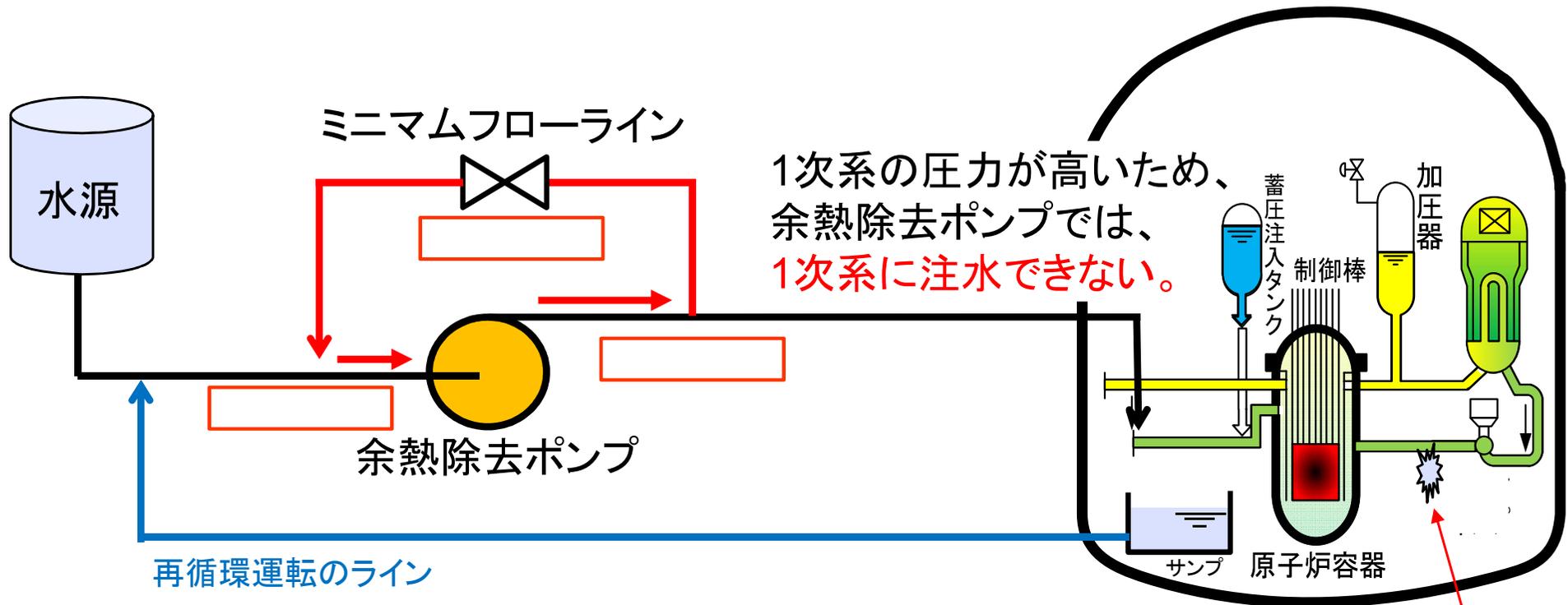
レベル1PRAでは、起因事象の発生とそのときの緩和系の不作動の組合せ(ミニマルカットセット)で、炉心損傷に至る原因を特定する。

順位	起因事象	緩和系の不作動等			炉心損傷頻度 [/炉年]
1		[Red shaded area]			1.5×10^{-7}
2				[Green shaded area]	1.2×10^{-7}
3				[Green shaded area]	1.2×10^{-7}
4			[Green shaded area]		8.7×10^{-8}
5		[Cyan shaded area]			6.5×10^{-8}
6					4.0×10^{-8}

② 原子力規制庁の新しいPRAモデルについて (4/5)

米国のPRA専門家から得られた知見の例： 余熱除去ポンプの扱い*

これまでの考え方	米国のPRA専門家の知見
<ul style="list-style-type: none"> 安全注入信号が発信されれば、ポンプは起動するため、1次系が低圧になった際に使用が可能である。 	<ul style="list-style-type: none"> 安全注入信号が発信されポンプが起動したとしても、<u>停止操作等の対応をしないとポンプが故障してしまい、再循環運転が必要な時にポンプが使用できない。</u>



*: (参考情報) EPRI and Duke power company, "A Probabilistic Risk Assessment of Oconee unit3," NSAC-60, June 1984

小規模の冷却材の漏えい

② 原子力規制庁の新しいPRAモデルについて (5/5)

米国のPRA専門家と作成している内部事象レベル1 PRAモデルから得られた知見：（その他）

- RCPシール冷却のモデル化を過渡事象等のトラブル事象でも考慮する。
- 実態にあったモデル化の方法

実態にあったモデル化の箇所例

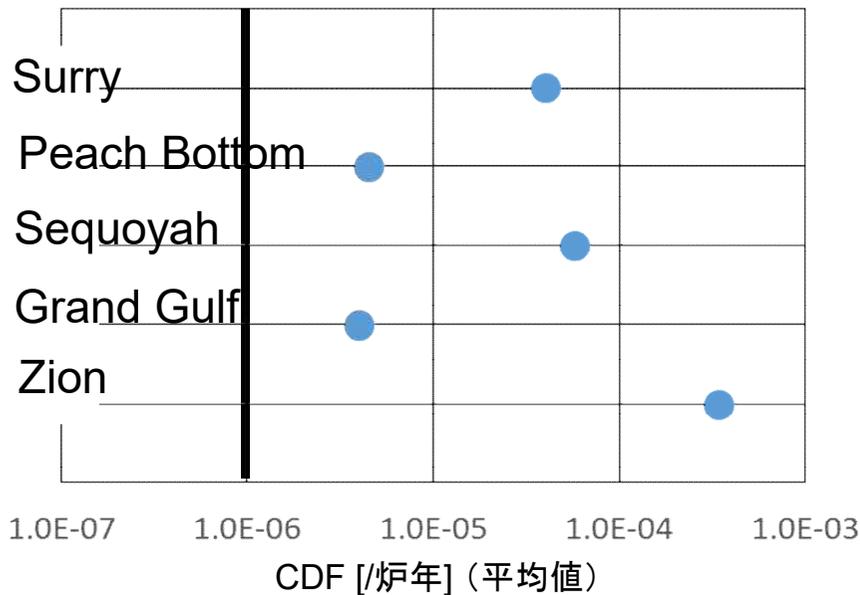
- LOCAは、全てのループで発生する可能性がある。
- 主蒸気管破断は、全てのラインで発生する可能性がある。
- ◆ 1ヶ月に1回、原子炉補機冷却ポンプはトレインを切替して運転している。
- ◆ 1ヶ月に1回、原子炉補機冷却海水ポンプはトレインを切替して運転している。

③ 事業者PRAモデルの現状 (1/4)

内部事象の炉心損傷頻度(CDF)の比較 (事業者PRAモデル)

日本の事業者も米国のプラクティスを学び、CDFが米国に近づきつつある？

➤ 起因事象の発生頻度の更新



NUREG-1150*1 (1990年)の各プラントのCDF

*1: U.S. NRC, "Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants," NUREG-1150, Dec. 1990.

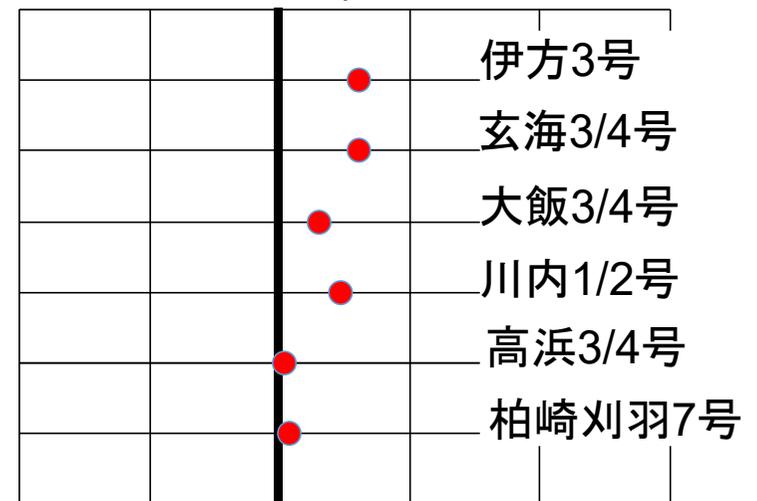
*2: 財団法人原子力発電技術機構 原子力安全解析所、「平成14年度 軽水型原子力発電所におけるアクシデントマネジメントの整備結果の評価に関する報告書」、INS/M02-01、平成14年10月



1.0E-08 1.0E-07 1.0E-06 1.0E-05 1.0E-04 1.0E-03

CDF [炉年] (点推定値)

日本の各プラントのCDF*2 (2002年)



1.0E-08 1.0E-07 1.0E-06 1.0E-05 1.0E-04 1.0E-03

CDF [炉年] (点推定値)

日本の各プラントのCDF (2020年)

③ 事業者PRAモデルの現状 (2/4)

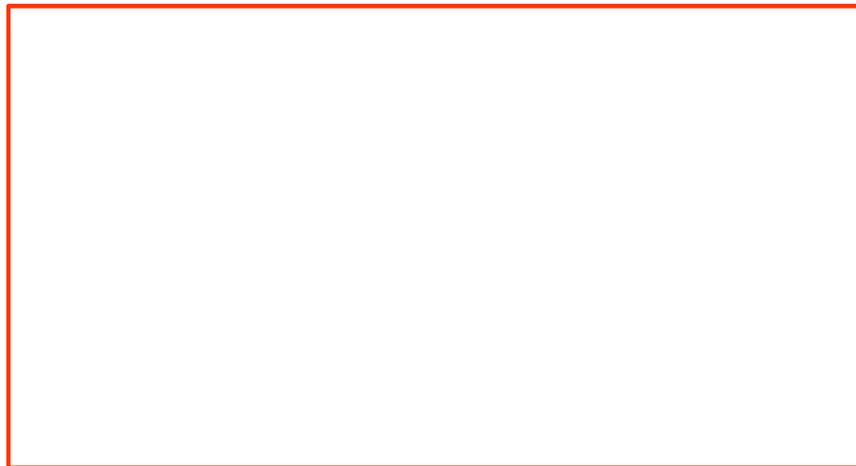
各プラントの起因事象毎のCDFに対する寄与割合



伊方3号 (4×10^{-6} [/炉年])



玄海3/4号 (4×10^{-6} [/炉年])



大飯3/4号 (2×10^{-6} [/炉年])



柏崎刈羽7号 (1×10^{-6} [/炉年])

③ 事業者PRAモデルの現状 (3/4)

各PRAの違いの例(レベル1PRA)

	伊方3号	大飯3/4号	玄海3/4号	KK7
安定状態の考え①				
安定状態の考え②				
LOCAの発生頻度				

- このように、PRAといっても各事業者で考え方が違うものがある。また、類似プラントといえど、採用している考え方が違うこともある。
- PRAの技術は多種多様。一緒である必要はない。
→ このため、PRAのレビューは経験豊富な専門家の知識に大きく委ねられている。

③ 事業者PRAモデルの現状（4/4）

米国の一般的な技術レベルにするための海外専門家のコメント反映状況

レベル1PRA

- 伊方3号機に対する海外専門家レビューのコメント（129件）の反映状況

反映時期	大飯3/4号機	玄海3/4号機
反映済み	11件	34件
2021年度に反映	40件	0件
2022年度以降に反映	78件	95件

海外専門家レビューは、2018年に実施

レベル1.5PRA*

- 伊方3号機に対する海外専門家レビューのコメント（110件）の反映状況

反映時期	伊方3号機
反映済み	16件
2021年度に反映	3件
2022年度以降に反映	91件

海外専門家レビューは、2017年に実施

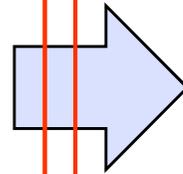
*:ここでのレベル1.5PRAとは、ソースターム解析を除く格納容器機能喪失頻度を求めるPRAを指す。

④ パラメータに係る感度解析について (1/6)

1. 米国NRCの整備しているパラメータ(起因事象頻度及び機器故障率)を使用(レベル1PRA)

日本の一般パラメータを使用

米国NRCが整備している一般パラメータ*を使用



伊方3号 4×10^{-6} [/炉年]
伊方3号の事業者PRAモデルを使用。

*: NRC/INL, "Summary of SPAR Component Unreliability Data and Results, 2015 Parameter Estimation Update," December 2016.

両者のCDFには大きな違いがある。

④ パラメータに係る感度解析について (2/6)

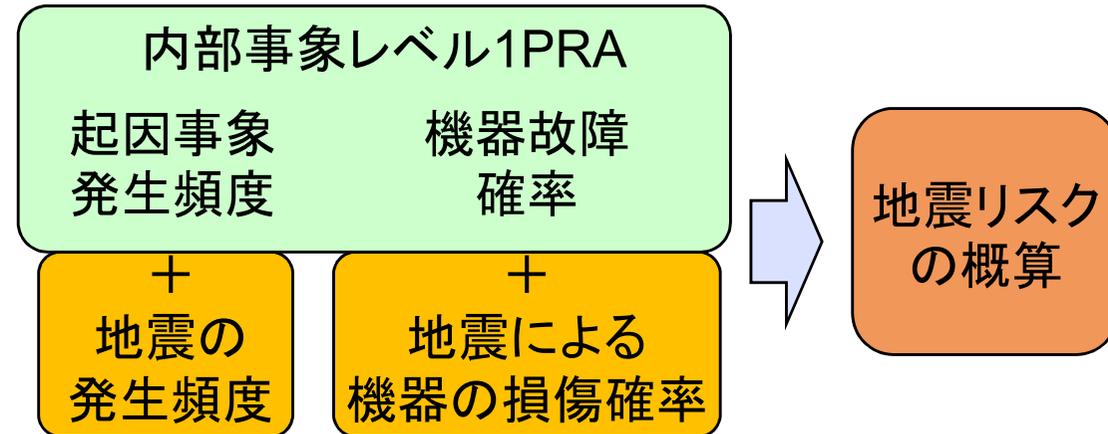
2. 内部事象のPRAモデルに地震に係るパラメータを組み込み(レベル1PRA)

- 内部事象レベル1PRAモデルのパラメータ(起因事象発生頻度及び機器故障確率)に、**地震のパラメータ(地震ハザード及び機器脆弱性)**を加算した。

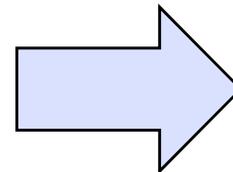
大飯3/4号の事業者PRAモデルを使用
内部事象



大飯3/4号 (2×10^{-6} [/炉年])



- 地震に係るパラメータとして、米国NRCのRASPハンドブック*に掲載されている地震ハザード及び機器脆弱性を使用。
- 地震損傷は、完全相関(冗長性のある機器のうち1つでも損傷すればもう1つの機器も損傷しているという仮定)とした。



地震を考慮するとどうなるか？
機器重要度の変化は？

*: U.S. NRC, "Risk Assessment of Operational Events Handbook, Volume 2- External Events Revision 1.01," January 2008. <https://www.nrc.gov/docs/ML0803/ML080300179.pdf>

④ パラメータに係る感度解析について (3/6)

2. 内部事象のPRAモデルに地震に係るパラメータを組み込み(レベル1PRA)(続き)

- 地震ハザード*

Ground Acceleration (g)	Exceedance Frequency	Seismic Bin	Bin Acceleration	Bin Frequency
0.05	3.040E-04	1 (0.05-0.3g)	0.122474	2.842E-04
0.08	1.777E-04			
0.15	6.422E-05			
0.25	2.748E-05			
0.30	1.979E-05	2 (0.3-0.5g)	0.387298	1.258E-05
0.40	1.141E-05			
0.50	7.212E-06	3 (>0.5g)	0.707107	7.212E-06
0.65	4.043E-06			
0.80	2.474E-06			
1.00	1.409E-06			
			Sum =	3.040E-04

Bin 1
Bin 2
Bin 3

- 一般的なフラジリティの例*

機器	機器の損傷確率		
	Bin 1	Bin2	Bin3
バッテリー	4.4×10^{-14}	3.6×10^{-7}	1.3×10^{-4}
電動ポンプ	6.5×10^{-10}	1.8×10^{-4}	1.2×10^{-2}
タービン動ポンプ	2.8×10^{-11}	2.6×10^{-5}	3.1×10^{-3}
一般弁	8.8×10^{-9}	9.1×10^{-5}	2.9×10^{-3}

*: U.S. NRC, "Risk Assessment of Operational Events Handbook, Volume 2- External Events Revision 1.01," January 2008. <https://www.nrc.gov/docs/ML0803/ML080300179.pdf>

④ パラメータに係る感度解析について (4/6)

2. 内部事象のPRAモデルに地震に係るパラメータを組み込み(レベル1PRA)(続き)

- 各Binでの炉心損傷頻度の変化

起回事象	炉心損傷頻度 [/炉年]		
	Bin 1	Bin2	Bin3
炉心損傷直結			
大破断LOCA			
中破断LOCA			
小破断LOCA			
外部電源喪失			
過渡事象			
原子炉トリップ失敗			
全炉心損傷頻度			

比較： 大飯3/4号の内部事象の炉心損傷頻度： 2×10^{-6} [/炉年]

④ パラメータに係る感度解析について (5/6)

2. 内部事象のPRAモデルに地震に係るパラメータを組み込み(レベル1PRA)(続き)

● 各Binでの機器重要度の変化

(炉心損傷直結事象が全炉心損傷頻度に対して支配的だったため、炉心損傷直結事象を除き重要度解析を実施。)

主な機器 (ランダム故障のみ)	内部事象*1		地震 Bin 1		地震 Bin 2		地震 Bin 3	
	FV*2	RAW*3	FV	RAW	FV	RAW	FV	RAW
非常用ディーゼル発電機								
空冷式非常用発電機								
電動補助給水ポンプ								
タービン動補助給水ポンプ								
高圧注入ポンプ								
フィード&ブリード								
再循環切替(信号)								
恒設代替低圧注水ポンプ								



このように高地震動になれば(ランダム故障の)重要度が見えなくなってくる。

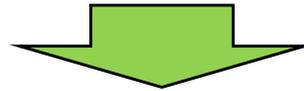
*1: 内部事象では、33の起因事象を考慮している。地震は、7個のみである。

*2: Fussell Vaselyの略。炉心損傷頻度への寄与割合を示す。

*3: Risk Achievement Worthの略。1つの機器等が機能喪失した場合における炉心損傷頻度の増加割合

④ パラメータに係る感度解析について (6/6)

- 内部事象PRAモデルに、安全研究の成果や公開されて確認されたデータを入力して、簡易的に外部事象のリスクを計算することができる。



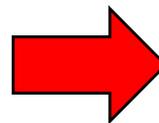
- 高度化された外部事象のPRAモデルが提示されるまでは、簡易的に外部事象のリスクを計算し、原子力規制検査での活用を検討していく。

- 活用例:

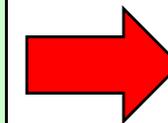
原子力安全に係る重要度評価に関するガイド(GI0007)の附属書5
火災防護に関する重要度評価ガイドの火災リスク評価の方法

	安全研究等から得た知見
地震	地震ハザード 機器フラジリティ
火災	火災発生頻度 火災進展・伝播解析結果 火災による機器への影響
溢水	溢水発生頻度 溢水伝播解析結果 溢水による機器への影響

入力



内部事象
レベル1PRAモデル



外部事象リスクの
概算

⑤ 今後の予定 (1/2)

- PRAに係る安全研究で得たリスク情報を公開していく。
- 検査グループと連携して原子力規制検査においてPRAで得られるリスク情報をさらに活用していく方法を検討する。
- PRAの技術的な課題については、海外の専門家等と解決策を検討していく。

⑤ 今後の予定 (2/2)

原子力規制検査においてPRAをさらに活用していく上で、今後、安全研究で整理すべき事項

- 不確実さの算出方法及び考慮の方法
- 運転員による複数の操作の失敗に係る依存性の考慮ができる人間信頼性解析
- 対称性のモデル化の方法
- PRAのための安定状態の定義及び炉心損傷の定義
- パラメータ(起因事象発生頻度、機器故障率)
- 最確推定の成功基準解析(熱水力解析)
- 米国で一般的に実施しているピアレビューに必要な知見
- PRAのための外部事象の知見

⑥ 原子力規制検査へのPRAモデルのさらなる活用に向けて

- 事業者PRAモデルの活用について、各国の状況を踏まえ、検討を継続していく。

(参考①: 米国NRCの状況、参考②: スペインCSNの状況)
(参考③: 米国のPRA開発の歴史)

- 地震リスクにおける重要度について、地震損傷の確率と寄与が大きくなり、重要度が見えなくなるため、適切な指標等検討していく。

(参考④: 検査のための重要度とは?)

(参考①) 米国NRCの状況 (1/2)

米国NRCでは、プラント個別のPRAモデル(SPARモデル)をアイダホ国立研究所とともに作成している。

これに対し、事業者は、SPARモデルに比べ事業者PRAモデルの方がより詳細でas-built, as operatedであるということで、SPARモデルに対して不満を持っている*1。

これまでも米国NRCでは、事業者PRAモデルの活用について議論されている*2。

*1: J. Bradley Fewell, "Request for Improvements in NRG SPAR Model and RASP Handbook Use," Exelon Generation Company, LCC, ML17013A161

*2: U.S. NRC, "Leveraging the Use of Licensees' PRA models in lieu of SPAR models," ML16232A422

(参考①) 米国NRCの状況 (2/2)

事業者PRAモデルの活用に係る 米国NRCの懸念のポイント(2016年当時)



Challenges

- Erosion of Public confidence (Openness)
- Cost
- Impact on Regulatory Activities (Reliability)
- Loss of efficiency (Efficiency)
- Staff learning curve (Clarity)
- Model updates (Reliability/Clarity)
- Logistics and technical support (Independence)
- Licensee cooperation (Independence)

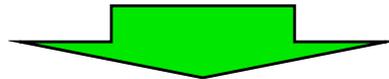
U.S. NRC, “Leveraging the Use of Licensees’ PRA models in lieu of SPAR models,” ML16232A422 より抜粋

(参考②) スペインCSNの状況*

スペインは、米国NRCのReactor Oversight Process(ROP)を参考に、検査制度の中で事業者のPRAモデルを活用している。

日本の状況と似ており、今後、日本が直面する課題となり得るため、スペインの動きは参考になる。

- 事業者のPRAモデルを活用するうえでの課題：
 - ・事業者のPRAモデルは、違うツールで作成され、モデル化に文化の違いがある。
 - ・規制当局が評価を行うため、事業者(PRAモデル)とは独立した視点を持つ必要がある。



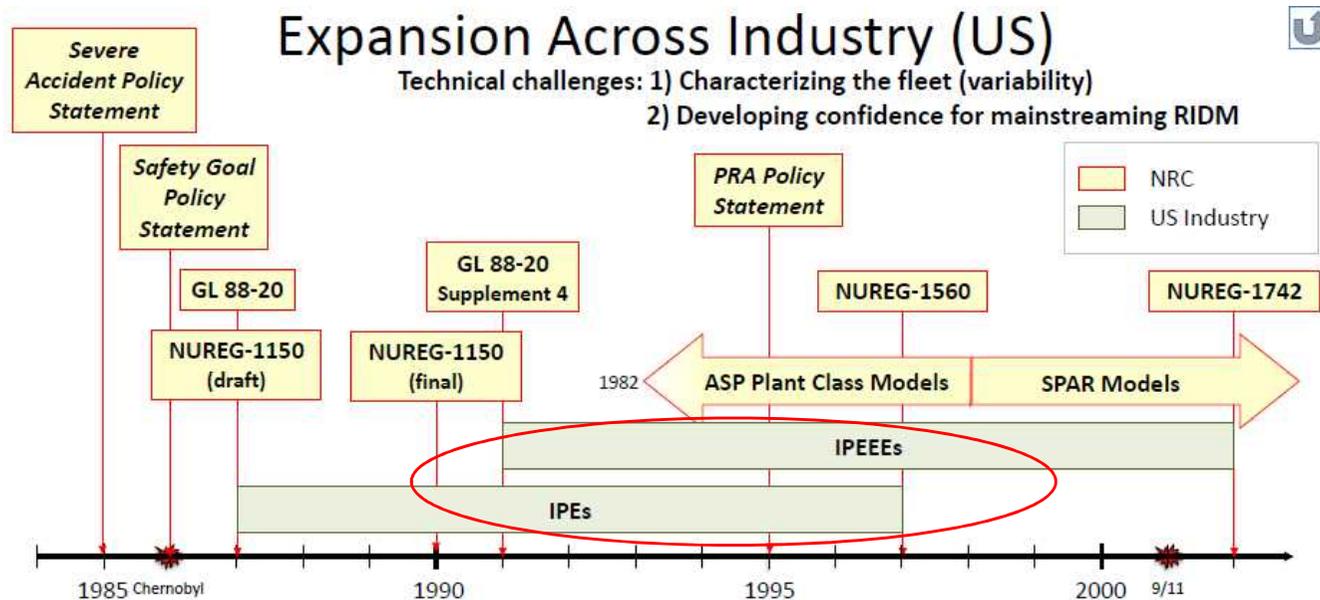
- 大学とともに、米国NRCのSPARモデル相当のPRAモデルを作成中：
 - ・PRAモデルは、比較できるようなものであるべき。
 - ・リスクに寄与するものを、より理解するために必要。

ただし、スペインは、運転中の原子力発電所が5サイト7基しかないため、作業リソースは他国に比べ大きくないと思われる。

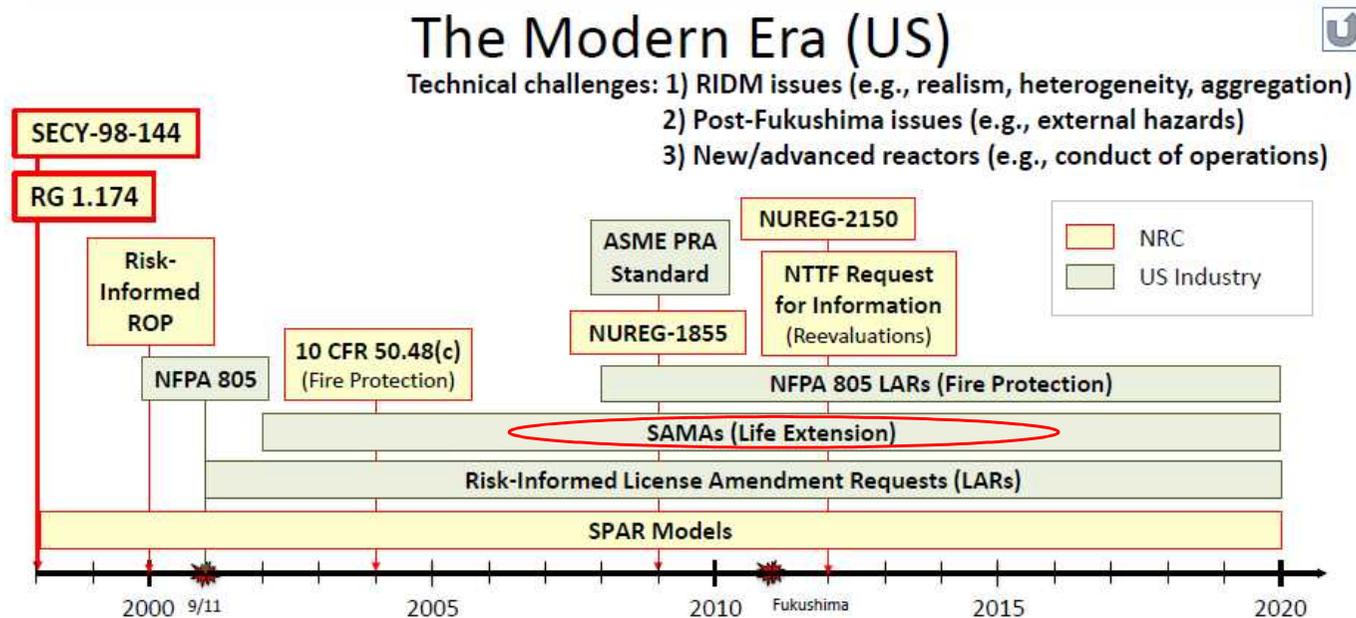
*: Enrique Meléndez, et al., "Standardized Probabilistic Safety Assessment Models: First Results and Conclusions of a Feasibility Study," PSAM13, Oct. 2016

(参考③) 米国のPRA開発の歴史 (1/2)

①



②

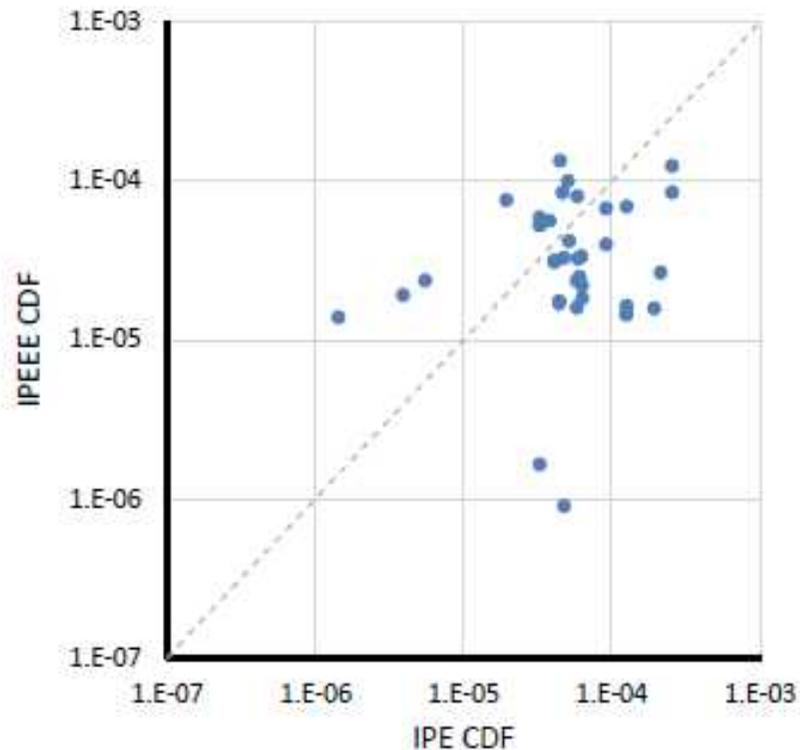


Nathan Siu, "PRA and Risk-Informed Decision Making at the NRC: Some Trends and Challenges," U.S. NRC, October 2020, ML20293A370 より抜粋

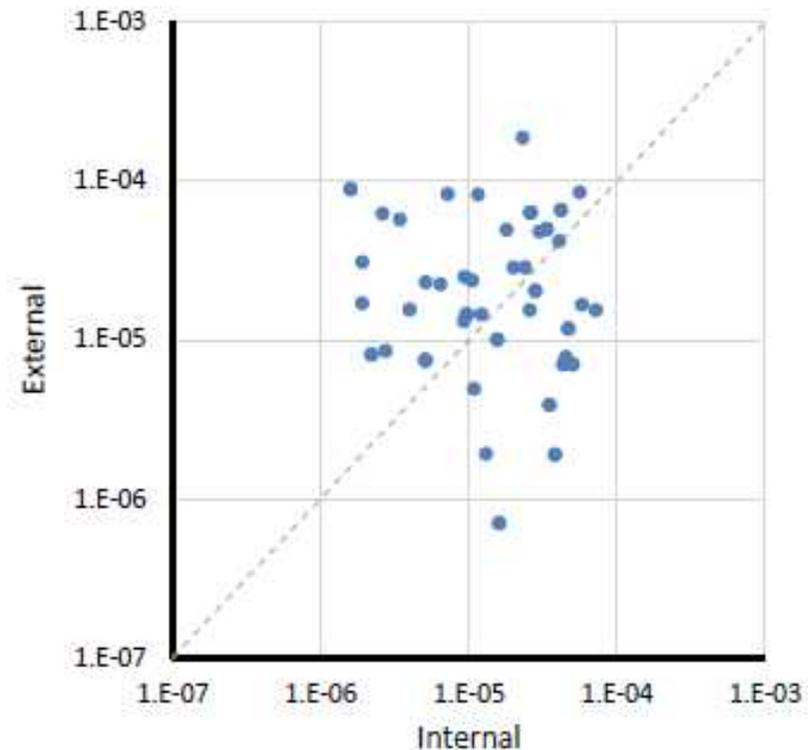
(参考③) 米国のPRA開発の歴史 (2/2)

米国の事業者PRAモデルから得られたCDF

IPEEE vs IPE CDF

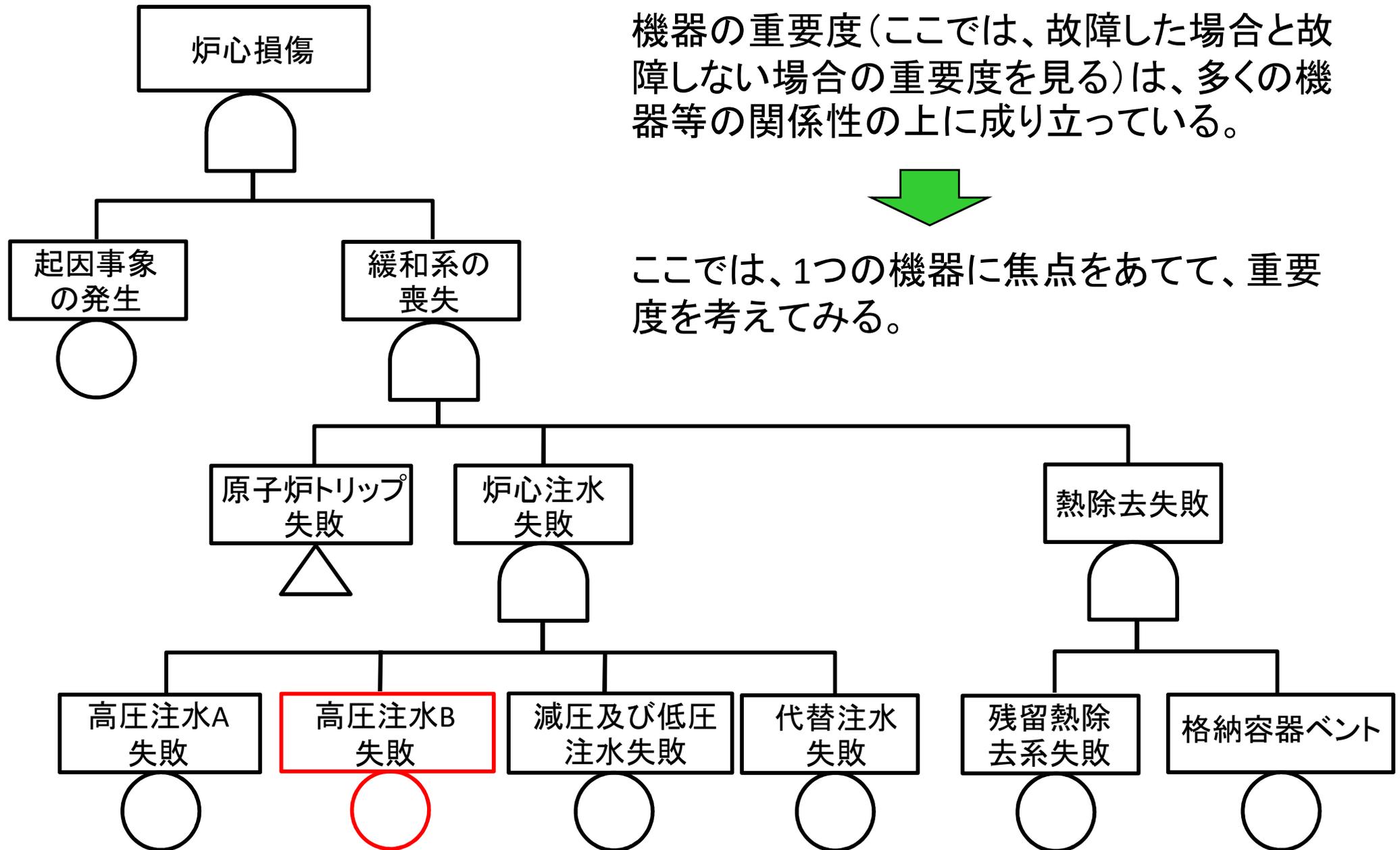


External vs Internal CDF (SAMA)

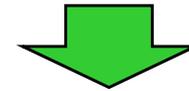


Nathan Siu, "PRA and Risk-Informed Decision Making at the NRC: Some Trends and Challenges," U.S. NRC, October 2020, ML20293A370 より抜粋

(参考④) 検査に必要な地震時リスクにおける重要度とは(1/5)



機器の重要度(ここでは、故障した場合と故障しない場合の重要度を見る)は、多くの機器等の関係性の上に成り立っている。

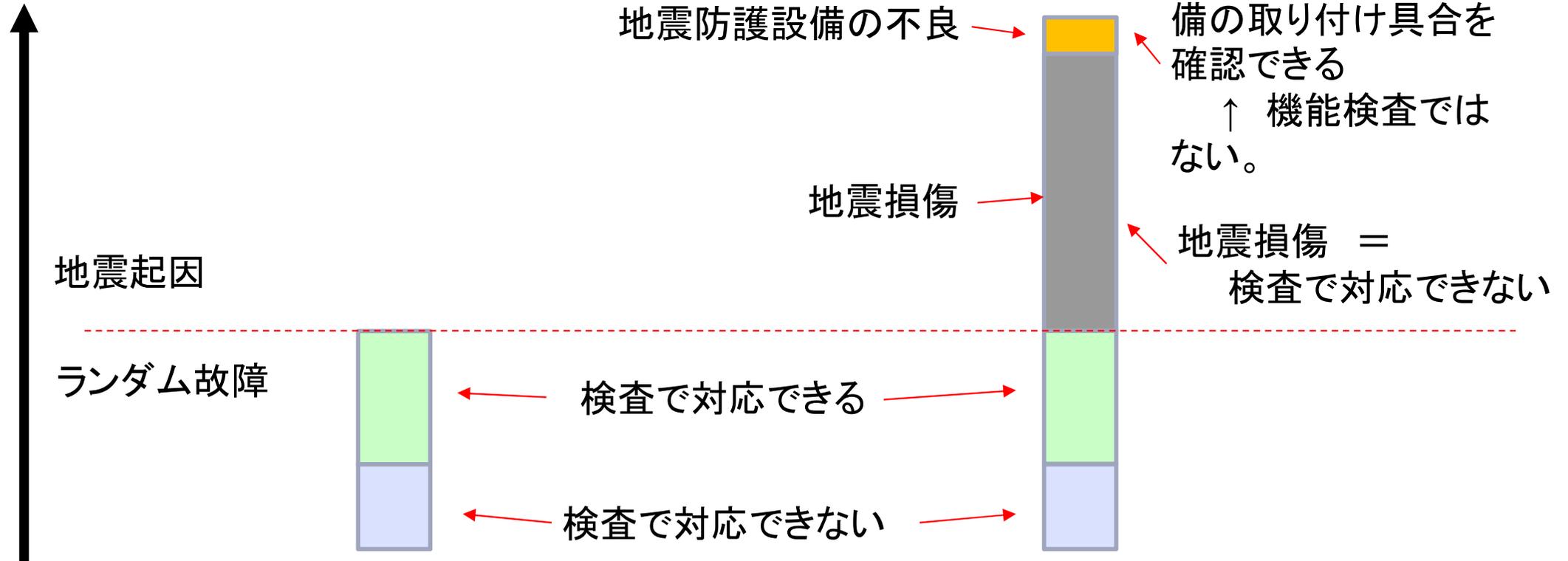


ここでは、1つの機器に焦点をあてて、重要度を考えてみる。

(参考④) 検査に必要な地震時リスクにおける重要度とは(2/5)

機器の故障確率と検査で確認することができる範囲のイメージを図にしてみると

故障確率



内部事象での故障確率

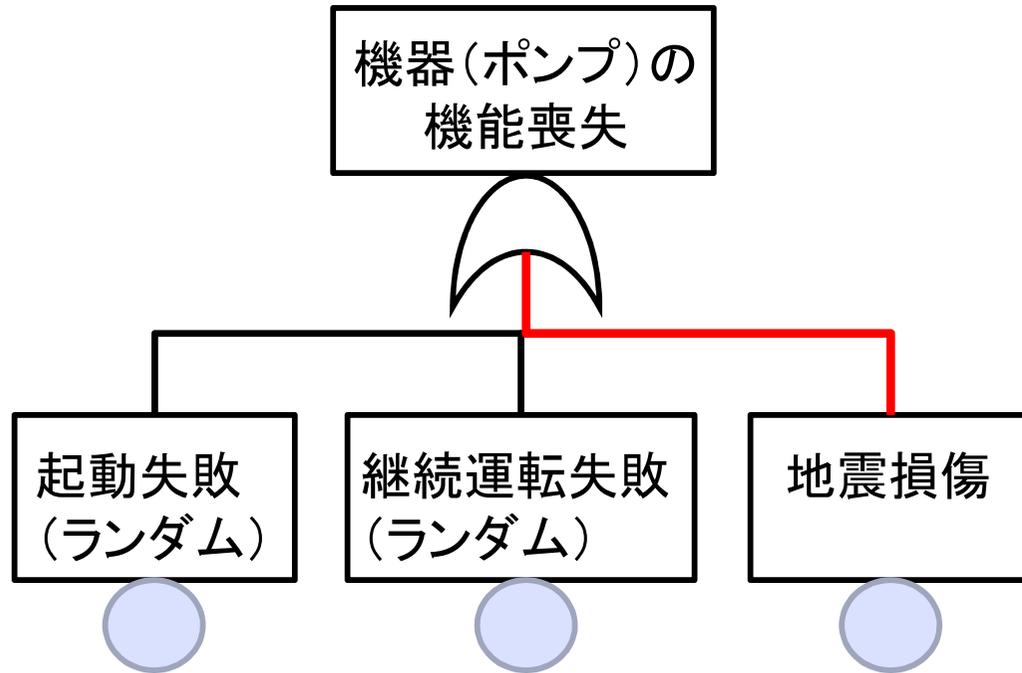
地震時の故障確率

地震損傷が占める割合の大きい故障確率を使用したPRAで重要度を判断すると検査で対応できないのに(意味のない)検査をすることになってしまわないか？
→ では、ランダム故障だけの重要度を見ておけば良いか？

(参考④) 検査に必要な地震時リスクにおける重要度とは(3/5)

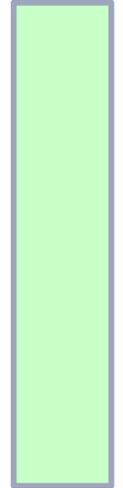
1つの機器等が機能喪失した場合における炉心損傷頻度の増加割合: RAW*

FTで機器故障の原因をみると



この機器に関するRAWは、いつも地震損傷を対象に見ていることになる

確率1.0



継続運転失敗
(ランダム)

起動失敗
(ランダム)

地震損傷

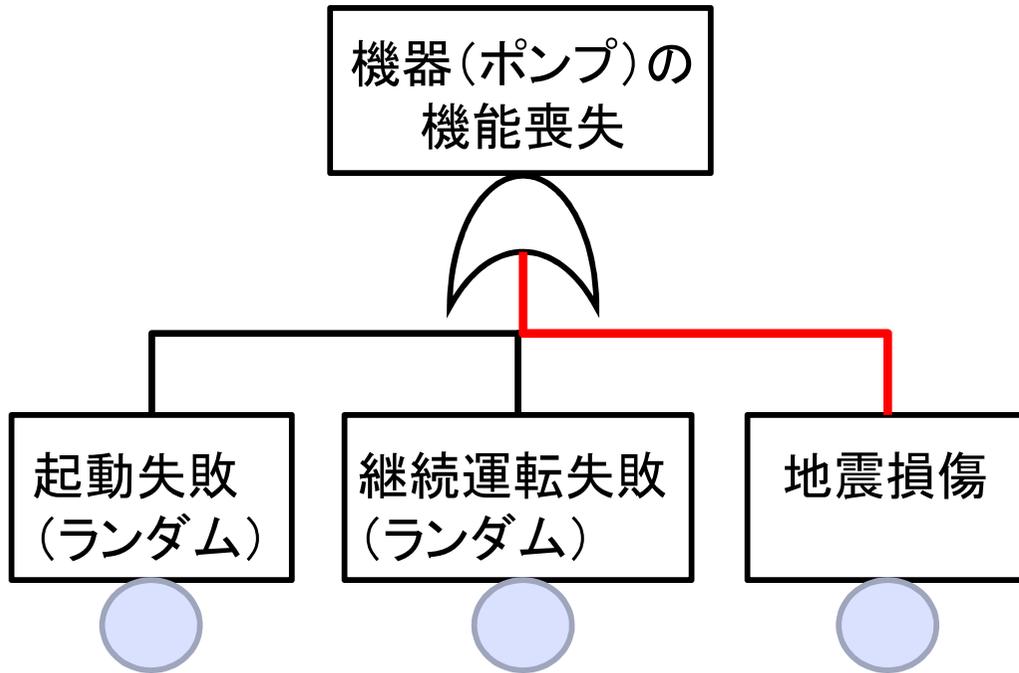
この機器に関するRAWは、内部事象のRAWに比べ小さい

*: Risk Achievement Worth (RAW)

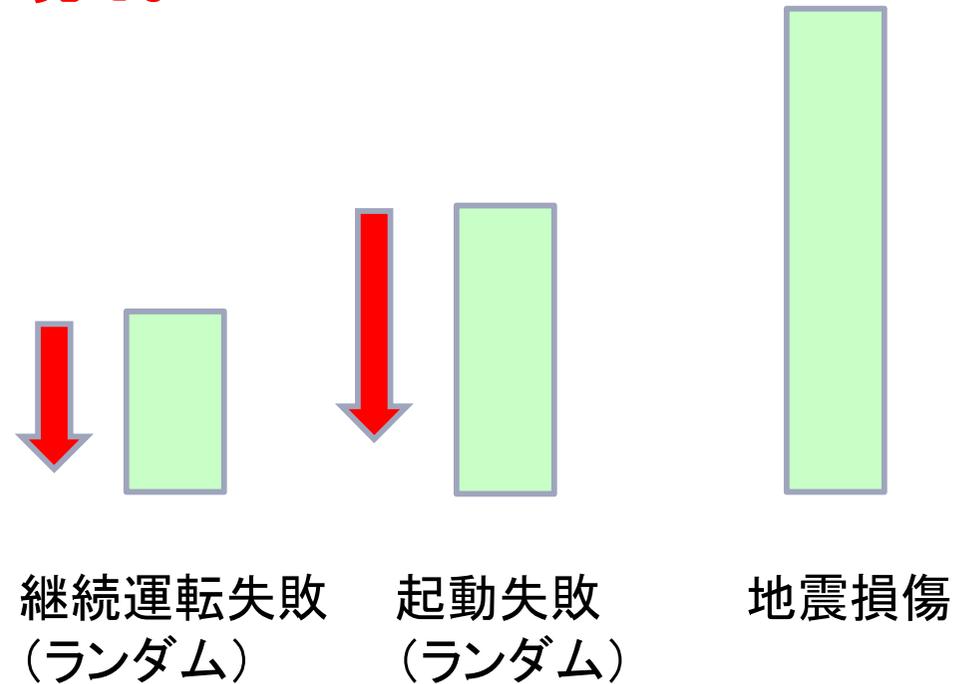
(参考④) 検査に必要な地震時リスクにおける重要度とは(4/5)

1つの機器等が機能喪失しない場合における炉心損傷頻度の減少割合: RRW*

確率1.0



この機器に関するRRWは、地震損傷の寄与が大きいため見えない



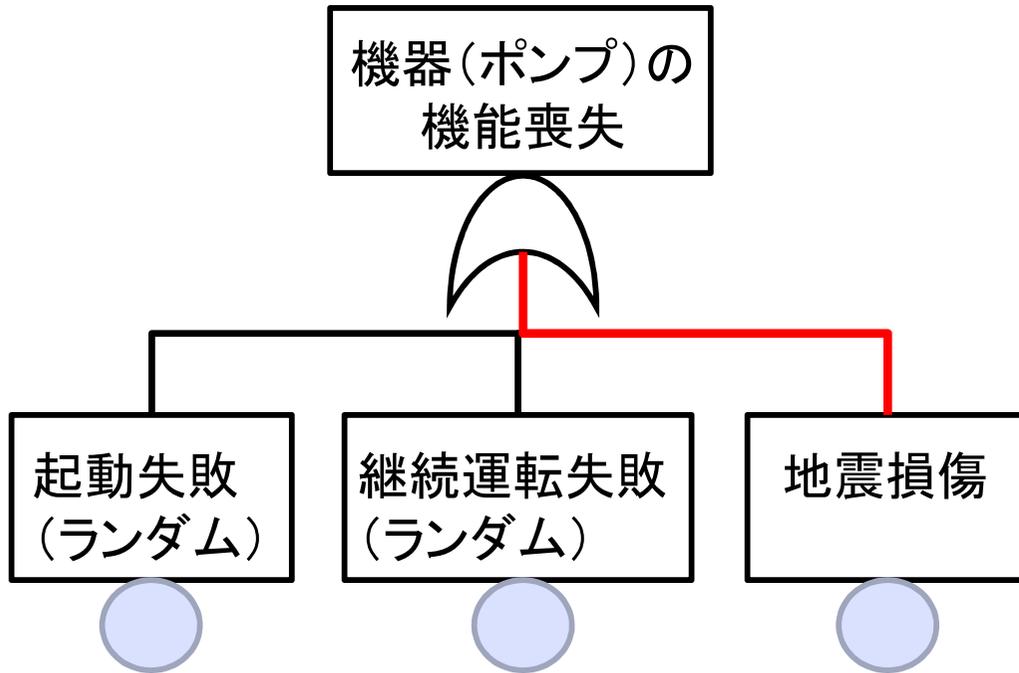
この機器に関するRRWは、内部事象のRRWに比べ小さい

*: Risk Reduction Worth (RRW)

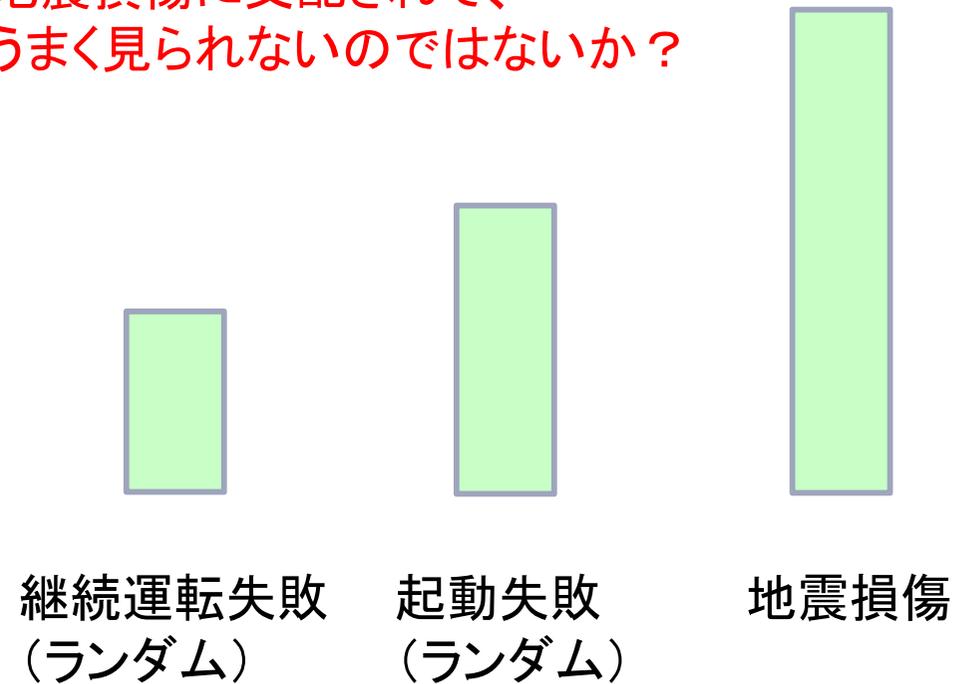
(参考④) 検査に必要な地震時リスクにおける重要度とは(5/5)

炉心損傷頻度への寄与割合: FV*

確率1.0



ランダム故障に関するFVは、
どうだろうか？
地震損傷に支配されて、
うまく見られないのではないか？



良い重要度の指標があるか？

*: Fussell Vasely (FV)