PRAのための機器信頼性データ（機器故障率）収集方法の改善について

2024年３月25日
原子力エネルギー協議会
電力中央研究所原子力リスク研究センター（NRRC）

Atomic Energy Association

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

機器故障率データ整備に向けた取り組みの経緯

- PRAに用いる機器故障率データは、当初、主として米国NRCやIEEEのデータベースが用いられていた。
- 国内の機器故障率データは、1990年代後半より国内の原子力機器トラブル情報（現在の原子力施設情報公開ライブラリ、NUCIA）をもとに整備され、感度解析用として部分的な利用が始まり、2010年から国内プラント用に使われ始めた。
  しかし、NUCIAがPRAでの使用を目的に設計されたデータベースではないことから、登録されている機器範囲はPRA対象の機器範囲と異なり、PRAに必要な機器故障事象が登録されているかどうかの確認が難しく、また、機器母集団員数も重要安全設備を除き不正確であった。
- NRRCは、米国の関連ガイド・標準を参照の上、事業者間での情報収集にばらつきが生じないよう、ガイド（案）※を作成し、事業者に提供している。
  ※その後、2023年５月、電中研報告「確率論的リスク評価（PRA）のための機器信頼性データ収集実施ガイド」として公開

  ⇒事業者は、ガイド（案）に基づき、PRAモデルを構成する基事象から故障情報の収集対象とする機種・故障モードを定義し、個別プラントの保全データベースから直接、故障情報と供用時間数・デマンド数を収集（2004-2010年度分）

  ⇒NRRCはガイド(案)の試運用において事業者間にデータ収集の考え方を周知

電力中央研究所報告

国内原子力発電所の
PRA用一般機器信頼性パラメータの推定

研究報告：NR21002

2021年9月

電力中央研究所

- 事業者が収集した情報をもとに、NRRCは2021年に「国内原子力発電所のPRA用一般機器信頼性パラメータの推定」として報告書を公開している。
  現在、国内プラントのPRAにはこの機器故障率パラメータが使われている。

  ⇒国内一般機器信頼性パラメータを米国の一般パラメータと比較したところ、国内パラメータの水準は、米国と同等もしくは若干低い傾向を示した。米国の数値より高い例もあり、2桁も低いような例はごく少ない（次スライド参照）。

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

国内一般機器信頼性パラメータと米国の一般パラメータとの比較 1/2

国内パラメータの水準は、米国と同等もしくは若干低い傾向を示した。
米国の数値より高い例もあり、2桁も低いような例はごく少ない。

Nuclear Risk Research Center

一般機器時間故障率の日米比較(表は一部)

61機種・故障モードのうち 故障率平均値の比	件数
1 < 日/米	20
1/10 < 日/米 < 1	25
1/20 < 日/米 < 1/10	7
1/25 < 日/米 < 1/20	1
1/33 < 日/米 < 1/25	3
1/50 < 日/米 < 1/33	3
1/100 < 日/米 < 1/50	2
日/米 < 1/100	0
合計	61

		国内データ			国内新故障率		米国故障率(SPAR2015)		比
機種	故障モード	故障件数	運転時間(h)	基数	Mean(/h)	EF	Mean(/h)	EF	日/米
非常用ディーゼル発電機	継続運転失敗	7	6,907	27	1.1E-03	1.7	3.7E-03	2.2	0.29
電動ポンプ(通常運転,純水)	継続運転失敗	1	10,431,547	27	1.4E-07	3.3	3.8E-06	2.2	0.04
電動ポンプ(通常運転,海水)	継続運転失敗	0	4,697,834	27	1.1E-07	8.4	3.8E-06	2.2	0.03
電動ポンプ(通常待機,純水)	継続運転失敗	0	13,331	27	3.8E-05	8.4	1.2E-04	4.9	0.31
電動ポンプ(通常待機,海水)	継続運転失敗	0	4,057	5	1.2E-04	8.4	1.2E-04	4.9	1.01
タービン駆動ポンプ	継続運転失敗	0	831	27	6.0E-04	8.4	3.7E-03	4.8	0.16
ディーゼル駆動ポンプ	継続運転失敗	0	76	2	6.6E-03	8.4	9.8E-04	1.6	6.71
電動弁(純水)	誤開又は誤閉	0	148,036,418	27	3.4E-09	8.4	3.2E-08	6.9	0.10
電動弁(純水)	外部リーク	0	99,577,958	21	5.0E-09	8.4	2.7E-08	8.7	0.19
電動弁(純水)	内部リーク	4	60,486,595	26	7.4E-08	2.0	7.6E-08	5.5	0.98
電動弁(海水)	誤開又は誤閉	0	18,219,232	27	2.7E-08	8.4	3.2E-08	6.9	0.85
電動弁(海水)	外部リーク	0	6,707,431	8	7.5E-08	8.4	2.7E-08	8.7	2.75
電動弁(海水)	内部リーク	3	9,118,729	14	3.8E-07	2.2	7.6E-08	5.5	5.06
空気作動弁	誤開又は誤閉	1	77,465,541	27	1.9E-08	3.3	1.1E-07	3.9	0.18
空気作動弁	外部リーク	1	60,978,708	21	2.5E-08	3.3	4.5E-08	1.2	0.55
空気作動弁	内部リーク	4	39,865,996	25	1.1E-07	2.0	7.8E-08	1.2	1.45
油圧作動弁	誤開又は誤閉	0	6,037,453	17	8.3E-08	8.4	1.9E-07	1.5	0.44
油圧作動弁	外部リーク	0	1,652,120	4	3.0E-07	8.4	1.3E-07	1.5	2.26
油圧作動弁	内部リーク	0	4,743,976	11	1.1E-07	8.4	4.8E-08	2.0	2.18
逆止弁	外部リーク	0	98,164,738	21	5.1E-09	8.4	7.7E-09	1.7	0.66
逆止弁	内部リーク	1	28,061,015	26	5.3E-08	3.3	2.1E-07	7.8	0.26
手動弁	外部リーク	0	378,640,021	21	1.3E-09	8.4	1.1E-07	1.5	0.01
手動弁	内部リーク	5	90,899,545	26	4.9E-08	17.7	6.9E-08	6.1	0.71
安全弁	誤開	0	38,985,411	27	1.3E-08	8.4	5.4E-08	1.6	0.24
安全弁	外部リーク	0	28,480,458	21	1.8E-08	8.4	1.2E-08	2.5	1.49
安全弁	内部リーク	1	21,194,997	26	7.1E-08	3.3	6.9E-08	1.5	1.03
逃し安全弁(BWR)	誤開	0	4,499,872	10	1.1E-07	8.4	1.4E-07	4.6	0.79
逃し安全弁(BWR)	外部リーク	0	2,063,229	4	2.4E-07	8.4	6.9E-09	8.4	35.02
逃し安全弁(BWR)	内部リーク	0	3,315,682	7	1.5E-07	8.4	4.1E-07	9.1	0.37
電磁弁	誤開又は誤閉	0	4,672,821	9	1.1E-07	8.4	6.6E-08	1.6	1.62
電磁弁	外部リーク	0	1,686,295	3	3.0E-07	8.4	2.4E-08	2.2	12.15
電磁弁	内部リーク	0	2,124,931	7	2.4E-07	8.4	1.4E-07	1.4	1.65
ファン/ブロア	継続運転失敗	3	9,988,894	26	3.5E-07	2.2	4.4E-06	7.4	0.08
ダンパ	誤開又は誤閉	0	89,057,437	26	5.6E-09	8.4	1.1E-07	2.2	0.05

© CRIEPI 2022 20 Central Research Institute of Electric Power Industry

出典：第8回検査制度に関する意見交換会 資料1-5「国内原子力発電所の一般機器故障率の推定」2022.3.29を一部改編

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

国内一般機器信頼性パラメータと米国の一般パラメータとの比較 2/2

国内パラメータの水準は、米国と同等もしくは若干低い傾向を示した。
米国の数値より高い例もあり、2桁も低いような例はごく少ない。

一般機器デマンド故障確率の日米比較

18機種・故障モードのうち	
故障率平均値の比	件数
1 < 日/米	3
1/10 < 日/米 < 1	12
1/20 < 日/米 < 1/10	1
1/50 < 日/米 < 1/20	1
1/100 < 日/米 < 1/50	0
日/米 < 1/100	1
合計	18

		国内データ			国内新故障確率		米国故障確率 (SPAR2015)		比
機種	故障モード	故障件数	デマンド数	基数	Mean	EF	Mean	EF	日/米
非常用ディーゼル発電機	起動失敗	11	6878	27	1.7.E-03	1.6	2.9E-03	1.7	0.58
電動ポンプ(通常運転,純水)	起動失敗	2	19318	27	1.3.E-04	2.5	1.1E-03	2.5	0.12
電動ポンプ(通常運転,海水)	起動失敗	3	9075	27	3.9.E-04	2.2	1.1E-03	2.5	0.36
電動ポンプ(通常待機,純水)	起動失敗	1	20895	27	7.2.E-05	3.3	7.9E-04	2.7	0.09
電動ポンプ(通常待機,海水)	起動失敗	0	1815	5	2.8.E-04	8.4	7.9E-04	2.7	0.35
タービン駆動ポンプ	起動失敗	1	2047	27	7.3.E-04	3.3	6.0E-03	3.8	0.12
ディーゼル駆動ポンプ	起動失敗	0	150	2	3.3.E-03	8.4	2.2E-03	6.5	1.53
空気作動弁	開失敗	11	78042	26	1.5.E-04	1.6	3.9E-04	5.2	0.38
空気作動弁	閉失敗	4	77927	26	5.8.E-05	2.0	3.6E-04	7.6	0.16
逆止弁	開失敗	0	141286	27	3.5.E-06	8.4	9.2E-06	8.4	0.38
逆止弁	閉失敗	5	141372	27	3.9.E-05	1.9	1.6E-04	1.7	0.25
逃し安全弁(BWR)	開失敗	0	1535	8	3.3.E-04	8.4	2.4E-03	1.4	0.13
逃し安全弁(BWR)	閉(吹止まり)失敗	0	1535	8	3.3.E-04	8.4	8.9E-04	3.4	0.37
ファン/ブロア	起動失敗	0	31865	26	1.6.E-05	8.4	5.4E-04	1.3	0.03
空気圧縮機	起動失敗	1	6588	27	2.3.E-04	3.3	3.4E-02	7.3	0.01
冷凍機	起動失敗	16	3235	25	6.0.E-03	13.3	9.2E-03	6.0	0.65
真空破壊弁(BWR)	開失敗	0	642	7	7.8.E-04	8.4	9.0E-05	2.5	8.66
真空破壊弁(BWR)	閉失敗	0	642	7	7.8.E-04	8.4	2.2E-04	5.7	3.62

出典：第8回検査制度に関する意見交換会 資料1-5「国内原子力発電所の一般機器故障率の推定」2022.3.29を一部改編

ATENA Atomic Energy Association
Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

機器故障率データ整備の改善に向けた取り組み

- **規制庁から10件の気付き事項を受領**
  - 面談を通じて、改善方策を提示中。一部技術的見解相違があるが、議論を深め、改善を進める。
- **米国専門家のレビュー結果を踏まえた改善**

[1] 米国機器故障率データの収集・評価の第一人者であるステットカー氏によるNRRCの以下２件のガイドと報告書レビューを実施済みであり、是正・向上についてのコメントを得た。

「確率論的リスク評価（PRA）のための機器信頼性データ収集実施ガイド」

「国内原子力発電所のPRA用一般機器信頼性パラメータの推定」

（主なコメント）

- BWRとPWRとで待機機器故障確率の推定手法が異なっているので統一すべき
- モデル化していない同種機器について収集している故障データについても故障率計算に入れるべき
- PRA用の機器・故障モードは十分か
- 機器バウンダリの定義は妥当か
- プラント間のばらつきの考慮が必要

[2] 事業者故障判定データのステットカー氏によるレビューを実施中。

- **規制庁の気付き、米国専門家の指摘を踏まえ、ガイドを改訂する（2024年度中実施見込み）。**
- **事業者のデータ収集業務の改善**
  - ガイドに基づき、正しくデータ収集を実施できるよう、産業界ピアレビューを計画・実施する。
  - 今後も2011年度以降の運転データを収集し、故障率データの更新を行っていく。

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

参考：PRAモデルの高度化･品質向上に係る取り組み 1/2

様々な取り組みを通じて、PRAモデルの高度化や品質向上を実施している。

- **研究を通じたPRAの技術向上**
  - 人間信頼性解析(HRA)：研究知見をガイドの形でまとめ、PRA実施に反映
  - 外部事象PRA：手法整備により評価スコープを拡張し、より幅広いリスクの把握に寄与

- **海外エキスパートによるレビューの実施**
  - 国際的な技術水準に照らして国内PRAのギャップを把握し、PRAモデルの高度化※1に活用
  - 高度化したモデルに対し、パイロットプラントとして伊方3(運転時L1)、柏崎刈羽7(運転時L1/1.5)についてピアレビューを実施
  - ピアレビューではPRAモデルの細部に至る確認を受け、詳細に立ち入った議論を実施
    （柏崎刈羽の例）分野毎の専門家7名×オフサイトレビュー2ヶ月＋オンサイトレビュー1週間
  - 得られた助言に基づきPRAの更なる改善を実施
    （項目の例）文書化の充実、保守性を排除した現実的な仮定（空調系喪失）等

※１　PRAモデル高度化の例

起因事象細分化（例．柏崎刈羽7号機）

LOCA事象について、従来は簡易的に破断面積により大/中/小LOCAに分類していたが、事象発生後の注水への利用可能性、制御状態により細分化（例：中LOCAを8種類の中LOCAに細分化）するとともに、極大LOCA等を追加。また、他の起因事象についても細分化を実施

高度化前	高度化後
－	極度のLOCA
－	極小LOCA
中LOCA	中LOCA（気相部）
	給水系(A)配管における中LOCA（気相部）
	給水系(B)配管における中LOCA（気相部）
	HPCF(B)配管における中LOCA（気相部）
	HPCF(C)配管における中LOCA（気相部）
	LPFL(B)配管における中LOCA（気相部）
	LPFL(C)配管における中LOCA（気相部）
	中LOCA（液相部）

参考：PRAモデルの高度化･品質向上に係る取り組み 2/2

➢ 安全性向上評価届出書等の場を通じた評価結果の公表･アップデート

- 安全性向上評価届出書(SAR) において炉心損傷頻度(CDF)を公表
- 海外エキスパートレビューやNRA適切性確認でのコメントを踏まえた高度化･改善、安全対策の追加、最新の機器故障率を反映し、より現実的な評価に向けて、合理性を踏まえ評価の詳細化

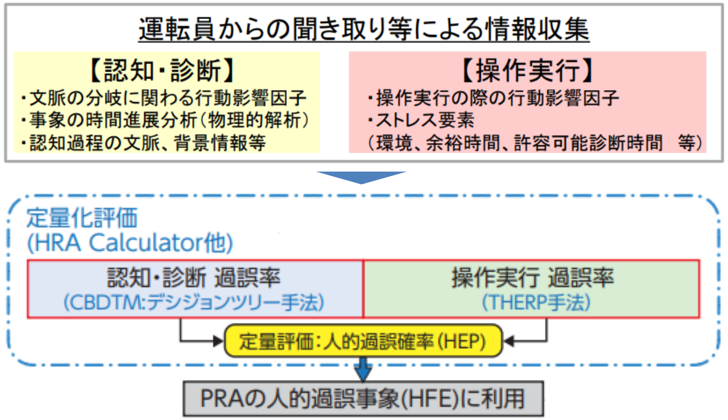
例．伊方3号機SAR報告書(第１回→第2回)

レベル1 PRA 炉心損傷頻度 (/炉年)	伊方３ 第1回(2019)	伊方３ 第2回(2022)
内部事象	1.8E-06	3.8E-06
地震	1.2E-06	1.1E-06
津波	2.6E-08	2.3E-08
停止時	5.1E-07	4.9E-07
計(停止時除く)	3.0E-06	4.9E-06

PRA改善による内部事象のCDF値変化

- 人間信頼性解析※２の変更により、CDFは2倍程度増加
  CDF：1.8E-6 (/炉年) → 4.2E-6 (/炉年)
- NRRC国内一般機器故障率データ反映等により、CDFは僅かに減少
  CDF：4.2E-6 (/炉年) → 3.8E-6 (/炉年)

※２　HRA(Human Reliability Analysis)
人的過誤確率の評価に必要となる情報を、プラント状況、手順書、環境等から分析し、HRA Calculator（CBDTM、THERP等を組合せ）により、人的過誤確率を体系的に評価できるよう整備

伊方3号機SAR報告書における解析条件の比較

		第1回SAR(2019)	感度解析	第2回SAR(2022)
	CDF(/炉年)	1.8E-06	4.2E-06	3.8E-06
解析条件	[1] 起因事象発生頻度	2015年度までデータ (起因事象細分化)	←同左	2017年度までデータ (起因事象細分化)
解析条件	[2] 機器故障率	29ヶ年データ (JANSI)	←同左	国内一般機器故障率 (NRRC)
解析条件	CCF (共通原因故障)	CCF ﾊﾟﾗﾒｰﾀ評価 2012	←同左	CCF ﾊﾟﾗﾒｰﾀ評価 2015
解析条件	緩和策	SA対策(新規制基準)あり		
解析条件	[3] 人間信頼性解析 (HRA)	THERP手法	HRA Calculator 手法	HRA Calculator 手法
解析条件	人的過誤従属性 (HED)	トレン間：完全従属 シーケンス間：考慮