

平成19年度

人間・組織等安全解析調査等に関する報告書

人間信頼性データ収集・評価のための
ガイドライン整備

平成20年8月

独立行政法人 原子力安全基盤機構

本報告書は、独立行政法人 原子力安全基盤機構が実施した事業の成果をとりまとめたものです。

本報告書の複製、転載、引用等には、当機構の承認が必要です。

目 次

略語表

要 約

I 序 論	I-1
1 事業目的	I-1
2 事業計画	I-1
3 本報告書の記載範囲	I-3
4 実施体制	I-3
II 本 論	II-1
1 BWR用運転訓練シミュレータを使用した人的過誤データの収集	II-1
1.1 目的	II-1
1.2 概要	II-1
1.3 実施結果	II-2
1.3.1 ABWR用のデータ収集シナリオの概略の作成	II-2
1.3.2 具体的なデータ収集シナリオの作成	II-9
1.3.3 データ種類の決定	II-27
1.3.4 データ収集	II-28
2 BWR用運転訓練シミュレータを使用して収集した人的過誤データの分析	II-31
2.1 目的	II-31
2.2 概要	II-31
2.3 実施結果	II-31
2.3.1 データ分析	II-31
3 第二世代人間信頼性解析モデルの海外調査	II-38
3.1 目的	II-38
3.2 概要	II-38
3.3 実施結果	II-39
3.3.1 海外の第二世代人間信頼性解析モデルの調査と比較整理	II-39
3.3.2 第二世代人間信頼性解析モデルに使用する人間信頼性データの 調査と比較整理	II-47
3.3.3 第二世代人間信頼性解析モデルに対するシミュレータ実験の 貢献の現状の調査	II-48
3.3.4 海外調査のまとめ	II-49

4	人間信頼性データ収集・評価ガイドライン（案）の改良	II-50
4.1	目的	II-50
4.2	概要	II-50
4.3	実施結果	II-50
4.3.1	人間信頼性データ収集・評価ガイドライン（案）の改良	II-50
4.3.2	注意事項の検討	II-51
III	結論	III-1
1	成果	III-1
2	まとめ	III-2

添付資料

- 1 人間信頼性データ収集・評価ガイドライン（案）

略語表 (1)

略語	正式名称	日本語説明
ABWR	Advanced BWR	改良型沸騰水型原子炉
AC	Air Conditioning System	空調系
ACRS	Advisory Committee on Reactor Safeguards	アメリカ・原子炉安全諮問委員会
ADS	Automatic Depressurization System	自動減圧系
AM	Accident Management	アクシデントマネジメント
AOP	Abnormal Operating Procedure	異常時手順書
APRM	Average Power Range Monitor	平均出力領域モニタ
ATHEANA	A Technique for Human Event Analysis	アシーナ: 第二世代HRA手法の一つ(アメリカ)
ATWS	Anticipated Transient Without Scram	スクラム失敗を伴う過渡事象
BWR	Boiling Water Reactor	沸騰水型原子炉
CICA	Configuration Importante de la Conduite. Accidentelle (EdF, MERMOS)	事故管理に向けた主要構成
COS	Change Over Switch	位置選択スイッチ
CR	Control Rod	制御棒
CRT	Cathod Ray Tube	ブラウン管
CS	Control Switch	コントロールスイッチ
CSCS	Containment Spray Cooling System	格納容器スプレイ冷却系
CSP	Condensate Storage Pool	復水貯蔵槽
CST	Condensate (Water) Storage Tank	復水貯蔵タンク
CUW	Reactor Water Clean Up System	原子炉冷却材浄化系
DG	Diesel Generator	ディーゼル発電機系
DOD	Department of Defense	アメリカ・国防総省
D/W	Drywell	ドライウエル
DWC	Drywell Cooler	ドライウエルクーラー
ECCS	Emergency Core Cooling System	非常用炉心冷却系
EdF	Electricite de France	フランス・電力公社
EF	Error Factor	エラーファクター
EFC	Error Forcing Context	過誤誘発因子(過誤強制情況)
EOP	Emergency Operating Procedure	事故時手順書
EPRI	Electric Power Research Institute	アメリカ・電力研究所
ET	Event Tree	イベントツリー
FCV	Flow Control Valve	流量調整弁
FD	Flat Display	平面ディスプレイ
FT	Falt Tree	フォールトツリー
H/B	House Boiler	所内ボイラー(所内蒸気)
HCW	High Conductivity Waste System	高電導度廃液系
HEP	Human Error Probability	人的過誤率
HERA	Human Event Repository and Analysis	ヘラ: HRAデータベース(アメリカ)
HFE	Human Failure Event	人的過誤事象
HMI	Human Machine Interface	ヒューマン・マシン・インタフェース
HPCF	High Pressure Core Flooder System	高圧炉心注水系
HPCP	High Pressure Condensate Pump	高圧復水ポンプ
HRA	Human Reliability Analysis	人間信頼性解析
HW	Hotwell	ホットウエル
INL	Idaho National Laboratory	アメリカ・アイダホ国立研究所
IS-LOCA	Interfacing Systems Loss of Coolant Accident	インターフェースLOCA
LOCA	Loss of Coolant Accident	冷却材喪失事故
LPCI	Low Pressure Coolant Injection System	低圧注水系
LPCP	Low Pressure Condensate Pump	低圧復水ポンプ

略語表 (2)

略語	正式名称	日本語説明
LPFL	Low Pressure Flooder System	低圧注水系
MDAFP(M/D)	Motor Driven Auxiliay Feed Water Pump	電動補助給水ポンプ
MERMOS	Methode d' Evaluation de la Realisation des Missions Operateur pour la Surete (EdF)	メルモス :EdFが開発した第二世代HRA手法の一つ
MF	Malfunction	故障状態模擬(シミュレータ)
MG(M/G)	Moter Generator Set	再循環ポンプ可変周波数電源装置
MO	Motor Operated Valve	電動駆動弁
MS	Main Steam	主蒸気系
MSIV	Main Steam Isolation Valve	主蒸気隔離弁
MUWP	Make-up Water Pump	復水補給水系ポンプ
NFPA	National Fire Protection Association	アメリカ・火災防護協会
N/R	Narrow Range	狭域
NRC	Nuclear Regulatory Commission	アメリカ・原子力規制委員会
OECD	Organization for Economic Cooperation and Development	経済協力開発機構
PCIS	Primary Containment Isolation System	原子炉一次格納容器隔離系
PCV	Primary Containment Vessel	原子炉格納容器
PLR	Primary Loop Recirculation System	原子炉冷却材再循環系
PRA	Probabilistic Risk Assessment	確率論的リスク評価
PSA	Probabilistic Safety Assessment	確率論的安全評価
PSF	Performance Shaping Factors	人間行動(形成)因子
PTS	Pressurized Thermal Shock	加圧(下)熱衝撃
RCIC	Reactor Core Isolation Cooling System	原子炉隔離時冷却系
RHR	Residual Heat Removal System	残留熱除去系
RIP	Reactor Internal Pump	原子炉内蔵型再循環ポンプ
RIR	Risk Informed Regulation	リスク情報を活用した安全規制
RPS	Reactor Protecton System	原子炉保護系
RPT	Recirculation Pump Trip	再循環ポンプトリップ
SAIC	Science Applications International Corporation	サイエンス・アプリケーションズ・インターナショナル社
SC(S/C)	Suppression Chamber	サプレッションチェンバー
SDCS	Shutdown Cooling System	原子炉停止時冷却系
SGTR	Steam Generator Tube Rupture	蒸気発生器伝熱管損傷事象
SGTS	Stand-by Gas Treatment Sstem	非常用ガス処理系
SHC	Shut Down Cooling System	原子炉停止時冷却系
SJAE	Steam Jet Air Ejectors	蒸気式空気抽出器
SLC(S)	Stand-by Liquid Control System	ほう酸水注入系
SP(S/P)	Suppression Pool	サプレッションプール(圧力抑制プール)
SPAR-H	Standardized Plant Analysis Risk Human Reliability Analysis	スパーエッチ:HRA手法の一つ(アメリカ)
SPCS	Suppression Pool Cooling System	サプレッションプール冷却系
SRNM	Start-up Range Neutron Monitor	起動領域モニタ
SRV	Safety Relief Valve	逃がし安全弁
SW	Switch	スイッチ
T/G	Turbine/Generator	タービン/発電機
TAF	Top of Active Fuel	有効燃料頂部
TBV	Turbine Bypass Valve	タービンバイパス弁
TDRFP(T/D)	Turbine Driven Reactor Feed Water Pump	タービン駆動原子炉給水ポンプ
TGS	Turbine Gland Sealing Steam	タービングランドシール蒸気
THERP	Technique for Human Error Rate Prediction	サーブ:第一世代HRA手法の一つ
TRC	Time Reliability Correlation or Time Response Curve	時間信頼性相関[曲線](HRA手法の一つ)
TSC	Technical Support Centre	技術支援センター

要約

本報告書は、人間・組織等安全解析調査等事業の実施項目、①安全文化・組織風土劣化防止の評価ガイドライン作成と教育資料作成、②根本原因分析ガイドライン作成と教育資料作成、③直接原因分析ガイドライン作成と教育資料作成、④トラブル事象等の人的要因・組織要因の分析・評価に基づく知見・教訓の蓄積、⑤原子力、化学プラント、航空・鉄道、宇宙開発等分野横断的な事故・トラブルから得られた教訓の整理、⑥人間信頼性データ収集・評価のためのガイドライン整備のうち、⑥人間信頼性データ収集・評価のためのガイドライン整備について平成19年度に実施した内容について報告する。

平成19年度の実施内容は、「BWR用運転訓練シミュレータを使用した人的過誤データの収集」、「BWR用運転訓練シミュレータを使用して収集した人的過誤データの分析」、「第二世代人間信頼性解析モデルの海外調査」、「人間信頼性データ収集・評価ガイドライン(案)の改良」の4項目である。

以下に実施した内容の要旨について報告する。

1. BWR用運転訓練シミュレータを使用した人的過誤データの収集

ABWR用運転訓練シミュレータを使用してデータ収集を行うためのデータ収集シナリオの概略を10種類作成した。また、それらと昨年度作成したBWR4用、BWR5用のデータ収集シナリオの概略を合わせた中から、具体的なデータ収集シナリオを8種類(BWR4用及びBWR5用をそれぞれ2種類ずつ、ABWR用を4種類)作成した。さらに、上記で決定した具体的なデータ収集シナリオに基づいて、BWR用運転訓練シミュレータを使用して各シナリオ2ケースずつ、総計16ケースのデータ収集を行った。

2. BWR用運転訓練シミュレータを使用して収集した人的過誤データの分析

BWR用運転訓練シミュレータを使用して収集したデータの分析を実施し、ガイドライン(案)に基づいて人的過誤データの抽出・分析・評価が実施できるかどうか確認した。確認の結果、ガイドライン(案)に基づいてABWR型運転訓練シミュレータや長時間シナリオについても人的過誤データの抽出・分析・評価を行うことができることが分かった。

3. 第二世代人間信頼性解析モデルの海外調査

将来的な「PSA (Probabilistic Safety Assessment: 確率論的安全評価) の品質確保・品質向上」のために、第二世代人間信頼性解析モデル、当該モデルに使用する人間信頼性データ、及び当該モデルに対するシミュレータ実験の貢献の現状について、海外調査を実施した。調査対象国(機関)は、アメリカ、フランス及び OECD ハルデン炉プロジェクトとした。調査の結果、アメリカとフランスでは第二世代人間信頼性モデルに関して異なるアプローチが採用されていることや、シミュレータ実験が定性的なデータの収集を目的として実施されていることが分かった。

4. 人間信頼性データ収集・評価ガイドライン(案)の改良

上記1. ～3. の成果を受けて、得られた知見及び課題を整理し、今後の事業者を中心とした本格的な我が国の人間信頼性データの収集・評価に資するために、「人間信頼性データ収集・評価ガイドライン(案)」の改良を実施した。合わせて、ガイドラインに添付することが有用であるとする「注意事項」の案を検討した。

I. 序論

1. 事業目的

原子力発電施設等の高い安全性、信頼性を確保していくためには、設備、機器等のハード面の対応に加え、安全管理等のソフト面での対応を充実させる必要がある。原子力施設における事故・トラブルの発生件数は減少方向にあるものの、事故・トラブルの要因のうち、人的要因、組織要因に起因するものの割合は増加する方向にある。特に近年、高速増殖炉もんじゅの二次系ナトリウム漏えい事故、株式会社ジェー・シー・オーの臨界事故、東京電力自主点検記録不正問題、関西電力美浜3号機二次系配管破損事故、北陸電力志賀1号機臨界事故隠ぺい等に見られる安全文化の欠如等、組織面での不適切な対応といったソフト面が要因となって、原子力全体の安全性、信頼性が問われる事例が継続して発生している。本事業は、原子力の安全確保のために、定量化が困難な人的要因、組織要因、定性的事項に対する科学的、合理的な判断ができるソフト面の安全規制を充実させることを目的とする。

2. 事業計画

事業の計画については、次に示すとおり中期目標、中期計画に基づきそれぞれの年度に計画を策定している。

平成19年度から平成23年度までの5ヵ年の第二期中期目標である「機構は、安全情報の収集・分析・評価、調査、解析・評価、試験及び研究等の実施及びこれら成果の活用により、原子力安全・保安院が実施する制度の見直し、審査、検査等のための規定等の策定、学協会規格のエンドース等に対する支援を行う。また、機構が実施する検査や技術評価等のためのガイドラインの策定を行う。」のうち、人的要因・組織要因に係る分野の中期計画を以下に示す。

第二期中期計画

4-C 基盤技術分野

(2) 人的要因・組織要因に係る分野

- ① 保安活動における人的・組織面の分析・評価に係る基盤整備等を行うとともに、原子力安全・保安院が実施する事業者の安全文化・組織風土に関する評価支援等を行う。
- ② 事故・トラブル・不適合事象の人的要因・組織要因を分析し、発生低減のための規制要件整備を行う。
- ③ 以上の活動及びリスク情報活用に貢献するため、人間信頼性データの整備、人間信頼性解析手法、モデルの高度化を行う。

上記を受けて、平成 19 年度の事業は以下のとおり計画した。

① 保安活動における人間・組織面の分析・評価に係る基盤の整備

事業者が実施した根本原因分析の実施内容を、原子力安全・保安院が確認・評価するためのガイドライン及び事業者の日常的な保安活動の中で、安全文化・組織風土劣化防止の取り組みを原子力安全・保安院が評価するためのガイドラインを作成する。

また、保安検査官向けに根本原因分析、安全文化・組織風土劣化防止に関する教育資料を作成する。

② 事故・トラブル・不適合事象等の人的要因、組織要因の調査・分析

重大な事故・トラブル・不適合事例に関し、継続的に人的要因、組織要因の面から分析、評価し、再発防止対策、規制への反映事項検討のために活用するデータの蓄積を図る。

また、事業者が実施した直接原因に対する評価を、原子力安全・保安院が評価するための視点を明確にするガイドラインを作成するとともに保安検査官向けに直接原因分析に関する教育資料を作成する。

さらに、品質保証等のソフト面を含む保安全管理に係る技術基盤の整備を図る。

③ 人的過誤率データの収集

リスク情報を活用した規制の基盤となる PSA の品質確保のため、これまでに作成した人的過誤率の収集及び評価のためのガイドライン（案）に基づき、人的過誤率データを収集、評価し、ガイドラインの適正化を図る。

3. 本報告書の記載範囲

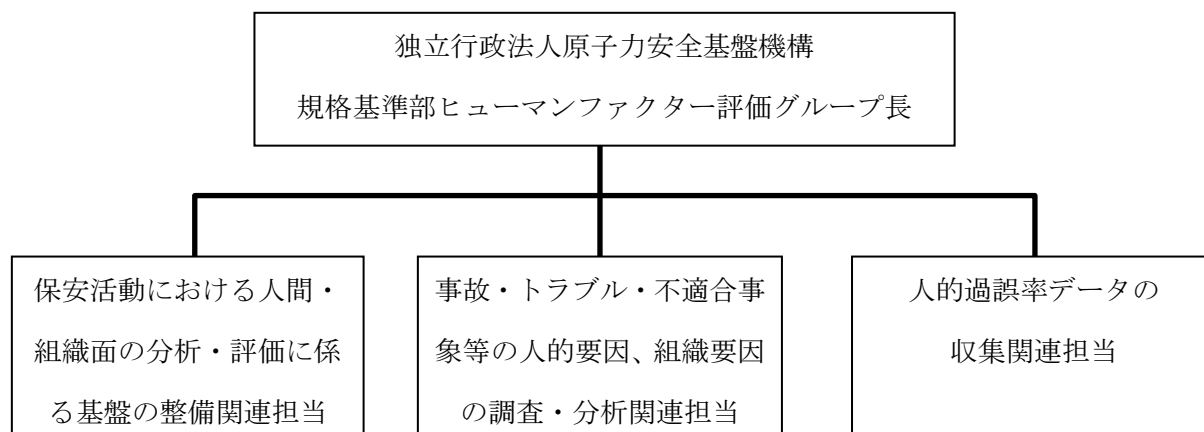
本報告書は、平成19年度人間・組織等安全解析調査等事業の実施項目、①安全文化・組織風土劣化防止の評価ガイドライン作成と教育資料作成、②根本原因分析ガイドライン作成と教育資料作成、③直接原因分析ガイドライン作成と教育資料作成、④トラブル事象等の人的要因・組織要因の分析・評価に基づく知見・教訓の蓄積、⑤原子力、化学プラント、航空・鉄道、宇宙開発等分野横断的な事故・トラブルから得られた教訓の整理、⑥人間信頼性データ収集・評価のためのガイドライン整備のうち、⑥人間信頼性データ収集・評価のためのガイドライン整備について実施した内容について報告する。

4. 実施体制

本事業は、規格基準部ヒューマンファクター評価グループが実施する。また、実施方法等については、学識経験者等による「安全規制における原子力安全文化(組織風土劣化防止)検討会」での専門的な助言を受ける。

実施体制は以下のとおりである。

実施体制



II.本論

「人間信頼性データ収集・評価のためのガイドライン整備」について、平成19年度は、「BWR用運転訓練シミュレータを使用した人的過誤データの収集」、「BWR用運転訓練シミュレータを使用して収集した人的過誤データの分析」、「第二世代人間信頼性解析モデルの海外調査」、「人間信頼性データ収集・評価ガイドライン(案)の改良」の4項目について実施した。

以下に実施した内容について報告する。

1. BWR用運転訓練シミュレータを使用した人的過誤データの収集

1.1 目的

リスク情報を活用した原子力安全規制の実施に際し、確率論的安全評価(Probabilistic Safety Assessment:以下「PSA」と略す)の品質向上のためには、評価に用いるデータベースの信頼性を高めるための取り組みが重要であり、我が国の実態を反映した人間信頼性データベースの整備が急務である。

本作業では、人間信頼性データベースの整備にあたって、昨年度改良を実施した「人間信頼性データ収集・評価ガイドライン(案)」に基づいて、BWR型運転訓練シミュレータを使用した人間信頼性データ収集を行うことを目的とする。

1.2 概要

ABWR型運転訓練シミュレータを使用して、データ収集を行うためのデータ収集シナリオの概略を10種類作成した。

また、それら及び昨年度作成したBWR4型、BWR5型運転訓練シミュレータ用のデータ収集シナリオの概略に基づき、BWR用運転訓練シミュレータを使用してデータ収集を行うための具体的なデータ収集シナリオを8種類(BWR4用:2種類、BWR5用:2種類、ABWR用:4種類)作成した。

さらに、上記で作成した具体的なデータ収集シナリオに基づいて、BWR用運転訓練シミュレータを使用してデータ収集を行った。

1.3 実施結果

1.3.1 ABWR用のデータ収集シナリオの概略の作成

昨年度は、以下の 10 種類のPSAシナリオについて、BWR4型及びBWR5型の運転訓練シミュレータにおいてデータ収集・データ分析を実施するためのデータ収集シナリオの概略を作成した。これらは、表1. 1に示す「事故後の過誤に対する評価結果の例(BWRプラントの出力運転時レベル1PSA)」の中から選択したものである。

- ① 原子炉未臨界 -1:手動スクラム(ATWS時)
- ② 原子炉未臨界 -2:電源断操作(ATWS時)
- ③ 原子炉未臨界 -3:ほう酸水注入系(SLCS)手動起動
- ④ 原子炉減圧 -1:原子炉手動減圧(小LOCA時)
- ⑤ 原子炉減圧 -2:原子炉手動減圧(過渡事象時)
- ⑥ 原子炉水位確保-1:ECCS、RCIC及び非常用DG自動起動失敗時の手動起動
- ⑦ 原子炉水位確保-2:RCIC水源切替(小LOCA時)
- ⑧ 原子炉水位確保-3:IS-LOCA時の水位制御
- ⑨ 格納容器熱除去-1:停止状態からのRHRモード手動切替(格納容器熱除去)
- ⑩ 格納容器熱除去-2:LPCIモードからのRHRモード手動切替(格納容器熱除去)

本年度は、ABWR型の運転訓練シミュレータにおいてデータ収集・データ分析を実施するためのデータ収集シナリオの概略を昨年度選択した上記の10種類のPSAシナリオについて作成した。

以下に作成した10種類のABWR型運転訓練シミュレータ用のデータ収集シナリオの概略を示す。データ収集シナリオの概略は、発生すべき事象、及び想定される運転員操作(以下、単にイベントと呼ぶ)を時系列順に列挙している。また、特にデータ収集ポイントとなるイベントについては“◎”を付けている。

表1.1 事故後の過誤に対する評価結果の例(BWRプラントの出力運転時レベル1PSA)

緩和機能	事故時操作	許容 診断時間	人的 過誤率
原子炉 未臨界	1. 手動スクラム(ATWS時)	スキルベース	3.3×10^{-3}
	2. 電源断操作(ATWS時)	10分	0.27
	3. ほう酸水注入系(SLCS)手動起動	10分	0.27
原子炉 減圧	1. 原子炉手動減圧(小LOCA時)	10分	2.7×10^{-2}
	2. 原子炉手動減圧(過渡事象時)	30分	2.9×10^{-3}
原子炉 水位確保	1. ECCS、RCIC及び非常用DG自動起動失敗時の手動起動(バックアップ)	10分	2.7×10^{-2}
	2. RCIC水源切替(小LOCA時)	30分	2.9×10^{-3}
	3. IS-LOCA時の水位制御	30分	0.3
格納容器 熱除去	RHRモード切替/*停止状態からの手動切替		
	1. SPCS1系統(小LOCA及び過渡事象)	24時間	1.8×10^{-3}
	2. SDCS1系統(過渡事象)	24時間	2.5×10^{-3}
	3. CSCS1系統(小LOCA)	24時間	1.8×10^{-3}
	RHRモード切替/*LPCIモードもしくはLPFLモードからの手動切替		
	1. SPCS1系統(小LOCA及び過渡事象)	24時間	1.8×10^{-3}
	2. SDCS1系統(過渡事象)	24時間	2.3×10^{-3}
	3. CSCS1系統(小LOCA)	24時間	1.7×10^{-3}
	格納容器ベント操作	24時間	2.5×10^{-2}

(表中の略語については「略語表」を参照)

(1)原子炉未臨界－1. 手動スクラム(ATWS 時)

- ・ 100%定格運転中
- ・ 給水系停止(原因は MSIV 誤閉を想定)
- ・ スクラム信号発信(原子炉水位低(L-3)、原子炉圧力高)
 - 自動スクラム失敗
 - 自動スクラム失敗を検知
- ◎ 手動スクラムスイッチ操作
- ・ 手動スクラム成功[※失敗の場合ははぐれデータ化]

(2)原子炉未臨界－2. 電源断操作(ATWS 時)

- ・ 100%定格運転中
- ・ 給水系停止(原因は MSIV 誤閉を想定)
- ・ スクラム信号発信(原子炉水位低(L-3)、原子炉圧力高)
 - 自動スクラム失敗(RPS 回路短絡)
- ・ 手動スクラム失敗(RPS 回路短絡)
- ◎ RPS 電源断
- ・ スクラム成功[※失敗の場合ははぐれデータ化]

(3)原子炉未臨界－3. ほう酸水注入系(SLCS)手動起動

- ・ 100%定格運転中
- ・ 給水系停止(原因は MSIV 誤閉を想定)
- ・ スクラム信号発信(原子炉水位低(L-3)、原子炉圧力高)
 - 自動スクラム失敗
- ・ 再循環ポンプトリップ
- ◎ ほう酸水注入系手動起動
- ・ ほう酸水注入系手動起動成功[※失敗の場合ははぐれデータ化]
- ・ HPCF 自動起動成功
- ・ HPCF による水位制御成功
- ・ 自動減圧系の作動を手動で阻止
- ・ 原子炉未臨界達成

(4)原子炉減圧－1. 原子炉手動減圧(小 LOCA 時)

- ・ 100%定格運転中
 - ・ 小 LOCA 発生(破断箇所は特定しない)
 - ・ スクラム信号発信(原子炉水位低(L-3)、格納容器圧力高)
→自動スクラム成功
 - ・ 給水系停止
 - ・ HPCF 自動起動失敗→手動起動にも失敗
 - ・ RCIC 自動起動失敗／手動起動失敗[RCIC 故障を仮定]
 - ・ 自動減圧系失敗
- ◎ 原子炉手動減圧操作
- ・ 原子炉手動減圧成功[※失敗の場合ははぐれデータ化]
 - ・ 低圧系による水位維持

(5)原子炉減圧－2. 原子炉手動減圧(過渡事象時)

- ・ 100%定格運転中
 - ・ 過渡事象発生(給水系停止)
 - ・ スクラム信号発信(原子炉水位低(L-3))
→自動スクラム成功
 - ・ 給水系停止
 - ・ HPCF 自動起動失敗→手動起動にも失敗
 - ・ RCIC 自動起動失敗／手動起動失敗[RCIC 故障を仮定]
- ◎ 原子炉手動減圧操作
- ・ 原子炉手動減圧に成功[※失敗の場合ははぐれデータ化]
 - ・ 低圧系による水位維持

(6)原子炉水位確保－1. ECCS 及び非常用 DG 自動起動失敗時の手動起動

<<HPCF 手動バックアップを想定>>

- ・ 100%定格運転中
- ・ 過渡事象発生(給水系停止)
- ・ スクラム信号発信(原子炉水位低(L-3))
→自動スクラム成功
- ・ 給水系停止
- ・ HPCF 自動起動失敗[HPCF 起動信号故障を想定]

◎ HPCF 手動起動操作

- ・ HPCF 手動起動成功[※失敗の場合ははぐれデータ化]
- ・ HPCF による水位維持

(7)原子炉水位確保－2. RCIC 水源切替(小 LOCA 時)

- ・ 100%定格運転中
- ・ 小 LOCA 発生(破断箇所は特定しない)
- ・ スクラム信号発信(原子炉水位低(L-3)、格納容器圧力高)
→自動スクラム成功
- ・ 給水系停止
- ・ HPCF 自動起動失敗→手動起動にも失敗
- ・ RCIC 自動起動成功
- ・ RCIC による水位維持
- ・ S/P 水位高信号発信→水源自動切替失敗

◎ 水源手動切替操作

- ・ 水源手動切替成功[※失敗の場合ははぐれデータ化]
- ・ RCIC による水位維持継続

(8)原子炉水位確保－3. IS-LOCA 時の水位制御 (IS-LOCA 時)

- ・ 100%定格運転中
- ・ IS-LOCA 発生 (低圧系注水配管破断)
- ・ スクラム信号発信 (原子炉水位低(L-3)、格納容器圧力高)
→自動スクラム成功
- ・ 給水系停止 (D/W 圧力高を想定)
- ・ HPCF 自動起動成功
- ◎ HPCF 手動操作による、破断箇所以下での炉水位維持操作
- ・ HPCF による手動水位維持 [※失敗の場合ははぐれデータ化]

(9)格納容器熱除去－1. 停止状態からの RHR モード手動起動 (格納容器熱除去)

- ・ 100%定格運転中
- ・ 過渡事象発生 (給水系停止)
- ・ スクラム信号発信 (原子炉水位低(L-3))
→自動スクラム成功
- ・ 給水系停止
- ・ HPCF 自動起動成功
- ・ HPCF による水位維持
- ・ 給復水系 (主復水器) による格納容器熱除去失敗 (給復水系故障)
- ◎ RHR を手動起動
- ・ RHR による熱除去に成功 [※失敗の場合ははぐれデータ化]

(10)格納容器熱除去－2. LPFL モードからの RHR モード手動切換

(格納容器熱除去)

- ・ 100%定格運転中
 - ・ 小 LOCA 発生(破断箇所は特定しない)
 - ・ スクラム信号発信(原子炉水位低(L-3)、格納容器圧力高)
→自動スクラム成功
 - ・ 給水系停止
 - ・ HPCF 自動起動失敗→手動起動にも失敗
 - ・ RCIC 自動起動失敗／手動起動失敗[RCIC 故障を仮定]
 - ・ 原子炉自動減圧成功
 - ・ LPFL(LPFL-B 又は LPFL-C)起動成功
 - ・ LPFL による水位維持
 - ・ 給復水系(主復水器)による格納容器熱除去失敗(給復水系故障)
- ◎ RHR(RHR-B 又は RHR-C)を手動起動
- ※格納容器スプレイモードは B、C 系のみ設置。
- ・ RHR による熱除去に成功[※失敗の場合ははぐれデータ化]

1.3.2 具体的なデータ収集シナリオの作成

昨年度及び本年度に作成したデータ収集シナリオの概略の中から、具体的なデータ収集用シナリオとして、以下のシナリオを作成した。丸数字はページⅡ-2に示すデータ収集シナリオの概略の番号である。

- a. ABWR用:「③原子炉未臨界-3. ほう酸水注入系(SLCS)手動起動」
- b. ABWR用:「④原子炉減圧-1. 原子炉手動減圧(小LOCA時)」
- c. BWR4、BWR5、ABWR用:「⑦原子炉水位確保-2:RCIC水源切替(小LOCA時)」
- d. BWR4、BWR5、ABWR用:「⑩格納容器熱除去-2:LPCIモードからのRHRモード
手動切替(格納容器熱除去)」

a. 及びb. の2シナリオは、昨年度作成したBWR4型及びBWR5型の運転訓練シミュレータ用の具体的なデータ収集シナリオと同等なABWR型運転訓練シミュレータ用の具体的なデータ収集シナリオである。また、c. のシナリオは、昨年度作成しなかった「緩和機能＝原子炉水位確保」に該当するシナリオである。さらに、d. のシナリオは、許容診断時間が24時間と長期にわたるシナリオに関して、「運転直の引継ぎ」を想定して実際のシミュレータ使用時間を実施可能な1時間以内とすることが可能かどうかを確認するために選定したシナリオである。

表1.2～表1.9に各シナリオの事象進展や操作を分かり易く整理したシナリオ説明書を示す。また、表1.10～表1.12に、シナリオd.における「引き継ぎ簿」を示す。さらに、表1.13～表1.16に、ABWR用シナリオa. 及びb.、BWR4用シナリオc. 及びBWR5用シナリオd.の要素タスク説明書の例を示す。要素タスク説明書の作成は昨年度改良を実施した「人間信頼性データ収集・評価ガイドライン(案)」に基づいて実施したが、作成段階での疑問点や注意点を「吹き出し」として記載した。

表 1. 2 シナリオ a. (ABWR) 説明書

シナリオ No	a. (ABWR)	事象名	制御棒挿入失敗 (ABWR)
時間	シミュレータ挙動	想定対応操作	
			引用手順
0分	全給水喪失発生 ・原因：吸込み圧力低による復水ポンプ全停止 ・挙動：原子炉水位低下		保安規定
1分	原子炉スクラム ・原因：原子炉水位低(L-3) ・挙動：全制御棒挿入失敗 ・原子炉出力：70%	・「反応度制御」手順による操作 * S/P 温度の監視 * 水位低下操作	
2分	MSIV 閉 ・原因：原子炉水位低 (L-1.5) ・挙動：MSIV 閉止、RIP 全台停止、ECCS 作動 逃し安全弁作動 S/P 水位、水温上昇	・ S/P 冷却	
3分	SLC 起動領域到達	・ SLC 起動 <評価タスク> ・「反応度制御」手順による操作 * 制御棒手動挿入操作	
4分	原子炉水位低(L-1 維持不可) 原子炉出力低下の確認 [終了目安] 出力が3%以下に低下し原子炉水位が TAF まで回復した時点	・「反応度制御」手順による操作 * 水位低下～維持操作 * 原子炉減圧 低圧注水系による水位回復	

表 1. 3 シナリオ b. (ABWR) 説明書

シナリオ No	b. (ABWR)	事象名	冷却材喪失 (ABWR)
時間	シミュレータ挙動	想定対応操作	
		引用手順	
0分	格納容器内漏えい ・原因：液相漏えい (HPCF 注入配管漏えい (0.2%)) ・挙動：格納容器圧力上昇	格納容器漏えいの判断	
2分	原子炉スクラム ・原因：格納容器圧力高 ・挙動：格納容器圧上昇継続 * HPCF 配管破断 (漏えい量 0.2%→100%)	原子炉手動スクラム 格納容器圧力高の確認	
2分 30秒	全給水喪失 ・原因：吸込み圧力低 ・挙動：原子炉水位低下 高圧注水系起動失敗 ・原因：HPCF(C)吸込み圧低	高圧注水系確認 RCIC 作動確認	
8分	原子炉水位低下継続 (L-1.5) 原子炉水位低下継続 格納容器圧力上昇	S/P 冷却 原子炉水位低 (L-1.5) の確認 MSIV 閉止、RIP 停止確認 「水位確保」手順の実施 * 注水系復旧 「格納容器圧力制御」手順の実施 * S/P 圧力の確認	
8分	原子炉水位低 (L-1) * ADS 作動条件：L-1+28 秒	「減圧冷却」手順による減圧 * 逃し安全弁開 * <u>ADS 作動条件の確認</u> (評価タスク)	
10分	原子炉水位低 (有効燃料頂部) 原子炉水位上昇 [終了目安] 炉水位が TAF まで回復した時点	「水位回復」「急速減圧」手順の実施 * 逃し安全弁必要数順次開放	

表 1. 4 シナリオ c. (BWR 4) 説明書

シナリオ No	c. (BWR 4)	事象名	RCIC 水源切替 (BWR 4)
時間	シミュレータ挙動	想定対応操作	引用手順
0 分	給水制御信号低 (0%) (自動モード異常) ・「給水制御系異常」警報発生	・主制御器「手動」「増」操作	
20 秒	原子炉スクラム ・原因：原子炉水位低 L-3 格納容器内漏えい ・原因：液相漏えい (再循環ポンプ) 吸込配管漏えい (1.0%) ・挙動：格納容器圧力上昇	・原子炉水位維持操作 ・格納容器圧力高の確認 ・「格納容器圧力制御」手順の実施 * S/P 圧力の確認 * D/W 温度の確認	
30 秒	「格納容器圧力高」(13.7kPa[g]) ・86G2 動作 原子炉水位低(L-2)到達 ・MSIV 閉 ・RCIC 起動 ・HPCI 起動失敗 ・原因：蒸気加減弁閉固着 ・挙動 格納容器圧力上昇継続 格納容器内温度上昇継続 圧力抑制室水位上昇継続 原子炉圧力低下 (漏えいによる)	・S/P 冷却 ・注水系確認 * RCIC による注水確保 * 給水系による注水 ・H/W レベル低下 ・「水位確保」手順の実施 * 注水系復旧 ・「減圧冷却」手順による減圧 * 逃し安全弁開 (状況により実施可能性有)	
8 分	「圧力抑制室水位高/低」警報 (+70mm)		
20 分	圧力抑制室水位高 (+120mm) ・「HPCI 圧力抑制室水位高」警報 ・挙動：HPCI 水源切替発生 [終了目安] RCIC 水源を切替えた時点 又は 30 分経過	・RCIC 水源切替実施(評価タスク)	

表 1. 5 シナリオ c. (BWR 5) 説明書

シナリオ No	c. (BWR 5)	事象名	RCIC 水源切替 (BWR 5)
時間	シミュレータ挙動	想定対応操作	
		引用手順	
0 分	<p>給水喪失</p> <ul style="list-style-type: none"> 原因：給水制御系主制御器出力下限(70%→0%) 挙動：原子炉水位低下 		
1 分	<p>原子炉自動スクラム</p> <ul style="list-style-type: none"> 原因：原子炉水位低(L-3) 挙動：原子炉水位低下継続 L-2にてRCIC起動 MSIV閉 PLRポンプトリップ 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位確保(主制御器手動) 原子炉手動スクラム 	保安規定
3 分	<p>格納容器内漏えい</p> <ul style="list-style-type: none"> 原因：液相漏えい(再循環吸込み配管漏えい1%) 挙動：格納容器圧力高発生 ECCS起動 S/P水位高(+180mm) 	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力高の確認 「格納容器圧力制御」手順の実施 <ul style="list-style-type: none"> * S/P 圧力の確認 * D/W 温度の確認 S/P冷却、HPCS水源切替確認 	保安規定
	<p>全給水喪失</p> <ul style="list-style-type: none"> 原因：M/D(A)電気故障 M/D(B)軸受油圧低 挙動：原子炉水位低下 	<ul style="list-style-type: none"> 原因調査、復旧 	
	<p>原子炉水位維持</p> <p>格納容器圧力上昇</p> <p>原子炉圧力低下</p>	<ul style="list-style-type: none"> 「水位確保」手順の実施 <ul style="list-style-type: none"> * 復水系、ECCS 状況確認 「減圧冷却」手順による減圧 <ul style="list-style-type: none"> * 逃し安全弁開 	
10 分	<p>[終了目安]</p> <p>RCIC 水源を切替えた時点 又は30分経過</p>	<ul style="list-style-type: none"> RCIC 水源切替実施(評価タスク) <ul style="list-style-type: none"> * 減圧冷却－水位維持手順の一環として RCIC 状態確認 	

表 1. 6 シナリオ c. (A B W R) 説明書

シナリオ No	c. (A B W R)	事象名	RCIC 水源切替 (A B W R)
時間	シミュレータ挙動	想定対応操作	
			引用手順
0分	格納容器内漏えい ・原因：液相漏えい (HPCF 注入配管破断(5%)) ・挙動：格納容器圧力上昇	・格納容器漏えいの判断	保安規定 31条 保安規定
2分	原子炉スクラム ・原因：格納容器圧力高 ・挙動：格納容器圧上昇継続 ECCS(RCIC 含む)起動	・原子炉手動スクラム ・格納容器圧力高の確認	
	原子炉：高圧系＋給水系による水位維持、TBV による減圧	・高圧注水系確認 ・給水系確認 ・原子炉減圧開始	
4分	格納容器圧力上昇	・S/P 冷却 ・S/P スプレー	
		・「格納容器圧力制御」手順の実施 * S/P 圧力の確認 ・「減圧冷却」手順による減圧 * 復水器使用	
10分	S/P 水位上昇 HPCF 水源切替動作 RCIC 水源切替失敗 (水源切替モード CSP 側) [終了目安] RCIC 水源を切替えた時点 又は30分経過	・HPCF 水源切替確認 ・RCIC 水源切替確認(評価タスク) * RCIC S/P 側吸込弁手動開 * RCIC CSP 側吸込弁自動閉	

表 1. 7 シナリオ d. (BWR 4) 説明書 (1)

シナリオ No	d. (BWR 4)	事象名	RHR 運転モード切替 (BWR 4)
時間	シミュレータ挙動	想定対応操作	
			引用手順
—	[予め作成しておいた格納容器内蒸気漏えい 2% で 10 分継続後の初期状態を設定する]	<p>引継ぎ書の確認</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 推定原因 (PCV 内漏えい) ・ スクラム時刻 ・ スクラム後のプラント状態 (原子炉、T/G、安全系) ・ 実施した主要な操作 <p>プラント状態の確認</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉未臨界 ・ 原子炉水位・圧力：減圧中 ・ 安全系：RHR S/P 冷却中 ・ 格納容器：格納容器圧上昇継続 ・ 給水系：運転中 ・ 次の操作対応ポイントの周知 (主任) 	保安規定
0 分	格納容器圧力上昇継続 ・ 原因：PCV 内主蒸気破断	<ul style="list-style-type: none"> ・ 「格納容器圧力制御」手順の実施 ・ RHR・LPCI→D/W スプレー切替実施(評価タスク) 	保安規定
5 分	D/W スプレー条件成立 ・ 格納容器：D/W 温度 138℃近接 (S/P 圧 126kPa<245kPa で圧力によるスプレー条件は未成立)	<ul style="list-style-type: none"> ・ RHR D/W スプレーモード切替完了確認 	
10 分	・ 格納容器圧力下降		
10 分	[終了目安] RHR 運転モードが D/W スプレーモードに切り替え完了し、D/W 圧力下降が確認された時点		

表 1. 8 シナリオ d. (BWR 5) 説明書

シナリオ No	d. (BWR 5)	事象名	RHR 運転モード切替 (BWR 5)
時間	シミュレータ挙動	想定対応操作	
			引用手順
—	[予め作成しておいた格納容器蒸気相漏えい 3.5%で 10 分継続後の初期状態を設定する]	<p>引継ぎ書の確認</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 推定原因 (PCV 内漏えい) ・ スクラム時刻 ・ スクラム後のプラント状態 (原子炉、T/G、安全系) ・ 実施した主要な操作 <p>プラント状態の確認</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉未臨界 ・ 原子炉水位・圧力：減圧中 ・ 安全系：RHR S/P 冷却中 ・ 格納容器：格納容器圧上昇継続 ・ 給水系：運転中 ・ 次の操作対応ポイントの周知 (主任) 	保安規定
0 分	格納容器圧力上昇継続 ・ 原因：PCV 内蒸気漏えい	<ul style="list-style-type: none"> ・ 「格納容器圧力制御」手順の実施 	保安規定
1 0 分	D/W スプレー条件成立 ・ 格納容器：D/W 温度 171℃ (CRT 画面の表示) (S/P 圧 180kPa<250kPa で圧力によるスプレー条件は未成立) ・ 格納容器圧力下降	<ul style="list-style-type: none"> ・ RHR・LPCI→D/W スプレー切替実施(評価タスク) ・ RHR D/W スプレーモード切替完了確認 	
1 0 分	[終了目安] RHR 運転モードが D/W スプレーモードに切り替え完了し、D/W 圧力下降が確認された時点		

表 1. 9 シナリオ d. (A B W R) 説明書

シナリオ No	d. (A B W R)	事象名	RHR 運転モード切替 (A B W R)
時間	シミュレータ挙動	想定対応操作	
			引用手順
—	[予め作成した格納容器漏えい事故後、約 1 時間継続した初期状態を設定する]	引継ぎ書の確認 <ul style="list-style-type: none"> ・推定原因 (PCV 内漏えい) ・スクラム時刻 ・スクラム後のプラント状態 (原子炉、T/G、安全系) ・実施した主要な操作 	
	*RUN したら MF の漏えい量を 10%→15%に変更し実行する。	プラント状態の確認 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉未臨界 ・原子炉水位・圧力：減圧中 ・安全系：RHR S/P 冷却中 ・格納容器：格納容器圧上昇継続 ・給水系：運転中 ・次の操作対応ポイントの周知 (主任) ・これから SHC 準備 	保安規定
0 分	格納容器圧力上昇継続 <ul style="list-style-type: none"> ・原因：格納容器内液相漏えい (HPCF 注入配管 5%) ・PCV：S/P 圧力 235kPa[a] D/W 温度 155℃ 	・「格納容器圧力制御」手順の実施	保安規定
1 0 分	D/W スプレー条件成立 <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器：S/P 圧力 180kPa[g] 到達(又は D/W 温度 171℃接近) 	・ <u>RHR・LPCI→D/W スプレー切替実施</u> (評価タスク)	
1 5 分	・格納容器圧力下降 [終了目安] RHR 運転モードが D/W スプレーモードに切り替え完了し、D/W 圧力下降が確認された時点	・ RHR D/W スプレーモード切替完了確認	

表 1. 10 BWR 4用シミュレータ シナリオ d. 引継ぎ簿

日付	シート番号	
プラントパラメータ		
原子炉出力 APRM D.S SRNM レンジ 0 炉心流量 2595t/h 原子炉水位 1080mm 原子炉圧力 4.80MPa D/W 圧力 239kPa[a]	炉水温度 259℃ 発電機出力 0 MW 復水器真空度 4kPa[a]	
時刻	実施内容	処置
7 : 3 0	原子炉自動スクラム (格納容器圧力高), 86G2 動作 原子炉モード SW 「運転」 → 「停止」 低圧 ECCS 作動、DG (A) (B) 起動、SGTS 起動 HPCI 起動 PLR RPT トリップ	
7 : 3 2	MSIV 手動閉 (炉圧 5.3MPa) 「主蒸気管 A,B 圧力低」発生	
7 : 3 5	M-SJAE 駆動蒸気停止	
7 : 3 6	HPCI L-8 停止 MD (A) (B) L-8 停止	
7 : 4 2	HPCP(B)停止、LPCP(B)停止 (C 待機)	
7 : 4 3	原子炉未臨界確認	
7 : 4 5	TGS MS→H/B 切替完了 RHR (A) S/C 冷却インサースビス (S/C 温度 25℃)	
引継ぎ事項		
7 : 3 5	発電部長報告済 (人員災害なし、スタックモニタ変化なし)、TSC 設置要請済 原災法 10 条通報 (格納容器内の漏えい)	
	<ul style="list-style-type: none"> ・ PLR、CUW 隔離検討中 ・ D/W 圧力及び温度上昇中 ……注意願う ・ 原子炉圧力降下中 (MSIV は手動閉済) ・ 原子炉水位は MD(A) で給水中、給水制御 「単要素」 「自動」、復水系 1 系列運転 ・ 原子炉未臨界確認済 ・ 所内切替正常 (D/G ランニングスタートバイ) ・ 86G1、G2 リセット未 (格納容器圧力高継続発生中) ・ 現場パトロール未 (退避中) 	

表 1. 1 1 BWR 5用シミュレータ シナリオ d. 引継ぎ簿

日付	シート番号	
プラントパラメータ		
原子炉出力：APRM：0%、IRM：全て ^{レシ} 1、SRM：3×10 ¹¹ /S 炉心流量：6500t/h 原子炉水位：広帯域 1200mm 原子炉圧力：3.54Mpa D/W 圧力：314kPa		炉水温度： 発電機出力：0% 復水器真空度：2.5kpa[a]
時刻	実施内容	処置
8:30	D/W 圧力上昇、「AC 系 D/W 圧力高」警報発生 「D/W HCW ^カ 流量大」警報発生 PLR ランバック操作実施	PLR 停止済み
8:31	RPS 「D/W 圧力高」警報発生	
8:31	原子炉手動スクラム実施、スクラム成功 原子炉モード SW 「運転」→「停止」 「D/W 圧力高トリップ」警報発生 HPCS、LPCS、RHR 自動起動 タービン/発電機トリップ確認	済 注入待機運転
8:33	HPCS 注入弁手動閉、M/D による水位確保確認	
8:36	PLR 手動停止	
8:37	PCIS 閉止確認	
8:38	MSIV 手動閉止 TGS、SJAЕ 切替実施 RHR (B) S/P 冷却実施	TGS 切替済み SJAЕ 停止中
8:41	SGTS(B)停止、D/G 運転状態確認 原子炉未臨界確認	
9:10	M/D(B)停止、H/W 補給水バイパス開	
引継ぎ事項		
8:35 発電部長報告済（人員災害なし、スタックモニタ変化なし）、TSC 設置要請済 原災法 10 条通報（格納容器内の漏えい）		
<ul style="list-style-type: none"> ・ PLR、CUW 隔離検討中 ・ 原子炉圧力降下中、MSIV は手動閉済、SRV(G)(L)にて圧力制御実施 ・ 原子炉水位は MD(A)で給水中、給水制御「単要素」「自動」、復水系 1 系列運転 ・ 原子炉未臨界確認済（8:41） ・ 所内切替正常（D/G ランニングスタートバイ） ・ 86G1、G2 リセット未 ・ 現場パトロール未（退避中） 		

表 1. 1 2 A B W R 用 シミュレータ シナリオ d. 引継ぎ簿

日付		シート番号	1 / 1
プラントパラメータ			
原子炉出力：APRM：0%、SRNM：全てレンジ $1.3 \times 10^{11}/S$ 炉心流量：6000t/h 原子炉水位：広帯域 1400mm 原子炉圧力：3.54Mpa D/W 圧力：280kPa		炉水温度：240℃ 発電機出力：0% 復水器真空度：2.5kpa[a]	
時刻	実施内容	処置	
16:30	D/W 圧力上昇、「AC 系 D/W 圧力高」警報発生 「D/W HCW カップ流量大」警報発生 RIP ランバック操作実施	RIP 停止済み	
16:31	RPS「D/W 圧力高」警報発生		
16:31	原子炉手動スクラム実施、スクラム成功 原子炉モード SW「運転」→「停止」 「D/W 圧力高トリップ」警報発生 HPCF、RCIC、RHR 自動起動 タービン/発電機トリップ確認	済 RCIC 注入中 HPCF 注入待機	
16:33	HPCF 注入弁手動閉、RCIC と M/D による水位確保		
16:36	RIP、RIP-M/G 手動停止		
16:37	PCIS 閉止確認		
16:38	TGS、SJAЕ 連動切替実施 RHR (B) (C) S/P 冷却モード投入	切替済み	
16:41	SGTS (B) 停止、D/G 運転状態確認 原子炉未臨界確認		
17:10	M/D (B)、HPCP (B)、LPCP (B) 停止、		
引継ぎ事項			
16:35 発電部長報告済（人員災害なし、スタックモニタ変化なし）、TSC 設置要請済 原災法 10 条通報（格納容器内の漏えい）			
<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力降下中 ・原子炉水位は MD(A) で給水中、給水制御「単要素」「自動」、復水系 1 系列運転 ・原子炉未臨界確認済（16:41） ・所内切替正常（D/G ランニングスタートバイ） ・86G1、G2 リセット済 ・現場パトロール未（退避中） 			

表 1. 13 ABWR用シミュレータ シナリオ a. 要素タスク説明書

シナリオNo	ABWR a.	シナリオ名	制御棒挿入失敗	評価タスク	SLC 起動		
Step	実施手順	要素タスク/行動要素			引用手順書	操作員	
1	サプレッションプール水温が原子炉出力・サプレッションプール水温相関曲線のほう酸水注入系起動領域に接近した場合には、ほう酸水注入系を起動する。	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> S/P 冷却にも複数の操作（補機冷起動、ラインアップ、ポンプ起動、流量確保等）が有るが、この監視・操作のみを本タスクの対象とした </div>			保安規定 添付 1 表 2		
1-1	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content;"> ABWRでは大型表示盤、CRT、FDなど複数の確認手段がある。 </div>	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> [確認]大型表示盤-S/P 水温度計により 35℃以上になったことを確認し、S/P 冷却を開始する </div>			EOP	R 操作員 (※下注)	
1-1	<div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; display: inline-block;"> 起動の判断 </div>	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> [確認]CRT-APRM 指示計で原子炉出力 </div>			EOP	R 操作員	
1-2		<div style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> [確認]大型表示盤-S/P 水温度計で温度確認 </div>			EOP	R 操作員	
1-3		SLC 起動領域接近確認			EOP	指揮者	
1-4	SLC 起動指示				指揮者		
1-5	SLC 起動スイッチを「A 起動」又は「B 起動」位置			EOP	R 操作員		
1-6	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content;"> ポンプ/弁とは別に大型表示盤に表示ランプあり </div>	<div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; display: inline-block;"> 起動の確認 </div>	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> [確認]潤滑油ポンプ起動 </div>			EOP	R 操作員
1-7	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> [確認]ポンプ吸込弁/注入弁開表示 </div>			EOP	R 操作員		
1-8	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> [確認]ポンプ起動ランプ点灯 </div>			EOP	R 操作員		
1-9	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> [確認]CRT-ポンプ吐出圧力確認 </div>			AOP	R 操作員		
1-10	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> [確認]CRT-SLC タンク液位低下確認 </div>			AOP	R 操作員		
2	原子炉冷却材浄化系が隔離したことを確認する。	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> AOP にあり、基本的には行うと思われるが、EOP にはない手順 </div>			保安規定 添付 1 表 2		
2-1	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> [確認]FD-CUW 内側隔離弁/外側隔離弁全閉 </div>			EOP	R 操作員		
3	ほう酸水が注入され、炉出力が低下することを確認する。				EOP	指揮者	

※:R操作員は、原子炉操作員の略

表 1. 14 ABWR用シミュレータ シナリオ b. 要素タスク説明書

シナリオ No	ABWR b.	シナリオ名	LOCA	評価タスク	ADS 起動	
Step	実施手順	要素タスク／行動要素			引用手順書	操作員
1	ADS 作動を確認する。					
1-1		[確認]D/W 圧力高継続				R 操作員
1-2		[確認]原子炉水位 L-1 以下到達				R 操作員
1-3		[確認]警報 「ADS(A)(B)論理タイマ動作」			—	R 操作員
1-4		ADS(A)(B)論理タイマ動作警報発生後、28 秒経過で ADS が作動することを周知			—	指揮者
1-5		[確認]大型盤—SRV (ADS 有) が作動しないことを確認			—	R 操作員
1-6		手動起動 SW にて ADS 起動指示			—	指揮者
1-7	そのときの指揮者や操作員によって対応がわかれると予想	[操作]下記 SW を捻回し押す 「ADS(A)手動起動」(1)及び(2) 又は 「ADS(B)手動起動」(1)及び(2)				R 操作員
1-8		[確認]SRV (ADS 有) が作動しないことを確認			—	R 操作員
1-9	ハードスイッチと FD ソフトスイッチのどちらでも可能な場合、要素タスクとしてどちらに着目すべきか	SRV (ADS 有) 8 弁手動開放指示			AOP	指揮者
1-10		[操作]大型盤—SRV(ADS 有)ハード SW 8 弁 COS 開 又は [操作]FD—ADS (個弁) COS 開			AOP	R 操作員
1-11		[操作]SRV (ADS 無) を閉止し SRV (ADS 有) で 8 弁とする 又は [操作]SRV (ADS 有) と SRV (ADS 無) のトータル個数を 8 弁とする			—	R 操作員
1-12	手順書にない要素タスク項目をどの程度想定し抽出するか (ビデオなど観察手段で把握ができる範囲にする、等)	[確認]大型盤 SRV 開表示ランプ			—	R 操作員
1-13		[確認]SRV 排気温度 (CRT にて)			—	R 操作員
1-14		[確認]原子炉圧力低下			必須の手順と補助的な手順をどのように記述するか	R 操作員

表 1. 15 BWR 4用シミュレータ シナリオ c. 要素タスク説明書

シナリオ No	BWR 4 c.	シナリオ名	RCIC 水源切替	評価タスク	RCIC 水源切替
Step	実施手順	要素タスク／行動要素		引用手順書	操作員
1	減圧冷却手順に基づき RCIC の水源を切り替える。			EOP	
1-1		[確認] LOCA 信号(D/W 圧力高又は L-1)発生中		—	R 操作員
1-2		[確認]警報 「CSP 水位低」又は 「S/P 水位高」発生		—	R 操作員
1-3		RCIC 水源を手動で切り替えることを指示		—	指揮者
1-4	EOP 対応としての重要度が低く、実施しない可能性有り	[操作]RCIC S/P 側吸込隔離弁 (MO-13-39、41)手動で開操作		EOP	R 操作員
1-5		[確認]RCIC CST 側吸込弁 (MO-13-18) が閉動作することを確認		—	R 操作員
1-6		[確認] RCIC 運転状態に変化がないことを確認 ・吐出流量、吐出圧力 ・吸込圧力 ・回転数		—	R 操作員

表 1. 16 BWR 5用シミュレータ シナリオ d. 要素タスク説明書

シナリオNo	BWR 5 d.	シナリオ名	RHR CSCS 切替	評価タスク	D/W スプレイト切替	
Step	実施手順	要素タスク/行動要素			引用手順書	操作員
1	格納容器温度制御手順に基づきドライウェルスプレイトを起動する。	-			EOP	
1-1		[確認] D/W スプレイト条件成立 ・ S/P 圧力 98kPa[g]以上+24h 継続 ・ S/P 圧力 180kPa 到達 ・ D/W 局所温度 171℃接近			-	指揮者
1-2		[確認]「D/W 圧力高トリップ」発生中 * インターロック条件の確認。必須でない			-	R 操作員
1-3		[確認]PLR 2 台停止			EOP	R 操作員
1-4		[確認]DWC 全台停止 * 裏盤操作員へ問い合わせ			EOP	R 操作員
1-5		[操作]LPCI 注入隔離弁(F006) 全閉操作 * 既に全閉の場合は確認実施			-	R 操作員
1-6		[操作]格納容器冷却ライン隔離弁(F012) 全開操作			-	R 操作員
1-7		[操作]格納容器冷却流量調節弁(F011) 調整開操作			EOP	R 操作員
		[操作]必要に応じ、試験用調節弁(F021)を調整閉し、RHR 流量を 1650m ³ /h 以下に調整する。			-	R 操作員
1-8		[確認]D/W 圧力、D/W 温度低下確認			-	指揮者
2	D/W 圧力が 13.7kPa[g]を下回ったら、負圧になる前にスプレイトを停止する。	-			EOP	指揮者
2-1		[操作]格納容器冷却流量調節弁(F011) 調整閉操作			-	R 操作員
2-2		[操作]試験用調節弁(F021)を調整開し、RHR 流量を 1650m ³ /h 以下に調整する。			-	R 操作員

具体的なデータ収集シナリオの作成作業において留意が必要だった点を以下に示す。

(1) RCIC 水源としての復水貯蔵タンク(CST)の初期水量

PSAで想定されている「小 LOCA 時の RCIC 水源切り替え失敗」シナリオは以下のような事象進展となっている。

- ・ 100%定格運転中→小 LOCA 発生→スクラム信号発信→自動スクラム成功
→給水系停止→HPCI/HPCS/HPCF 自動起動失敗(手動起動にも失敗)
→RCIC 自動起動成功→RCIC による水位維持→CST 枯渇→水源手動切替失敗

データ収集のためのシミュレータ使用時間の制限(開始～終了が1時間以内)の観点からは、小 LOCA 発生後、30 分程度で CST が枯渇することが望ましい。また、PSAが想定している許容診断時間も 30 分となっている。

しかし、運転訓練シミュレータでは以下のような機器・運転設定となっているため、CST 枯渇という事象が基本的には発生しないことが分かった。

- ・ CST の初期水量は炉型(BWR4、BWR5、ABWR)で異なるが、概ね 3,000t程度であり、RCICの容量が100t/h～200t/hであることを考えると、CSTに対する水の補給がない場合でも、残り容量が 20%程度まで枯渇するのには、12 時間～24 時間を要してしまう。
- ・ しかも、CST には通常は常用系であるMUWPから水が補給されるとともに、プラント停止後はH/Wの余剰水が補給されるため、枯渇までの時間は更に遅くなる。

これに関して、PSA専門家から収集した情報は以下の通りである。

- ・ CST の保有水量のうち、安全注入系(RCIC)による使用が担保できる水量としてPSAが想定しているのは概ね 500t程度である。
- ・ また、常用系は動作していないと仮定している。
- ・ これらを考慮すると、RCIC の容量が 100t/h～200t/hであることから、CST 枯渇までの時間は概ね2.5時間～5時間である。

以上の状況から、今回の具体的なデータ収集シナリオについては、RCIC 水源の手動切替のトリガーを、CST 枯渇ではなく S/P 水位高信号に変更した。

(2) 長時間シナリオの詳細設定

シナリオd. は、小 LOCA 発生後低圧注水系による炉心冷却に成功し継続的に炉心注水を実施している状況で、格納容器温度が上昇したことを受けて低圧注水系の一部を格納容器スプレイモードに手動で切り替えるというものである。

手動切替の許容診断時間は表1. 1に示す通り事象発生後 24 時間とされており、またシミュレータを用いた予備的試験において格納容器温度が格納容器スプレイの作動設定温度に到達するまでには事象発生後数時間程度掛かることが分かった。

今回の具体的なデータ収集シナリオの作成に当たっては、1シナリオのシミュレータ使用時間を1時間以内とすることを前提としている。この前提に基づいて今回のシナリオd. に関するデータ収集を実現するために、「運転直の引き継ぎ直後に手動操作が必要となる状況が発現する」という状況を仮定することとした。

具体的なデータ収集シナリオ及びデータ収集方法の詳細な設定は以下の通りとした。

- ・ 小 LOCA 発生後、低圧注水系による炉心冷却を継続し、格納容器温度が徐々に上昇し続け、ある時点で格納容器温度が格納容器スプレイの手動起動設定値を越えるというデータ収集シナリオを作成する。
- ・ 上記シナリオに基づいてシミュレータを実行させ、格納容器温度が格納容器スプレイの手動起動設定値に到達する 10 分前でシミュレータを停止し、データを保存する。
- ・ 事象発生からシミュレータ停止までの間の事象進展と操作の概略を記入した「引き継ぎ簿」(表1. 10～12参照)を作成する。ただし、この「引き継ぎ簿」には、格納容器スプレイの手動起動に関する内容を記載しない。
- ・ データ収集に当たっては、操作員に、「運転直引継ぎ後の状態確認」として、停止状態のシミュレータの情報表示内容確認及び「引き継ぎ簿」の内容確認を 10 分実施させ、その後シミュレータを実行させる。

(3) ABWR型運転訓練シミュレータにおける LOCA の設定

PSAで想定されている格納容器内漏えい(小 LOCA)の破断面積は「2inch 配管破断面積相当(約 $1.2 \times 10^{-3} \text{m}^2$)」であり、また破断箇所は特に決められていない。一方、ABWR型運転訓練シミュレータにおいて「PCV 内冷却材漏えい」の事故模擬(マルファンクション)を設定する際は、「破断面積が HPCF 注入配管のN%相当の破断」という方法で設定している。

シナリオ作成にあたっては、PSAでの想定に可能な限り忠実にシナリオを作成するという観点

から、「2inch 配管破断面積相当」の破断を実現するために、破断面積を HPCF 注入配管の100%破断と設定した。

1.3.3 データ種類の決定

昨年度実施したデータ収集の試行の結果を受けて、BWR用運転訓練シミュレータから実際に収集するデータの種類を以下のように決定した。

(1) 評価対象タスク(操作タイミング、インターロック動作等)を測定するための計算機ログ

具体的には、以下の3種類とした。

- ① 訓練再生装置のアナログデータ出力
- ② 機器動作データ
- ③ 操作及び警報のイベントログ出力

(2) 被験者操作員の発話、行動等を記録したメディア

運転訓練シミュレータと連動するビデオ装置で収録した操作状況ビデオ映像データ(動画及び音声)を収集し、DVDにコピーした。

昨年度のデータ収集の試行の経験から、BWR4型運転訓練シミュレータについては制御盤設置の固定マイクで収録されビデオ映像データに記録された音声では輻輳等の影響により操作員の発話の判別が困難であったことから、小型マイクを用いた個々の操作者の発話データを別途収集した。

また、シナリオd. においては、シミュレータが実行(ラン)状態でないと画像等の記録が行えない設計となっているため、別途ビデオカメラを設置して停止(フリーズ)状態の時の状況確認及び「引き継ぎ簿」内容確認時の操作員の発話等の状況を記録した。

(3) その他

データ収集記録、観察者の操作タイミング観察記録(時系列)を収集することとした。

1.3.4 データ収集

1.3.2 で決定した具体的なデータ収集シナリオに基づいてBWR4用、BWR5用及びABWR用の3種類のタイプの運転訓練シミュレータを使用してデータ収集を行い、1.3.3 で決定した種類のデータを収集した。なお、データ収集に当たっては、運転訓練シミュレータの操作等を運転訓練シミュレータのインストラクターが担当した。

(1) 事前準備

① データ収集体制の周知

- a. 運転訓練シミュレータ操作員：指揮者（主任）、原子炉操作員、タービン操作員、補機操作員の4名で対応操作を行った。
- b. 運転訓練シミュレータ管理者：運転訓練シミュレータの起動・停止、機器故障の発生、及び外部関係者・現場関係者の模擬等を行った。
- c. 観察者：操作対応状況の観察と記録シートへの記録を行った。一部b. の運転訓練シミュレータ管理者が兼任した。

② 手順書／記録シートの準備

- a. 運転訓練シミュレータ用運転手順書と、運転訓練用EOPフローチャートを用意した。
- b. 記録シートを準備した。

(2) データ収集

データ収集は次の手順で実施した。確認事項を含めた具体的手順を表1. 17に示す。

- ① 観察者は実施前確認（カメラ・音声確認、時計確認、操作員との確認打合せ）を行った。
- ② 運転訓練シミュレータで事象を実行し、操作員が対応を行った。観察者は主な対応について観察結果を記録した。
- ③ 事象対応終了後、運転訓練シミュレータ管理者は事後整理としてデータの保存を行った。
- ④ 手順②～③をシナリオの数だけ繰り返した。
- ⑤ 保存したデータは、別途記録メディア（DVD）へ保存し記録シートともに整理した。

表1.17 データ収集手順書

1. 実施前確認

- 1) 実施時間：操作時間は1ケース約30分とする。
- 2) 体制
- 3) 使用機材：再生装置、データシート

2. 実施手順

- 1) 事前に、下記を確認する。
 - ①再生装置の収録画面、マイクが適切な配置であること。
 - ②シミュレータ計算機、制御室時計、ビデオ装置の時計を合せること。
*時計を合せることが難しい場合、シミュレータ時刻と制御室時計／ビデオ装置のずれ時間を記録しておく。
- 2) 試験条件、初期データを記録する。
- 3) シナリオを設定後、シミュレータをRUN状態とし、事象をスタートさせる。
*事象は可能な限り「きりの良い時刻（例えば“20分00秒”や“35分00秒”等）」にマルファンクションがスタートできるように、タイミングを考慮して実行する。
- 4) 主任はプラント状況を判断し、必要な対応操作を指示する。
*手順書等指示に必要な資料はBWRタイプ運転訓練シミュレータの資料を標準とし、当該資料でカバーできない部分はモデルプラントのものを使用する。
*外部連絡は最低限でよい。
- 5) 操作員は指示に基づき、操作及び監視を行う。
*主任の指示や判断に必要と思われる状況は積極的に報告してよい。
*操作の開始、操作の終了は明確にコールする。
*可能であれば、手を上げるなど発言していることがビデオ観察者にわかるようにする。
- 6) 観察者は主要な操作の時刻を記録し、観察者の立場での判断タイミングとのずれを記録する。時刻は分単位で記録する。
- 7) 対応終了後、再生装置データ保存を確認し、シミュレータ操作トレンドを出力する。

最終的に、BWR4型及びBWR5型の運転訓練シミュレータを使用したデータ収集については、シナリオc. 及びシナリオd. それぞれについて、2つの異なる操作チームによるデータ収集を実施し、計8ケースのデータを収集した。また、ABWR型の運転訓練シミュレータを使用したデータ収集については、シナリオa.、b.、c.、d. の4種のシナリオについて、それぞれ2つの異なる操作チームによるデータ収集を実施し、計8ケースのデータを収集した。

(3) データ収集結果の考察

結論としては、ガイドライン(案)に基づいてABWR型運転訓練シミュレータにおいても、また許容診断時間が24時間程度の長時間シナリオについても、人間信頼性データの収集が行えることが分かった。個々の事例については、以下のような知見が得られた。

- 「S/P 水位高」信号発生をトリガーとする「RCIC 水源手動切替」操作については、全6ケースのデータ収集のうち、実施されたのはBWR4型運転訓練シミュレータについての1ケースのみであった。ただし、データ収集中の発話やデータ収集終了後の聞き取り調査等から、手動切替操作を実施しなかった5ケースのうちABWR型運転訓練シミュレータで実施した2ケースを除く3ケースでは、「S/P 水位高」信号の発生を検知・確認していたことが分かった。しかし、原子炉水位の維持等の他に優先させるべき操作と比べて、「S/P 水位高」信号発生をトリガーとする「RCIC 水源手動切替」の優先順位が低いという判断がなされたために、当該手動切替操作が後回しにされ、結果としてデータ収集終了時刻（事象発生後30分経過）までには「RCIC 水源手動切替」操作が実施されなかった。また、ABWR型運転訓練シミュレータの2ケースはともに対応操作を失念したために水源手動切替が実施されなかった。

2 BWR用運転訓練シミュレータを使用して収集した人的過誤データの分析

2.1 目的

本作業は、人間信頼性データベースの整備に当たって、昨年度改良を実施した「人間信頼性データ収集・評価ガイドライン(案)」に基づいて実際にBWR型運転訓練シミュレータを使用して収集した人的過誤データの分析を行うことを目的とする。

2.2 概要

BWR型運転訓練シミュレータを使用して収集したデータの分析を実施し、ガイドライン(案)に基づいて人的過誤データの抽出・分析・評価が実施できるかどうかを確認した。確認の結果、ガイドライン(案)に基づいてABWR型運転訓練シミュレータや長時間シナリオについても人的過誤データの抽出・分析・評価を行うことが可能であることが分かった。

2.3 実施結果

2.3.1 データ分析

BWR型運転訓練シミュレータを使用して収集した16件のデータ(ABWR型運転訓練シミュレータを使用したものが8件、BWR5型運転訓練シミュレータを使用したものが4件、BWR4型運転訓練シミュレータを使用したものが4件)の分析を実施した。

(1) 発話データの抽出

収集データのうち、運転訓練シミュレータと連動するビデオ装置で収録した操作状況ビデオ映像データ(動画及び音声)から発話データを抽出した。

(2) シナリオとの照合

発話データから事象発生時の操作員の操作及びプラント状態を抽出し、下記観点での分析を実施した。

- シナリオとの比較による主要操作実施有無
- 誤操作・誤判断の有無
- 予期しない行動の有無

データ収集を実施した16件のうち、シナリオc. の「RCIC 水源手動切替」が実施されなかった5件を除く11件において、シナリオに記載されている対応操作が実施されていることが確認できた。抽出した発話データ等とシナリオとの照合結果の例を表2. 1～表2. 3に示す。また、照合する際に使用した主要操作の実施の有無の判断基準を表2. 4に示す。照合結果より、概ねシナリオ通りの時間に事象が収束に至っていることを確認した。分析結果のまとめを表2. 5に示す。

(3) 計測ポイントの抽出

各データ収集に対して、認知・判断を実施したと判断した時間(時刻)の計測ポイントを抽出した。抽出に当たっての課題として、「シナリオd. 」の「評価対象タスク」に関して、「操作・認知のトリガーとなるべき事象の発生」よりも、その結果として生じるべきである「操作・認知」の方が時間的に早くなってしまうという逆転現象が発生した。その理由は以下の通りである。

- 今回は、「停止(フリーズ)状態のシミュレータを用いた 10 分間の状況確認時間を設ける」というデータ収集方法を用いた。
- この場合、「操作・認知のトリガーとなるべき事象の発生(今回のケースでは「格納容器温度の格納容器スプレイ作動設定値への接近」という事象の発生)」は実際にシミュレータを起動(ラン)した時刻以降となる。
- しかし、6ケース全てで、シミュレータの起動(ラン)前の 10 分間の状況確認時間の中で「操作・認知(今回のケースでは「格納容器温度」がスプレイ作動設定値に到達したら格納容器スプレイを手動起動する必要があるという認知)」が実行されてしまった。そのため、結果として「認知・操作」がその「トリガーとなる事象の発生」よりも時間的に早くなった。

表2.1 BWR4:シナリオc.の発話データ等とシナリオの照合結果例

ビデオ時間 時間 秒	試験結果(発話要旨)	発話元 ※1	照合No	想定シナリオ		照合結果 ※2	
				時間	シミュレータ挙動		想定対応操作
9:02	5 給水流量制御系異常	R	1	0分 20秒 30秒 8分 20分	給水制御信号低(0%) (自動モード異常) ・「給水制御系異常」警報発生 原子炉スクラム ・原因:原子炉水位低L-3 格納容器内漏えい ・原因:液相漏洩(再循環ポンプ 吸込配管漏えい(1.0%)) ・挙動:格納容器圧力上昇 「格納容器圧力高」(13.7kPag) ・86G2動作 原子炉水位低(L-2)到達 ・MSIV閉 ・RCIC起動 ・HPCI起動失敗 原因:蒸気加減弁閉固着 ・挙動 格納容器圧力上昇継続 格納容器内温度上昇継続 圧力抑制室水位上昇継続 原子炉圧力低下(漏えいによる)	・主制御器「手動」増操作 ・原子炉水位維持操作 ・格納容器圧力高の確認 ・「格納容器圧力制御」手順の実施 * S/P圧力の確認 * D/W温度の確認 ・S/P冷却 ・注水系確認 * RCICによる注水確保 * 給水系による注水 ・H/Wレベル低下 ・「水位確保」手順の実施 * 注水系復旧 ・「減圧冷却」手順による減圧 * 逃し安全弁開 (状況により実施可能性有)	13B 17B 7A B 18B 25A D A 33A 38A 57A B 43B D D
	10 コンデミ故障	T	2				
	13 給水流量0	R	4				
	16 原子炉スクラムしました	主	5				
	21 発電機出力低下	T	6				
	22 格納容器圧力高	補	7				
	35 ECCS作動しました	補	8				
	39 タービントリップ成功しました	T	9				
	44 MSIV閉	主	10				
	54 水位、圧力確認して下さい。	主	11				
	59 DGLランニング	T	12				
	30 水位-1700、L-2	補	13				
	9:03	44 炉圧6.2MPa上昇	R				
48 SRNM 7	R	15					
9:04	6 炉水位1800	主	16				
19 水位はRCIC入っています	主	17					
25 D/W70KPa	補	18					
35 復水器使えます。	T	19					
48 空間温度100°Cです。	主	20					
9:05	0 水位低下していますね。	主	21				
14 エリアモニタ上昇なし	補	22					
30 タービン現場確認	T	24					
42 D/W圧力90KPa、温度107°C、炉圧7.27	主	25					
9:06	7 タービン危険域入りました	T	26				
15 水位-2700	補	27					
19 HPCI入れてみてください。	主	28					
55 HPCIラインは出来ていますが、注入弁が開きません。	補	29					
9:07	5 HPCI吐出圧0、原因不明です。	補	30				
35 HPCIはダメ。	主	31					
40 タービントリップは86G2です。	T	32					
45 RCIC定格運転中	補	33					
9:08	3 水位-3000	R	34				
7 D/W圧力120k、温度115°C	主	35					
35 HPCPは使えますか?MDは?	主	36					
55 HPCP2台RUN	T	37					
MD2台使えます。	R	38					
57 水位回復してきました。	R	39					
HPCIの原因は加減弁全閉	補	40					
9:09	40 FCV動作せず。	主	41				
57 タービン油ポンプ起動	T	42					
9:10	15 HPCI現場確認	主	43				
40 水位燃料域で0	補	44					
9:11	15 D/W空間温度118°CになってきましたのでD/Wスプレイの準備をして下さい。	主	45				
30 D/Wスプレイ弁バイパス弁、バイパス	補	46					
33 炉水位はどうですか?	主	47					
2700mmでギリギリ安定しています。	R	48					
9:12	16 D/W125°C、圧力140	補	49				
45 トーラス温度25°C、冷却開始します。	補	50					
9:13	50 水位が-2800、D/W圧力140、温度120°C。PCPに入っています。	主	51				
9:14	10 トーラス水位高。原子炉水位は燃料域-300	補	52				
33 トーラススプレイ開始	補	53					
9:15	14 RHR熱交バイパス弁全閉	補	54				
44 蒸気器加熱蒸気圧力高/低	T	55					
57 復水移送ポンプ吐出圧低	T	56					
9:16	10 H/W水位-20	T	57				
9:18	56 D/W圧上昇鈍ってきました。	補	58				
3 水位回復、給水停止	R	59					
10 L-2クリア	R	60					
9:22	27 水位が急に上がったね。	主	61				
30 復水器H/W水位低	T	62					
35 給水絞って	主	63					
9:23	0 TD吐出弁閉め忘れていました。	R	64				
55 未臨界です	R	65					
9:25	29 HPCI圧力抑制室水位高	補	66				
33 PLRポンプA隔離	R	67					
39 +13cm水源切替中	補	68					
52 RCICも切替えて下さい。	主	69					
9:26	45 HPCI、RCIC水源S/P切替えました	主	70				
9:30	24 終了	主					

誤操作または誤判断と思われる

※1発話元

主:主任
R:原子炉操作員
T:タービン操作員
補:補機操作員

※2照合結果

照合No+判定結果※3

※3判定結果

A:実施と判断
B:明確には確認出来ないが実施と推測
C:確認が必要
D:未実施または不明

表2.2 BWR5:シナリオd.の発話データ等とシナリオの照合結果例

ビデオ時間	時間 秒	試験結果(発話要旨)	発話元 ※1	照合No	想定シナリオ		照合結果 ※2	
					時間	シミュレータ挙動		想定対応操作
9:19	41	M/D-A吸込流量警報発生	R	1	-	[初期状態任意#22に格納容器蒸気相漏洩3.5%で20分継続後の状態を作成し、設定する]	引継ぎ書の確認 ・推定原因(PCV内漏洩) ・スクラム時刻 ・スクラム後のプラント状態(原子炉、T/G、安全系) ・実施した主要な操作	-
		ミニフロー全開します。	R	2				
		吸込流量低クリア復水流量上昇確認	R	3				
9:20	9	圧力低下してるね。	主	4				
		圧力4.2。原子炉水位も下がっています。	R	5				
		SR弁は全弁閉です。	補	6				
		タービンH/W水位注意して。	主	7				
		現在-27mm	T	8				
		補給してると引継ぎ簿に書いてあったけど。	主	9				
		バイパス弁は全開です。	T	10				
9:21	15	D/W圧力、S/P圧力上がってます。	補	11				
		炉圧低下が早いですね。	R	12				
		PLR隔離して	主	13				
		吐出弁と注入弁閉めます	補	14				
		M/D-B停止って書いてあったけどトリップしてるな。	R	15				
		ブリード閉動作中確認	補	16				
		M/D-A400Tで給水	主	17				
9:22	30	原子炉水位低警報クリア現在800	R	18				
		S/P圧力160kPa(g)	補	19				
		D/W温度上昇中。現在159℃	補	20				
		MSIV閉トリップバイパス警報発生	R	21				
		炉圧が4.1。炉圧下がっています。	R	22				
		主蒸気流量140~150T出てます。	R	23				
		MSIV閉	主	24				
9:23	30	SJAE停止確認	T	25				
		M/D-B軽故障出ている。	R	26				
		D/Wサンブ液位高	補	27				
		スプレイ準備	主	28				
		RHR S/Pスプレイ入れます。	補	29				
		報告遅れました。給水制御器軽故障出ているので調査します。	R	30				
		調査します。	R	31				
9:24	22	炉圧は低下中。主蒸気流量は150T	R	32				
		給水と主蒸気バランスしてる感じなので継続的に何か漏れてるね。	主	33				
9:25	15	D/Wスプレイ準備	主	34				
		D/W温度165℃上昇継続	補	35				
		S/P温度40℃	主	36				
9:26	10	スプレイ開始	主	37				
		圧力低下確認	主	38				
		14kPa以下になったら閉めて	主	39				
		温度170から130まで低下確認	主	40				
		バキュームブレーカ開いてるみたい。	主	41				
9:27	17	格納容器圧力、温度はそれで維持しよう。	主	42				
		D/W圧力50kPa(g)	補	43				
		D/W圧力23kPa	補	44				
9:28	20	D/Wスプレイ絞って	主	45				
		D/W温度高警報クリア	補	46				
		D/W温度67℃D/W圧力17kPa(g)	補	47				
		D/Wクーラー入口空気温度高クリア	T	48				
		D/Wスプレイ停止しました。今S/Pスプレイだけです。	補	49				
9:29	5	継続的に漏れてるからまた上がってくる	主	51				
		N/Rがオーバースケールしました。また閉めますね。	補	52				
		MSIV Aライン外側全開表示になっている	T	53				
		閉め忘れです。確認ミスです。	補	54				
9:30	0	外側閉めます。全閉	補	55				
		それは関係なさそうだね。	主	56				
		炉圧低下に伴って主蒸気下がっているだけです	R	57				
		隔離弁全部閉まっているか確認して下さい。	主→T	58				
9:31	56	スプレイ増加により圧力低下中	補	59				
		0	スプレイを見ながら減圧するしかないか?このままだとH/Wから原子炉給水するだけなの	主				
9:32	50	格納容器圧力継続監視	主	61				
9:32	30	終了						

誤操作または誤判断と思われる

※1発話元

主:主任
R:原子炉操作員
T:タービン操作員
補:補機操作員

※2照合結果

照合No+判定結果※3

※3判定結果

A:実施と判断
B:明確には確認出来ないが実施と推測
C:確認が必要
D:未実施または不明

表2.3 ABWR:シナリオa. の発話データ等とシナリオの照合結果例

ビデオ時間	試験結果(発話要旨)	発話元 ※1	照合 No	想定シナリオ		照合 結果 ※2
				時間	シミュレータ挙動	
17:14	24 給水全停	R	1	0分	全給水喪失発生 ・原因: 吸込み圧力低による復水ポンプ全停止 ・挙動: 原子炉水位低下	
	28 手動スクラム指示	主	2			
	36 CR全挿入なっています	R	3			
	38 RCIC起動	主	4			
	44 全ATWS	R	5			
	46 スクラム弁は?	主	6			
	51 出力50%上昇中	R	7			
17:15	02 スクラム弁動作していません。	R	8	1分	原子炉スクラム ・原因: 原子炉水位低(L-3) ・挙動: 全制御棒挿入挿入失敗 ・原子炉出力: 70%	「反応度制御」手順による操作 * S/P温度の監視 * 水位低下操作
	08 RIP全ランバック確認	主	9			
	21 タービントリップ	T	10			
	28 水位はどうですか?	主	11			
	31 水位低下中	R	12			
	HPCFを起動して下さい。	主	13			
	L-1	R	14			
17:16	53 水位確保	主	15	2分	MSIV閉 ・原因: 原子炉水位低(L-1.5) ・挙動: MSIV閉鎖、RIP全台停止、EC CS作動	
	減圧してHPCF注入量増やします。	主	16			
	05 SR弁自動で動作しています。	R	17			
	13 SR弁手動で3弁開けて下さい。	主	18			
	22 タービンMSIV閉対応	T	19			
	26 HPCP A電気故障	T	20			
	HPCP C起動していない。	T	21			
17:17	54 原子炉水位燃料域-1100	R	22	3分	逃し安全弁作動 S/P水位、水温上昇 SLC起動領域到達	S/P冷却 ・SLC起動<評価タスク>
	炉圧6.3MPa	R	23			
	-300をTAFの判断基準とします。	主	24			
17:18	09 HPCS流量は炉圧低下に伴い上昇	主	25	4分	原子炉水位低(L-1維持不可) 原子炉出力低下の確認	「反応度制御」手順による操作 * 制御棒手動挿入操作 ・「反応度制御」手順による操作 * 水位低下~維持操作 * 原子炉減圧 低圧注水系による水位回復
	16 タービンは安全停止確認後、制御棒挿入を手伝って下さい。	主	26			
	21 S/P温度高発生	R	27			
	27 S/P冷却開始。...忘れてた。	主	28			
	34 S/P水温はどれくらい?	主	29			
	37 CR挿入操作開始します。	T	30			
	40 S/P温度47℃	R	31			
	50 SLC注入して下さい。	主	32			
	54 SLC A起動しました	R	33			
	17:19	37 現在APRM出力16%上昇中	R			
57 水位上昇確認		R	35			
59 CR挿入開始		R	36			
06 APRM9%下降中		T	37			
17:20	09 D/W圧力9.8	R	38			
	16 S/Pスプレイかけてもらえますか	主	39			
	24 L-1行ってD/W圧力高によりADS動作するかも知れません。	R	40			
	31 ADS起動阻止して下さい。	主	41			
	41 水位回復確認	主	42			
	52 水位はL-2付近で操作して下さい。	主	43			
	56 L-1クリア	T	44			
17:21	26 S/P冷却とスプレイ入れてください。	主	45			
	28 APRM2%	T	46			
17:22	24 現在原子炉圧力3MPa	R	47			
	31 3MPaで維持して下さい。	主	48			
17:23	06 SR弁1弁開けて下さい。	主	49			
	41 出力はSRNMでレンジ5	T	50			
	46 HPCF B注入絞ります。	R	51			
17:24	49 順調に出力下がっています。	T	52			
	04 L-2クリア	R	53			
	HPCF C注入絞りました。	R	54			
17:25	26 SR弁全開して下さい。	主	55			
	プラント状態確認		56			
	原子炉出力0%		57			
	炉圧2.6MPa		58			
	水位W/R-750mm		59			
	注入はRCICのみでコントロール		60			
	CR手動操作中		61			
SLC注入中		62				

誤操作または誤判断と思われる

※1発話元
主: 主任
R: 原子炉操作員
T: タービン操作員
補: 補機操作員

※2照合結果
照合No+判定結果※3

※3判定結果
A: 実施と判断
B: 明確には確認出来ないが実施と推測
C: 確認が必要
D: 未実施または不明

表2.4 主要操作の実施の有無の判断基準

主要操作実施有無判断の際の確認項目		該当シナリオ	判定基準
対応操作	実施有無判断の際の確認項目		
1 主制御器「手動」増し操作	「給水流量制御系異常」警報確認後、水位を確認している場合は、実施と推測してよいか。	PCV漏えいRCIC切替	水位の状態が確認出来れば実施と推測。 左記の判断とする。
2 原子炉水位維持操作	給水系もしくは注水系の起動が確認できる場合は、実施と推測してよいか。		
3 S/P圧力の確認	D/W圧力及び原子炉圧力の確認を実施している場合は、実施と推測してよいか。		
4 「水位確保」手順の実施もしくは注水系復旧	この様に記載されている場合は、どちらか片方が確認できる場合は、もう片方は確認できずとも実施と推測してよいか。	PCV漏えいRCIC切替	左記の判断とする。
5 原子炉手動スクラム	自動スクラムされた場合は、どう判断するか。		
6 RHR D/Wスプレイモード切替完了確認	圧力が下降していることが確認できる場合は、実施と推測してよいか。	PCVスプレイ(RHR)	D/W圧力及びD/W温度の降下が確認出来れば実施と推測。 D/W圧力及びD/W温度が確認出来れば実施と推測。
7 「格納容器圧力制御」手順の実施	圧力(D/W圧力、原子炉圧力、等)の状態が確認できる場合は、実施と推測してよいか。		
8 低圧注水系による水位回復	低圧注水系による水位回復が確認できずとも、その他(高圧系等)にて水位回復が確認できれば実施と推測してよいか。	ATWS	低圧注水系が確認できない場合は、低圧注水系による水位回復は実施しなかったと判断。
9 「水位確保」手順の実施もしくは注水系復旧	水位回復が確認出来れば実施と推測してよいか。	PCV漏えいADS失敗	・水位回復が確認出来れば水位確保実施と推測する。 ・現場への復旧確認が出来れば注水系復旧実施と判断する。

表2.5 分析結果のまとめ

シミュレーションの事象	BWR4				BWR5				ABWR							
	シナリオc. RCIC切替	シナリオd. POVスプレイ(RHR)	シナリオc. RCIC切替	シナリオd. POVスプレイ(RHR)	シナリオc. RCIC切替	シナリオd. POVスプレイ(RHR)	シナリオc. RCIC切替	シナリオd. POVスプレイ(RHR)	シナリオa. ATWS	シナリオb. POV漏えい ADS失敗	シナリオc. RCIC切替	シナリオd. POVスプレイ(RHR)	シナリオa. ATWS	シナリオb. POV漏えい ADS失敗	シナリオc. RCIC切替	シナリオd. POVスプレイ(RHR)
原子炉操作員が原子炉水位回復のため給水停止したが、T/D吐出弁を閉め忘れていた。水位高上昇に主任が気づき操作を指示。	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無
誤操作・誤判断と思われる事象の有無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無
誤操作・誤判断によるその後の運転への影響の有無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無
シナリオと異なる操作の有無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無
終了目安※1	A	B	A	B	A	B	A	B	C	D	A	B	C	D	A	B
確認の有無	確認できた	確認できた	操作は実施されず、確認できなかった	操作は実施されず、確認できなかった	操作は実施されず、確認できなかった	操作は実施されず、確認できなかった	操作は実施されず、確認できなかった	確認できた	確認できた	確認できた	確認できた	確認できた	確認できた	確認できた	操作は実施されず、確認できなかった	確認できた
指示・操作時の音声がかかっていないか	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無
各操作員の音声は聞き取れるか	聞き取り可能	聞き取り可能	聞き取り可能	聞き取り可能	聞き取り可能	聞き取り可能	聞き取り可能	聞き取り可能	聞き取り可能	聞き取り可能	聞き取り可能	聞き取り可能	聞き取り可能	聞き取り可能	聞き取り可能	聞き取り可能
映像から操作員の操作が確認可能か	確認可能	確認可能	確認可能	確認可能	確認可能	確認可能	確認可能	確認可能	確認可能	確認可能	確認可能	確認可能	確認可能	確認可能	確認可能	確認可能
その他気付き事項	シナリオd.の別カメラの映像データ(シミュレータ停止中の映像)は途中で映像、音声は途切れている。	シナリオd.の別カメラの映像データ(シミュレータ停止中の映像)は途中で映像、音声は途切れている。	シナリオd.の別カメラの映像データ(シミュレータ停止中の映像)は途中で映像、音声は途切れている。	シナリオd.の別カメラの映像データ(シミュレータ停止中の映像)は途中で映像、音声は途切れている。	シナリオd.の別カメラの映像データ(シミュレータ停止中の映像)は途中で映像、音声は途切れている。	シナリオd.の別カメラの映像データ(シミュレータ停止中の映像)は途中で映像、音声は途切れている。	シナリオd.の別カメラの映像データ(シミュレータ停止中の映像)は途中で映像、音声は途切れている。	シナリオd.の別カメラの映像データ(シミュレータ停止中の映像)は途中で映像、音声は途切れている。	シナリオd.の別カメラの映像データ(シミュレータ停止中の映像)は途中で映像、音声は途切れている。	シナリオd.の別カメラの映像データ(シミュレータ停止中の映像)は途中で映像、音声は途切れている。	シナリオd.の別カメラの映像データ(シミュレータ停止中の映像)は途中で映像、音声は途切れている。	シナリオd.の別カメラの映像データ(シミュレータ停止中の映像)は途中で映像、音声は途切れている。	シナリオd.の別カメラの映像データ(シミュレータ停止中の映像)は途中で映像、音声は途切れている。	シナリオd.の別カメラの映像データ(シミュレータ停止中の映像)は途中で映像、音声は途切れている。	シナリオd.の別カメラの映像データ(シミュレータ停止中の映像)は途中で映像、音声は途切れている。	シナリオd.の別カメラの映像データ(シミュレータ停止中の映像)は途中で映像、音声は途切れている。

※1終了目安
A: RCIC水源切替実施
B: RHR運転モードがD/Wスプレイモードに切替完了し、D/W圧力下降確認
C: 出力3%以下に低下し、炉水位TAFまで回復
D: 炉水位TAF以上回復

3 第二世代人間信頼性解析モデルの海外調査

3.1 目的

リスク情報を活用した原子力安全規制の実施に際し、「PSAの品質確保」のためには、評価に使用するデータベースの信頼性を高めるための取り組みが重要であり、我が国の実態を反映した人間信頼性データベースの整備が急務である。

平成 17 年度は、人間信頼性データベースの整備のため、第一世代人間信頼性解析モデルの整理と海外の人間信頼性データベースの調査、比較検討を行い、海外における人間信頼性データの動向を調査した。また、平成 18 年度は、それらの成果を踏まえ、第一世代人間信頼性解析モデルに関して、運転訓練シミュレータ等を使用した人間信頼性データの収集や収集したデータの利用の実態等について、海外動向調査を行った。

本作業では、将来的な「PSAの品質確保・品質向上」のために、第一世代人間信頼性解析モデルを高度化した第二世代人間信頼性解析モデルについて海外の動向調査を実施することによって、その内容や海外での使用状況について整理する。また、第二世代人間信頼性解析モデルに使用する人間信頼性データについて海外の動向調査を実施することによって、データ収集及びデータ利用の観点から重要となる事項を整理する。さらに、第二世代人間信頼性解析モデルに対するシミュレータ実験の貢献の現状の調査を実施することによって、我が国で整備する第二世代人間信頼性解析モデルのために実施するシミュレータ実験の実験方法等に関する知見を整理する。それらによって、データベースの信頼性を高めることを目的とする。

3.2 概要

第二世代人間信頼性解析モデルについて海外の動向調査を実施し、その内容や海外での使用状況について整理した。また、第二世代人間信頼性解析モデルに使用する人間信頼性データについて海外の動向調査を実施し、データ収集及びデータ利用の観点から重要となる事項を整理した。さらに、第二世代人間信頼性解析モデルに対するシミュレータ実験の貢献の現状の調査を実施し、我が国で整備する第二世代人間信頼性解析モデルのために実施するシミュレータ実験の実験方法等に関する知見を整理した。

3.3 実施結果

本作業は、文献調査、及び専門家から得た情報の整理に基づいて実施した。

3.3.1 海外の第二世代人間信頼性解析モデルの調査と比較整理

人間信頼性解析(HRA)で使用される第二世代HRAモデルについて海外動向調査を行い、我が国で整備する第二世代HRAモデルに使用する基本モデルの検討に資するために比較整理を行った。

(1) ATHEANA

ATHEANA は、過誤発生メカニズムに関する最新の知見を取り入れ、原子力発電所の事故やヒヤリ・ハット事象における人間の行動を現実的にモデル化し、HRA を改善することを目的に米国で開発された第二世代HRAモデルである。ATHEANA については NUREG-1624 Rev.2 で報告されているが、今回の調査でその内容に変更がないことを確認した。以下に ATHEANA の根幹をなす考え方や特徴を専門家の意見に基づいて簡潔にまとめる。

ATHEANA は、重大なヒューマンエラーはプラント状態、人的因子、その他の影響因子が組み合わせることによって生じる文脈(context)に依存して起こること、特にこうした影響すべてがプラントの運転要員の経験・知識ベースと大きく異なる文脈を生成した場合に過誤発生メカニズムの引き金となる、という考えに基づいている。過誤発生メカニズムの引き金となる文脈を「エラー強制文脈(EFC)」と呼んでいる。したがって、文脈を記述し、EFC を識別するための系統的な手順が ATHEANA 開発における主要な課題とされた。

ATHEANA の評価手順を以下に示す。

- ① PSAの観点からプラントの安全性を損なう可能性がある不安全行動を定義する(例えば、安全注入が必要な状態で「安全注入を停止する」)。
- ② 運転員の思考を支配する標準的な事故シナリオを設定する。

③ 以下の4つの視点から運転要員の経験・知識ベースとの齟齬が生まれる可能性を検討し、不安全行動を誘発する可能性が高い状況を探す。(下記⑤に示す式の P(不安全行動 | 過誤強制文脈) が 1 に近い過誤強制文脈を探すことを意味する)

- a. 訓練などを通してよく知っている標準的な状況と紛らわしい状況をもたらす機器設備故障の出現
- b. 明文化されていない運転慣習など
- c. 補助システムの軽微な故障をもたらす思いもよらない影響
- d. 不安全行動に結びつく可能性がある行動特性(全てを確認しないで代表的な情報だけで判断する傾向など)

④ リカバリーの可能性を検討する。

⑤ 不安全行動が発生する確率を定量的に計算する。確率は次のように分けて評価し、これらを掛け合わせて求める。

- a. ヒューマンエラーが発生しやすい状況(過誤強制文脈)が現れる確率上の状況で実際に不安全行動が行なわれる条件付き確率
- b. リカバリーの確率

$$P_{\text{ヒューマンエラー}} = P_{\text{過誤強制文脈}} \times P(\text{不安全行動 | 過誤強制文脈}) \times P_{\text{リカバリー}}$$

※ ヒューマンエラーが発生しやすい状況は、プラント機器設備の故障発生確率と運転慣習などの人的背後要因の組み合わせで表現される。前者は客観的なデータに基づいて評価可能である。

ATHEANA は事例分析にもHRAにも用いることができる。ATHEANA のガイダンスの中には保守に係る人的過誤事象(HFE)への対応に適用できると考えられるものがあるが、特に保守のためのガイダンスは示していない。これまでに重視されて来たのは運転に係るHFEの分析であった。

ガイダンスは概ねHFEの識別とモデル化を目指し、特に分析するHFEのシナリオ関連の文脈を

理解することを重視している。ATHEANA は、PSF (Performance Shaping Factors: 人間行動因子) を事前に定量化係数とともにリスト化して利用する形としていない。対応するHEP (Human Error Probability: 人的過誤率) の定量化を ATHEANA プロセスによって導かれる最も該当する文脈情報に基づいて行なうという、専門家の判断を中心とするアプローチを取っているためである。ただし、PSFの範囲についてガイダンスを示している。また、利用にあたっては、対象となる操作に最も熟知していると思われる要員(プラント運転スタッフ、訓練スタッフなど)を使ってHEPを推定することを推奨している。

ATHEANA の枠組みは、HFEをPSAモデルに組み込むという点で標準的なPSAの枠組みに合致するものである。ATHEANA の主な利点は、分析対象のHFEに関連する文脈を詳細に把握し、ひいては当該HFEの最大の起因となり、推定HEPを左右する可能性の高い影響を識別することであると考えられる。

しかし、ATHEANA は詳細であるが故に、実践上は相当の実務知識又は経験がなければ利用することができず、本格的なPSAモデルに関するすべてのHFEの評価に利用される可能性は少ない。したがって、このような詳細な評価が求められるPSA又はHRAにおいては、ごく少数の重要なHFE についてのみ使用されると思われる。

更新中の ATHEANA のユーザーガイドでは、試験運用から得た教訓に基づいて、文脈識別のプロセスを NUREG-1624 より分かりやすい説明に変え、NUREG-1624 にはなかった専門家の判断による定量化プロセスに関するガイダンスを追加することになっている。

ATHEANA ではPSFの活用方法が他の多くのHRA手法とはかなり異なっている。すなわち、事前にPSFリストがあり、それを分析者が検討してHEP推定値を調整する(それも事前に設定された乗係数を使う場合が多い)ということがない。その代わり ATHEANA は、文脈を構築するプロセスによって、対象である人的活動にとって最も関連性の高いPSF及びプラント条件は何であるかを識別する。このプロセスのひとつが、プラント条件を調査して、難しい文脈を生み出しそうなものはどの条件であるか、これら条件がトリガーとなりうるPSFは何であるかを判断する。従って、分析者は、考えるプラント条件から見てHEPの推定値に与える影響が最も大きいと判断したあらゆる(肯定的もしくは否定的)PSFを考慮することができる。そのため、手法の一部として予め固定されたPSFではなくて、検討すべきPSFは総合的な文脈の作成から得られることになる。

HEPの推定で使われる専門家の情報抽出プロセスでは、この文脈情報を利用して各HEPの最良推定値を判断する。

ATHEANA は第一世代HRAに対する補完的位置付けを与えられている。ATHEANA が利用、あるいは参考にされた事例は次のとおりである。

- PTS (Pressurized Thermal Shock:加圧熱衝撃／実施者 NRC)
- 火災リスク評価
- Yucca Mountain のリスク評価(実施者 SAIC)
- 化学兵器の破壊作業のリスク評価(実施者 DOD)
- NFPA Standard NP-805 で原子力発電所の火災の影響評価に ATHEANA の考え方が参考(実施者 NFPA)

現在のところ ATHEANA に関する具体的な将来計画はない。ただし、HERA の使用マニュアルのベースに採用される可能性と、EPRI のHRA Calculator に含まれる可能性がある。

ATHEANA の利用に関する専門家(意見を聴取した ATHEANA の開発関係者、NRC のHRA関係者、及び ACRS の関係者)の考えは、以下のようにまとめることができる。米国のPSA/HRAの実務者がこれらの考えを共有しているとは言えないが、PTS、火災PSA他の新たな評価対象において第二世代HRA(ATHEANA)が適用されつつあり、実態として以下の考え方に沿った動きが見られつつある。

- ET(Event Tree)、FT(Fault Tree) を基礎とする現行のPSAで導かれる人間信頼性評価シナリオはあまりにも単純で、実際に起きる事故からかけ離れている。つまり、現行のPSAは人間信頼性を評価する基盤としては不十分である。これに起因して、第一世代HRAでは現実には起きる複雑な事象を評価することは難しいという認識に基づき、第二世代HRAを補完的に活用することが必要である。
- 米国の現実から考え、設計想定事象を起因事象とするレベル1PSAに実際に使用するHRAには引き続き第一世代HRAを適用する。これに加えて、火災PSAなどの複雑な事象には第二世代HRAを適用して現実的な評価を行う。これには ATHEANA を用いる。
- このように第一世代HRAを包括的手法、第二世代HRAを補完的手法と位置付けた場合、第二世代HRAの実施に大きなコストや能力が必要なことから、実務者は第二世代HRAの実施に積極的ではないようである。しかし、実務者は現行のPSAと第一世代HRAの限界をよく認識し、第二世代HRAを有効に活用し、PSAの品質を改善すべきである。

さらに、手法の改善に関する専門家の考えは以下のようにまとめることができる。

- ATHEANA を改良したり、全く新たな第二世代HRA手法を開発する考えも動きもない。第一世代HRAについては改善に努めること、第二世代HRAについては実務に導入することが目標である¹。
- 第一世代HRAについては、様々な手法から適切なものを選択する、あるいは集約を図り、THERP に基づく現行HRAを改善する。SPAR-H が候補である。
- 第二世代HRAについては、実務者にとって使いやすい環境づくりが必要である。使用マニュアルの充実などである。また、データベースの充実も必要である。HERA の改善にATHEANA の枠組みを利用する動きは、これに沿った動向である。

(2) SPAR-H

SPAR-H は保守及び運転時のHFEのHEPを算出する簡易HRA手法である。

1999 年以来、NRC は重大事故シーケンスの前兆である事象・状態を識別するなど、リスク情報を活用した規制活動へのインプットとして SPAR-H を利用している。初期バージョンの SPAR-H 手順はスクリーニング値が控えめであったが、1999 年以来 SPAR-H 手法が改良されて、HFE区分ごとに詳細な「最良推定値」が得られるようになっている。

SPAR-H はHFEを診断失敗と操作失敗に分け、二つのエラータイプを別個に定量化する。名目HEP(Nominal HEP:PSFの影響が考慮されていない場合の人的過誤率)は、「診断HFE:0.01」、「操作HFE:0.001」となっている。「操作HFE:0.001」は、他の手法の一般的な数値よりも低い。SPAR-H は名目HEPを調整して、8 つのPSFそれぞれの影響を反映する。8 つのPSFは十分に範囲が広いと見られ、HRAの適用で直面する多くの状況に対応することができると思われる。評価にあたっては、定められたガイダンスに従って、PSFごとに係数を選び、名目HEPにこの係数をかける。

パフォーマンスを高めるPSF(肯定的PSF)は名目HEPを下げ、パフォーマンスを低下させるPSF(否定的PSF)は名目HEPを上げる。8 つのPSFは互いに独立していないが、分析者がこの問題に定量的に対応できるようなガイダンスは示していない。ただし、SPAR-H では、複数のPSFを適用するとHEPが 1 より大きくなる可能性があるため、3 つ以上の否定的PSFが存在するときのために調整係数を用意している。調整係数は最終的に得られるHEPが 1 より大きくなるようにするもので、

¹ NRC は OECD ハルデン炉プロジェクトと共同でHRA のベンチマーク・プロジェクトを行っている。その背景は、RIR を推進するにあたり、HRA 手法を絞り込みたいとの意図(より端的には必要性)がある。

相互作用のあるPSFを二重に算入することを軽減する観点からも有用である。

SPAR-Hは、基本的にTHERP用に開発された5段階の依存性モデルを使って、HFEの間の相互依存性のモデル化ができるようにしている。SPAR-Hではリカバリーファクターは、主にPSFと依存性の評価を通して考慮される。

SPAR-Hによって推定される最終HEPは平均値として扱われ、不確実性の分布はこの平均値を制約条件として得られる。HEPにおける不確実性分布はベータ分布として示す。SPAR-Hには第一世代HRAの改善版として位置付けられている。専門家による意見交換等が進められており、段階的にTHERPを代替する手法として適用事例が現れるものと思われる。

(3) MERMOS

MERMOSは、フランス・EdFがこれまで蓄積してきた経験から生まれた第二世代のHRA手法である。もっとも重要な認識は、個々の人的過誤だけでは運転員チームが事故時に原子炉の制御に失敗する理由を説明することはできないということである。第二の重要な認識は、技術的には信頼性の高いシステムに関する作業についてチームワークが求められる状況下でのヒューマンエラーに関するものである。

運転員に与えられる指示にはしばしば矛盾がある。例えば、運転員は手順に忠実に従うことと、自分の判断で率先して行動することの両方を求められる。こうした問題を克服するため、MERMOSではヒューマンエラーを集団との関わりで捉えている。そして、「CICA (Configuration / Caractéristique Importante de la Conduite Accidentelle の略)」という概念を用いて、一貫性のある行動への固執としてヒューマンエラーを説明する。この概念を明確化させると同時に、こうした文脈に基づくものとしてヒューマンエラーを定義し直すことを目的に、原子力発電所にふさわしい、新たな一般的な組織信頼性モデルとして提案している。

以下にMERMOSの評価手順を示す。

- ① PSAの観点から、問題が生じるとプラントの安全性が損なわれる可能性がある人的ミッションを定義する。(例えば、安全注入が必要な状態であれば「安全注入の継続」が遂行すべき人的ミッションとされる。)

- ② 該当する運転の局面に関連する「CICA」を見つける。(例えば、全給水喪失によるヒートシンク喪失時に「給水系が復旧する見通しがある場合はできる限りフィードアンドブリード運転の実施を遅らせる」といったことが「CICA」)
- ③ 不適切にもかかわらず、「CICA」を長時間そのままに止めさせる原因となる状況因子を検討して、失敗に至るシナリオを創造的に検討する。(状況因子に関する知識は、運転訓練シミュレータを用いて実験的に収集したデータに基づいている。)
- ④ ヒューマンエラーが発生する確率は、「失敗シナリオに該当する状況が現われる確率」と「状況が現われた上で「CICA」が現われる条件確率」と「CICA」が現われた上で失敗に至る条件確率」に分けて評価し、これらを掛け合わせて求める。

MERMOS の特徴のひとつは「CICA」である。この概念は、シミュレータ訓練の観察から生まれたもので、Jean-Daniel Reynaud の社会規制理論の考え方に立脚している。MERMOSは、運転員、手順及びインタフェースからなる“運転システム”に注目することにより、人間(運転当事者)の視点から運転の管理を説明するものである。これは、多くの場合適切に機能している運転システムが、ある場合にはヒューマンエラーをもたらすことが有り得るとする見方である。そこでは、以下のように基本的な仮説が立てられている。

- 個別のヒューマンエラーは重要ではない。プラントは多重防護を備えており、単一のヒューマンエラーの影響をくいとする冗長性を持っている。例えば、運転員による手順ミスは他の運転員又は監督者が各自の操作手順の実施において異常を検知し、修正される可能性がある。操作手順の内容が不十分であったためにチーム全体が操作ミスに関与したのであれば、この操作は単純な手順実施上のエラーと見ることはできない。むしろ、状況の特殊性によってそれなりの理由があって実施した、意識的な操作がエラーとなり得る。この操作は元来チームの一人が犯した一つのヒューマンエラーが発端だったかもしれないが、それだけでは原因にはならない。
- 「CICA」を使ってシステムの経時的な運転状況を説明できる。「CICA」が発生する条件を決定するのは文脈である。故障につながる「CICA」を発生させる文脈の要素には、無作為の軽微な事象(表示器などのコンポーネントの故障)、チーム内のばらつき(訓練、経験、操作スタイルなど)、当該事故の発生当初からの進展履歴(事象の発生順序、他の先行事象など)がある。したがって、当該シナリオが発生する確率は、文脈要素と「CICA」発生が同時に存在

する確率である。このため故障が起きる確率は、不適合な「CICA」が状況に適合した形で正しく再構成されることなく故障が発生するまで存続する確率に支配される。

EdF は、レベル1PSAにおけるHRAに THERP に基づく第一世代を適用していたが、現在は、保守HRAを除き全面的に MERMOS に切り替えている。米国 NRC が ATHEANA に対して第一世代 HRAを補完する役割しか与えていないことと対照的である。N4 プラントを皮切りに、全てのプラントのレベル1PSAに MERMOS が適用されている。

EdF が MERMOS を開発した理由と NRC が ATHEANA を開発した理由は同質であるが、適用については全く異なる結果となった。それぞれの国の事情と、PSAによる安全評価の実施方針の違いによるものと考えられる。

MERMOS は、火災PSA他の最近話題になっている評価対象への適用だけでなく、レベル2PSAへの適用、組織PSAへの展開など、適用の範囲を広げつつある。また、外部組織への無料ライセンスの付与、外部実践者向けのセミナーの開催などの推進活動にも熱心である。

EdF の中で MERMOS は広く受け入れられており、大きな課題はない。シミュレーション実験を積み重ねて「CICA」のデータベースを充実するなどの改善努力が続けられている。今後、レベル2PSAなど新たな適用を実現するためには、評価対象ごとにデータベースを開発する必要があり、大きな努力が必要である。これは、対象に強く依存したデータベースが必要な MERMOS 故の必然である。

3.3.2 第二世代人間信頼性解析モデルに使用する人間信頼性データの調査と比較整理

OECD ハルデン炉プロジェクトが実施しているHRAベンチマークプロジェクトを調査した。HRAベンチマークプロジェクトは、予め定めた対象事象について参加メンバー(国・機関)が自らが採用しているHRA手法を用いてHRA評価を実施し、並行してハルデン炉プロジェクトが実施したシミュレータ実験で観察された運転員の行動と各参加メンバーが実施したHRAモデルによる評価結果の関係を分析整理することによって、各HRA手法の改善に結びつく知見を得ることを目的にしている。なお、手法間の比較は行わない。

すでに SGTR を使った研究が行われ、結果が公表される段階である。手法の目的やベースを反映して、手法間でモデル化の差が大きい(重要なPSFのモデル化など)ことが明らかになった。また、チームダイナミクスなどの運転スタイル、運転文化が大きな影響因子であることも明らかになり、OECD ハルデン炉プロジェクトは運転文化に関するプロジェクトを別途立ち上げることを予定している。

現在のところ、HRAベンチマークプロジェクトは定性的な検討を主眼としており、データに関する定量的な議論は将来の課題とされている。

HRAに用いるデータの収集・改善を実施しているのはフランスのMERMOSだけである。米国は、SPAR-H及びATHEANAを念頭に置きつつ、データベースHERAを充実する動きを示しているが、詳細は不明である。しかし、OECD ハルデン炉プロジェクトのHRAベンチマークプロジェクトに期待するとしており、シミュレータ実験を活用したデータ収集が必要と考えていることは明らかである。

3.3.3 第二世代人間信頼性解析モデルに対するシミュレータ実験の貢献の現状の調査

フランス・EdF が MERMOS のデータベースを充実するために実施しているシミュレータ実験を調査した。以下に調査内容をまとめる。

- 日時:2008 年 2 月 12 日
- 場所:Saint Laurent プラント訓練センター(Saint Laurent des Eaux)
- 方法:データ収集のためのシミュレータ実験に立会って観察を行うとともに、関係者から関連情報を聴取
- 内容:SGTR 事象を用いて事故時対応運転を実施、対応の様子をインストラクターブースから専門家が観測し、注目すべき事柄を記録する方法としていた。チェックシートなどはない。被験者には、運転員 2 名、チーフ 1 名、スーパーバイザー 1 名、セーフティーエンジニア 1 名からなる実際の直を用いていた。
- 結果:あきらかに特筆すべき運転員の行動はなかった。ただし、チーフの行動が権威的であるとのコメントがあり、運転スタイル、あるいは運転文化の視点からも観察を行っていることが分かった。
- 気付き事項:EdF の運転員の事故時対応の様子は日本の運転員の事故時対応とは全く異なっていた。各人が自分用の運転要領書を片手に黙々と監視及び操作を行い、その間、運転員同士の情報交換等はなく、チーフ/スーパーバイザーと運転員の間での報告、指示等も全く見受けられなかった。運転要領書を切り替えるなどの節目で運転員とチーフが集まり、チーフから状況説明と次の運転目標等に関する説明/指示が行われていた。このときのチーフの態度が権威的であるとのコメントがあった。日本の常識から言えば、はっきりしていて良いとの印象もあったので、意外なコメントであった。指差呼称も全く行われない運転スタイルであるから、大きな声を出すこと自体、権威的と見られるようである。

MERMOS にとって、シミュレータ実験によってデータ収集を実施することは必須な事項である。ただし、運転スタイルに関する理解(「CICA」の充実)を固めるために用いる定性的なデータを収集することが主眼で、定量的なデータを得ることを目的としていない。

ATHEANA や SPAR-H でもデータを充実するためにはシミュレータ実験が重要と考えており、NRC や ACRS(米国・原子炉安全諮問委員会)関係者は OECD ハルデン炉プロジェクトのHRAベンチマークプロジェクトに大きな期待を寄せている。

3.3.4 海外調査のまとめ

規制関係者を含む専門家は、現行のPSAの手法の限界から、レベル1PSAで使用されているHRAは現実に起こり得る事象を的確に定式化していないとの認識で一致している。これに関する改善に関して、アメリカ・NRC とフランス・EdF は全く異なる取り組みの方向性を持っている。これらを参考に、我が国の実情に合ったHRAの改善を行うことが必要である。

- NRC は、第一世代HRAを改善しつつ温存し、第二世代HRAを補完的に導入する方針である。第一世代HRAの改善の方向性として SPAR-H を念頭に置いている。第二世代HRAには ATHEANA が適用される。適用対象は火災PSA等である。
- EdF は、レベル1PSAのHRAを全面的に MERMOS に切り替えている(保守HRAは THERP ベース)。MERMOS は火災PSA 等の新しい評価対象への適用を検討するとともに、レベル2PSAや組織PSA等へも拡張されつつある。また、外部組織へ使用権を無償で許諾する方針で、MERMOS の普及にも努力している。
- MERMOS の中心的概念であるCICAの充実に関して、EdF はシミュレータ実験が必須であると考えている。NRC も、データを充実するためにはシミュレータ実験が有効であるとの認識を持っているが、自国内で自由にシミュレータ実験を行える環境にないため、OECD ハルデン炉プロジェクトが実施しているHRAベンチマークプロジェクトに期待し、自らも積極的に参加している(INL が受け皿となっている)。
- EdF も NRC も、基本的には定性的なデータの収集をシミュレータ実験に期待している。定性的なデータを重要視する理由は、運転スタイルが人間信頼性に大きな影響を与えるとの認識に基づくものである。
- このことはHRAベンチマークプロジェクトでも確認されていて、その結果として、OECD ハルデン炉プロジェクトは「運転スタイル(Operational Culture)」に関するプロジェクトを別途立ち上げる予定である。運転スタイルの研究が重要なのは、国、電力事業者、発電サイト、運転クルーによって運転スタイルに顕著な差が見られ、いずれの運転スタイルも「強みと弱み」をもっており、これを熟知することが、HRAの品質向上と運転訓練へのフィードバックに結びつくと考えているためである。このように考えると、様々な運転スタイルの差異を研究することができるOECD ハルデン炉プロジェクトはHRA を改善する格好の場であると言える。

4. 人間信頼性データ収集・評価ガイドライン(案)の改良

4.1 目的

本作業は、「人間信頼性データ収集・評価ガイドライン(案)」の改良を行うとともに、PSAに用いる人間信頼性データを収集・評価する際の注意事項について検討を行うことを目的とする。

4.2 概要

1.、2.、及び 3.の成果を受けて、得られた知見及び課題を整理し、今後の事業者を中心とした本格的な我が国の人間信頼性データの収集・評価に資するために、「人間信頼性データ収集・評価ガイドライン(案)」の改良を実施した。

4.3 実施結果

データ収集及びデータ分析の過程で、1. 3. 2や2. 3. 1に示したような課題が得られた。ガイドラインの改良に反映するとともに、今後の本格的なデータ収集や、事業者が自主的に人的過誤データを収集・蓄積する際の注意事項としてまとめてガイドラインに添付することが有用であると考え。4. 3. 2に昨年度作業で得られた課題と合わせて、注意事項の検討としてまとめた。

4.3.1 人間信頼性データ収集・評価ガイドライン(案)の改良

1.、2.、及び 3.の成果・検討を受けて、ガイドラインを改良した。添付資料1に改良したガイドライン(案)を示す。

4.3.2 注意事項の検討

昨年度及び今年度実施したデータ収集及びデータ分析の過程で、幾つかの課題が得られた。それらは、ガイドラインを実際に使用する際の「注意事項」としてガイドラインに添付し、経験の蓄積に伴って拡充していくことが有用であるとする。以下に、「注意事項」の案を示す。

(1) PSAでは詳細に定められていない条件に関する注意事項

運転訓練シミュレータ等でデータ収集を行うための具体的シナリオを作成する際に、PSAでは詳細に定められていない条件については、PSAシナリオの意図を理解し、それを踏まえた上で、現実的かつ適切な条件を設定すること。

[例]

- ① LOCA の破断面積及び破断位置については、PSAが想定している事象進展や仮定(例:大破断 LOCA=高圧 ECCS では水位維持が困難となる漏えい、小破断 LOCA=RCIC で水位維持が可能な漏えい、など)を踏まえた上で、BWR4/BWR5型であれば再循環配管下端における、ABWR型であれば HPCF 注入配管における、それぞれ適切な破断面積を設定する。
- ② ポンプの故障原因については、PSAにおいて修理が想定されているかどうかを確認・理解し、それによって運転員が修理可能と判断する可能性が大きい故障(トリップ信号誤発生等)と修理不可能と判断する可能性が大きい故障(駆動電源系故障等)を選択する。

(2) PSAシナリオと実機もしくは運転訓練シミュレータとの間に相違がある場合に関する注意事項

PSAシナリオが実機や運転訓練シミュレータの運転状態と異なっていたり、又は事故時運転手順書と相違しているような場合は、PSAシナリオの意図を理解し、それを踏まえた上で、運転員等に極端に非現実的であるという印象を与えないようなシナリオ設定とすること。

[例]

- ① CST の初期水量の相違(PSA:500t 程度/実機:3,000t 程度)や常用系による CST への水補給の考慮の有無(PSA:考慮せず/実機:常時補給可)

のような相違により、RCIC 水源である CST の枯渇を現実的に運転訓練シミュレータで模擬できない場合は、CST 初期水量を少なくしたり CST への水の補給を停止するという非現実的なシナリオとするよりは、S/P 水位高信号が発生するようなシナリオを作成し、同信号をトリガーとする RCIC 水源の手動切替の成功／失敗を収集する。

(3) 「評価対象タスク」が実行されたかどうかの判断に迷った場合に関する注意事項

PSAで想定している「評価対象タスク」が実行されたかどうかの判断に迷った場合は、結果として原子炉の安全が確保される方向の操作が実施された場合は、当該の「評価対象タスク」が実施されたものと判断すること。

[例]

- ① 「小 LOCA 発生時の ADS 作動失敗」シナリオにおける「評価対象タスク」は、「ADS 作動失敗の検知→手動減圧操作の実施」である。しかし、運転訓練シミュレータを用いた実際のデータ収集では原子炉水位の低下速度が PSA の想定よりも速く、ADS の作動タイマー（原子炉水位 L1 到達後 120 秒）よりも早く原子炉水位が TAF（有効燃料頂部）以下に低下するケースがあり、その場合は事故時運転手順書に基づいて手動減圧操作が実施される。データ収集後の聞き取り調査でも、「ADS の作動失敗は検知できなかった」という声が多かったが、結果として手動減圧に成功しているため、このようなケースでは「評価対象タスク」が実施されたものと判断することとする。

(4) 許容診断時間や操作時間が長時間にわたるシナリオのデータを収集する場合に関する注意事項

運転訓練シミュレータを用いたデータ収集は、基本的には 1 時間程度の実施となる。許容診断時間や操作時間が 1 時間を大幅に超える長時間にわたるシナリオに関するデータを収集する場合は、運転直の引き継ぎを想定し、短時間でのデータ収集を実施することとする。ただし、この場合は、PSA の意図を理解し、それを踏まえて適切な情報の付与方法（引継ぎ簿を用いる、インストラクター等が前直に扮して口頭で引き継ぐ、停止（フリーズ）状態のシミュレータを一定時間確認する時間を設ける、など）を設定する必要がある。

Ⅲ. 結論

1. 成果

(1) BWR用運転訓練シミュレータを使用した人的過誤データの収集

ABWR用運転訓練シミュレータを使用してデータ収集を行うためのデータ収集シナリオの概略を10種類作成した。また、それらと昨年度作成したBWR4用、BWR5用のデータ収集シナリオの概略を合わせた中から、具体的なデータ収集シナリオを8種類(BWR4用及びBWR5用をそれぞれ2種類ずつ、ABWR用を4種類)作成した。

さらに、上記で決定した具体的なデータ収集シナリオに基づいて、BWR用運転訓練シミュレータを使用して各シナリオ2ケースずつ、総計16ケースのデータ収集を行った。

(2) BWR用運転訓練シミュレータを使用して収集した人的過誤データの分析

BWR用運転訓練シミュレータを使用して収集したデータの分析を実施し、ガイドライン(案)に基づいて人的過誤データの抽出・分析・評価が実施できるかどうか確認した。確認の結果、ガイドライン(案)に基づいてABWR型運転訓練シミュレータや長時間シナリオについても人的過誤データの抽出・分析・評価を行うことができることが分かった。

(3) 第二世代人間信頼性解析モデルの海外調査

将来的な「PSAの品質確保・品質向上」のために、第二世代人間信頼性解析モデル、当該モデルに使用する人間信頼性データ、及び当該モデルに対するシミュレータ実験の貢献の現状について、海外調査を実施した。調査対象国(機関)は、アメリカ、フランス及びOECD ハルデン炉プロジェクトとした。調査の結果、アメリカとフランスでは第二世代人間信頼性モデルに関して異なるアプローチが採用されていることや、シミュレータ実験が定性的なデータの収集を目的として実施されていることが分かった。

(4) 人間信頼性データ収集・評価ガイドライン(案)の改良

上記(1)、(2)、及び(3)の成果を受けて、得られた知見及び課題を整理し、今後の事業者を中心とした本格的な我が国の人間信頼性データの収集・評価に資するために、「人間信頼性データ収集・評価ガイドライン(案)」の改良を実施した。合わせて、ガイドラインに

添付することが有用であるとする「注意事項」の案を検討した。

2. まとめ

リスク情報を活用した原子力安全規制の実施に際し、PSAの品質を向上させるためには、評価に用いるデータベースの信頼性を高めるための取り組みが重要となる。機器故障率データについては、規制当局及び事業者においてニューシア(原子力施設情報公開ライブラリー)の活用や日本原子力学会標準の策定等の様々な国内データの整備・活用の活動が進められているが、それらに追従する形で、我が国の運転の実態を反映した人間信頼性データベースの整備が必要となってきた。

今回、昨年度改良した「人間信頼性データ収集・評価ガイドライン(案)」に基づいて、新たにABWR型運転訓練シミュレータを用いて人間信頼性データを収集するためのデータ収集シナリオの概略を作成するとともに、長時間シナリオを含む8種類の具体的なデータ収集シナリオを作成し、実際にBWR型運転訓練シミュレータを用いてデータ収集を実施し、収集したデータの分析を行った。その中で、様々な知見や課題が得られ、「人間信頼性データ収集・評価ガイドライン(案)」の改良を行うとともに、ガイドラインに添付することが有用であるとする「注意事項」の案を検討した。

今後、「人間信頼性データ収集・評価ガイドライン(案)」を活用した事業者を中心とした人間信頼性データベースの整備を推進するためには、広範な関係者(規制当局、事業者、専門家、等々)間で協議・検討を行い、以下のような項目についての合意を形成し、ガイドライン(案)を更に改良していくことが必要であるとする。

- ・ ガイドライン(案)の記載内容が、PSA関係者、実機データ収集担当者、運転訓練シミュレータ関係者等の全ての関係者にとって誤解無く理解されるものとなるように、多くの関係者のレビューを受ける。
- ・ どのようなPSA(例:停止時PSA、火災PSA等)のどのようなシナリオについての人間信頼性データの収集が有効であり、また、収集した人間信頼性データを具体的にどのようにして現行のPSAに適用するか、ということについて、関係者間の合意を形成する。

また、海外調査によって、PSAに用いる第二世代人間信頼性解析モデルに関する海外の認識と実態が明らかになった。我が国はこれらを参考にして、第二世代人間信頼性モデルの導入の必要性の検討も含め、適切な形で現行のPSAに導入するためには以下を実施することが有効であると考ええる。

- 第二世代人間信頼性モデルの現行のPSAへの適用範囲、適用方法、適用手順等について継続的に検討するための専門家及び関係者で構成される場を確保することが有効である。
- OECD ハルデン炉プロジェクトが現在実施している「HRAベンチマークプロジェクト」、及び今後実施が予定されている「運転スタイルに関する新たなプロジェクト」の情報入手に努め、第一世代人間信頼性モデルの改善と第二世代人間信頼性モデルの適切な導入に必要な情報を得ることにより、より良い人間信頼性解析手法等の実践方法を具体的に示すことが可能となる。

人間信頼性データ収集・評価ガイドライン（案）

平成 20 年 3 月

独立行政法人原子力安全基盤機構

規格基準部

第 1 章 はじめに

リスク情報を活用した原子力安全規制の実施に際して PSA (Probabilistic Safety Assessment : 確率論的安全評価) の品質を確保するためには、評価に用いるデータベースの信頼性を高めることが重要である。

高い信頼性を有する人間信頼性データベースを構築するためには、データ収集の目的や意義に関する共通認識を築くこと、データの仕様を統一すること、継続的にデータを更新して改善する枠組みを築くことなどに加え、我が国の実態を反映することが重要である。

本ガイドラインは、このような考えに基づいて、人間信頼性データの収集と、収集したデータの利用に関する基本事項を定めたものである。

表 1 に、本ガイドライン整備にあたっての方針を示す。診断タスクの HRA (Human Reliability Analysis : 人間信頼性解析) に広く使われている TRC (Time Reliability Correlation or Time Response Curve : 時間信頼性相関) 手法は、簡明な手法ではあるが、経過時間が大きな領域 (10 分ルール、30 分ルールが問題となる領域が該当する) では妥当性・信頼性に懸念がある。時間が経過すると、診断タスク以外のタスクが混入する傾向にあることと、信頼性区間が相対的に大きいことが問題である。そこで、収集したデータを活用して TRC の改良を模索する。

また併せて、TRC に代わる手法を模索する。監視操作タスクについては THERP (Technique for Human Error Rate Prediction, NUREG/CR-1278 (1983)) 手法が基本であるが、HEP (Human Error Probability : 人的過誤率) データの由来が不明確であることと、評価者によってバラツキが大きくなる傾向にある。そこで、収集したデータを活用し、ベイズ統計に従って THERP データを改良したデータベースを確立する枠組みを導入する。

さらに、あらかじめ重要な PSF (Performance Shaping Factors : 人間行動形成因子) を絞り込んだ方法を採用して、評価のバラツキを最小限に抑えることを方針とする。これには、SPAR-H (The Standardized Plant Analysis Risk Human Reliability Analysis, NUREG/CR-6883 (2005)) のアプローチを参考にする。

表 1 HRA の課題と課題解決の方針

対象	HRA 手法	HRA データ	収集データの活用
診断	基本 TRC（現行）	我が国の実態を 反映	収集したデータに基づいて TRC を改良する
	代案 監視操作評価と同じ手法		収集したデータに基づいて TRC に代わる手法を検討する
監視 操作	重要 PSF を絞りこんだ SPAR-H の考え方を反映		収集したデータをベイズ統計 に基づいて反映し THERP データ を改良する

第2章 ガイドライン

一般に、人間のパフォーマンスは機械のそれに比べて変動幅が本質的に大きい。また、原子力発電施設の場合、重大な人的過誤事象が起きることは稀なため、実データに基づく人間信頼性データの信頼区間は大きくなるか、あるいは人間信頼性データを得ること自体が難しい。このような様々な状況から、現状では根拠が明確でない既存のデータベースを利用せざるを得ない。しかし、既存のデータベースのほとんどは運転方法や組織文化の異なる欧米で開発されたものであるため、我が国の人間信頼性解析に用いることの妥当性に懸念が生じるという問題が生じる。根拠が明らかで、我が国の現状を反映した人間信頼性データを得るためには、自らデータを収集すること、それも利用方法を認識した上で、しっかりした技術的基盤に立って系統的にデータを収集することが必要である。

本ガイドラインは、このような考え方にに基づき、運転訓練シミュレータ等の設備を用いたレベル1 P S Aに用いる人間信頼性データの収集とその利用方法を定めたものである。保守関連の人間信頼性データはスコープ外であるが、原子力発電施設の運転データ（フィールドデータ）については本ガイドラインが定めるデータベース化の枠組みに従ってデータベースに取り込むことは可能であるとする。

2. 1 データ収集・評価のプロセス

ガイドライン 1

次のステップに沿ってデータの収集・評価の処理を行うこと。

- 評価対象の明確化 (2.2 のガイドライン 3 及び 4 に記述)
- 収集データの定義 (2.3 のガイドライン 5 ～ 8 に記述)
- データ収集方法の明確化 (2.4 のガイドライン 9 及び 10 に記述)
- 収集データの処理 (2.5 のガイドライン 11 ～ 13 に記述)
- データベース化 (2.6 のガイドライン 14 ～ 18 に記述)

[解説]

系統的にデータ収集・評価を行うことによって、収集したデータのトレーサビリティを確保するとともに、データ評価結果の根拠を明確にすることができる。そのためにデータ収集・評価のプロセスを定める。

ガイドライン 2

データ収集・評価に関わる内容は追跡可能な形で全て文書化すること。

また、データ収集・評価の根拠とした文献・図書を明らかにし、データ収集・評価の根拠とした時点の内容が追跡可能な状況とすること。

[解説]

文書化によってデータ収集・評価の根拠を明らかにするとともに、トレーサビリティを確保する。文書化は、トレーサビリティを保証する方法で行われなければならない。根拠とした関連文献・図書は、版が変わることがあるので、利用した時点の内容が追跡可能でなければならない。

2. 2 評価対象の明確化

ガイドライン 3

PSAの要請に基づいて人間信頼性解析の対象とされる全てのタスク（評価対象タスク）を明らかにし、さらにこれらについて、起因事象、想定する付加故障など、評価対象タスクが求められる状況を規定する条件を全て明らかにすること。

[解説]

レベル1 PSAとの関係を明らかにすること。

ガイドライン 4

評価対象タスクの内容と成功・失敗の判定基準を定める全ての関連文献・図書を明らかにし、関連部分の写しを一括管理すること。

[解説]

関連文献・図書を明らかにすることによって、評価対象タスクの目的、内容、根拠などを明らかにするとともに、トレーサビリティを確保する。関連文献・図書には手順書、運転管理図書、様々な設計図書（安全解析書、警報等設定根拠、盤面器具配列図、CRT画面など）が含まれるが、それらは版が変わることがあるので、利用した時点の版が明確にされていないなければならない。

2. 3 収集データの定義

ガイドライン5

評価対象タスクを構成する「要素タスク」と、「要素タスク」を構成する「行動要素」を明らかにすること。

[解説]

評価対象タスクは、一般に複数の「診断タスク」、「監視タスク」、「操作タスク」から構成される。例えば、評価対象タスクとして、[ある表示器に表示されるパラメータが設定値に到達したら、ある操作器について操作を実施し、操作が正常に行われた場合にパラメータ値が変化するパラメータを監視する]、というタスクを考えると、これを実施するために行われる行動は次のように分解できる。

[表示器選択を行う → パラメータ状態を確認する]

⇒ [操作器を選択する → 操作器を操作する → 操作器の表示を確認する]

⇒ [表示器を選択する → パラメータ状態を監視する]

「要素タスク」とは、ここで []で括った部分で、「監視タスク」や「操作タスク」を構成する最小単位のタスクを示す。さらに「要素タスク」の[]内に示されている、個々の具体的な行為を「行動要素」と呼ぶ。「要素タスク」は一般的には複数の「行動要素」から構成される。

人的過誤は、「要素タスク」レベルと「行動要素」レベルのそれぞれについて考えることができる。例えば、[表示器を選択する → パラメータ状態を確認する]という「要素タスク」については、次の人的過誤が考えられる。以下の記述においては、「パラメータ状態を確認する」という「行動要素」を、さらに「パラメータ表示を読む」行動と「読んだパラメータ値を何らかの基準と比較して状態を判断する」行動に分けている。

- ① 「パラメータ監視タスクを忘れる」(オMISSIONエラー)
- ② 「異なる表示器を選択する」(選択エラー：COMMISSIONエラー)
- ③ 「表示を読み違える」(監視エラー：COMMISSIONエラー)
- ④ 「表示値を基準値と比較し間違える」(確認エラー：COMMISSIONエラー)

運転細則レベルの手順書でも、「要素タスク」や「行動要素」までは記述していない。また、同じ評価対象タスクでも運転スタイルによって「行動要素」が異なることもあり得る。したがって、運転を熟知した専門家の助力を得て、手順書に基づいて分析を行い、「要素タスク」と「行動要素」を明確にすることが必要である。「行動要素」は、データ収集にあたっての観察の単位となる。

ガイドライン 6

「要素タスク」について収集すべきデータを定義すること。

[解説]

以下は「要素タスク」の成功・失敗について考えられる収集データの例である。

項目	収集すべきデータ
「要素タスク」の成功・失敗	<ul style="list-style-type: none">● 「当該要素タスク」の手順書からの逸脱の有無と内容 (不実施/異なる方法)● 当該逸脱の復旧の有無● データ収集期間内に「当該要素タスク」が実施された回数 (成功/失敗を問わず)● 運転訓練において、年間に「当該要素タスク」が実施される回数及び逸脱回数の概数

ガイドライン7

評価対象タスクについて収集すべきデータを定義すること。

[解説]

以下は評価対象タスクのうち診断タスクに分類される「要素タスク」の TRC による評価に用いるデータ（応答時間データ）の例である。

「要素タスク」	収集すべきデータ
事象診断 タスク	<ul style="list-style-type: none">● 起点 1：警報等発信時刻（機器作動音なども含む）● 起点 2：警報等を伴わない機器状態の変化やプロセス量の変化が提示された時刻● 起点 3：起点 1、又は起点 2 を検知した時刻● 起点 4：起点 1、起点 2 以外の事象診断のきっかけとなる事象を検知した時刻● 終点 1：診断終了を示す操作開始時刻● 終点 2：診断終了を示す発話（事象名）時刻● 所要時間（終点時刻－起点時刻）● 事象診断過程（監視パラメータの種類と監視順序）● 起点 4 の確認の有無と内容● 事象診断以外のタスクの混入の有無とそのタイミング及び混入の理由● データ収集期間内に当該タスクが行われた回数（成功／失敗を問わず）● 運転訓練において、年間に当該タスクが行われる回数及び逸脱回数の概数

ガイドライン 8

評価対象タスクのパフォーマンスレベルの決定方法を、「要素タスク」及び行動要素のパフォーマンスレベルに基づいて定義すること。

[解説]

操作タスクを伴わない、時間を指標とする診断タスクのパフォーマンスレベルは、所要時間（終点時刻－起点時刻）が PSA に基づく制限時間以内であれば成功、制限時間を越えているか実施されなければ失敗である。

監視・操作タスクのパフォーマンスレベルは、「要素タスク」及び「行動要素」から構成されるフォルトツリーによって定義できる。例えば、系統を隔離するという操作タスクにおいて、系統上に弁が 2 つ直列に設置されている場合は、いずれかひとつの弁を閉止することで隔離が成立する（OR 条件）。しかし、圧力条件や隔離弁の設計条件（安全系・非安全系）の違いによって隔離が達成されたとはいえない場合もある。関係者の意見を集約して、評価対象タスクのパフォーマンスレベルの決定方法を定義する必要がある。

2. 4 データ収集方法の明確化

ガイドライン 9

評価対象タスク、「要素タスク」、及び「行動要素」のパフォーマンスレベルの判定に必要なベースデータを収集すること。

[解説]

一般に、利用可能なベースデータは、イベントログ、装着式小型マイク、固定式ビデオ、エキスパート観察、手順書等の図書、及び運転や設計の専門家と人間工学の専門家の意見である。軽量で扱い易い装着式小型カメラを使うと被験者の視野映像を取得できるので、注視対象を推定するのに便利である。また、最近は、マイクやビデオから収集された音声データをテキストデータに変換するソフトウェアも開発されてきている。表2は、これらのベースデータと各種 HEP の種類・レベルの関係を示している。

表2 ベースデータと HEP データの種類・レベルの関係

	分析する HEP の種類とレベル						
	診断		監視		操作		
	評価対象タスク	要素タスク	要素タスク	行動要素	評価対象タスク	要素タスク	行動要素
イベントログ					○	○	○
装着式小型マイク	○	○	○		○	○	
固定式ビデオ			○			○	
装着式小型カメラ			○	○		○	○
エキスパート観察	○	○	○	○	○	○	○
手順書等の図書	○	○	○		○	○	
運転・設計専門家	○	○	○		○	○	
人間工学専門家				○			○

一般的に、運転訓練シミュレータには計算機を用いたイベントログシステムが設けられているので、ログ情報はそのまま利用できる。ただし、評価対象タスクに係わる全てのイベント情報が得られることを確認することが必要である。

ガイドライン10

順序効果を排除すること。

[解説]

課題事象を与える順序を固定すると、学習効果などによって結果にバイアスを生じることが懸念される。これを順序効果という。順序効果を排除するためには、被験者によって課題を与える順序を変える必要がある。その方法は複数ある。「順列」に基づいて順序を定めるのが理想であるが、課題事象が多く被験者数が少ない場合には実現が困難である。より実務的な手段としてラテン方格法¹が有用である。

データ収集を運転訓練センターで行う場合には、本来の訓練目的との関係で、「少数の課題事象を訓練の合間に実施する場合」、「訓練と共に実施する場合（さらに少数を課題事象とする場合と全ての訓練事象を課題事象とする場合がある）」、「比較実験を行うため基準事象と課題事象を用いる必要がある場合」、「単独実験で構わない場合」、「常に決まった課題事象を用いることが難しい場合」など、様々な制約条件が錯綜することが考えられる。

あらかじめあらゆる条件を考えることは難しいので、人間工学あるいは心理学の知識を有する専門家の助力を得て実験計画を立案する必要がある。

¹ 実験計画法のひとつ。ラテン方格を用いて分散分析を行い、各要因の効果を見るもの。ラテン方格とは、 m 人の被験者に m 種類の実験をするときに m 列 m 行に配列し、どの列・行にも同じ実験が一回ずつ含まれるように配置したもので、すべての被験者に同じ実験を違った順序で行うことができる為、順序の効果を除いて各被験者に平等の実験条件を与えることができるという長所がある。

2. 5 収集データの処理

ガイドライン 11

収集データは、前処理を含め、処理対象に適合する統計処理を行い、必要な統計諸量を求めること。

また、前処理で除外したデータも含め、全てのデータについて、プラント状況や被験者の行動などの関連情報を整理し、データと併せて一括管理すること。

[解説]

収集データには、本来期待もしくは想定していたシナリオから逸脱していった操作によって生じる、所謂「はぐれデータ」が混入することがある。運転上の戦略が変わって異なる対応が行われたために生じたものから、必ずしも原因が分からないものまで、その原因は様々である。運転上の戦略が変わったために生じたはぐれデータは人間信頼性の観点から重要な参考情報となるので、推定される原因を詳細に分析して、後日利用可能なように管理することが重要である。(ガイドライン 11、12 参照)

統計的推定を行うにあたっては、適切な確率密度関数を仮定しなければならない。通常、TRCのための時間間隔データの処理には、3パラメータのワイブル関数、あるいは対数正規分布が用いられる。監視・操作のHEPのための頻度データは、二項分布である。監視・操作のHEPの推定では、母数自体が誤差を有する場合があるので、注意が必要である。

ガイドライン 1 2

時間に関するデータは、次のステップに沿って処理すること。

- (1) 時間間隔データを求める（予め定めた終点時刻と起点時刻の差）
- (2) 吟味の上、(1) で求めた時間間隔データから、明らかなはぐれデータを除外する。
- (3) 統計的にパラメータを推定する。[必要に応じて (2) に戻って繰り返す]
- (4) 除外したはぐれデータの原因を考察し整理する。

[解説]

起点及び終点の選定は、PSA に基づいて定める必要がある。

統計的パラメータ推定はカーブフィッティングによって行う。フィッティング関数には 3 パラメータのワイブル関数、あるいは対数正規分布を用いる。3 パラメータのワイブル関数の場合、推定するパラメータは、 $T1/2$ 、 γ 、 η 、及び m である。

診断以外のタスクが混入したために大きな時間間隔データの領域にはぐれデータが出現することがある。このようなはぐれデータは、診断タスクに要する TRC を求める観点からは除外すべきである。一方、はぐれデータは戦略が変更される頻度とパターンに関する定性的知見でもあり、制限時間に近い領域での TRC の妥当性を検討する上で有用な判断材料となる。

ガイドライン 13

「要素タスク」及び「行動要素」データの処理は次のステップに沿って処理すること。

- (1) ベースデータから各「要素タスク」データ及び「行動要素」データのパフォーマンスレベルを定める。
- (2) 各「要素タスク」データ及び「行動要素」データの母数を定める。
- (3) 吟味の上、(1) で求めた時間間隔データから、明らかな特異データを除外する。
- (4) (1) と (2) のデータから統計的に HEP を推定する。[必要に応じて (3) に戻って繰り返す]
- (5) 除外した特異データの原因を考察し整理する。

[解説]

ベースデータはしばしば不完全なこともあり、あらかじめ定義した全ての「要素タスク」と「行動要素」についてパフォーマンスレベルを定めることはできない場合がある。特に監視タスクのパフォーマンスレベルは、被験者の身体行動データや発話データを組み合わせて推察する必要があるため、判定に迷うことが多い。基本ルールは「割り切ること」である。もし、日頃から指差呼称が推奨されているなら、「明らかな身体動作がなく、発話もなければ、表示器を確認したとは言えない」との立場を取るべきである。このようにすれば、少なくとも監視忘れと表示器の選択エラーについてはパフォーマンスレベルを判定することが可能となる。

課題事象に含まれている全ての「要素タスク」と「行動要素」について上記の分析を行うことは現実的に許容可能な労力の限界を超える恐れがある。結果、母数を直接的に求めることは難しくなるので、何らかの方法で推定する必要があると思われる。その場合は、手順書の分析と、一部のデータについて事象全体を分析することによって母数を推定しなければならない。サンプリングすべきデータの数は、それに含まれる人的過誤の頻度に依存するので、事前に定めることはできない。データ分析と統計処理を繰り返す試行錯誤は避けられない。

運転上の戦略が変更された場合、あるいは何らかの理由で要素タスクレベルの操作タスクが省略されることにより特異データが出現することがある。このような特異データについては、運転上の見地からの吟味が必要である。運転上の何らかの合理的な理由がある場

合は、PSA の観点からの考察を加えて人的過誤とするか否か、データとして採用するか否か判断する必要がある。しかし、運転上の流れが変わって、本来のシナリオから逸脱している特異ケースの場合は、母数の推定が難しくなるので、その場合は処理から除外しなければならない。一方、特異データは戦略が変更される頻度とパターンに関する有用な定性的知見でもある。

2. 6 データベース化

ガイドライン14

データ収集・分析によって得られた TRC データを、既存のデータベースに登録されている TRC と統合すること。

[解説]

データ収集・分析によって得られた TRC と、既存のデータベースに登録されている対応する TRC との差異を統計的に検定し、有意な差がなければ、時間間隔データに立ち戻って両者を統合してパラメータ推定を行い、パラメータの推定精度を向上した上でデータベースに登録することが必要である。ただし、後日、再度分解が可能なようにデータの根拠や処理内容を文書化して保管しておくこと。

ガイドライン 15

データ収集・分析によって得られた診断・監視・操作 HEP は、ベイズ統計に従って、既存のデータベースに登録されている HEP に統合する枠組みを採用すること。

[解説]

独自のデータ収集だけから高い信頼性を有するデータベースを作り上げるには多大な努力と時間を要する。既存のデータベースを利用するのが現実的である。ベイズ統計を用いると、既存のデータベースの HEP を事前確率、データ収集から求めた HEP を事後確率として扱うことができる。

当初の事前確率 HEP を定める合理的な方法は存在しない。下記に示すような、広く使われている THERP の HEP を適用するのが適切と思われる。

HEP₀ (診断) = 0.5 [出典 : NUREG/CR-1278, Table 20-1-(2)]

HEP₀ (監視・操作) = 0.05 [出典 : NUREG/CR-1278, Table 20-2-(1)]

ガイドライン 16

「要素タスク」及び「行動要素」のデータから評価対象タスクの HEP を推定し、データベース化すること。

[解説]

評価対象タスクを要素タスク及び行動要素まで分解し、複数の要素タスク及び行動要素の HEP を組み合わせて、評価対象タスクの HEP を推定する。推定は、評価対象タスクのパフォーマンスレベルを「要素タスク」のパフォーマンスをノードとするフォルトツリー、及び「行動要素」のパフォーマンスをノードとするフォルトツリーで記述する方法に基づくこと。

ガイドライン 17

TRC を利用するに当たっては、次のいずれかの方法を利用すること。

- (1) はぐれ値を除外した TRC (平均値あるいは 95% 値)
- (2) はぐれ値を含めた TRC (平均値あるいは 95% 値)
- (3) はぐれ値から判断したある時間より大きい領域について HEP を固定 (平均値あるいは 95% 値)

[解説]

(1) の利用方法は、通常の TRC の使い方である。

(2)、(3) は、時間が大きい領域において運転上の戦略が変わり、異なるタスクが混入するなどの影響に配慮した扱いである。

いずれの方法が適切かは、収集データの蓄積によって得られた知見から判断する必要がある。

ガイドライン 18

監視・操作タスクの HEP は次の式によって求めること。

$$HEP = \frac{HEP_0 \times PSF_{\text{複合}}}{HEP_0 \times (PSF_{\text{複合}} - 1) + 1}$$

「HEP₀」は、収集データによって調整した値を用いること。

「PSF_{複合}」は、以下の 8 つの PSF から求めること。PSF の評価のため、各 PSF についてチェックシートを用意すること。同チェックシートには、各 PSF を評価するにあたって適切なサブスケールを導入すること。またチェックシートの妥当性及び信頼性を確認し、保証すること。

- | | |
|------------|----------------------------|
| ① 時間余裕 | : 診断に費やすことのできる時間 |
| ② ストレス | : 覚醒度を含む広い概念として定められているストレス |
| ③ 複雑さ | : タスクの難易度 |
| ④ 経験／訓練 | : 運転員の経験年数と訓練経験の有無 |
| ⑤ 手順書 | : 手順書の有無と内容 |
| ⑥ 人間工学／HMI | : インターフェース設計及び提示情報 |
| ⑦ 健康状態 | : 精神的及び肉体的健康状態 |
| ⑧ 業務プロセス | : 組織因子、安全文化、作業計画、他 |

(※注：HMI = Human Machine Interface : ヒューマン・マシン・インタフェース)

[解説]

PSF 評価用のチェックシートは、事例分析ほか、関連する諸検討の成果を反映して、適切なサブスケールを導入すること。次ページに SPAR-H の評価用チェックシートの例を示す。

評価用チェックシート例 (SPAR-Hの例)

(NUREG/CR-6883より引用)

プラント : _____

起因事象 : _____

基本事象 : _____

基本事象の文脈 : _____

基本事象の記述 : _____

パート I 診断

A. 業務の各診断要素についての人間行動因子 (PSFs) の評価

人間行動因子 (PSF)	PSFのレベル	診断のための係数		もしも標準以外のPSFレベルを選択する場合は、当欄にその特別な理由を記載すること
判断・操作のための時間余裕	不十分な時間	<input type="checkbox"/>	過誤確率=1.0	
	辛うじて適正な時間 (標準時間の2/3程度)	<input type="checkbox"/>	10	
	標準時間	<input type="checkbox"/>	1	
	延長された時間 (標準時間の2倍以下)	<input type="checkbox"/>	0.1	
	余裕のある時間 (標準時間の2倍を超える時間)	<input type="checkbox"/>	0.1 ~ 0.01	
ストレス	極度のストレス	<input type="checkbox"/>	5	
	高いストレス	<input type="checkbox"/>	2	
	標準的なストレス	<input type="checkbox"/>	1	
判断・操作の複雑さ	高い複雑さ	<input type="checkbox"/>	5	
	適度な複雑さ	<input type="checkbox"/>	2	
	標準的な複雑さ	<input type="checkbox"/>	1	
	明確に診断可能である	<input type="checkbox"/>	0.1	
経験/訓練	低い	<input type="checkbox"/>	10	
	標準的	<input type="checkbox"/>	1	
	高い	<input type="checkbox"/>	0.5	
手順書	適用可能なものは無い	<input type="checkbox"/>	50	
	不完全	<input type="checkbox"/>	20	
	適用可能だが貧弱	<input type="checkbox"/>	5	
	標準的	<input type="checkbox"/>	1	
	診断/兆候に適応したものである	<input type="checkbox"/>	0.5	
人間工学/HMI	欠損/誤解を招く	<input type="checkbox"/>	50	
	貧弱	<input type="checkbox"/>	10	
	標準的	<input type="checkbox"/>	1	
	良好	<input type="checkbox"/>	0.5	
操作員の健康状態	不適當	<input type="checkbox"/>	過誤確率=1.0	
	適性が低下している	<input type="checkbox"/>	5	
	標準的	<input type="checkbox"/>	1	
業務プロセス	貧弱	<input type="checkbox"/>	2	
	標準的	<input type="checkbox"/>	1	
	良好	<input type="checkbox"/>	0.8	

B. 診断過誤率の計算

(1) もし全てPSFのレベルの判定が「標準的」であるならば、その場合は診断過誤率を「1.0E-2」と推定する。

(2) そうでなければ、診断過誤率は以下のように計算する。

$$\text{診断過誤率} = \text{「1.0E-2」} \times \text{「判断・操作のための時間余裕」} \times \text{「ストレス」} \times \text{「判断・操作の複雑さ」} \times \text{「経験/訓練」} \\ \times \text{「手順書」} \times \text{「人間工学/HMI」} \times \text{「操作員の健康状態」} \times \text{「業務プロセス」}$$