

NRA 技術ノート

NRA Technical Note Series

米国における発電用原子炉の確率論的リスク評価 (PRA)レビューのための視点 －出力運転時内部事象レベル1PRA－

Viewpoints in the United States to Review a PRA for a Nuclear
Power Reactor
－ Level 1, Internal Events at Power PRA －

第2巻 調査結果 Vol. 2 Research Results

上田 治明 濱口 義兼
UEDA Haruaki and HAMAGUCHI Yoshikane

シビアアクシデント研究部門
Division of Research for Severe Accident

原子力規制庁

長官官房技術基盤グループ

Regulatory Standard and Research Department,
Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

令和7年4月
April 2025

本報告は、原子力規制庁長官官房技術基盤グループが行った安全研究等の成果をまとめたものです。原子力規制委員会は、これらの成果が広く利用されることを期待し適時に公表することとしています。

なお、本報告の内容を規制基準、評価ガイド等として審査や検査に活用する場合には、別途原子力規制委員会の判断が行われることとなります。

本報告の内容に関するご質問は、下記にお問い合わせください。

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
〒106-8450 東京都港区六本木 1-9-9 六本木ファーストビル
電 話：03-5114-2224
ファックス：03-5114-2234

米国における発電用原子炉の確率論的リスク評価（PRA）レビュー
のための視点
-出力運転時内部事象レベル 1 PRA-

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
上田 治明 濱口 義兼

要 旨

日本の原子力規制においては、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）が原子力規制検査における検査指摘事項の定量的な重要度評価、安全性向上評価の届出等において用いられている。原子力規制委員会（NRA）は、検査指摘事項の定量的な重要度評価のために事業者 PRA モデルの適切性を、また、安全性向上評価の届出に関して事業者 PRA モデルで用いている評価手法、使用データ、技術的根拠を確認している。

PRA モデルの適切性等を確認するための参考情報を取得するため、米国における発電用原子炉の出力運転時内部事象レベル 1 PRA レビューに係る米国 PRA 専門家の知見を調査した。米国において、原子力規制上の意思決定に用いられる PRA が米国原子力規制委員会（NRC）の PRA の容認性に関する見解に適合するための容認可能な方法の一つは、当該 PRA を米国機械学会（ASME）及び米国原子力学会（ANS）の PRA 標準（以下「米国 PRA 標準」という。）に定められた要件に適合させることである。PRA が当該要件に適合しているかを判断するために PRA の専門家レビューが実施される。米国 PRA 標準では、PRA が満たすべき要件を上位レベル要件（HLR）として規定し、各上位レベル要件の下にサポート要件（SR）を規定している。全てのサポート要件に適合することで、それらの上位レベル要件に適合することとなっている。日本における事業者 PRA モデルの確認と同様に、米国における専門家レビューでは PRA の評価手法等が確認されている。このような背景から、サポート要件に関する米国 PRA 専門家の知識と経験を整理し、文書化することを目的として調査を実施した。

米国 PRA 標準の出力運転時内部事象レベル 1 PRA に係る技術的な事項に関する 189¹のサポート要件について、本技術ノートには、米国 PRA 標準の各サポート要件に係る重要な解釈（PRA レビューの視点）、PRA が備えるべき属性並びに各サポート要件への適合例及び不適合例を記載している。すなわち、本技術ノートには、PRA の実施手法、関連する解析及び不適合例といった PRA に関する豊富な情報が含まれており、将来の PRA レビューの参考として有用である。なお、本 NRA 技術ノートは、米国 PRA 標準に係る米国 PRA 専門家個人の知見を整理したものであり、米国 PRA 標準への適合を保証するものではない。

¹ 文書化に関するサポート要件は除いている。

Viewpoints in the United States to Review a PRA for a Nuclear Power Reactor
- Level 1, Internal Events at Power PRA -

UEDA Haruaki and HAMAGUCHI Yoshikane
Division of Research for Severe Accident,
Regulatory Standard and Research Department,
Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

Abstract

In Japanese nuclear regulation, probabilistic risk assessment (PRA) is used to quantitatively evaluate the significance evaluation of findings in the nuclear regulatory inspection and to evaluate safety improvements for licensee's notification. The Nuclear Regulation Authority (NRA) verifies both the adequacy of a licensee's PRA model for evaluating inspection findings and the soundness of the assessment methods, data and the technical basis used in the notification for safety improvement.

To gather reference information on the technical foundation and adequacy of PRA models, we investigated U.S. expert perspectives on Level 1, internal-events-at-power PRA for nuclear power reactors. In the United States, one acceptable method for ensuring that a PRA used in regulatory decision-making conforms to the U.S. Nuclear Regulatory Commission's (NRC) position is to design the PRA in accordance with the requirements established by the American Society of Mechanical Engineers (ASME) and the American Nuclear Society (ANS) PRA standard (hereafter referred to as the U.S. PRA standard). A peer review is then conducted to confirm that the PRA meets these requirements. The U.S. PRA standard defines high-level requirements as the minimum criteria for a PRA, with each high-level requirement supported by a set of criteria (i.e., supporting requirements). By meeting all supporting requirements for a given high-level requirement, a PRA is considered to have satisfied that requirement. Similarly the verification of a licensee's PRA model in Japan, in the U.S., peer review is conducted to confirm the assessment methods. Our research was undertaken to compile and document the knowledge and experience of U.S. PRA experts regarding each individual supporting requirement in the U.S. PRA standard.

This note presents key interpretations of these supporting requirements (i.e., viewpoints for PRA review), outlines essential PRA attributes, and provides examples of both compliance and non-compliance with each of the 189² non-documentation supporting requirements related to the technical items specified in the ASME/ANS Level 1, Internal Events At-Power section of the U.S. PRA standard. It offers comprehensive information on current PRA practices, including implementation methods, related analyses, and examples of deficiencies. This note is intended as a useful reference for future PRA reviews and represents a compilation of expert insights on the U.S. PRA standard, however, it does not guarantee compliance with the standard.

² Requirements for the documentation are excluded.

目次

付録 A 米国 PRA 標準の出力運転時内部事象レベル 1PRA に関する米国専門家の知見に係る調査結果

A.1.	はじめに	1
A.1.1	本巻の構成	1
A.1.2	調査結果の項目	1
A.1.2.1	米国専門家の PRA レビューに係る知見	2
A.1.2.2	各サポート要件への適合例及び不適合例	2
A.2.	起回事象解析	4
A.2.1	起回事象の特定	5
A.2.1.1	体系的で構造化されたプロセスの活用 (IE-A1)	5
A.2.1.2	一般的な種類の起回事象の考慮 (IE-A2)	7
A.2.1.3	プラント固有の起回事象発生経験のレビュー (IE-A3)	11
A.2.1.4	類似プラントに係る産業界における一般的な分析及び運転経験のレビュー (IE-A4)	13
A.2.1.5	全ての系統に関する体系的なレビュー (IE-A5)	15
A.2.1.6	多重故障により発生する起回事象の考慮 (IE-A6)	18
A.2.1.7	プラント停止時に発生した事象の考慮 (IE-A7)	20
A.2.1.8	プラント要員へのインタビュー (IE-A8)	22
A.2.1.9	起回事象に至る可能性がある前兆事象のレビュー (IE-A9)	24
A.2.1.10	多数基立地条件の考慮 (IE-A10)	26
A.2.2	起回事象のグループ化	28
A.2.2.1	安全機能への影響の考慮 (IE-B1)	28
A.2.2.2	体系的で構造化されたプロセスの活用 (IE-B2)	31
A.2.2.3	プラント応答における類似性の考慮 (IE-B3)	33
A.2.2.4	プラント応答及び放射性核種放出の可能性における差異の考慮 (IE-B4)	36
A.2.2.5	複数基への影響の考慮 (IE-B5)	38
A.2.3	起回事象の定量化	40
A.2.3.1	関連する一般的な産業界データ及びプラント固有データの考慮 (IE-C1)	40
A.2.3.2	最新の適用可能なデータの活用 (IE-C2)	43
A.2.3.3	回復操作の考慮 (IE-C3)	45
A.2.3.4	ベイズ更新の活用 (IE-C4)	47
A.2.3.5	起回事象の発生頻度の単位 (IE-C5)	49
A.2.3.6	スクリーニングの判断基準 (IE-C6)	51

A.2.3.7	経時的な傾向の分析 (IE-C7)	53
A.2.3.8	フォールトツリー (FT) によるモデル化 (IE-C8)	55
A.2.3.9	フォールトツリー (FT) を用いた起因事象の発生頻度の算出 (IE-C9)	59
A.2.3.10	フォールトツリー (FT) における故障組合せの検討 (IE-C10)	61
A.2.3.11	フォールトツリー (FT) における回復操作の考慮 (IE-C11)	63
A.2.3.12	プラント固有の起因事象の発生頻度と一般的な産業界データとの比較 (IE-C12)	65
A.2.3.13	希有及び極めて希有な起因事象に関する一般的な産業界データ及び専門家判断の活用 (IE-C13)	67
A.2.3.14	インターフェースシステム冷却材喪失事故 (ISLOCA) の発生頻度の分析におけるプラント特性及び手順書の考慮 (IE-C14)	69
A.2.3.15	起因事象の発生頻度の平均値及び不確かさの評価 (IE-C15)	75
A.3.	事故シーケンス解析	78
A.3.1	プラント固有のシナリオの作成	79
A.3.1.1	適切な事故シーケンス解析手法の活用 (AS-A1)	79
A.3.1.2	安全で安定した状態を達成するための安全機能の特定 (AS-A2)	81
A.3.1.3	各安全機能に適用可能な緩和系の特定 (AS-A3)	84
A.3.1.4	各安全機能に必要な運転員操作の特定 (AS-A4)	86
A.3.1.5	プラント固有の設計、運転手順書及びプラント応答との整合 (AS-A5)	88
A.3.1.6	時間の流れに沿ったイベントツリー (ET) のヘディングの順序 (AS-A6)	91
A.3.1.7	起こり得る事故シーケンスの考慮 (AS-A7)	93
A.3.1.8	終状態の定義 (AS-A8)	97
A.3.1.9	熱水力解析の活用 (AS-A9)	99
A.3.1.10	各安全機能に必要な系統及び運転員操作の考慮 (AS-A10)	103
A.3.1.11	イベントツリー (ET) 間の遷移 (AS-A11)	105
A.3.2	緩和機能に影響する従属性の考慮	107
A.3.2.1	起因事象による緩和系への影響の考慮 (AS-B1)	107
A.3.2.2	事故シーケンスにおける先行事象による影響の考慮 (AS-B2)	109
A.3.2.3	物理的条件による影響の考慮 (AS-B3)	112
A.3.2.4	コンディショナルスプリットフラクション法を用いる場合の従属性の考慮 (AS-B4)	114
A.3.2.5	系統間の従属性及びトレンレベルの関係性に関するモデル化 (AS-B5)	116
A.3.2.6	プラント構成及び保全により生成される機能的従属性のモデル化 (AS-B6)	119
A.3.2.7	時間の制約による機能的従属性のモデル化 (AS-B7)	122

A.4.	成功基準解析	124
A.4.1	成功基準の定義	125
A.4.1.1	炉心損傷の定義 (SC-A1)	125
A.4.1.2	炉心損傷の定義に用いるプラントパラメータ及び判定基準の規定 (SC-A2) ..	127
A.4.1.3	重要な各安全機能に関する成功基準の定義 (SC-A3)	130
A.4.1.4	号機間で共有される緩和系の考慮 (SC-A4)	133
A.4.1.5	使命時間の定義 (SC-A5)	135
A.4.1.6	成功基準とプラントの設計及び運転との整合 (SC-A6)	139
A.4.2	解析を支持する工学的基盤	142
A.4.2.1	適切な解析手法の活用 (SC-B1)	142
A.4.2.2	専門家判断の活用 (SC-B2)	147
A.4.2.3	成功基準解析の適切性及び詳細さ (SC-B3)	149
A.4.2.4	解析モデル及び解析コードの適用性 (SC-B4)	152
A.4.2.5	根拠となる解析等の結果の合理性及び容認可能性 (SC-B5)	154
A.5.	システム解析	156
A.5.1	システムの故障及びアンアベイラビリティの考慮	157
A.5.1.1	フロントライン系及びサポート系のモデル化 (SY-A1)	157
A.5.1.2	プラント固有の情報の収集 (SY-A2)	160
A.5.1.3	プラント情報のレビュー (SY-A3)	162
A.5.1.4	ウォークダウン及びプラント要員へのインタビュー (SY-A4)	166
A.5.1.5	通常運転している系統及び代替又は待機系による構成の影響の考慮 (SY-A5)	168
A.5.1.6	系統を構成する機器の範囲の定義 (SY-A6)	173
A.5.1.7	詳細な系統のモデル化 (SY-A7)	177
A.5.1.8	機器を構成する部品の範囲の定義 (SY-A8)	179
A.5.1.9	スーパーコンポーネント又はモジュールの活用 (SY-A9)	183
A.5.1.10	変化する成功基準の影響に関する系統モデルにおける考慮 (SY-A10)	186
A.5.1.11	機器故障の考慮 (SY-A11)	189
A.5.1.12	事故の緩和に有効な機器の故障や破損の除外 (SY-A12)	192
A.5.1.13	流量の逸脱を引き起こす故障の考慮 (SY-A13)	194
A.5.1.14	事故の緩和機能喪失又は起因事象の発生への寄与に関する全ての故障モードの 検討 (SY-A14)	198
A.5.1.15	系統のアンアベイラビリティ及びアンリライアビリティへの寄与因子の除外 (SY-A15)	202
A.5.1.16	起因事象発生前人的過誤事象 (HFE) の考慮 (SY-A16)	204

A.5.1.17	起因事象発生後人的過誤事象（HFE）の考慮（SY-A17）	206
A.5.1.18	システムを停止、隔離又は故障させる条件の考慮（SY-A18）	208
A.5.1.19	待機除外によるアンアベイラビリティの考慮（SY-A19）	212
A.5.1.20	冗長性のある複数機器の同時期における待機除外の考慮（SY-A20）	215
A.5.1.21	システムの機能喪失の原因となる条件の考慮（SY-A21）	217
A.5.1.22	システム又は機器の動作性に関する条件の考慮（SY-A22）	222
A.5.1.23	システムモデルにおける命名規則の規定（SY-A23）	224
A.5.1.24	故障した機器の復旧に関する検討（SY-A24）	226
A.5.2	共通原因故障（CCF）及びシステム間の従属性の考慮.....	228
A.5.2.1	システム内における共通原因故障（CCF）のモデル化（SY-B1）	228
A.5.2.2	システム間における共通原因故障（CCF）のモデル化（SY-B2）	233
A.5.2.3	共通原因故障（CCF）グループの定義（SY-B3）	235
A.5.2.4	システムモデルへの共通原因故障（CCF）の組み込み（SY-B4）	239
A.5.2.5	サポート系及び境界を接する他のシステムへの従属性の考慮（SY-B5）	241
A.5.2.6	サポート系が不要であることを示すための工学的解析の実施（SY-B6）	244
A.5.2.7	サポート系のモデル化における現実的な成功基準及びタイミングの使用（SY-B7）	246
A.5.2.8	システムの運転に害を及ぼす空間上及び環境上の因子の考慮（SY-B8）	248
A.5.2.9	サポート系との接点の考慮（SY-B9）	251
A.5.2.10	システムの起動及び作動に必要なシステムの考慮（SY-B10）	254
A.5.2.11	空気、電源及び冷却材に関する利用可能な容量の考慮（SY-B11）	256
A.5.2.12	システムモデルからサポート系の故障を除外することに関する制限（SY-B12）	260
A.5.2.13	複数のシステムを故障させる機器の考慮（SY-B13）	264
A.5.2.14	厳しい条件における複数の構造物、システム及び機器（SSC）の故障の考慮（SY-B14）	266
A.5.2.15	人の活動によるシステム又はトレン間の従属性の考慮（SY-B15）	268
A.6.	人間信頼性解析（HRA）	270
A.6.1	定型作業の特定	271
A.6.1.1	機器のアンアベイラビリティに影響を及ぼす可能性がある試験、検査及び保守活動の特定（HR-A1）	271
A.6.1.2	待機状態にある機器の自動起動に影響を与える可能性がある誤較正の特定（HR-A2）	274
A.6.1.3	複数のシステム又はトレンに影響する定型作業の特定（HR-A3）	276
A.6.2	重要な定型作業の抽出	278
A.6.2.1	定型作業をスクリーニングする際のルールの規定（HR-B1）	278

A.6.2.2	定型作業の除外に関する制限 (HR-B2)	281
A.6.3	起因事象発生前人的過誤事象 (HFE) の影響評価	283
A.6.3.1	起因事象発生前人的過誤事象 (HFE) の定義 (HR-C1)	283
A.6.3.2	系統、トレン又は機器を復旧する際の人的過誤による様々なアンアベイラビリティの考慮 (HR-C2)	285
A.6.3.3	誤較正による影響の考慮 (HR-C3)	287
A.6.4	起因事象発生前人的過誤事象 (HFE) の確率推定	289
A.6.4.1	体系的な手法の活用 (HR-D1)	289
A.6.4.2	保守的な値の活用及び詳細な評価の実施 (HR-D2)	291
A.6.4.3	プラント固有の関連情報の考慮 (HR-D3)	295
A.6.4.4	人的過誤の是正の要因に関する考慮 (HR-D4)	297
A.6.4.5	従属性の考慮 (HR-D5)	299
A.6.4.6	確率値及びその不確かさの評価 (HR-D6)	301
A.6.4.7	運転経験に照らした確率値の合理性の確認 (HR-D7)	303
A.6.5	起因事象発生後人的過誤事象 (HFE) の特定	305
A.6.5.1	手順書及び系統の運転に関するレビュー (HR-E1)	305
A.6.5.2	手順書で指示されている操作及び機器故障への対応の特定 (HR-E2)	308
A.6.5.3	運転員や訓練指導員によるレビュー (HR-E3)	311
A.6.5.4	シミュレータ訓練における観察及び運転員との詳細な議論の活用 (HR-E4)	314
A.6.6	起因事象発生後人的過誤事象 (HFE) の影響評価	316
A.6.6.1	起因事象発生後人的過誤事象 (HFE) の定義 (HR-F1)	316
A.6.6.2	事故シーケンス固有の情報の特定 (HR-F2)	318
A.6.7	起因事象発生後人的過誤事象 (HFE) の確率推定	320
A.6.7.1	保守的な値の活用又は詳細な解析の実施 (HR-G1)	320
A.6.7.2	認知及び実施における過誤の評価 (HR-G2)	324
A.6.7.3	行動形成因子 (PSF) の考慮 (HR-G3)	326
A.6.7.4	運転員操作に使用できる時間に関連した解析結果の活用 (HR-G4)	328
A.6.7.5	運転員操作に必要な時間の設定 (HR-G5)	331
A.6.7.6	推定された起因事象発生後 HFE の発生確率の一貫性の確保 (HR-G6)	333
A.6.7.7	従属性の程度に関する評価 (HR-G7)	336
A.6.7.8	確率値及びその不確かさの評価 (HR-G8)	339
A.6.8	リカバリーのための運転員操作のモデル化	341
A.6.8.1	リカバリーのための運転員操作の考慮 (HR-H1)	341
A.6.8.2	リカバリーの信頼性に関するプラント固有の情報の考慮 (HR-H2)	343
A.6.8.3	リカバリー及びその他運転員操作に関する HFE 間の従属性の考慮 (HR-H3)	346

A.7.	データ解析	348
A.7.1	パラメータの定義	349
A.7.1.1	確率又は頻度が必要な基事象の特定 (DA-A1)	349
A.7.1.2	構造物、系統及び機器 (SSC) の構成要素の範囲、故障モード、成功基準の定義 (DA-A2)	351
A.7.1.3	適切な確率モデルの活用 (DA-A3)	353
A.7.1.4	推定されるパラメータ及び推定に必要なデータの特定 (DA-A4)	355
A.7.2	機器のグループ化	357
A.7.2.1	機器のグループ化 (DA-B1)	357
A.7.2.2	機器のグループ化における異質な機器の除外 (DA-B2)	359
A.7.3	一般的な産業界データ及びプラント固有データの収集	361
A.7.3.1	一般的なパラメータの推定結果に関する情報源の活用 (DA-C1)	361
A.7.3.2	プラント固有データの収集 (DA-C2)	364
A.7.3.3	設計、運転、保守及び運転経験が同様なプラント固有データの収集 (DA-C3)	366
A.7.3.4	PRA で考慮すべき故障を特定する際の明確な基準の定義 (DA-C4)	368
A.7.3.5	短期間に繰り返し発生した機器故障及び動作要求に関する評価 (DA-C5)	370
A.7.3.6	待機状態にある機器へのプラント固有の動作要求回数の推定 (DA-C6)	372
A.7.3.7	サーベイランス試験及び保守活動の実施回数に関するプラント固有データの収 集 (DA-C7)	375
A.7.3.8	機器が待機状態にある時間に関するプラント固有データの収集 (DA-C8)	378
A.7.3.9	待機状態にある機器の運転時間の推定 (DA-C9)	380
A.7.3.10	サーベイランス試験結果の故障モードごとの考慮 (DA-C10)	382
A.7.3.11	アンアベイラビリティ推定のための保守及び試験に関するデータの活用 (DA- C11)	385
A.7.3.12	サポート系の機能喪失によるフロントライン系のアンアベイラビリティに関す るカウン트의除外 (DA-C12)	388
A.7.3.13	実際に機器が利用できない時間の推定 (DA-C13)	390
A.7.3.14	保守を同時に実施することによるアンアベイラビリティの評価 (DA-C14) ...	394
A.7.3.15	SSC の修理に関するプラント固有データや産業界データの収集 (DA-C15) ...	397
A.7.3.16	復旧までの時間に関するデータの収集 (DA-C16)	399
A.7.4	パラメータ推定	401
A.7.4.1	基事象のパラメータ推定 (DA-D1)	401
A.7.4.2	類似機器に関するデータ又は専門家判断の活用 (DA-D2)	405
A.7.4.3	基事象の確率の計算と不確かさの表現 (DA-D3)	407

A.7.4.4	ベイズ更新により得られた事後分布の合理性の確認 (DA-D4)	409
A.7.4.5	共通原因故障 (CCF) パラメータの推定 (DA-D5)	411
A.7.4.6	機器を構成する部品の範囲と整合した CCF の確率の推定 (DA-D6)	414
A.7.4.7	CCF 及び独立した機器故障に関する一般的な産業界データのプラント固有性に 基づいた選別 (DA-D7)	417
A.7.4.8	古いデータの使用に関する制限 (DA-D8)	419
A.8.	定量化	421
A.8.1	炉心損傷頻度 (CDF) の定量化	422
A.8.1.1	事故シーケンス、系統モデル、データ及び人間信頼性解析 (HRA) 結果の統合 (QU-A1)	422
A.8.1.2	個々の事故シーケンスの発生頻度の推定及びその適切性の確認 (QU-A2)	424
A.8.1.3	炉心損傷頻度 (CDF) 及びその不確かさの計算 (QU-A3)	427
A.8.1.4	炉心損傷頻度 (CDF) への寄与因子の特定 (QU-A4)	429
A.8.1.5	定量化プロセスにおけるリカバリーの考慮 (QU-A5)	431
A.8.2	適切なモデル及びコードの利用並びに手法固有の制約及び特性の考慮	433
A.8.2.1	コンピュータコードの適切な使用並びに手法固有の制約及び特性の特定 (QU- B1)	433
A.8.2.2	十分に低い打ち切り値の設定 (QU-B2)	436
A.8.2.3	反復プロセスによる打ち切り値の設定 (QU-B3)	438
A.8.2.4	適切な計算手法の活用 (QU-B4)	440
A.8.2.5	論理ループの解消 (QU-B5)	442
A.8.2.6	事故シーケンスの評価における系統による事故の緩和成功の考慮 (QU-B6)	444
A.8.2.7	相互に排反な事象を含むカットセットの特定 (QU-B7)	447
A.8.2.8	相互に排反な事象を含むカットセットの除外 (QU-B8)	449
A.8.2.9	論理フラグの設定 (QU-B9)	451
A.8.2.10	モジュール、サブツリー及びスプリットフラクションを使用する際の対応 (QU- B10)	453
A.8.3	従属性の適切な考慮	455
A.8.3.1	複数の人的過誤事象 (HFE) を含むカットセットの特定 (QU-C1)	455
A.8.3.2	人的過誤事象 (HFE) 間の従属性の程度に関する評価 (QU-C2)	458
A.8.3.3	ET 間における事故シーケンスの特性の伝達 (QU-C3)	460
A.8.4	定量化結果のレビュー	462
A.8.4.1	重要な事故シーケンス及びカットセットのレビュー (QU-D1)	462
A.8.4.2	モデル化における整合性及びプラントの運転との整合性に関するレビュー (QU- D2)	465

A.8.4.3	PRA 結果の論理に関するレビュー (QU-D3)	467
A.8.4.4	類似プラントの PRA 結果との比較 (QU-D4)	469
A.8.4.5	リスク上重要でない事故シーケンス及びカットセットのレビュー (QU-D5)	471
A.8.4.6	リスク上重要な寄与因子の特定 (QU-D6)	474
A.8.4.7	機器及び基事象のリスク重要度の合理性に関するレビュー (QU-D7)	476
A.8.5	不確かさの特性評価	478
A.8.5.1	モデルの不確かさの要因の特定 (QU-E1)	478
A.8.5.2	モデル化における仮定の特定 (QU-E2)	481
A.8.5.3	炉心損傷頻度 (CDF) の推定結果に関する不確かさの評価 (QU-E3)	483
A.8.5.4	モデルの不確かさの要因及び関連する仮定の影響に関する評価 (QU-E4)	486
参考文献一覧		488
執筆者一覧		492

表目次

表 1.2.1 米国専門家の PRA レビューに係る知見の整理様式	2
表 1.2.2 サポート要件への適合例及び不適合例の整理様式	3
表 2.1.1 サポート要件 IE-A1 に関する米国専門家の知見	5
表 2.1.2 サポート要件 IE-A1 への適合例及び不適合例	6
表 2.1.3 サポート要件 IE-A2 に関する米国専門家の知見	7
表 2.1.4 サポート要件 IE-A2 への適合例及び不適合例	9
表 2.1.5 サポート要件 IE-A3 に関する米国専門家の知見	11
表 2.1.6 サポート要件 IE-A3 への適合例及び不適合例	12
表 2.1.7 サポート要件 IE-A4 に関する米国専門家の知見	13
表 2.1.8 サポート要件 IE-A4 への適合例及び不適合例	14
表 2.1.9 サポート要件 IE-A5 に関する米国専門家の知見	15
表 2.1.10 サポート要件 IE-A5 への適合例及び不適合例	17
表 2.1.11 サポート要件 IE-A6 に関する米国専門家の知見	18
表 2.1.12 サポート要件 IE-A6 への適合例及び不適合例	19
表 2.1.13 サポート要件 IE-A7 に関する米国専門家の知見	20
表 2.1.14 サポート要件 IE-A7 への適合例及び不適合例	21
表 2.1.15 サポート要件 IE-A8 に関する米国専門家の知見	22
表 2.1.16 サポート要件 IE-A8 への適合例及び不適合例	23
表 2.1.17 サポート要件 IE-A9 に関する米国専門家の知見	24
表 2.1.18 サポート要件 IE-A9 への適合例及び不適合例	25
表 2.1.19 サポート要件 IE-A10 に関する米国専門家の知見	26
表 2.1.20 サポート要件 IE-A10 への適合例及び不適合例	27
表 2.2.1 サポート要件 IE-B1 に関する米国専門家の知見	28
表 2.2.2 サポート要件 IE-B1 への適合例及び不適合例	30
表 2.2.3 サポート要件 IE-B2 に関する米国専門家の知見	31
表 2.2.4 サポート要件 IE-B2 への適合例及び不適合例	32
表 2.2.5 サポート要件 IE-B3 に関する米国専門家の知見	33
表 2.2.6 サポート要件 IE-B3 への適合例及び不適合例	35
表 2.2.7 サポート要件 IE-B4 に関する米国専門家の知見	36
表 2.2.8 サポート要件 IE-B4 への適合例及び不適合例	37
表 2.2.9 サポート要件 IE-B5 に関する米国専門家の知見	38
表 2.2.10 サポート要件 IE-B5 への適合例及び不適合例	39
表 2.3.1 サポート要件 IE-C1 に関する米国専門家の知見	40
表 2.3.2 サポート要件 IE-C1 への適合例及び不適合例	42

表 2.3.3 サポート要件 IE-C2 に関する米国専門家の知見.....	43
表 2.3.4 サポート要件 IE-C2 への適合例及び不適合例.....	44
表 2.3.5 サポート要件 IE-C3 に関する米国専門家の知見.....	45
表 2.3.6 サポート要件 IE-C3 への適合例及び不適合例.....	46
表 2.3.7 サポート要件 IE-C4 に関する米国専門家の知見.....	47
表 2.3.8 サポート要件 IE-C4 への適合例及び不適合例.....	48
表 2.3.9 サポート要件 IE-C5 に関する米国専門家の知見.....	49
表 2.3.10 サポート要件 IE-C5 への適合例及び不適合例.....	50
表 2.3.11 サポート要件 IE-C6 に関する米国専門家の知見.....	51
表 2.3.12 サポート要件 IE-C6 への適合例及び不適合例.....	52
表 2.3.13 サポート要件 IE-C7 に関する米国専門家の知見.....	53
表 2.3.14 サポート要件 IE-C7 への適合例及び不適合例.....	54
表 2.3.15 サポート要件 IE-C8 に関する米国専門家の知見.....	55
表 2.3.16 サポート要件 IE-C8 への適合例及び不適合例.....	57
表 2.3.17 サポート要件 IE-C9 に関する米国専門家の知見.....	59
表 2.3.18 サポート要件 IE-C9 への適合例及び不適合例.....	60
表 2.3.19 サポート要件 IE-C10 に関する米国専門家の知見.....	61
表 2.3.20 サポート要件 IE-C10 への適合例及び不適合例.....	62
表 2.3.21 サポート要件 IE-C11 に関する米国専門家の知見.....	63
表 2.3.22 サポート要件 IE-C11 への適合例及び不適合例.....	64
表 2.3.23 サポート要件 IE-C12 に関する米国専門家の知見.....	65
表 2.3.24 サポート要件 IE-C12 への適合例及び不適合例.....	66
表 2.3.25 サポート要件 IE-C13 に関する米国専門家の知見.....	67
表 2.3.26 サポート要件 IE-C13 への適合例及び不適合例.....	68
表 2.3.27 サポート要件 IE-C14 に関する米国専門家の知見.....	69
表 2.3.28 サポート要件 IE-C14 への適合例及び不適合例.....	72
表 2.3.29 サポート要件 IE-C15 に関する米国専門家の知見.....	75
表 2.3.30 サポート要件 IE-C15 への適合例及び不適合例.....	77
表 3.1.1 サポート要件 AS-A1 に関する米国専門家の知見.....	79
表 3.1.2 サポート要件 AS-A1 への適合例及び不適合例.....	80
表 3.1.3 サポート要件 AS-A2 に関する米国専門家の知見.....	81
表 3.1.4 サポート要件 AS-A2 への適合例及び不適合例.....	83
表 3.1.5 サポート要件 AS-A3 に関する米国専門家の知見.....	84
表 3.1.6 サポート要件 AS-A3 への適合例及び不適合例.....	85
表 3.1.7 サポート要件 AS-A4 に関する米国専門家の知見.....	86

表 3.1.8 サポート要件 AS-A4 への適合例及び不適合例	87
表 3.1.9 サポート要件 AS-A5 に関する米国専門家の知見	88
表 3.1.10 サポート要件 AS-A5 への適合例及び不適合例	89
表 3.1.11 サポート要件 AS-A6 に関する米国専門家の知見	91
表 3.1.12 サポート要件 AS-A6 への適合例及び不適合例	92
表 3.1.13 サポート要件 AS-A7 に関する米国専門家の知見	93
表 3.1.14 サポート要件 AS-A7 への適合例及び不適合例	95
表 3.1.15 サポート要件 AS-A8 に関する米国専門家の知見	97
表 3.1.16 サポート要件 AS-A8 への適合例及び不適合例	98
表 3.1.17 サポート要件 AS-A9 に関する米国専門家の知見	99
表 3.1.18 サポート要件 AS-A9 への適合例及び不適合例	101
表 3.1.19 サポート要件 AS-A10 に関する米国専門家の知見	103
表 3.1.20 サポート要件 AS-A10 への適合例及び不適合例	104
表 3.1.21 サポート要件 AS-A11 に関する米国専門家の知見	105
表 3.1.22 サポート要件 AS-A11 への適合例及び不適合例	106
表 3.2.1 サポート要件 AS-B1 に関する米国専門家の知見	107
表 3.2.2 サポート要件 AS-B1 への適合例及び不適合例	108
表 3.2.3 サポート要件 AS-B2 に関する米国専門家の知見	109
表 3.2.4 サポート要件 AS-B2 への適合例及び不適合例	110
表 3.2.5 サポート要件 AS-B3 に関する米国専門家の知見	112
表 3.2.6 サポート要件 AS-B3 への適合例及び不適合例	113
表 3.2.7 サポート要件 AS-B4 に関する米国専門家の知見	114
表 3.2.8 サポート要件 AS-B4 への適合例及び不適合例	115
表 3.2.9 サポート要件 AS-B5 に関する米国専門家の知見	116
表 3.2.10 サポート要件 AS-B5 への適合例及び不適合例	118
表 3.2.11 サポート要件 AS-B6 に関する米国専門家の知見	119
表 3.2.12 サポート要件 AS-B6 への適合例及び不適合例	121
表 3.2.13 サポート要件 AS-B7 に関する米国専門家の知見	122
表 3.2.14 サポート要件 AS-B7 への適合例及び不適合例	123
表 4.1.1 サポート要件 SC-A1 に関する米国専門家の知見	125
表 4.1.2 サポート要件 SC-A1 への適合例及び不適合例	126
表 4.1.3 サポート要件 SC-A2 に関する米国専門家の知見	127
表 4.1.4 サポート要件 SC-A2 への適合例及び不適合例	129
表 4.1.5 サポート要件 SC-A3 に関する米国専門家の知見	130
表 4.1.6 サポート要件 SC-A3 への適合例及び不適合例	131

表 4.1.7 サポート要件 SC-A4 に関する米国専門家の知見	133
表 4.1.8 サポート要件 SC-A4 への適合例及び不適合例	134
表 4.1.9 サポート要件 SC-A5 に関する米国専門家の知見	135
表 4.1.10 サポート要件 SC-A5 への適合例及び不適合例	137
表 4.1.11 サポート要件 SC-A6 に関する米国専門家の知見.....	139
表 4.1.12 サポート要件 SC-A6 への適合例及び不適合例	140
表 4.2.1 サポート要件 SC-B1 に関する米国専門家の知見.....	142
表 4.2.2 サポート要件 SC-B1 への適合例及び不適合例.....	144
表 4.2.3 サポート要件 SC-B2 に関する米国専門家の知見.....	147
表 4.2.4 サポート要件 SC-B2 への適合例及び不適合例.....	148
表 4.2.5 サポート要件 SC-B3 に関する米国専門家の知見.....	149
表 4.2.6 サポート要件 SC-B3 への適合例及び不適合例.....	150
表 4.2.7 サポート要件 SC-B4 に関する米国専門家の知見.....	152
表 4.2.8 サポート要件 SC-B4 への適合例及び不適合例.....	153
表 4.2.9 サポート要件 SC-B5 に関する米国専門家の知見.....	154
表 4.2.10 サポート要件 SC-B5 への適合例及び不適合例.....	155
表 5.1.1 サポート要件 SY-A1 に関する米国専門家の知見.....	157
表 5.1.2 サポート要件 SY-A1 への適合例及び不適合例.....	158
表 5.1.3 サポート要件 SY-A2 に関する米国専門家の知見.....	160
表 5.1.4 サポート要件 SY-A2 への適合例及び不適合例.....	161
表 5.1.5 サポート要件 SY-A3 に関する米国専門家の知見.....	162
表 5.1.6 サポート要件 SY-A3 への適合例及び不適合例.....	165
表 5.1.7 サポート要件 SY-A4 に関する米国専門家の知見.....	166
表 5.1.8 サポート要件 SY-A4 への適合例及び不適合例.....	167
表 5.1.9 サポート要件 SY-A5 に関する米国専門家の知見.....	168
表 5.1.10 サポート要件 SY-A5 への適合例及び不適合例.....	169
表 5.1.11 サポート要件 SY-A6 に関する米国専門家の知見.....	173
表 5.1.12 サポート要件 SY-A6 への適合例及び不適合例.....	174
表 5.1.13 サポート要件 SY-A7 に関する米国専門家の知見.....	177
表 5.1.14 サポート要件 SY-A7 への適合例及び不適合例.....	178
表 5.1.15 サポート要件 SY-A8 に関する米国専門家の知見.....	179
表 5.1.16 サポート要件 SY-A8 への適合例及び不適合例.....	180
表 5.1.17 サポート要件 SY-A9 に関する米国専門家の知見.....	183
表 5.1.18 サポート要件 SY-A9 への適合例及び不適合例.....	184
表 5.1.19 サポート要件 SY-A10 に関する米国専門家の知見.....	186

表 5.1.20 サポート要件 SY-A10 への適合例及び不適合例.....	187
表 5.1.21 サポート要件 SY-A11 に関する米国専門家の知見.....	189
表 5.1.22 サポート要件 SY-A11 への適合例及び不適合例.....	190
表 5.1.23 サポート要件 SY-A12 に関する米国専門家の知見.....	192
表 5.1.24 サポート要件 SY-A12 への適合例及び不適合例.....	193
表 5.1.25 サポート要件 SY-A13 に関する米国専門家の知見.....	194
表 5.1.26 サポート要件 SY-A13 への適合例及び不適合例.....	195
表 5.1.27 サポート要件 SY-A14 に関する米国専門家の知見.....	198
表 5.1.28 サポート要件 SY-A14 への適合例及び不適合例.....	199
表 5.1.29 サポート要件 SY-A15 に関する米国専門家の知見.....	202
表 5.1.30 サポート要件 SY-A15 への適合例及び不適合例.....	203
表 5.1.31 サポート要件 SY-A16 に関する米国専門家の知見.....	204
表 5.1.32 サポート要件 SY-A16 への適合例及び不適合例.....	205
表 5.1.33 サポート要件 SY-A17 に関する米国専門家の知見.....	206
表 5.1.34 サポート要件 SY-A17 への適合例及び不適合例.....	207
表 5.1.35 サポート要件 SY-A18 に関する米国専門家の知見.....	208
表 5.1.36 サポート要件 SY-A18 への適合例及び不適合例.....	209
表 5.1.37 サポート要件 SY-A19 に関する米国専門家の知見.....	212
表 5.1.38 サポート要件 SY-A19 への適合例及び不適合例.....	213
表 5.1.39 サポート要件 SY-A20 に関する米国専門家の知見.....	215
表 5.1.40 サポート要件 SY-A20 への適合例及び不適合例.....	216
表 5.1.41 サポート要件 SY-A21 に関する米国専門家の知見.....	217
表 5.1.42 サポート要件 SY-A21 への適合例及び不適合例.....	218
表 5.1.43 サポート要件 SY-A22 に関する米国専門家の知見.....	222
表 5.1.44 サポート要件 SY-A22 への適合例及び不適合例.....	223
表 5.1.45 サポート要件 SY-A23 に関する米国専門家の知見.....	224
表 5.1.46 サポート要件 SY-A23 への適合例及び不適合例.....	225
表 5.1.47 サポート要件 SY-A24 に関する米国専門家の知見.....	226
表 5.1.48 サポート要件 SY-A24 への適合例及び不適合例.....	227
表 5.2.1 サポート要件 SY-B1 に関する米国専門家の知見.....	228
表 5.2.2 サポート要件 SY-B1 への適合例及び不適合例.....	229
表 5.2.3 サポート要件 SY-B2 に関する米国専門家の知見.....	233
表 5.2.4 サポート要件 SY-B2 への適合例及び不適合例.....	234
表 5.2.5 サポート要件 SY-B3 に関する米国専門家の知見.....	235
表 5.2.6 サポート要件 SY-B3 への適合例及び不適合例.....	236

表 5.2.7 サポート要件 SY-B4 に関する米国専門家の知見.....	239
表 5.2.8 サポート要件 SY-B4 への適合例及び不適合例.....	240
表 5.2.9 サポート要件 SY-B5 に関する米国専門家の知見.....	241
表 5.2.10 サポート要件 SY-B5 への適合例及び不適合例.....	242
表 5.2.11 サポート要件 SY-B6 に関する米国専門家の知見.....	244
表 5.2.12 サポート要件 SY-B6 への適合例及び不適合例.....	245
表 5.2.13 サポート要件 SY-B7 に関する米国専門家の知見.....	246
表 5.2.14 サポート要件 SY-B7 への適合例及び不適合例.....	247
表 5.2.15 サポート要件 SY-B8 に関する米国専門家の知見.....	248
表 5.2.16 サポート要件 SY-B8 への適合例及び不適合例.....	250
表 5.2.17 サポート要件 SY-B9 に関する米国専門家の知見.....	251
表 5.2.18 サポート要件 SY-B9 への適合例及び不適合例.....	252
表 5.2.19 サポート要件 SY-B10 に関する米国専門家の知見.....	254
表 5.2.20 サポート要件 SY-B10 への適合例及び不適合例.....	255
表 5.2.21 サポート要件 SY-B11 に関する米国専門家の知見.....	256
表 5.2.22 サポート要件 SY-B11 への適合例及び不適合例.....	257
表 5.2.23 サポート要件 SY-B12 に関する米国専門家の知見.....	260
表 5.2.24 サポート要件 SY-B12 への適合例及び不適合例.....	261
表 5.2.25 サポート要件 SY-B13 に関する米国専門家の知見.....	264
表 5.2.26 サポート要件 SY-B13 への適合例及び不適合例.....	265
表 5.2.27 サポート要件 SY-B14 に関する米国専門家の知見.....	266
表 5.2.28 サポート要件 SY-B14 への適合例及び不適合例.....	267
表 5.2.29 サポート要件 SY-B15 に関する米国専門家の知見.....	268
表 5.2.30 サポート要件 SY-B15 への適合例及び不適合例.....	269
表 6.1.1 サポート要件 HR-A1 に関する米国専門家の知見.....	271
表 6.1.2 サポート要件 HR-A1 への適合例及び不適合例.....	273
表 6.1.3 サポート要件 HR-A2 に関する米国専門家の知見.....	274
表 6.1.4 サポート要件 HR-A2 への適合例及び不適合例.....	275
表 6.1.5 サポート要件 HR-A3 に関する米国専門家の知見.....	276
表 6.1.6 サポート要件 HR-A3 の適合例及び不適合例.....	277
表 6.2.1 サポート要件 HR-B1 に関する米国専門家の知見.....	278
表 6.2.2 サポート要件 HR-B1 への適合例及び不適合例.....	280
表 6.2.3 サポート要件 HR-B2 に関する米国専門家の知見.....	281
表 6.2.4 サポート要件 HR-B2 への適合例及び不適合例.....	282
表 6.3.1 サポート要件 HR-C1 に関する米国専門家の知見.....	283

表 6.3.2 サポート要件 HR-C1 への適合例及び不適合例.....	284
表 6.3.3 サポート要件 HR-C2 に関する米国専門家の知見.....	285
表 6.3.4 サポート要件 HR-C2 への適合例及び不適合例.....	286
表 6.3.5 サポート要件 HR-C3 に関する米国専門家の知見.....	287
表 6.3.6 サポート要件 HR-C3 への適合例及び不適合例.....	288
表 6.4.1 サポート要件 HR-D1 に関する米国専門家の知見.....	289
表 6.4.2 サポート要件 HR-D1 への適合例及び不適合例.....	290
表 6.4.3 サポート要件 HR-D2 に関する米国専門家の知見.....	291
表 6.4.4 サポート要件 HR-D2 への適合例及び不適合例.....	293
表 6.4.5 サポート要件 HR-D3 に関する米国専門家の知見.....	295
表 6.4.6 サポート要件 HR-D3 への適合例及び不適合例.....	296
表 6.4.7 サポート要件 HR-D4 に関する米国専門家の知見.....	297
表 6.4.8 サポート要件 HR-D4 への適合例及び不適合例.....	298
表 6.4.9 サポート要件 HR-D5 に関する米国専門家の知見.....	299
表 6.4.10 サポート要件 HR-D5 への適合例及び不適合例.....	300
表 6.4.11 サポート要件 HR-D6 に関する米国専門家の知見.....	301
表 6.4.12 サポート要件 HR-D6 への適合例及び不適合例.....	302
表 6.4.13 サポート要件 HR-D7 に関する米国専門家の知見.....	303
表 6.4.14 サポート要件 HR-D7 への適合例及び不適合例.....	304
表 6.5.1 サポート要件 HR-E1 に関する米国専門家の知見.....	305
表 6.5.2 サポート要件 HR-E1 への適合例及び不適合例.....	307
表 6.5.3 サポート要件 HR-E2 に関する米国専門家の知見.....	308
表 6.5.4 サポート要件 HR-E2 への適合例及び不適合例.....	310
表 6.5.5 サポート要件 HR-E3 に関する米国専門家の知見.....	311
表 6.5.6 サポート要件 HR-E3 への適合例及び不適合例.....	313
表 6.5.7 サポート要件 HR-E4 に関する米国専門家の知見.....	314
表 6.5.8 サポート要件 HR-E4 への適合例及び不適合例.....	315
表 6.6.1 サポート要件 HR-F1 に関する米国専門家の知見.....	316
表 6.6.2 サポート要件 HR-F1 への適合例及び不適合例.....	317
表 6.6.3 サポート要件 HR-F2 に関する米国専門家の知見.....	318
表 6.6.4 サポート要件 HR-F2 への適合例及び不適合例.....	319
表 6.7.1 サポート要件 HR-G1 に関する米国専門家の知見.....	320
表 6.7.2 サポート要件 HR-G1 への適合例及び不適合例.....	322
表 6.7.3 サポート要件 HR-G2 に関する米国専門家の知見.....	324
表 6.7.4 サポート要件 HR-G2 への適合例及び不適合例.....	325

表 6.7.5 サポート要件 HR-G3 に関する米国専門家の知見.....	326
表 6.7.6 サポート要件 HR-G3 への適合例及び不適合例.....	327
表 6.7.7 サポート要件 HR-G4 に関する米国専門家の知見.....	328
表 6.7.8 サポート要件 HR-G4 への適合例及び不適合例.....	329
表 6.7.9 サポート要件 HR-G5 に関する米国専門家の知見.....	331
表 6.7.10 サポート要件 HR-G5 への適合例及び不適合例.....	332
表 6.7.11 サポート要件 HR-G6 に関する米国専門家の知見.....	333
表 6.7.12 サポート要件 HR-G6 への適合例及び不適合例.....	335
表 6.7.13 サポート要件 HR-G7 に関する米国専門家の知見.....	336
表 6.7.14 サポート要件 HR-G7 への適合例及び不適合例.....	338
表 6.7.15 サポート要件 HR-G8 に関する米国専門家の知見.....	339
表 6.7.16 サポート要件 HR-G8 への適合例及び不適合例.....	340
表 6.8.1 サポート要件 HR-H1 に関する米国専門家の知見.....	341
表 6.8.2 サポート要件 HR-H1 への適合例及び不適合例.....	342
表 6.8.3 サポート要件 HR-H2 に関する米国専門家の知見.....	343
表 6.8.4 サポート要件 HR-H2 への適合例及び不適合例.....	345
表 6.8.5 サポート要件 HR-H3 に関する米国専門家の知見.....	346
表 6.8.6 サポート要件 HR-H3 への適合例及び不適合例.....	347
表 7.1.1 サポート要件 DA-A1 に関する米国専門家の知見.....	349
表 7.1.2 サポート要件 DA-A1 への適合例及び不適合例.....	350
表 7.1.3 サポート要件 DA-A2 に関する米国専門家の知見.....	351
表 7.1.4 サポート要件 DA-A2 への適合例及び不適合例.....	352
表 7.1.5 サポート要件 DA-A3 に関する米国専門家の知見.....	353
表 7.1.6 サポート要件 DA-A3 への適合例及び不適合例.....	354
表 7.1.7 サポート要件 DA-A4 に関する米国専門家の知見.....	355
表 7.1.8 サポート要件 DA-A4 への適合例及び不適合例.....	356
表 7.2.1 サポート要件 DA-B1 に関する米国専門家の知見.....	357
表 7.2.2 サポート要件 DA-B1 への適合例及び不適合例.....	358
表 7.2.3 サポート要件 DA-B2 に関する米国専門家の知見.....	359
表 7.2.4 サポート要件 DA-B2 への適合例及び不適合例.....	360
表 7.3.1 サポート要件 DA-C1 に関する米国専門家の知見.....	361
表 7.3.2 サポート要件 DA-C1 への適合例及び不適合例.....	363
表 7.3.3 サポート要件 DA-C2 に関する米国専門家の知見.....	364
表 7.3.4 サポート要件 DA-C2 への適合例及び不適合例.....	365
表 7.3.5 サポート要件 DA-C3 に関する米国専門家の知見.....	366

表 7.3.6 サポート要件 DA-C3 への適合例及び不適合例.....	367
表 7.3.7 サポート要件 DA-C4 に関する米国専門家の知見.....	368
表 7.3.8 サポート要件 DA-C4 への適合例及び不適合例.....	369
表 7.3.9 サポート要件 DA-C5 に関する米国専門家の知見.....	370
表 7.3.10 サポート要件 DA-C5 への適合例及び不適合例.....	371
表 7.3.11 サポート要件 DA-C6 に関する米国専門家の知見.....	372
表 7.3.12 サポート要件 DA-C6 への適合例及び不適合例.....	374
表 7.3.13 サポート要件 DA-C7 に関する米国専門家の知見.....	375
表 7.3.14 サポート要件 DA-C7 への適合例及び不適合例.....	376
表 7.3.15 サポート要件 DA-C8 に関する米国専門家の知見.....	378
表 7.3.16 サポート要件 DA-C8 への適合例及び不適合例.....	379
表 7.3.17 サポート要件 DA-C9 に関する米国専門家の知見.....	380
表 7.3.18 サポート要件 DA-C9 への適合例及び不適合例.....	381
表 7.3.19 サポート要件 DA-C10 に関する米国専門家の知見.....	382
表 7.3.20 サポート要件 DA-C10 への適合例及び不適合例.....	384
表 7.3.21 サポート要件 DA-C11 に関する米国専門家の知見.....	385
表 7.3.22 サポート要件 DA-C11 への適合例及び不適合例.....	387
表 7.3.23 サポート要件 DA-C12 に関する米国専門家の知見.....	388
表 7.3.24 サポート要件 DA-C12 への適合例及び不適合例.....	389
表 7.3.25 サポート要件 DA-C13 に関する米国専門家の知見.....	390
表 7.3.26 サポート要件 DA-C13 への適合例及び不適合例.....	392
表 7.3.27 サポート要件 DA-C14 に関する米国専門家の知見.....	394
表 7.3.28 サポート要件 DA-C14 への適合例及び不適合例.....	396
表 7.3.29 サポート要件 DA-C15 に関する米国専門家の知見.....	397
表 7.3.30 サポート要件 DA-C15 への適合例及び不適合例.....	398
表 7.3.31 サポート要件 DA-C16 に関する米国専門家の知見.....	399
表 7.3.32 サポート要件 DA-C16 への適合例及び不適合例.....	400
表 7.4.1 サポート要件 DA-D1 に関する米国専門家の知見.....	401
表 7.4.2 サポート要件 DA-D1 への適合例及び不適合例.....	403
表 7.4.3 サポート要件 DA-D2 に関する米国専門家の知見.....	405
表 7.4.4 サポート要件 DA-D2 への適合例及び不適合例.....	406
表 7.4.5 サポート要件 DA-D3 に関する米国専門家の知見.....	407
表 7.4.6 サポート要件 DA-D3 への適合例及び不適合例.....	408
表 7.4.7 サポート要件 DA-D4 に関する米国専門家の知見.....	409
表 7.4.8 サポート要件 DA-D4 への適合例及び不適合例.....	410

表 7.4.9 サポート要件 DA-D5 に関する米国専門家の知見.....	411
表 7.4.10 サポート要件 DA-D5 適合例及び不適合例	413
表 7.4.11 サポート要件 DA-D6 に関する米国専門家の知見.....	414
表 7.4.12 サポート要件 DA-D6 適合例及び不適合例	416
表 7.4.13 サポート要件 DA-D7 に関する米国専門家の知見.....	417
表 7.4.14 サポート要件 DA-D7 適合例及び不適合例	418
表 7.4.15 サポート要件 DA-D8 に関する米国専門家の知見.....	419
表 7.4.16 サポート要件 DA-D8 適合例及び不適合例	420
表 8.1.1 サポート要件 QU-A1 に関する米国専門家の知見.....	422
表 8.1.2 サポート要件 QU-A1 への適合例及び不適合例	423
表 8.1.3 サポート要件 QU-A2 に関する米国専門家の知見.....	424
表 8.1.4 サポート要件 QU-A2 への適合例及び不適合例	426
表 8.1.5 サポート要件 QU-A3 に関する米国専門家の知見.....	427
表 8.1.6 サポート要件 QU-A3 への適合例及び不適合例	428
表 8.1.7 サポート要件 QU-A4 に関する米国専門家の知見.....	429
表 8.1.8 サポート要件 QU-A4 への適合例及び不適合例	430
表 8.1.9 サポート要件 QU-A5 に関する米国専門家の知見.....	431
表 8.1.10 サポート要件 QU-A5 への適合例及び不適合例	432
表 8.2.1 サポート要件 QU-B1 に関する米国専門家の知見.....	433
表 8.2.2 サポート要件 QU-B1 への適合例及び不適合例.....	435
表 8.2.3 サポート要件 QU-B2 に関する米国専門家の知見.....	436
表 8.2.4 サポート要件 QU-B2 への適合例及び不適合例.....	437
表 8.2.5 サポート要件 QU-B3 に関する米国専門家の知見.....	438
表 8.2.6 サポート要件 QU-B3 への適合例及び不適合例.....	439
表 8.2.7 サポート要件 QU-B4 に関する米国専門家の知見.....	440
表 8.2.8 サポート要件 QU-B4 への適合例及び不適合例.....	441
表 8.2.9 サポート要件 QU-B5 に関する米国専門家の知見.....	442
表 8.2.10 サポート要件 QU-B5 への適合例及び不適合例.....	443
表 8.2.11 サポート要件 QU-B6 に関する米国専門家の知見	444
表 8.2.12 サポート要件 QU-B6 への適合例及び不適合例.....	446
表 8.2.13 サポート要件 QU-B7 に関する米国専門家の知見.....	447
表 8.2.14 サポート要件 QU-B7 への適合例及び不適合例.....	448
表 8.2.15 サポート要件 QU-B8 に関する米国専門家の知見.....	449
表 8.2.16 サポート要件 QU-B8 への適合例及び不適合例.....	450
表 8.2.17 サポート要件 QU-B9 に関する米国専門家の知見.....	451

表 8.2.18 サポート要件 QU-B9 への適合例及び不適合例.....	452
表 8.2.19 サポート要件 QU-B10 に関する米国専門家の知見.....	453
表 8.2.20 サポート要件 QU-B10 への適合例及び不適合例.....	454
表 8.3.1 サポート要件 QU-C1 に関する米国専門家の知見.....	455
表 8.3.2 サポート要件 QU-C1 への適合例及び不適合例.....	457
表 8.3.3 サポート要件 QU-C2 に関する米国専門家の知見.....	458
表 8.3.4 サポート要件 QU-C2 への適合例及び不適合例.....	459
表 8.3.5 サポート要件 QU-C3 に関する米国専門家の知見.....	460
表 8.3.6 サポート要件 QU-C3 への適合例及び不適合例.....	461
表 8.4.1 サポート要件 QU-D1 に関する米国専門家の知見.....	462
表 8.4.2 サポート要件 QU-D1 への適合例及び不適合例	464
表 8.4.3 サポート要件 QU-D2 に関する米国専門家の知見.....	465
表 8.4.4 サポート要件 QU-D2 への適合例及び不適合例	466
表 8.4.5 サポート要件 QU-D3 に関する米国専門家の知見.....	467
表 8.4.6 サポート要件 QU-D3 への適合例及び不適合例	468
表 8.4.7 サポート要件 QU-D4 に関する米国専門家の知見.....	469
表 8.4.8 サポート要件 QU-D4 への適合例及び不適合例	470
表 8.4.9 サポート要件 QU-D5 に関する米国専門家の知見.....	471
表 8.4.10 サポート要件 QU-D5 への適合例及び不適合例	473
表 8.4.11 サポート要件 QU-D6 に関する米国専門家の知見.....	474
表 8.4.12 サポート要件 QU-D6 への適合例及び不適合例	475
表 8.4.13 サポート要件 QU-D7 に関する米国専門家の知見.....	476
表 8.4.14 サポート要件 QU-D7 への適合例及び不適合例	477
表 8.5.1 サポート要件 QU-E1 に関する米国専門家の知見	478
表 8.5.2 サポート要件 QU-E1 への適合例及び不適合例.....	480
表 8.5.3 サポート要件 QU-E2 に関する米国専門家の知見	481
表 8.5.4 サポート要件 QU-E2 への適合例及び不適合例.....	482
表 8.5.5 サポート要件 QU-E3 に関する米国専門家の知見	483
表 8.5.6 サポート要件 QU-E3 への適合例及び不適合例.....	484
表 8.5.7 サポート要件 QU-E4 に関する米国専門家の知見	486
表 8.5.8 サポート要件 QU-E4 への適合例及び不適合例.....	487

図目次

図 5.1.1 サポート要件 SY-A1 への適合例（左）及び不適合例（右）	159
図 5.1.2 サポート要件 SY-A5 への適合例	171
図 5.1.3 サポート要件 SY-A5 への不適合例	172
図 5.1.4 サポート要件 SY-A6 への適合例	175
図 5.1.5 サポート要件 SY-A6 への不適合例	176
図 5.1.6 サポート要件 SY-A8 への適合例	181
図 5.1.7 サポート要件 SY-A8 への不適合例	182
図 5.1.8 サポート要件 SY-A9 への適合例	184
図 5.1.9 サポート要件 SY-A9 への不適合例	185
図 5.1.10 サポート要件 SY-A10 への適合例（左）及び不適合例（右）	188
図 5.1.11 サポート要件 SY-A13 への適合例	196
図 5.1.12 サポート要件 SY-A13 への不適合例	197
図 5.1.13 サポート要件 SY-A14 への適合例（左）及び不適合例（右）	201
図 5.1.14 サポート要件 SY-A18 への適合例	210
図 5.1.15 サポート要件 SY-A18 への不適合例	211
図 5.1.16 サポート要件 SY-A19 への適合例（左）及び不適合例（右）	214
図 5.1.17 サポート要件 SY-A21 への適合例	220
図 5.1.18 サポート要件 SY-A21 への不適合例	221
図 5.1.19 サポート要件 SY-A23 への適合例	225
図 5.1.20 サポート要件 SY-A23 への不適合例	225
図 5.2.1 サポート要件 SY-B1 の CC-I への不適合例.....	230
図 5.2.2 サポート要件 SY-B1 の CC-I に適合かつ CC-II/III に不適合である例.....	231
図 5.2.3 サポート要件 SY-B1 の CC-II/III への適合例	232
図 5.2.4 サポート要件 SY-B3 への適合例	237
図 5.2.5 サポート要件 SY-B3 への不適合例	238
図 5.2.6 サポート要件 SY-B5 への適合例（左）及び不適合例（右）	243
図 5.2.7 サポート要件 SY-B9 への適合例（左）及び不適合例（右）	253
図 5.2.8 サポート要件 SY-B11 への適合例.....	258
図 5.2.9 サポート要件 SY-B11 への不適合例.....	259
図 5.2.10 サポート要件 SY-B12 への適合例	262
図 5.2.11 サポート要件 SY-B12 への不適合例.....	263

略語表

ADS	automatic depressurization system (自動減圧系)
AOT	allowed outage time (許容待機除外時間)
AOP	abnormal operating procedure (異常時運転手順書)
AOV	air operated valve (空気作動弁)
AFW	auxiliary feedwater (補助給水)
AMSAC	anticipated transient without scram mitigating system actuation circuitry (ATWS 緩和系起動回路)
ANS	American Nuclear Society (米国原子力学会)
ATWS	anticipated transient without scram (原子炉停止機能喪失)
ARP	annunciator/alarm response procedure (警報発報時対応手順書)
ASME	American Society of Mechanical Engineers (米国機械学会)
AVI	alternate vessel injection (代替炉心注水)
BDD	binary decision diagram (二分決定図)
BOP	balance of plant (バランスオブプラント)
BWR	boiling water reactor (沸騰水型原子炉)
CC	capability category (評価レベル分類)
CCF	common cause failure (共通原因故障)
CCP	centrifugal charging pump (遠心充てんポンプ)
CCWS	component cooling water system (原子炉補機冷却水系)
CDF	core damage frequency (炉心損傷頻度)
CIS	containment isolation system (格納容器隔離系)
CRD	control rod drive (制御棒駆動水压系)
CSS	containment spray system (格納容器スプレイ系)
CST	condensate storage tank (復水貯蔵タンク)
CVCS	chemical and volume control system (化学体積制御系)
DHR	decay heat removal (崩壊熱除去)
ECCS	emergency core cooling system (非常用炉心冷却系)
EDG	emergency diesel generator (非常用ディーゼル発電機)
EOP	emergency operating procedure (緊急時運転手順書)
EPRI	Electric Power Research Institute (米国電力研究所)
EPU	extended power uprate (設備拡張型出力向上)
ESF	engineered safety feature (工学的安全施設)
ESFAS	engineered safety feature and actuation system (工学的安全施設及び起動系)
ESWS	essential service water system (エッセンシャルサービスウォーター系)

ET	event tree (イベントツリー)
FSAR	final safety analysis report (最終安全解析報告書)
FMEA	failure mode and effect analysis (故障モード影響解析)
FT	fault tree (フォールトツリー)
HCTL	heat capacity temperature limit (熱容量制限値)
HELB	high energy line break (高エネルギー配管破損)
HEP	human error probability (人的過誤確率)
HFE	human failure event (人的過誤事象)
HLR	high level requirement (上位レベル要件)
HPI	high pressure injection (高圧による注水)
HPCI	high pressure coolant injection (高圧注水系)
HPCS	high pressure core spray (高圧炉心スプレイ系)
HPSI	high pressure safety injection (高圧安全注水系)
HRA	human reliability analysis (人間信頼性解析)
HVAC	heating, ventilation, and air conditioning system (換気空調系)
I&C	instrumentation and control (計装及び制御)
IAS	instrument air system (計装用圧縮空気系)
INL	Idaho National Laboratory (アイダホ国立研究所)
INPO	Institute of Nuclear Power Operations (米国原子力発電運転協会)
ISLOCA	interfacing system loss of coolant accident (インターフェースシステム LOCA)
LCO	limiting condition for operation (運転上の制限)
LER	licensee event report (事業者による事象報告)
LERF	large early release frequency (早期大規模放出頻度)
LLOCA	large loss of coolant accident (大破断冷却材喪失事故)
LOCA	loss of coolant accident (冷却材喪失事故)
LOOP	loss of offsite power (外部電源喪失)
LPCI	low pressure coolant injection (低圧注入系)
LPCS	low pressure core spray (低圧炉心スプレイ系)
LPI	low pressure injection (低圧による注水)
LPSI	low pressure safety injection (低圧安全注入系)
MCC	motor control center (モータコントロールセンタ)
MCUB	minimal cutset upper bound (ミニマルカットセット上限近似)
MGL	multi-Greek letter
MLOCA	medium loss of coolant accident (中破断冷却材喪失事故)
MOV	motor operated valve (電動弁)

MSLB	main steam line break（主蒸気管破断）
MSIV	main steam isolation valve（主蒸気隔離弁）
NEI	Nuclear Energy Institute（米国原子力エネルギー協会）
NSSS	nuclear steam supply system（原子力蒸気供給系）
NSSSS	nuclear steam supply shutoff system（原子力蒸気供給遮断系）
NPSH	net positive suction head（正味吸込ヘッド）
NRC	Nuclear Regulatory Commission（米国原子力規制委員会）
PCS	power conversion system（主蒸気・復水・給水系）
PSF	performance shaping factor（行動形成因子）
psig	pounds per square inch gauge（ポンド毎平方インチゲージ圧）
PTS	pressurized thermal shock（加圧熱衝撃）
RG	regulatory guide（米国規制ガイド）
PORV	power operated relief valve（加圧器逃し弁）
PRA	probabilistic risk assessment（確率論的リスク評価）
PSV	pressurizer safety valve（加圧器安全弁）
PWR	pressurized water reactor（加圧水型原子炉）
RAW	risk achievement worth（リスク増加価値）
RCIC	reactor core isolation cooling（原子炉隔離時冷却系）
RCP	reactor coolant pump（一次冷却材ポンプ）
RCS	reactor coolant system（原子炉冷却系）
RHR	residual heat removal（余熱除去系又は残留熱除去系）
RPV	reactor pressure vessel（原子炉圧力容器）
RPS	reactor protection system（原子炉保護系）
RRW	risk reduction worth（リスク低減価値）
RWST	refueling water storage tank（燃料取替用水タンク）
SAMG	severe accident management guideline（重大事故マネジメントの手引き）
SBO	station blackout（全交流動力電源喪失）
SDC	shut down cooling（停止時冷却モード）
SDV	scram discharge volume（スクラム排出容器）
SG	steam generator（蒸気発生器）
SGTR	steam generator tube rupture（蒸気発生器伝熱管破損）
SI	safety injection（安全注入系）
SLCS	standby liquid control system（ホウ酸水注入系）
SLOCA	small loss of coolant accident（小破断冷却材喪失事故）
SOKC	state of knowledge correlation（知識の相関）

SOV	solenoid operated valve（電磁弁）
SORV	stuck open relief valve（逃し弁開固着）
SR	supporting requirement（サポート要件）
SRO	senior reactor operator（上級運転員）
SRV	safety relief valve（主蒸気逃がし安全弁）
SSC	structure, system and component（構造物、系統及び機器）
SSIE	support system initiating event（サポート系起因事象）
TDAFW	turbine driven auxiliary feedwater（タービン駆動補助給水）
VSLOCA	very small loss of coolant accident（極小破断冷却材喪失事故）
WCAP	Westinghouse Commercial Atomic Power（ウエスティングハウス社発行の報告書）
ZD	zero dependency（従属性なし）

用語の定義

用語	定義
アンアベイラビリティ (unavailability)	試験時又は保守時に限らず、系統又は機器がその機能性を有しない確率 ¹
安全機能 (safety function)	原子炉の停止、崩壊熱の除去及び放射性物質の閉込めに必要な機能 ²
アンリライアビリティ (unreliability)	系統又は機器が、動作要求時又は使命時間において、ある条件の下でその機能を果たすことができない確率 ¹
運転経験 (operating experience)	設計、建設、使用前検査、運転及び廃止措置を含む全ての運転段階において得られる不具合を含む原子炉に係る情報 ³
過渡事象 (transient)	安全系に問題を引き起こすが原子炉冷却材喪失に至らない原子炉スクラムが必要な事象 ²
起因事象 (initiating event)	定常状態にあるプラントの運転を乱し、炉心損傷に至る可能性がある事象 ¹ (通常の停止手順ではなく原子炉スクラムが必要な状況をもたらすプラント状態の変化)
基事象 (basic event)	適切な詳細レベルに達していることから、更に展開する必要がないフォールトツリー内の事象 ¹
機器認定 (equipment qualification)	ある試験等の条件下において機器が機能を果たすことができることを示すデータ及び文書の作成並びに管理 ¹
境界条件 (boundary condition)	イベントツリー上のあるヘディングの失敗を解析する際の前提条件
グッドプラクティス (good practice, state-of-practice)	公開された文書において技術的に容認可能であることが示されており、広く受け入れられ実施されている慣習 ⁴
警報発報時対応手順書 (annunciator/alarm response procedure)	運転員が警報に対応する際に従う手順書
固有の特性を持つ起因事象 (special initiator)	例えば緩和系喪失事象、サポート系喪失事象などといった、他の起因事象グループに含めず個別に評価すべき起因事象
サポート要件 (supporting requirement)	各上位レベル要件の下に規定された要件 ¹ (全てのサポート要件に適合することで、それらの上位レベル要件に適合することとなっている。)

ジェネラルトランジエント (general transient)	事故の緩和機能に影響を及ぼさない原子炉スクラムに至る事象 ⁵
事故シーケンス (accident sequence)	炉心損傷等の望ましくない結果に至る、起因事象の発生及びその後の系統の動作成功又は失敗などの一連の事象 ¹
使命時間 (mission time)	起因事象に対応する際に安全で安定した状態を確保するために設備及び系統が機能を果たさなければならない時間 ¹
従属性 (dependency)	他の事象によって定まる、若しくは影響を受ける、又は他の事象と相関を持つ事象に関する要件 ¹
出力向上 (power uprate)	実用発電用原子炉の最大運転出力を向上させること又はそのためのプロセス ⁶
上位レベル要件 (high level requirement)	PRA が満たすべき要件 ¹
人的過誤事象 (HFE)	人が行動しないこと又は不適切な行動による SSC の故障若しくはアンアベイラビリティを表す基事象 ¹
成功基準 (success criteria)	安全機能が果たされるための、動作が求められる系統や機器の最小の組合せ又は使命時間における最低限の機器の性能に関する基準 ¹
先行事象 (preceding event)	事故シーケンスに関して、着目している緩和策（系統、運転員操作等）の実施より前の他の緩和策の成功又は失敗のこと
専門家判断 (expert judgment)	理論、モデル又は実験に係る評価を含む、論理的思考による意見又は解釈に基づき専門家から提供される当該専門家の専門分野における情報 ¹
早期大規模放出 (large early release)	原子力発電所敷地外における緊急時対応及び防護措置を効果的に実施する前に、浮遊した核分裂生成物が原子炉格納容器から環境へ緩和されず早期に放出されること ¹
SOKC (state of knowledge correlation)	不確かさ解析のサンプリングにおいて考慮される基事象間の相関 ¹ (CDF の分布形状を求めるためのサンプリングにおいては、同一のパラメータが適用される全ての基事象に同一のサンプリング値を用いる必要がある。例えば、高圧注入ポンプと低圧注入ポンプの起動失敗に同じ電動ポンプの起動失敗の故障率を用いているとき、同一のサンプリング値を用いる必要がある。)

点推定値 (point estimate)	点推定から得られた値 ¹ (点推定は、パラメータやそれらを用いた炉心損傷頻度について単一の値の形式で推定すること。例えば、起因事象発生頻度、機器故障確率、人的過誤確率などの平均値を用いて、その炉心損傷頻度の点推定値を計算できる。)
ヒートバランスフォールトツリー (heat balance fault tree)	プラントの系統の熱的平衡状態が崩れる原因を調査し起因事象を特定する手法 ⁷ 通常、炉心の熱は環境へ輸送され、プラントの系統は熱的平衡状態にある。ヒートバランスフォールトツリーでは、「起因事象により発生する熱的平衡状態の崩れ」を頂上事象として、その原因となる起因事象までトップダウンでフォールトツリーが展開される。
評価レベル分類 (capability category)	PRA の評価対象範囲、詳細さの程度等に基づく PRA が満たすべき要件に係る分類 ¹ 。(分類 I から分類 III まであり、分類 III の要件が最も厳しい。米国 PRA 標準では、各分類を定義している。)
ミニマルカットセット (minimal cutset(s))	炉心損傷に至る基事象の最小の組合せ ² (カットセットは、炉心損傷に至る基事象の組合せのこと。説明のために、ここでは、*をブール代数における論理積 (and)、+を論理和 (or) とする。例えば、基事象 A、B、C について、 $A*B*C*B$ はカットセットであるが最小 (ミニマルカットセット) ではない。ブール代数処理により、カットセットに含まれる基事象を少なくできる ($A*B*C*B \rightarrow A*B*C$)。この場合、 $A*B*C$ はミニマルカットセットである。また、カットセットの組合せ $A*B*C+A*B+C$ は最小ではない。ブール代数処理により、カットセットの数を少なくできる ($A*B*C+A*B+C \rightarrow A*B+C$)。この場合、 $A*B+C$ はミニマルカットセットである。)
保守規則 (maintenance rule)	米国の原子力発電所における保守の有効性の監視に関する規制要求 (10 CFR 50.65) ⁸
リカバリー (recovery)	①修理、他の方法による補填などにより、構造物、系統及び機器の故障により失われた機能を復旧すること ¹ ②人的過誤又はその影響の是正

リスク (risk)	リスク三重項と呼ばれる以下の三つの質問に対する答えである事象（シナリオ）の発生確率及びその結果¹ (i) 何が起こり得るか？ (What can go wrong?) (ii) それはどのくらい起こりやすいか？ (How likely is it?) (iii) それが起こった場合に、その結果はどうなるのか？ (What are the consequences if it occurs?)
運転状態炉年（臨界炉年） (reactor-operating-state-year (reactor-critical-year))	原子炉が運転状態にある期間¹ （通常、出力運転状態にある期間である。詳細については、次ページ「炉年及び運転状態炉年（臨界炉年）の考え方について」を参照）
炉心損傷 (core damage)	原子力発電所敷地外の公衆の健康に影響をもたらす程の燃料が関与し、原子炉炉心が露出して長時間にわたる酸化と重大な燃料の損傷が想定される温度まで炉心温度が上昇すること¹ （米国 PRA 標準で示されている沸騰水型原子炉（BWR）の成功基準解析における炉心損傷の判断基準の例として、コラプス水位が炉心高さの 1/3 より低いこと又は炉心最高温度³が 2500 ° F（約 1370 ° C）より高いことがある。ただし、解析コードにより判断基準は異なる点に注意が必要である。）
炉年 (reactor-year)	停止時など出力レベルによらず、原子炉 1 基の供用期間における暦年¹ （詳細については、次ページ「炉年及び運転状態炉年（臨界炉年）の考え方について」を参照）

³ 燃料被覆管最高温度のことと考えられる。

炉年及び運転状態炉年（臨界炉年）について

①炉年及び②運転状態炉年（臨界炉年）について説明を行う。説明のために、下図の運転開始から3年経過するまでの期間において、13か月（約1.1年）の出力運転を2回、5か月（約0.4年）の定期検査を2回実施した場合を想定する。

① 炉年について

炉年は、停止時など出力レベルによらず、原子炉1基の供用期間における暦年（暦の上での1年間）のことである。例えば、下図における運転開始前や廃炉後では、暦の上でいかなる期間も0炉年である。また、運転開始から1年と2年の間の期間については、1炉年である。

② 運転状態炉年（臨界炉年）について

運転状態炉年は、原子炉がある特定の運転状態にある期間のことである。通常、出力運転状態にある期間である。例えば、下図の運転開始から3年経過するまでの期間（3炉年）における運転状態炉年は、約2.2（26/12）運転状態炉年である。

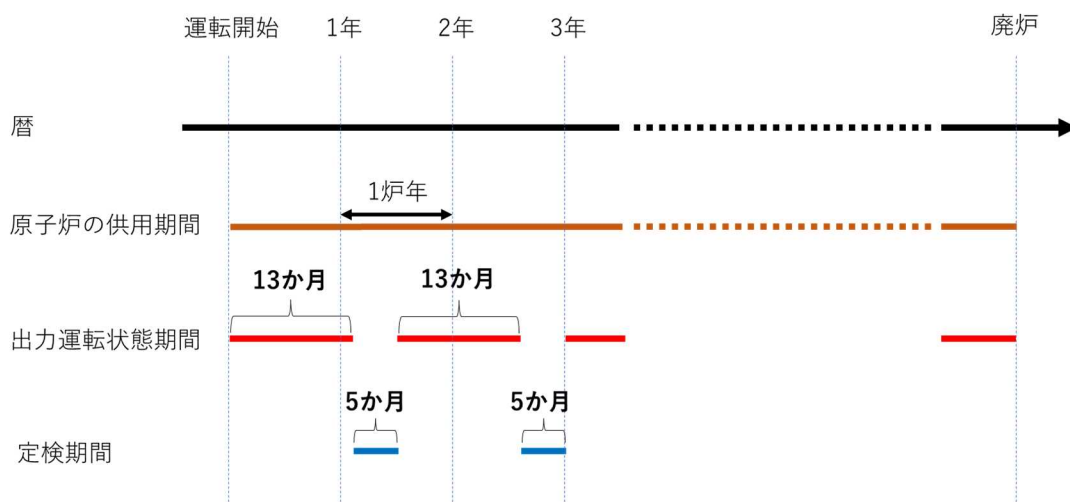


図 各種期間の例

A.1. はじめに

A.1.1 本巻の構成

本 NRA 技術ノートでは、PRA レビューに係る米国専門家の知見に関する調査の概要を第 1 巻 (Vol. 1) に、当該調査結果を第 2 巻 (Vol. 2) にまとめている。本 NRA 技術ノートは、米国 PRA 標準に係る米国 PRA 専門家 2 名⁴の知見を整理したものであり、レビューの参考として有用である。なお、本 NRA 技術ノートは、米国 PRA 標準に係る米国 PRA 専門家個人の知見を整理したものであり、米国 PRA 標準への適合を保証するものではない。

第 2 巻は、第 1 巻の付録として、次の章から構成される。A.1 では、本 NRA 技術ノートの構成及び調査結果の項目について説明している。A.2 から A.8 までは、起因事象解析、事故シーケンス解析、成功基準解析、システム解析、人間信頼性解析（以下「HRA」という。）、データ解析及び定量化といった出力運転時内部事象レベル 1PRA の各技術要素について、米国 PRA 標準に関連した米国専門家の知見について説明している。

A.1.2 調査結果の項目

本調査では、出力運転時内部事象レベル 1PRA の各技術要素に対する各種サポート要件についての (i) 米国専門家の PRA レビューに係る知見並びに (ii) 適合例及び不適合例をそれぞれ整理した。なお、本 NRA 技術ノートにおいて、米国専門家が PRA レビューを行う上で準拠した米国 PRA 標準は、ASME/ANS RA-Sb-2013¹である。米国 PRA 標準では、PRA が満たすべき要件を上位レベル要件として規定し、各上位レベル要件の下にサポート要件を規定している。全てのサポート要件に適合することで、それらの上位レベル要件に適合することとなっている。以降に記載において SR はサポート要件を、CC は評価レベル分類 (Capability Category) を表す。また、サポート要件の番号 (SR No.) に含まれる記号については、IE が起因事象解析、AS が事故シーケンス解析、SC が成功基準解析、SY がシステム解析、HR が HRA、DA がデータ解析及び QU が定量化といった、出力運転時内部事象レベル 1 PRA の各技術要素を表している。

なお、米国における最新版の出力運転時内部事象レベル 1PRA に関する PRA 標準 (ANSI/ASME/ANS RA-S-1.1-2024) は 2024 年に発行されている。

⁴ 専門家 2 名は、PRA に関して 35 年以上の経験を有し、レベル 1PRA の全ての技術要素において業務を実施してきた。また、専門家レビューにレビュアーとして参加してきた。詳細については、本技術ノートの第 1 巻 3.3 節を参照。

A.1.2.1 米国専門家の PRA レビューに係る知見

各サポート要件に関連した米国専門家の PRA レビューに係る知見には、PRA レビューの視点、PRA が備えるべき属性、技術的妥当性を判断するための考慮事項、グッドプラクティスなどが含まれる。米国専門家の PRA レビューに係る知見の整理様式を以下の表 1.2.1 に示す。

表 1.2.1 米国専門家の PRA レビューに係る知見の整理様式

Table 1.2.1 Format for Documentation of U.S. Expert Insights on PRA review

SR No.	XX-Xn
PRA レビューの視点	• •
PRA が備えるべき属性	• •
備考	•

A.1.2.2 各サポート要件への適合例及び不適合例

本 NRA 技術ノートでは、サポート要件の各評価レベル分類の要件に適合する例及び適合しない例についてまとめている。表 1.2.2 に各サポート要件への適合例及び不適合例の整理様式を示す。

専門家レビューの実施及び文書化に関する手引きである NEI 05-04⁹で示されているように、サポート要件に適合しているかどうかの判断は、一部の不整合性のみによるものではなく、PRA 全体に対する根拠の有効性に基づいて行うことが望ましい。このことから、PRA 全体に関わるものでなく特異な事例であれば、本 NRA 技術ノートの事例表に記載されている不適合事例が見られる場合であっても、PRA は、サポート要件に適合していると判断される場合がある。通常、不適合が PRA 全体に関わる体系的な問題でない多くの場合において、PRA は、サポート要件に適合していると判断される。

表 1.2.2 サポート要件への適合例及び不適合例の整理様式

Table 1.2.2 Format for Documentation of Examples for Meeting and Not Meeting SR

SR No.	XX-Xn
CC-（評価レベル分類番号）への適合例	
• •	
CC-（評価レベル分類番号）への不適合例	
• •	
備考	
• •	

A.2. 起因事象解析

本節では、起因事象解析に関する調査結果をまとめている。米国原子力規制委員会（以下「NRC」という。）の米国規制ガイド（以下「RG」という。）1.200³において、起因事象は、プラントの定常運転を乱すものであり、プラント制御及び安全システムに問題を引き起こし、炉心損傷、放射性物質の放出又はそれら両方に至る可能性がある事象として定義されている。

本節の構成については、A.2.1 で上位レベル要件 HLR-IE-A（起因事象の特定関連）、A.2.2 で上位レベル要件 HLR-IE-B（起因事象のグループ化関連）、A.2.3 で上位レベル要件 HLR-IE-C（起因事象の定量化関連）に関する調査結果をまとめている。

A.2.1 起因事象の特定

A.2.1.1 体系的で構造化されたプロセスの活用（IE-A1）

表 2.1.1 サポート要件 IE-A1 に関する米国専門家の知見

Table 2.1.1 U.S. Expert Insights on SR IE-A1

SR No.	IE-A1
PRA レビューの 視点	- 設計、運転及び保全是プラントごとに差異があるため、各プラントにおける起因事象は同じではない。このため、内部事象及び外部事象を含む該当する全ての起因事象を適切に特定する際には、適用可能な複数の手法を用いて体系的で構造化されたプロセスを活用することが重要である。このようなプロセスを活用して、産業界一般及びプラント固有の起因事象について検討しなければならない。 - 起因事象の特定に異なる複数の手法（マスターロジックダイアグラム、ヒートバランスフォールトツリー、故障モード影響解析（以下「FMEA」という。）、既往の研究及び検討並びに過去の運転経験）を用いるのは、起因事象が見落とされないようにすることを意図している。
PRA が備えるべき属性	起因事象の特定における網羅性（プラント固有及び産業界一般の関連する起因事象を全て含めなければならない。）

表 2.1.2 サポート要件 IE-A1 への適合例及び不適合例

Table 2.1.2 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-A1

SR No.	IE-A1
サポート要件への適合例	
- 起因事象を特定するために FMEA 等を用いた体系的なプロセスが実施されている。 - 起因事象を特定するための出発点として、産業界一般の起因事象リスト（例えば、EPRI NP-2230¹⁰、NUREG/CR-3591¹¹、NUREG/CR-4674¹²、NUREG/CR-5750¹³ 及び NUREG/CR-6928¹⁴）及び過去の検討で含められた起因事象についてレビューが実施されている。 - プラントで見られた全ての起因事象を考慮するために、プラントの過去の運転経験がレビューされている。 - システムの故障が起因事象を引き起こす可能性について特定するために、系統ごとのレビューが実施されている。プラント運転時に動作する全てのサポート系が詳細にレビューされている。潜在的な故障モード及びそれらによる各系統への影響について特定されている。 - プラントの起因事象を体系的に特定するために幾つかの異なる手法が用いられている。	
サポート要件への不適合例	
- 起因事象を特定するための FMEA 等を用いた体系的なプロセスが実施されていない。 - 原子炉補機冷却水系（以下「CCWS」という。）喪失、計装用圧縮空気系（以下「IAS」という。）喪失及び化学体積制御系（以下「CVCS」という。）喪失により起因事象に至るが、4.16 kV 交流動力電源喪失が特定されていない。 - 汎用熱流動解析コード GOTHIC¹⁵（以下「GOTHIC コード」という。）を用いた解析によって、電気品室内で起因事象の発生を防止するための制限値を超えて室温が上昇し原子炉の緊急停止（以下「原子炉スクラム」という。）に至る事象であると特定したにも関わらず、電気品室における換気空調系（以下「HVAC」という。）の喪失が起因事象として特定されていない。 - 発生する可能性がある起因事象について類似のプラントの PRA を調査していない。	
備考	
起因事象の特定において、徹底して体系的に特定されたことを保証するために、体系的なプロセスの活用について文書化を行うべきである。	

A.2.1.2 一般的な種類の起因事象の考慮 (IE-A2)

表 2.1.3 サポート要件 IE-A2 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 2.1.3 U.S. Expert Insights on SR IE-A2 (1/2)

SR No.	IE-A2
PRA レビュー の視点	- 発生する可能性がある起因事象として、網羅的に様々な内部事象について検討する必要がある。 - 一般的な種類の起因事象全てとプラント運転時に動作するサポート系の喪失を考慮すべきである。 - 自動及び手動原子炉スクラムに至る過渡事象一式、全種類の LOCA 起因事象（冷却材喪失事故（以下「LOCA」という。）の種類について、極小破断 LOCA、小破断 LOCA、中破断 LOCA、大破断 LOCA 及び Excessive LOCA をそれぞれ以下、「VSLOCA」、「SLOCA」、「MLOCA」、「LLOCA」及び「ExLOCA」という。）、格納容器バイパス事象（例えば、蒸気発生器伝熱管破損（以下「SGTR」という。）、インターフェースシステム LOCA（以下「ISLOCA」という。）、沸騰水型原子炉（以下「BWR」という。）における格納容器外配管破損、高エネルギー配管破損（以下「HELB」という。））及びサポート系起因事象（以下「SSIE」という。）が、特定した起因事象に含まれるべきである。これら起因事象それぞれが緩和機能に対して固有の問題を引き起こすため、それに合った対応が必要となる。 - LOCA 起因事象の破断口径の分類は、成功基準に依存するものでありプラント固有である。 - プラント固有の SSIE 及び共通原因による起因事象を考慮する必要がある。 - 典型的な起因事象を除く場合には、根拠を提示すべきである。
PRA が備える べき属性	- 起因事象の特定における網羅性 - 起因事象による緩和機能への影響を踏まえた起因事象と成功基準の間の従属性の考慮

表 2.1.3 サポート要件 IE-A2 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 2.1.3 U.S. Expert Insights on SR IE-A2 (2/2)

SR No.	IE-A2
備考	• BWR における主蒸気逃がし安全弁（以下「SRV」という。）の開固着、PWR における加圧器逃し弁（以下「PORV」という。）及び加圧器安全弁（以下「PSV」という。）の開固着並びに自動減圧系（以下「ADS」という。）の誤作動は、LOCA 起因事象の一種として多くの PRA に含まれている。 • NUREG/CR-6890¹⁶ のように、外部電源喪失（以下「LOOP」という。）の起因事象は、多くの場合において一般的に受け入れられた四つの分類（送電線に関連した事象、発電所内で発生した事象、開閉所で発生した事象及び気象に関連した事象）に分けられる。これら四つの分類については復旧確率が異なる。 • BWR における過渡事象には、主復水器を用いることができる過渡事象及び用いることが出来ない過渡事象、主蒸気隔離弁（以下「MSIV」という。）閉止、主給水流量喪失などが含まれることがある。 • 原子炉停止機能喪失（以下「ATWS」という。）事象は、起因事象ではないが、起因事象のように扱っている PRA もある。起因事象の 1 つとして扱っても良いが、起因事象と原子炉停止機能喪失事象の関係性を明確にする必要がある。ATWS 及び全交流動力電源喪失（以下「SBO」という。）は、起因事象発生後に生じる事象である。 • 少数の PRA において、内部事象の発生の結果として生じる LOOP 事象を起因事象と同様に扱うことがあるが、それらは起因事象ではない。起因事象の 1 つとして扱っても良いが、起因事象としての LOOP 事象と起因事象発生後の LOOP 事象を明確にする必要がある。

表 2.1.4 サポート要件 IE-A2 への適合例及び不適合例 (1/2)

Table 2.1.4 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-A2 (1/2)

SR No.	IE-A2
サポート要件への適合例	
- サポート要件 IE-A2 において示されている起因事象の全て（自動及び手動原子炉スクラムを含む過渡事象、SLOCA、MLOCA、LLOCA 及び ExLOCA、SGTR、ISLOCA、格納容器外配管破損及び HELB を含む格納容器バイパス事象、SSIE など）が含まれている。 - 過渡変化による起因事象に、原子炉スクラム、タービントリップ、主給水流量喪失、主蒸気管破断（以下「MSLB」という。）及び主給水配管破断、LOOP 事象、手動停止、PWR における 2 次系からの除熱機能喪失、MSIV 閉止及び復水器真空度喪失などが含まれている。 - LOCA 起因事象に、一次冷却材ポンプ（以下「RCP」という。）封水 LOCA（以下「RCP シール LOCA」という。）及び原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）の計装用配管破損を含む SLOCA、SRV、PORV 及び PSV の開固着を含む MLOCA、ADS 誤動作を含む LLOCA 並びに ExLOCA（RPV 破損）が含まれている。 - 格納容器バイパス起因事象に、一つ又は複数の配管破損が関わる SGTR、ISLOCA 及び BWR における格納容器外配管破断が含まれている。 - HELB 起因事象に、格納容器内外の高エネルギー配管破断が含まれている。 - SSIE に、エッセンシャルサービスウォーター系（以下「ESWS」という。日本における原子炉補機冷却海水系と同等の系統。）喪失、CCWS 喪失、HVAC 喪失、IAS 喪失、交流母線喪失、複数の 120V 交流母線喪失、複数の 125V 直流母線喪失などが含まれている。	
サポート要件への適合例に係る備考	
上記で挙げられていないプラント固有の特殊な起因事象が存在する可能性がある。	

表 2.1.4 サポート要件 IE-A2 への適合例及び不適合例 (2/2)

Table 2.1.4 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-A2 (2/2)

SR No.	IE-A2
サポート要件への不適合例	
• プラント運転時に動作するサポート系の喪失による起因事象を特定するための抽出プロセスが、徹底されておらず、包括的でない。例えば、低圧炉心スプレイ系（以下「LPCS」という。）の誤動作といった単一の故障モードだけを見て抽出プロセスの対象から除外された系統があるが、LOCA の一種である格納容器内における LPCS 配管破損といった緩和系の故障につながるその他の故障モードが考慮されていない。 • 複数の 125V 直流母線喪失及び複数の 120V 交流母線喪失が起因事象として考慮されていない。 • RPV 計装用配管破損が考慮されていない。 • LOCA 起因事象として RPV 破損が除外されている。 • 起因事象として手動停止が含まれていない。 • BWR における蒸気を冷却する主復水器について、機能喪失の際に起因事象の発生可能性があるものと考えられていない。 • 中央制御室及び制御建屋開閉設備のための HVAC について、喪失した際の設備への潜在的な熱的影響が考慮されていない。中央制御室 HVAC 喪失については、起因事象に至る可能性があるタービン制御のための制御盤、非常用炉心冷却系（以下「ECCS」という。）などに影響する。工学的安全施設の開閉設備区画を冷却する HVAC 喪失によって、温度感受性が高い開閉設備のリレーに影響がある。 • IAS 喪失起因事象がない。その代わりに、IAS 喪失事象が MSIV 閉止及び復水器真空度喪失起因事象に包含されており、緩和設備への影響が考慮されていない。	
サポート要件への不適合例に係る備考	
• 系統ごとのレビューを実施し、起因事象を特定するためのプロセスにおいては、プラント運転中に起こり得る全ての系統故障モードを考慮すべきである。 • HVAC が機能喪失したことによって ESWS 喪失になり、BWR プラントが原子炉スクラムしたことがある。	

A.2.1.3 プラント固有の起回事象発生経験のレビュー (IE-A3)

表 2.1.5 サポート要件 IE-A3 に関する米国専門家の知見

Table 2.1.5 U.S. Expert Insights on SR IE-A3

SR No.	IE-A3
PRA レビュー の視点	- プラントで発生した起回事象の種類及び頻度を特定するために、プラント固有の運転経験がレビューされなければならない。当該レビューによって、初期の運転経験が現在のプラントの安全実績を表すものであるかを判断すべきである。過去に起こった原子炉スクラム事象それぞれについてレビューし、ふるいにかけ、該当する起回事象カテゴリーに分類する必要がある。 - プラントで発生した全ての起回事象を含める必要があり、除外するのであれば正当性を示さなければならない。
PRA が備える べき属性	プラント固有の経験の網羅性
備考	米国において、プラントの運転経験の主な情報源は、全ての原子炉スクラムを含む事業者による事象報告（LER）である。プラントの他の情報源には、月次運転報告、重要な運転事象報告及び発電所の記録が含まれる。

表 2.1.6 サポート要件 IE-A3 への適合例及び不適合例

Table 2.1.6 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-A3

SR No.	IE-A3
サポート要件への適合例	
- 全ての原子炉スクラム事象が特定され、レビューされ、ふるいにかけてられ、該当する起因事象カテゴリーに分類されている。 - 除外された全ての原子炉スクラム事象について、適切に正当な理由が示されている。	
サポート要件への不適合例	
- プラントの設計及び運転が変わっていないにも関わらず、5 年以上前に発生した原子炉スクラム事象が除外されている。今日においても同一の故障によって原子炉スクラム事象が起きるのであれば、設備の故障による原子炉スクラム事象を除外すべきではない。 - 主給水流量の一部喪失を引き起こした原子炉スクラム事象が、タービントリップ事象として分類されている。	
備考	
制御下にあるプラントの停止は、除外するための有効な理由となり得る。	

**A.2.1.4 類似プラントに係る産業界における一般的な分析及び運転経験のレビュー
(IE-A4)**

表 2.1.7 サポート要件 IE-A4 に関する米国専門家の知見

Table 2.1.7 U.S. Expert Insights on SR IE-A4

SR No.	IE-A4
PRA レビュー の視点	• 特に SSIE に関して、プラントに当てはまる起因事象を特定するために、類似プラントに関する産業界における一般的な PRA や分析をレビューする必要がある。 • 類似プラントの運転経験レビューについては、データを得るのが難しい場合がある。 • 関連する産業界における一般的な起因事象を含めるべきであり、除外する場合には、正当な理由を示すべきである。
PRA が備える べき属性	• 類似プラントにおける産業界における一般的な経験に関する網羅性
備考	• 異なる国の類似プラントの産業界における一般的な PRA を入手するのは難しい場合がある。

表 2.1.8 サポート要件 IE-A4 への適合例及び不適合例 Table 2.1.8 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-A4

SR No.	IE-A4
CC-I/II への不適合例	
起因事象を特定するために、類似プラントに関する産業界における一般的な分析及び運転経験のレビューが実施されていない。	
CC-I/II に適合かつ CC-III に不適合である例	
起因事象を特定するために、類似プラントに関する産業界における一般的な分析のレビューは実施されているが、類似プラントの運転経験のレビューは実施されていない。	
CC-III への適合例	
- 起因事象を特定するために、類似プラントに関する産業界における一般的な PRA がレビューされている。 - 起因事象を特定するために、類似プラントの産業界における一般的な分析のレビューが実施されている。 - 起因事象を特定するために、類似プラントの運転経験のレビューが実施されている。	

A.2.1.5 全ての系統に関する体系的なレビュー (IE-A5)

表 2.1.9 サポート要件 IE-A5 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 2.1.9 U.S. Expert Insights on SR IE-A5 (1/2)

SR No.	IE-A5
PRA レビューの視点	- 起因事象が発生する可能性について、系統ごとにレビューを実施する必要がある。 - プラント系統の全ての故障モードについて起因事象の発生可能性をレビューするための体系的なプロセスは、SSIE の特定に特に重要である。 - サポート系の喪失による起因事象を特定するために、FMEA 手法が多く PRA で用いられる。FMEA 手法を用いることで、系統又は系統の一部喪失による原子炉スクラムに至る可能性の観点で、非常に包括的で詳細な情報を得ることができる。 - あるサポート系の一部又は全体の故障によって引き起こされる起因事象を特定し、これら起因事象による固有の問題について整理するために、構造化された手法 (structured approach) を用いるべきである。当該手法においては、プラント固有の特性が考慮されるべきである。検討されるべき系統には、以下が含まれる。 - ESWS、CCWS といった冷却水系 - 各母線及び各モータコントロールセンタ (以下「MCC」という。) を含む交流電源 - 直流電源母線 120V 交流動力電源 - 特定の場所にある HVAC - IAS
PRA が備えるべき属性	- 起因事象の特定における網羅性 - 従属性の影響の考慮 - モデルによるプラントの忠実な再現

表 2.1.9 サポート要件 IE-A5 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 2.1.9 U.S. Expert Insights on SR IE-A5 (2/2)

SR No.	IE-A5
備考	低出力運転時及び停止時に発生する事象を検討し、出力運転時に適用できるかどうか判断すべきである。

表 2.1.10 サポート要件 IE-A5 への適合例及び不適合例

Table 2.1.10 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-A5

SR No.	IE-A5
CC-I への不適合例	
プラント運転中に動作する全てのサポート系について系統ごとの評価が行われていない。	
CC-I に適合かつ CC-II に不適合である例	
系統の故障による起因事象を特定するために、全ての系統について系統ごとの評価が実施されている。	
CC-II に適合かつ CC-III に不適合である例	
個々の系統及びトレンの故障によって発生する起因事象を特定するために、各系統を対象として FMEA が実施されている。	
CC-III への適合例	
- 個々の系統及びトレンの故障によって発生する起因事象を特定するために、各系統を対象として FMEA が実施されている。 - 系統間の境界（以下「システムインターフェース」という。）にある機器が関連する故障から発生する起因事象を特定するために、システムインターフェースの詳細な分析が実施されている。	
備考	
FMEA 手法は、サポート系の各故障モードによって引き起こされる起因事象及びそれらの影響を特定するために一般的に用いられる手法である。	

A.2.1.6 多重故障により発生する起因事象の考慮 (IE-A6)

表 2.1.11 サポート要件 IE-A6 に関する米国専門家の知見

Table 2.1.11 U.S. Expert Insights on SR IE-A6

SR No.	IE-A6
PRA レビューの視点	• 系統の故障によって発生する起因事象の特定においては、ランダム故障だけでなく、冗長系に同時に二つ以上の故障が発生する共通原因故障（以下「CCF」という。）が考慮されるべきである。 • 起因事象の特定においては、通常考えられる、同一系統内における待機している機器及び運転している機器の組合せ（以下「系統構成」という。）全てにおいて発生する可能性がある系統の故障を考慮しなければならない。 • 起こり得る全ての CCF 及び通常考えられる系統構成を考慮するために、体系的な方法を用いるべきである。
PRA が備えるべき属性	• 起因事象の特定における網羅性 • 従属性の影響の考慮 • モデルによるプラントの忠実な再現
備考	• CCF により発生する起因事象の問題については、複数の系統トレンの故障の影響を評価することで対処できる。これにより、PRA で従来モデル化される CCF の影響を定義することができる。 • 通常考えられない系統構成については、検討する必要がない。

表 2.1.12 サポート要件 IE-A6 への適合例及び不適合例

Table 2.1.12 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-A6

SR No.	IE-A6
CC-I への不適合例	
複数の交流及び直流母線の CCF により発生する起因事象が考慮されていない。通常考えられる系統構成によって発生する起因事象が考慮されていない。	
CC-I に適合かつ CC-II に不適合である例	
480V 母線及びその他系統（例えば、直流母線や 120V 交流動力母線）の CCF によって発生する起因事象が考慮されている。 - 起因事象解析において、特定の系統構成が仮定されており、頻繁に見られる系統構成が考慮されていない。	
CC-II に適合かつ CC-III に不適合である例	
- CCF により発生する起因事象が考慮されている。 - 通常考えられる全ての系統構成で発生し得る起因事象が考慮されている。	
CC-III への適合例	
- CCF 及びランダム故障により発生する起因事象が考慮されている。 - 通常考えられる全ての系統構成で発生し得る起因事象が考慮されている。	
備考	
- 複数の交流及び直流母線並びにその他系統の冗長トレンにおける CCF を考慮すべきである。 - プラントの出力運転時に待機している機器及び運転している機器に関して、同一の系統内における CCF から発生する起因事象を考慮すべきである。 - 通常考えられない系統構成で発生する起因事象については、特に検討する必要がない。	

A.2.1.7 プラント停止時に発生した事象の考慮 (IE-A7)

表 2.1.13 サポート要件 IE-A7 に関する米国専門家の知見

Table 2.1.13 U.S. Expert Insights on SR IE-A7

SR No.	IE-A7
PRA レビューの視点	- 出力運転時に適用される事象を特定し考慮するために、産業界における一般的なプラント停止時に発生した事象及びプラント固有のプラント停止時に発生した事象をレビューする必要がある。 - 出力運転時に発生する可能性がある起因事象について、全ての事象をレビューすべきである。
PRA が備えるべき属性	起因事象の特定における網羅性
備考	米国電力研究所（以下「EPRI」という。）発行の技術報告書 TR-1003113¹⁷ Table 5-2⁵及び 5-3⁶では、停止時に発生する起因事象を含めたリストが掲載されている。

⁵ Table 5-2 (PWR の起因事象に関する運転経験 (1994-2000)) には、次の起因事象が挙げられている。

- ミッドループ運転状態における運転している余熱除去系（以下、残留熱除去系と共に「RHR」という。）ポンプの機能喪失又は RHR 流量の喪失
- ミッドループ運転状態以外の全ての期間又は条件における運転している RHR ポンプの機能喪失
- RHR 熱交換器への冷却水又は熱輸送機能の喪失
- RHR の隔離（原子炉冷却系（以下「RCS」という。）が健全）
- RHR の隔離（RCS が健全でない）
- 崩壊熱除去機能の喪失に至る全外部電源喪失
- 崩壊熱除去機能の喪失に至らない全外部電源喪失
- RHR の機能喪失に至る、RHR に電力を供給する母線の機能喪失
- 10,000 ガロンより少ない冷却材の喪失又は逸脱に至る RCS からのリーク又は流量の散逸
- 10,000 ガロンより多くの冷却材の喪失又は逸脱に至る RCS からのリーク又は流量の散逸

⁶ Table 5-3 (BWR の起因事象に関する運転経験 (1994-2000)) には、次の起因事象が挙げられている。

- 運転している RHR ポンプの機能喪失又は RHR 流量の喪失
- RHR 熱交換器への冷却水又は熱輸送機能の喪失
- 停止時冷却系の隔離
- RPV の隔離
- 崩壊熱除去機能の喪失に至る全外部電源喪失
- 崩壊熱除去機能の喪失に至らない全外部電源喪失
- RHR の機能喪失に至る、RHR に電力を供給する母線の機能喪失
- 10,000 ガロンより少ない冷却材の喪失又は逸脱に至る RPV からのリーク又は流量の散逸
- 10,000 ガロンより多くの冷却材の喪失又は逸脱に至る RPV からのリーク又は流量の散逸

表 2.1.14 サポート要件 IE-A7 への適合例及び不適合例

Table 2.1.14 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-A7

SR No.	IE-A7
サポート要件への適合例	
- 出力運転時に適用される起因事象を特定するために、例えば、米国原子力発電運転協会（以下「INPO」という。）のプラント事象データベース、EPRI 発行の技術報告書 TR-1003113 を参照し、産業界において低出力時及び停止時に発生した事象や計画外の制御下でのプラント停止がレビューされている。 - 出力運転時に適用される起因事象を特定するために、低出力時及び停止時に発生した事象や計画外の制御下でのプラント停止を含むプラントの運転経験がレビューされている。	
サポート要件への不適合例	
- 低出力運転時の原子炉スクラム事象が、適切な理由なく除外されている。 - 発生する可能性のある起因事象を特定する際に、出力 10%以下で発生した事象について考慮していない。	
備考	
出力運転時に適用できるか判断するために、低出力運転時及び停止時に発生する事象について検討すべきである。	

A.2.1.8 プラント要員へのインタビュー (IE-A8)

表 2.1.15 サポート要件 IE-A8 に関する米国専門家の知見

Table 2.1.15 U.S. Expert Insights on SR IE-A8

SR No.	IE-A8
PRA レビューの 視点	起因事象が見落とされないように、起因事象の特定が適切に徹底され網羅的であるように、運転員、保全要員、訓練指導員、技術者、解析者などプラント要員へのインタビューが必要である。場合によっては、サポート要件 IE-A8 に適合するために、プラント要員が詳細なレビューを実施することがある。
PRA が備えるべき属性	起因事象の特定における網羅性
備考	プラント要員へのインタビュー及び当該インタビューから得られた知見は文書化すべきである。

表 2.1.16 サポート要件 IE-A8 への適合例及び不適合例

Table 2.1.16 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-A8

SR No.	IE-A8
CC-I に適合かつ CC-II に不適合である例	
インタビューが実施されていない。	
CC-II に適合かつ CC-III に不適合である例	
起因事象の見落としがないように、起因事象の特定が適切に徹底され網羅的であるように、例えば、運転員、保全要員、訓練指導員、技術者、解析者などのプラント要員へのインタビューが実施されている。	
CC-III への適合例	
起因事象の特定が適切に徹底され網羅的であるように、運転員、保全要員、技術者、解析者へのインタビューが実施されている。	
備考	
インタビューを実施した根拠として、インタビューについては文書化されなければならない。	

A.2.1.9 起因事象に至る可能性がある前兆事象のレビュー (IE-A9)

表 2.1.17 サポート要件 IE-A9 に関する米国専門家の知見

Table 2.1.17 U.S. Expert Insights on SR IE-A9

SR No.	IE-A9
PRA レビューの視点	起因事象の特定において産業界及びプラント固有の運転経験が考慮されるように、起因事象に至る可能性がある前兆事象に関する当該運転経験のレビューを実施すべきである。
PRA が備えるべき属性	起因事象の特定における網羅性
備考	INPO のプラント事象データベースにより、PRA で考慮すべき起因事象に至る可能性がある前兆事象の特定に活用できる産業界における一般的な運転経験データが得られる。

表 2.1.18 サポート要件 IE-A9 への適合例及び不適合例

Table 2.1.18 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-A9

SR No.	IE-A9
CC-I に適合かつ CC-II に不適合である例	
追加すべき起因事象を特定するための、起因事象に至る可能性がある前兆事象に関するレビューが実施されていない。	
CC-II に適合かつ CC-III に不適合である例	
追加すべき起因事象を特定するための、起因事象に至る可能性がある前兆事象に関するプラント固有の運転経験のレビューが実施されていない。	
CC-III への適合例	
追加すべき起因事象を特定するための、起因事象に至る可能性がある前兆事象に関する産業界及びプラント固有の運転経験のレビューが実施されていない。	
備考	
追加すべき起因事象を特定するための、起因事象に至る可能性がある前兆事象に関する産業界及びプラント固有の運転経験のレビューについては、文書化しなければならない。	

A.2.1.10 多数基立地条件の考慮 (IE-A10)

表 2.1.19 サポート要件 IE-A10 に関する米国専門家の知見

Table 2.1.19 U.S. Expert Insights on SR IE-A10

SR No.	IE-A10
PRA レビューの視点	- 起因事象の特定においては、号機間の従属性が考慮される必要がある。例えば、ガスタービン発電機が、号機間で共有される場合が考えられる。原子炉 2 基同時 LOOP 事象が発生した場合、ガスタービン発電機が原子炉 2 基に電源を供給できるようになっていないために、二つのうち一つは、ガスタービン発電機を利用できないことがあり得る。 - 多数基立地条件を考慮すべき起因事象については、多くは、例えば、電源設備、冷却水系、IAS などの、共有の系統及び機器に起因する。 - 号機間で共有の系統及び機器を備える多数基立地プラントについては、例えば、原子炉 2 基同時 LOOP、IAS 喪失、ESWS 喪失、CCWS 全喪失、凍結による冷却水源の喪失、交流又は直流母線の喪失などの複数名機で同時に対応が必要な起因事象の影響を考慮すべきである。 - 従来の多数基立地条件を考慮すべき起因事象には、LOOP、ESWS 喪失、125V 直流母線喪失などが含まれる。
PRA が備えるべき属性	号機間の従属性の適切な評価
備考	- サポート要件 IE-A10 は、単一号機プラントには適用されない。 - 発電所内で発生した LOOP 事象は、単一号機のみ又は複数名機に影響を与え得る。

表 2.1.20 サポート要件 IE-A10 への適合例及び不適合例 Table 2.1.20 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-A10

SR No.	IE-A10
サポート要件への適合例	
非常用電源の一つが両号機間で共有されており、原子炉 2 基立地条件を考慮した LOOP 起因事象が特定されている。	
サポート要件への不適合例	
非常用電源の一つが両号機間で共有されているが、原子炉 2 基立地条件を考慮した LOOP 起因事象が特定されていない。	
備考	
多数基立地条件を考慮すべき起因事象については、隣接号機にある共有ではない設備を事故の緩和に活用できるものとすべきではない。	

A.2.2 起因事象のグループ化

A.2.2.1 安全機能への影響の考慮 (IE-B1)

表 2.2.1 サポート要件 IE-B1 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 2.2.1 U.S. Expert Insights on SR IE-B1 (1/2)

SR No.	IE-B1
PRA レビューの 視点	- 事故シーケンスモデルの作成及び定量化を行いやすくするために、起因事象をより少数の起因事象カテゴリーにグループ化する。グループ化においては、各起因事象固有の影響を考慮しなければならない。 - 同一グループ内の起因事象に関してプラント応答が十分に類似しており同一の成功基準が適用できるように、特定された起因事象については、緩和機能、系統及び運転員操作への影響の類似性に基づき、起因事象をグループ化する必要がある。 - 一般的には、過渡変化による起因事象、LOCA 起因事象、HELB 起因事象、格納容器バイパス起因事象及び SSIE 起因事象それぞれについて、幾つかの起因事象グループが定義される。 - NUREG/CR-6928、NUREG/CR-5750 及び EPRI NP-2230 のような産業界における一般的な技術ガイドが、プラント応答の類似性により起因事象を区分するための根拠として活用される。最終的な起因事象の分類がなされた際には、起因事象のグループ化の考え方を示すために起因事象の固有の特性について説明すべきである。 - 個々の起因事象及び起因事象カテゴリーの間には明確な対応付けがあるべきである。起因事象のグループ化については、明確に分類がなされ、追跡可能で、範囲が明確であり、正当な理由が提示されなければならない。
PRA が備えるべき属性	- 実際のプラント応答を反映する現実性 - 緩和系の構造物、系統及び機器（以下「SSC」という。）、プラント応答及び運転員操作への影響における類似性に基づいた起因事象のグループ化

表 2.2.1 サポート要件 IE-B1 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 2.2.1 U.S. Expert Insights on SR IE-B1 (2/2)

SR No.	IE-B1
備考	同一グループ内の全ての起因事象に同一の成功基準及びプラント応答を適用することによって、PRA の結果及びリスクに関する知見に影響が及ぶほど現実からかい離しないようにすべきである。

表 2.2.2 サポート要件 IE-B1 への適合例及び不適合例

Table 2.2.2 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-B1

SR No.	IE-B1
サポート要件への適合例	
- 事故シーケンスモデルを作成し、定量化しやすいように、特定された起因事象が、より少数の起因事象カテゴリーに分類されている。 - グループ化においては、各起因事象の固有の影響が考慮されている。最終的な起因事象の分類がなされ、当該分類の考え方を示すために、起因事象の固有の影響が説明されている。 - 同一グループ内の起因事象に関してプラント応答が十分に類似しており同一の成功基準が適用できるように、特定された起因事象のグループ化は、緩和機能及び系統並びに運転員操作への影響における類似性に基づいている。 - 個々の起因事象及び定義された起因事象カテゴリーの間で明確な対応付けがなされている。 - 起因事象のグループ化については、明確な分類がなされ、正当な理由が提示されている。	
サポート要件への不適合例	
- BWR において、復水器真空度喪失及び MSIV 閉止が、主蒸気・復水・給水系（以下「PCS」という。）喪失と同じグループに分類されている。PCS 喪失の復旧は、これら他の二つの起因事象を発生させた故障の復旧と大きく異なるため、一つのグループに分類すべきではない。 - BWR において、IAS 喪失起因事象が、MSIV 閉止及び復水器真空度喪失に分類されている。IAS 喪失起因事象については、例えば、復水ポンプ、復水ブースタポンプ及び主給水ポンプのミニマムフロー弁開失敗並びに格納容器ベント開失敗への影響といった、他の二つとは大きく異なる影響がある。	
備考	
起因事象のグループ化における保守性によって、リスクに関する知見、リスク上重要な起因事象、事故シーケンス、機器故障及び人的過誤など炉心損傷に至る原因となるもの（以下「リスク寄与因子」という。）の特定に影響が及ぼされるべきではない。	

A.2.2.2 体系的で構造化されたプロセスの活用 (IE-B2)

表 2.2.3 サポート要件 IE-B2 に関する米国専門家の知見

Table 2.2.3 U.S. Expert Insights on SR IE-B2

SR No.	IE-B2
PRA レビューの視点	- 体系的で構造化されたプロセスを用いることによって、全ての起因事象が、確実に、プラント応答への影響における類似性に基づいてグループ化できるようになる。 - 体系的で構造化されたプロセスによって、グループ化における過度な過小性又は保守性を最小化しやすくなる。また、専門家レビュー、将来における PRA の更新及び PRA の活用がより実施しやすくなる。 - 起因事象を特定し分類するために、マスターロジックダイアグラム、ヒートバランスフォールトツリー、FMEA、他プラントとの比較及び安全解析事象との比較といった、体系的なプロセスが組み合わされ用いられる。
PRA が備えるべき属性	- 体系的で構造化されたプロセスの活用 - 起因事象のグループ化における過度な過小性又は保守性の最小化
備考	固有の特性を持つ起因事象（グループ化せず個々に評価すべき、冷却材喪失、緩和系喪失又はサポート系喪失を伴う原子炉スクラムに至る起因事象）については、グループ化する代わりに個別に評価される。

表 2.2.4 サポート要件 IE-B2 への適合例及び不適合例

Table 2.2.4 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-B2

SR No.	IE-B2
サポート要件への適合例	
- 体系的で構造化されたプロセスによって、起因事象がグループ化されている。 - グループ化のための体系的で構造化されたプロセスは、マスターロジックダイアグラム、ヒートバランスフォールトツリー、FMEA 又は起因事象の緩和系への影響に基づくものである。	
サポート要件への不適合例	
- 起因事象のグループ化方法、イベントツリー（以下「ET」という。）で同一分岐を用いることの適切性及び重要な安全機能又は成功基準が起因事象に対して妥当である理由に関する検討が示されていない。 - 起因事象のグループ化のための体系的で構造化されたプロセスの活用に関する検討が示されていない。起因事象カテゴリーの策定は、一般的な起因事象カテゴリー及びプラントシステムのレビューに基づいている。起因事象をグループ化するために、全てのプラントシステムを体系的には見ていない。	
備考	
起因事象をグループ化する際に取りられた体系的で構造化されたプロセスを包括的に説明することが、サポート要件 IE-B2 に適合するために必要である。	

A.2.2.3 プラント応答における類似性の考慮 (IE-B3)

表 2.2.5 サポート要件 IE-B3 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 2.2.5 U.S. Expert Insights on SR IE-B3 (1/2)

SR No.	IE-B3
PRA レビューの視点	- 保守性又は現実からのかい離によって、リスク上重要な事故シーケンスが分からなくなるようなことがないように、保守的にグループ化する場合には適切にグループ化を実施する必要がある。 - 起因事象の同一カテゴリへの分類は、プラント応答、起動信号、事故の緩和に必要な系統、成功基準、運転員操作のタイミングに基づいて実施できる。 - 同一グループに分類された起因事象は、プラント応答及び事故シーケンスへの影響について一貫性があるべきである。 - 起因事象解析以降の解析が必要な起因事象の数を低減するために、同一又はほぼ同一のプラント応答に至る起因事象をグループ化する。グループ化される事象には、以下の特性がある。 - 事故進展が同じ - 事故の緩和に必要な各系統に関して成功基準が同じ - 各緩和系の可用性及び機能並びに運転員操作への影響が同じ - 特定された全ての起因事象について詳細にプラント固有の成功基準及び事故シーケンスを策定することは、最高水準の方法と考えられる。上記の判断基準により、リスク上重要でない又は低頻度の起因事象をグループ化することは、慣例的に実施されている方法である。上記の判断基準に適合していることの説明がなく、大規模なグループ化を行うことは容認可能ではない。
PRA が備えるべき属性	- 実際のプラント応答を反映する現実性 - リスク上重要な事故シーケンスに影響を及ぼさない保守性

表 2.2.5 サポート要件 IE-B3 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 2.2.5 U.S. Expert Insights on SR IE-B3 (2/2)

SR No.	IE-B3
備考	• NUREG/CR-6928 では、起因事象のグループ化のための根拠が示されている。しかしながら、NUREG/CR-6928 の分類結果を用いた PRA では、それら分類が適用可能なものであるかレビューすべきである。 • 起因事象については、ある起因事象カテゴリーに含まれる他の起因事象と同等のプラント応答等への影響がなければ、当該起因事象カテゴリーに起因事象を分類すべきではない。 • 異なる起因事象カテゴリーに分類するほど十分な差異がある事例が見られるように、運転員操作のタイミングは、事故進展に影響し得る。 • 起因事象については、標準的な緩和機能に基づいたグループを考慮し、ET 構造及び成功基準が整合するよう、プラント応答によりグループ化される。標準的な緩和機能に基づいたグループには、従来、以下が含まれる。 - LOCA (RCP シール LOCA 並びに PORV 及び PSV の誤開) - RPV 破損 - PWR における SGTR - MSLB - ISLOCA - フロントライン系における過渡事象 - LOOP 及び SBO を含めた SSIE - ATWS を引き起こす事象 - 内部溢水、内部火災、地震及び他の外部事象

表 2.2.6 サポート要件 IE-B3 への適合例及び不適合例

Table 2.2.6 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-B3

SR No.	IE-B3
CC-I への不適合例	
- 復水器真空度喪失事象グループでは IAS 喪失の影響を考慮できないが、IAS 喪失起因事象が復水器真空度喪失事象にグループ化されている。 - 原子炉スクラム起因事象グループではタービントリップの影響を考慮できないが、タービントリップ事象が原子炉スクラム起因事象にグループ化されている。	
CC-I に適合かつ CC-II に不適合である例	
プラント応答にかなり厳しい影響がある起因事象カテゴリーに事象を分類していることで、グループ化における保守性がある。このため、リスク上重要な事故シーケンス及びリスクに関する知見に影響がある。	
CC-II に適合かつ CC-III に不適合である例	
プラント応答への影響の類似性により起因事象をグループ化している。プラント条件がより厳しい事象が含まれるグループに分類されている事象があるが、リスク上重要な事故シーケンス（成功基準）及びリスクに関する知見（リスク上重要な機器など）に影響がない。	
CC-III への適合例	
プラント応答への影響の類似性により起因事象をグループ化している。事象によるプラントへの影響は、同じ起因事象グループに含まれるその他事象と同等である。プラント条件がより厳しい事象が含まれるグループに分類されている事象があるが、リスク上重要な事故シーケンス（成功基準）及びリスクに関する知見（リスク上重要な機器など）に影響がない。	
備考	
保守的なグループ化により、リスク上重要となるような影響を与えるべきではない。	

A.2.2.4 プラント応答及び放射性核種放出の可能性における差異の考慮 (IE-B4)

表 2.2.7 サポート要件 IE-B4 に関する米国専門家の知見

Table 2.2.7 U.S. Expert Insights on SR IE-B4

SR No.	IE-B4
PRA レビューの視点	- 各起因事象カテゴリーに関する、プラント応答をモデル化した事故シーケンス及び放射性核種放出可能性については、起因事象カテゴリーに含まれる個々の起因事象の影響を適切に反映できるようにする必要がある。 - SGTR、ISLOCA、格納容器外配管破損及び RPV 破損といった、早期大規模放出頻度（以下「LERF」という。）に重大な影響がある起因事象は、個別の起因事象カテゴリーとして定義すべきである。
PRA が備えるべき属性	実際のプラント応答を反映する現実性
備考	- 各起因事象カテゴリーの区分に活用できるように、プラント応答及び LERF の影響については、明確に定義すべきである。 - プラント応答が異なるのであれば、起因事象を別の起因事象カテゴリーに分類すべきである。

表 2.2.8 サポート要件 IE-B4 への適合例及び不適合例

Table 2.2.8 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-B4

SR No.	IE-B4
サポート要件への適合例	
- 緩和系、成功基準、運転員操作タイミングなどのプラント応答が異なる起因事象については、別の起因事象カテゴリーにグループ化されている。 - 例えば SGTR、ISLOCA、格納容器外配管破損、RPV 破損といった LERF に大きな影響がある起因事象が、個々の起因事象カテゴリーにグループ化されている。	
サポート要件への不適合例	
適切に正当な理由が提示されず、格納容器外 MSLB が、MSIV 誤閉止と同じ起因事象カテゴリーに分類されている。少なくとも初期の圧力応答について、これら起因事象はプラント応答が異なる。	
備考	
復旧確率が異なるため、LOOP 起因事象については、送電線に関連した LOOP 起因事象、発電所内で発生した LOOP 起因事象、開閉所で発生した LOOP 起因事象及び気象に関連した LOOP 起因事象に分けられる。	

A.2.2.5 複数基への影響の考慮 (IE-B5)

表 2.2.9 サポート要件 IE-B5 に関する米国専門家の知見

Table 2.2.9 U.S. Expert Insights on SR IE-B5

SR No.	IE-B5
PRA レビューの視点	• 複数基への影響が異なるならば、起因事象を同一の起因事象カテゴリーにグループ化すべきではない。 • 隣接号機間で共有された系統に関わる起因事象についてはグループ化すべきではない。
PRA が備えるべき属性	• 号機間の従属性の適切な評価
備考	• 複数基に影響を及ぼす起因事象については、号機間で電力や圧縮空気を共有するための母線や配管などのつながり（以下「クロスタイ」という。）が事故の緩和に活用できるか注意深く検討すべきである。

表 2.2.10 サポート要件 IE-B5 への適合例及び不適合例

Table 2.2.10 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-B5

SR No.	IE-B5
サポート要件への適合例	
号機間で共有の非常用電源設備を備えているため、単一号機のみに影響する LOOP 及び両号機に影響する LOOP が、別の起因事象カテゴリーに分類されている。	
サポート要件への不適合例	
号機間で共有の非常用電源設備を備えているが、単一号機のみに影響する LOOP 及び両号機に影響する LOOP が、同一の起因事象カテゴリーに分類されている。	
備考	
原子炉 2 基が影響を受ける起因事象の例としては、125V 直流母線喪失、IAS 喪失、LOOP、ESWS 喪失がある。	

A.2.3 起因事象の定量化

A.2.3.1 関連する一般的な産業界データ及びプラント固有データの考慮（IE-C1）

表 2.3.1 サポート要件 IE-C1 に関する米国専門家の知見 （1/2）

Table 2.3.1 U.S. Expert Insights on SR IE-C1 (1/2)

SR No.	IE-C1
PRA レビュー の視点	- 起因事象の発生頻度の推定においては、関連する一般的な産業界における経験及びプラント固有の経験全てを考慮すべきである。 - 例えば、NUREG/CR-6928、NUREG/CR-5750 といった、産業界の一般的な情報源から得られた起因事象の発生頻度については、ベイズ更新を用いて、プラント固有データを追加すべきである。これにより、プラント固有の起因事象発生実績が考慮される。 - 特定の起因事象に関して、産業界の他のプラントと同じ母集団ではないと言える強い根拠がなければ、起因事象の発生頻度は、プラント固有データのみに基づくべきではない。しかしながら、適切で十分なプラント固有データが利用できるのであれば、LOCA、MSLB 又は SGTR を除くその他起因事象について、一般的な産業界データを含めないことも容認可能な場合がある。 - 根拠となる設計又は手順の差異がなければ、推定された起因事象の発生頻度は、産業界における一般的な運転経験及び解析と整合すべきである。 - 希有な事象、LOCA、MSLB 及び SGTR については産業界における一般的な起因事象の発生頻度を用いること並びにその他の起因事象についてはプラント固有データで産業界における一般的な起因事象の発生頻度をベイズ更新することは、容認可能である。産業界における一般的な起因事象の発生頻度を全ての起因事象で用いることは容認可能ではない。
PRA が備える べき属性	- 起因事象の発生頻度の推定に用いるデータの網羅性 - 実際のプラント応答を反映する現実性

表 2.3.1 サポート要件 IE-C1 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 2.3.1 U.S. Expert Insights on SR IE-C1 (2/2)

SR No.	IE-C1
備考	• プラント固有データを除外することにより、起因事象の発生頻度及びリスクを潜在的に過小評価し得る。 • 一般的な産業界データを含めないことにより、プラントでは発生していないが、産業界において発生したことがある潜在的なリスク寄与因子を見落とし得る。 • 例えば、LLOCA といった、非常に低頻度の起因事象については、起因事象の発生頻度を推定するために、一般的な産業界データのみを用いることは容認可能である。 • LOOP を含む比較的よく発生する起因事象については、それら発生頻度を推定するために、プラント固有の根拠データを用いなければならない。 • プラントの運転開始初期におけるプラント固有データは、除外することができる。

表 2.3.2 サポート要件 IE-C1 への適合例及び不適合例

Table 2.3.2 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-C1

SR No.	IE-C1
サポート要件への適合例	
フォールトツリー（以下「FT」という。）が作成された SSIE を除いて、起因事象の発生頻度は、一般的な産業界データ及びプラント固有データ両方を用いて計算されている。LOCA といった、希有な起因事象については、一般的な産業界データのみが用いられている。	
サポート要件への不適合例	
- 設計、運転及び保全の変更といった観点で適切に正当な理由が提示されず、起因事象の発生頻度の推定においては、最新の 5 年間のプラント固有データのみが含まれている。 - 例えば LOOP、タービントリップといった比較的よく発生する起因事象の発生頻度が、一般的な産業界データのみに基づいている。 - 適切に正当な理由が提示されず、起因事象の発止頻度が、プラント固有データのみに基づいている。 - 一般的な産業界データ情報源から、特定の起因事象に不適切に発生頻度が割当てられている。 - 産業界における一般的な起因事象の発生頻度に関するデータ情報源が古い。 - 適用できない隣接号機から得られたデータを用いている。	
備考	
- 一般的な産業界データに関する最新の情報源を用いるべきである。 - 適切に正当な理由が提示されず、国際的な運転経験データを除外すべきではない。 - プラント固有の事象を起因事象の発生頻度の計算において考慮する又は除外するための判断基準を定めるべきである。	

A.2.3.2 最新の適用可能なデータの活用 (IE-C2)

表 2.3.3 サポート要件 IE-C2 に関する米国専門家の知見

Table 2.3.3 U.S. Expert Insights on SR IE-C2

SR No.	IE-C2
PRA レビューの視点	- 最新のプラント固有データを活用すべきである。商業運転 1 年目のデータを用いるべきではない。プラント固有の事象を起因事象の発生頻度の計算において考慮する又は除外するための判断基準を定めるべきである。 - プラント性能に関する経時的な傾向を考慮する必要がある。現在及び想定される今後のプラントの性能が算出された起因事象の発生頻度に反映されるように、是正措置により対処されていれば安全実績が悪い期間については除外することができる。
PRA が備えるべき属性	- 起因事象の発生頻度の推定に用いるデータの網羅性 - 起因事象の発生頻度の推定に用いるデータの適用性 - 実際のプラント応答を反映する現実性
備考	- プラント固有データについては、適切な期間から収集されるべきである。 - 原子炉スクラム事象のデータについては、当該データを考慮する又は除外するための判断基準を提示すべきである。

表 2.3.4 サポート要件 IE-C2 への適合例及び不適合例

Table 2.3.4 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-C2

SR No.	IE-C2
サポート要件への適合例	
プラント固有データが、適切な期間において収集されており、起因事象の発生頻度の算出において用いられている。最新の起因事象データが考慮されている。商業運転 1 年目の原子炉スクラム事象データが、起因事象の発生頻度の推定から適切に除外されている。	
サポート要件への不適合例	
- 例えば、設計、運転及び保全における変更の観点で、適切に正当な理由を提示することなく、直近 5 年間のプラント固有データのみが起因事象の発生頻度の推定において考慮されている。さらに過去のデータについては、適切な根拠も提示されず、全て除外されている。 - データ収集作業で得られた起因事象データを除外するために、不適切に理由付けがなされている。 - 今日においても同一の故障により起因事象を発生させ得るが、単に時期のみに基づいて原子炉スクラム事象が除外されている。 - 古い産業界一般のデータに基づく、外部電源が復旧しない不適切な確率が用いられている。	
備考	
- 原子炉スクラムデータを起因事象の発生頻度の推定で考慮しないことについて、正当な理由が提示されなければならない。例えば、プラントの運転開始初期に発生していること、試験的に原子炉スクラムを実施していること又は低出力時及び停止時の PRA で考慮されることなど。 - プラントの設計、運転及び保全が変更されていないならば、原子炉スクラムを除外すべきではない。	

A.2.3.3 回復操作の考慮 (IE-C3)

表 2.3.5 サポート要件 IE-C3 に関する米国専門家の知見

Table 2.3.5 U.S. Expert Insights on SR IE-C3

SR No.	IE-C3
PRA レビューの 視点	- 起因事象の発生を防止できる運転員操作が反映され、起因事象の発生頻度の推定が現実的になるように、実行可能な回復操作については、事故の発生防止に適用できるものとすべきである。 - 起因事象の発生を防止する又は過渡事象の発生を回避する回復操作については、起因事象の発生防止への適用性に関し、適切に正当な理由を提示しなければならない。
PRA が備えるべき属性	- 保守性の低減 - 実際のプラント応答を反映する現実性
備考	- 待機している機器を起動する又は配置するような操作については、回復操作として考慮すべきである。 - 事故の発生防止に回復操作を適用することにより、起因事象の前兆事象の発生後に実施される起因事象の発生を防止するために実施可能な運転員操作が反映され、起因事象の発生頻度及びリスクが現実的なものとなる。

表 2.3.6 サポート要件 IE-C3 への適合例及び不適合例

Table 2.3.6 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-C3

SR No.	IE-C3
サポート要件への適合例	
LOOP、120V 交流計装母線喪失の発生を防止するために、運転員による回復操作が適用可能なものとされている。	
サポート要件への不適合例	
起因事象を除外するために、幾つかの運転員による回復操作が、起因事象の発生防止に適用可能なものとされている。しかし、幾つかの運転員による回復操作を適用可能としながらも、例えば運転員訓練や手順書に基づくといった正当な理由が提示されていない。	
備考	
- 推定された起因事象の発生頻度及びリスクが現実的で実際の運転を反映するように、回復操作については、実施可能であれば起因事象の発生を防止するために適用可能とすべきである。 - 複数の緩和系の故障を引き起こす HVAC 喪失後の運転による対応として、扉を開放し可搬型のファンを用いることを考慮すべきである。	

A.2.3.4 ベイズ更新の活用 (IE-C4)

表 2.3.7 サポート要件 IE-C4 に関する米国専門家の知見

Table 2.3.7 U.S. Expert Insights on SR IE-C4

SR No.	IE-C4
PRA レビューの 視点	- 起因事象の発生頻度のデータ解析には、プラント固有データ及び一般的な産業界データを扱うために、ベイズ更新の適切な適用が含まれる。プラント若しくは産業界全体のプラントの運転期間中に発生することが想定されない、産業界全体のプラントの運転期間中にわずか数回しか発生が想定されない、又は特定のプラントの運転期間中にせいぜい1回発生するような LOCA、主蒸気配管破断又は SGTR のような稀有事象については、ベイズ更新によって事後確率分布が大きく変わることは想定されない。統計的に多くの運転経験データが収集されるものと期待されるプラントの運転期間中に1回以上発生することが合理的に想定される場合、起因事象の発生頻度を算出するために必ずベイズ更新を用いるべきである。 - 一般的な産業界データ及びプラント固有データを組み合わせるために、ベイズ更新を用いるべきである。 - ベイズ更新の事前分布に利用するために、最新の一般的な産業界データに関する情報源を用いるべきである。
PRA が備えるべき属性	- 適切な統計的手法の活用 - 一般的な産業界データ及びプラント固有データの統合
備考	一般的な産業界データ及びプラント固有データを組み合わせるためにベイズ更新を用いることは、米国の PRA では一般的な慣習である。

表 2.3.8 サポート要件 IE-C4 への適合例及び不適合例

Table 2.3.8 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-C4

SR No.	IE-C4
サポート要件への適合例	
プラント固有の運転経験を用いたベイズ更新により、一般的な産業界データが更新されている。	
サポート要件への不適合例	
- プラント固有データを反映するには、一般的な産業界データに係る事前分布が狭すぎる。つまり、プラント固有データの平均値が事前分布の範囲に含まれていない。 - ベイズ更新に事前分布を用いる場合、正当な理由が示されていない。 - プラント固有データと一般的な産業界データにおいて、両方のデータ情報源に存在するが、ダブルカウントを避けるために一般的な産業界データから除外すべき起因事象がある。ベイズ更新では、最新のプラント固有の事象のみを考慮すべきである。 - 事象が実際に発生していないために、プラント固有データを用いていない。	
備考	
事象の発生がないという運転経験は、有効なプラント固有データと考えられる。	

A.2.3.5 起因事象の発生頻度の単位（IE-C5）

表 2.3.9 サポート要件 IE-C5 に関する米国専門家の知見

Table 2.3.9 U.S. Expert Insights on SR IE-C5

SR No.	IE-C5
PRA レビューの視点	- 計算された起因事象の発生頻度の単位については、「運転状態炉年当たり」ではなく、「炉年当たり」である必要がある⁷。起因事象の発生頻度、事故シーケンスの発生頻度、炉心損傷頻度（以下「CDF」という。）については、全て、「炉年当たり」の単位で表される。 - 起因事象の発生頻度は、「炉年当たり」で計算されなければならないため、起因事象の発生頻度を算出する際に原子炉の稼働率（炉年当たりの運転状態炉年）が考慮されなければならない。
PRA が備えるべき属性	- 炉年当たりでの発生頻度の算出 - 他の外部事象等起因事象及び運転状態との一貫性
備考	- FT を用いて作成された SSIE については、起因事象の発生頻度を調節するために、FT において原子炉の稼働率を表す係数を含める必要がある。 - CDF など望ましくない事象の発生頻度を「炉年当たり」で表現することで、他の外部事象等起因事象及び運転状態からの寄与を直接的に加算することができる。

⁷ 炉年は、原子炉の運転開始から廃炉までの供用期間において、暦年と同じである。運転状態炉年は、炉年のうち、出力運転状態にある期間である。

表 2.3.10 サポート要件 IE-C5 への適合例及び不適合例

Table 2.3.10 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-C5

SR No.	IE-C5
CC-I/II への不適合例	
- 起因事象の発生頻度が、「運転状態炉年当たり」で計算されている。 - 年間の稼働率に関して、年間の稼働率が異なる隣接号機から算出されたものが用いられている。	
CC-I/II に適合かつ CC-III に不適合である例	
起因事象の発生頻度が「炉年当たり」である。起因事象データの全収集期間に原子炉が運転状態にあった期間の割合を表すための稼働率に係る係数については、一つだけ用いられている。全ての起因事象について、稼働率が同一である。	
CC-III への適合例	
起因事象の発生頻度は「炉年当たり」である。起因事象データの全収集期間を年間の運転期間がそれぞれ異なる小期間に分割することにより、全期間に渡る年間の運転期間の変動が考慮されている。ベイズ更新は、個々の小期間に関し、段階的に実施されている。FT が作成された SSIE については、FT に年間の運転期間に係る係数が含まれており、現在及び想定される今後のプラントの年間の運転期間が反映されたものとなっている。	
備考	
起因事象の発生頻度を「運転状態炉年当たり」で計算した場合、炉年当たりの出力運転状態にある期間の割合を反映するように調整がなされなければならない。	

A.2.3.6 スクリーニングの判断基準（IE-C6）

表 2.3.11 サポート要件 IE-C6 に関する米国専門家の知見

Table 2.3.11 U.S. Expert Insights on SR IE-C6

SR No.	IE-C6
PRA レビューの視点	- 発生頻度に基づく起因事象の定量的なスクリーニングについては、重要なリスク寄与因子が軽視されないように、サポート要件 IE-C6 の判断基準（a）及び（b）に適合しなければならない⁸。 - サポート要件 IE-C6 の判断基準（c）で規定されたプラント停止（例えば、技術仕様書で規定された運転上の制限（以下「LCO」という。）によるプラントの停止）の時間に基づいて、起因事象を定性的に除外することも可能である。
PRA が備えるべき属性	- リスク寄与因子の網羅性 - 実際のプラント応答を反映する現実性
備考	起因事象の観点で、重要なリスク寄与因子が軽視されないようにすべきである。

⁸ 米国 PRA のサポート要件 IE-C6 に示された起因事象のスクリーニングの基準¹は以下のとおり。

- ISLOCA、格納容器バイパス事象又は原子炉圧力容器破損に関するものでなく、事象の発生頻度が 1E-7/炉年よりも小さい。
- 起因事象の発生とは独立に少なくとも緩和系の 2 つのトレンが故障しない限り炉心損傷が起り得ない事象で、事象の発生頻度が 1E-6/炉年より小さい。
- 事象が発生しても即座に原子炉が停止されない。つまり、起因事象の発生条件は、プラントの通常運転を止める前に高い信頼性を持って検知され是正される。十分に長い時間が経過しない限り、プラントを停止する必要がない。

表 2.3.12 サポート要件 IE-C6 への適合例及び不適合例

Table 2.3.12 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-C6

SR No.	IE-C6
サポート要件への適合例	
- 発生頻度の低さ及び停止時間に基づき除外された起因事象がない。 - 発生頻度に基づき除外された起因事象は、サポート要件 IE-C6 に規定された判断基準項目 (a) 及び (b) と整合している。定性的なスクリーニングで除外された起因事象がない。	
サポート要件への不適合例	
- サポート要件 IE-C6 の規定（項目 (a) 及び (b) ）と整合していない異なる判断基準を用いている。発生頻度に基づいた起因事象の定量的なスクリーニングが実施されている。 - 起因事象を除外する際に、サポート要件 IE-C6 項目 (c) と異なる定性的な判断基準が用いられている。 - SSIE を除外するための定性的な議論がなされている。例えば待機トレンを起動するといった想定される運転員操作及びバックアップ設備が起因事象の発生防止に適用できるとされていたり、HVAC 喪失時にバックアップ冷却が適用できるとされていたりする。	
備考	
例えば、直流及び交流電源系の 2 トレン喪失といった、発生頻度が低いことによる SSIE の除外は、定量的に説明すべきである。	

A.2.3.7 経時的な傾向の分析 (IE-C7)

表 2.3.13 サポート要件 IE-C7 に関する米国専門家の知見

Table 2.3.13 U.S. Expert Insights on SR IE-C7

SR No.	IE-C7
PRA レビューの 視点	• CC-III のみ要件が設けられている。原子炉スクラムの発生頻度に関する経時的な傾向分析を実施することが望ましい。 • 米国原子力プラントの大多数の PRA には経時的な傾向の分析が含まれておらず、それが米国 PRA の慣習となっている。
PRA が備えるべき属性	• 実際のプラント応答を反映する現実性
備考	• ごく少数の米国プラントのみで、傾向分析が実施されている。

表 2.3.14 サポート要件 IE-C7 への適合例及び不適合例

Table 2.3.14 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-C7

SR No.	IE-C7
CC-I/II に適合かつ CC-III に不適合である例	
傾向分析は実施されていない。	
CC-III への適合例	
長期間における原子炉スクラムの発生頻度に関する経時的な傾向分析が実施されている。	

A.2.3.8 フォールトツリー (FT) によるモデル化 (IE-C8)

表 2.3.15 サポート要件 IE-C8 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 2.3.15 U.S. Expert Insights on SR IE-C8 (1/2)

SR No.	IE-C8
PRA レビュー の視点	- SSIE の発生頻度は、従来、プラントの設計、運転及び保全の特性を反映するように、FT を用いて評価される。これは、SSIE の産業界における一般的な発生頻度では、プラントごとに大きく変わるプラント固有の特性を適切に反映できないことによる。 - サポート系内の故障で発生する起因事象を定量化するために FT が用いられる。 - 起因事象の発生頻度を定量化するためにプラント固有のモデルが用いられなければならない。 - プラント固有の特性を起因事象の発生頻度を評価するためのモデルに反映しなければならない。 - SSIE が発生した際に緩和設備が一般的には影響を受けるため、SSIE については、プラント固有の FT を作成しなければならない。 - FT を用いてモデル化された起因事象については、米国 PRA 標準において適用されるシステム解析に関する要件を用いて作成されなければならない。 - 起因事象 FT については、単一故障及び二重故障に加え、多重故障、CCF、保全によるアンアベイラビリティ、試験によるリスクへの寄与及び典型的な系統構成を考慮すべきである。 - SSIE の FT は、炉年当たりの発生頻度を計算するように作成されるべきである。

表 2.3.15 サポート要件 IE-C8 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 2.3.15 U.S. Expert Insights on SR IE-C8 (2/2)

SR No.	IE-C8
PRA レビューの視点	SSIE の発生頻度の解析に FT を広く用いることにより、従属性及び共用設備のモデル化による改善につながり、発生頻度評価の正確さが向上する。
PRA が備えるべき属性	- 機能的な従属性の考慮 - 実際の設計、建設状況及び運転を反映するプラント固有性
備考	- FT を用いた起因事象の発生頻度の計算については、システム解析に関して定義されたサポート要件に適合しなければならない。 24 時間の使命時間を用いた FT については、年間の出力運転状態にある期間を考慮し、変換係数を用いて炉年当たりの発生頻度に変換しなければならない。 - 起因事象の発生頻度の計算のために作成した FT において誤りがあると、起因事象の発生頻度の計算に大きな影響がある。

表 2.3.16 サポート要件 IE-C8 への適合例及び不適合例 (1/2)

Table 2.3.16 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-C8 (1/2)

SR No.	IE-C8
サポート要件への適合例	
起因事象 FT については、単一故障及び二重故障に加え、多重故障、CCF、保全によるアンアベイラビリティ、試験によるリスクへの寄与及び典型的な系統構成を考慮している。CCF を含む各故障組合せについて、一つ目に発生する故障は炉年当たりの発生頻度で計算され、一つ目の故障の後に発生する故障は一つ目の故障が復旧するまでの時間内に故障する確率で計算されている。	
サポート要件への不適合例	
- 緩和系のアンアベイラビリティ解析用の FT に含まれる多くの故障を起因事象 FT において除外しており、起因事象の発生頻度が過小評価している。 - 起因事象 FT にサポート系機能が考慮されていない。固有の特性を持つ起因事象用の FT が簡略化されており、関連設備の試験及び保全が考慮されておらず、起因事象の発生頻度を過小評価している。 - CCF が起因事象 FT に含まれていない。例えば、電動弁（以下「MOV」という。）の CCF 事象が起因事象 FT から除外されている、二つの直流母線喪失起因事象の FT に充電装置が含まれていない、試験及び保全により第 3 のポンプが使えない状態で二つのポンプの CCF が発生することを考慮していないなど。 - 故障組合せを全て考慮しているわけではない。アンアベイラビリティが非常に小さい機器を含む場合でも、全ての故障の組み合わせを考慮すべきである。例えば、他の機器の故障と共にアンアベイラビリティが非常に小さい熱交換器を考慮していない。 - 共用の吸込み及び吐出しヘッダーに関連した静的設備の故障が考慮されていない。 - 起因事象の発生頻度を計算するための吸込口の閉塞モデルについて、発生頻度の計算のための適切な根拠がない。	

表 2.3.16 サポート要件 IE-C8 への適合例及び不適合例 (2/2)

Table 2.3.16 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-C8 (2/2)

SR No.	IE-C8
備考	
- SSIE の発生頻度を解析するための FT の作成におけるモデルの簡略化により、モデルがシステム解析に係る要件に適合しなくなる可能性がある。 - 産業界における一般的な運転経験により、例えば ESWS 喪失や IAS 喪失といった特定の起因事象について、CCF が起因事象の発生頻度に大きく寄与し得ることが分かっている。CCF 事象が SSIE モデルに適用可能であれば、適用すべきである。 - 吸込み口の閉塞は最もリスク上重要な起因事象のうちの一つであり、取水障害の発生頻度は全体の CDF 結果に大きな影響を持つ。 - プラントは、電力需要が低い春や秋に停止しやすく、電力需要が高い夏や冬に運転しやすい。凍結などの季節による影響を考慮している場合、SSIE について、季節ごとの運転期間割合係数を用いなければならないことがある。 - 冗長性を持つ流路における弁の誤開又は誤閉に係る故障は、モデルを簡略化するために起因事象 FT を作成する際に考慮されない場合がある。当該故障は、ポンプやフィルタの故障と比較して確率が非常に低い。加えて、弁の誤開又は誤閉による流量喪失は、SSIE を引き起こすほど故障による影響が大きくなる前に系統圧力の変化によって気付かれやすい。	

A.2.3.9 フォールトツリー（FT）を用いた起因事象の発生頻度の算出（IE-C9）

表 2.3.17 サポート要件 IE-C9 に関する米国専門家の知見

Table 2.3.17 U.S. Expert Insights on SR IE-C9

SR No.	IE-C9
PRA レビューの視点	- 起因事象の発生頻度を計算するために、炉年当たりの故障率を用いるべきである。 （同じ系統内で2つの異なる故障が発生することを考慮し、）一つ目に発生する故障及び一つ目の故障の後に発生する故障の発生頻度を検討する際には、一つ目に発生する故障の基事象は炉年当たりの発生頻度で、一つ目の故障の後に発生する故障の故障は一つ目に発生する故障の復旧時間内での故障確率で計算される。 - 機器故障の順序を考慮することにより、FT はより複雑になり、より多くのミニマルカットセットが生成される。 - 新規に追加した故障モードについては、データ解析のサポート要件に適合しなければならない。
PRA が備えるべき属性	実際のプラント応答を反映する現実性
備考	リスク情報を活用した系統構成管理をより正確に支援するために、プラントの実際の慣例となっている系統構成及び設備の交互運転を PRA モデルに反映すべきである。

表 2.3.18 サポート要件 IE-C9 への適合例及び不適合例

Table 2.3.18 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-C9

SR No.	IE-C9
サポート要件への適合例	
発生頻度を定量化するために起因事象 FT が作成されている。一つ目に発生する故障であるプラント運転時に通常動作する機器の故障について、炉年当たりの発生頻度を計算するために単位変換係数を用いて基事象の値が計算されている。一つ目の故障の後に発生する故障の基事象の値は、一つ目に発生する故障の復旧時間内における故障確率で計算されている。各故障組合せについて、年間の運転期間割合に係る係数が掛け合わされている。	
サポート要件への不適合例	
- 多くのカットセットに、運転時間が 8760 時間とされた基事象が二つ以上含まれており、起因事象の発生頻度が正しく計算されていない。一つ目に発生する故障である、プラント運転時に運転している機器の炉年当たりの故障の発生頻度（運転時間は 8760 時間）及び予備の機器による一つ目の故障の後に発生する故障の故障確率（運転時間は一つ目の故障の復旧時間）が適切に組み合わせられていない。 - 起因事象 FT における継続運転失敗の CCF が、炉年当たりの値とするための運転時間（8760 時間）に基づかず、誤った運転時間として使命時間で用いられる 24 時間を用いて当該 FT が定量化されている。 - 非対称的な系統構成のモデル化がなされているため、通常プラント運転時に動作するものとして想定される設備と待機するものとして想定される設備について、CCF は別々にグループ化されている。通常プラント運転時に動作するポンプを月次で交互運転することは、動作する機器及び待機する機器の CCF の扱いを分けることの正当な理由にならない。定義する CCF グループについては、全ての冗長機器を含める一般的な慣例に基づくべきである。	
備考	
起因事象 FT によって、炉年当たりの発生頻度が計算されなければならない。	

A.2.3.10 フォールトツリー (FT) における故障組合せの検討 (IE-C10)

表 2.3.19 サポート要件 IE-C10 に関する米国専門家の知見

Table 2.3.19 U.S. Expert Insights on SR IE-C10

SR No.	IE-C10
PRA レビューの視点	- 全ての重要な故障のリスク寄与因子及び故障組合せが、起因事象の発生頻度の計算において考慮される必要がある。 - 関連する故障事象及びアンアベイラビリティの組合せが起因事象の発生頻度の計算で考慮されるように、FT が作成される。つまり、炉年当たりの発生頻度で計算される一つ目に発生する故障と一つ目の故障の後の復旧時間内に発生する他の機器故障の組合せを考慮する。 - 起因事象解析のための FT においては、適切な運転期間割合を用いて通常のプラント運転時の系統構成全てを考慮すべきである。
PRA が備えるべき属性	故障組合せの観点でのリスク寄与因子の網羅性
備考	- 起因事象の発生頻度を計算するための FT は、全てのリスク上重要な故障モードを扱わなければならない。故障事象の適切な組合せが、起因事象の発生頻度の計算のために、FT で考慮されていなければならない。 - FT は、関連する設備故障の重要度を決定することができるようなものでなければならない。

表 2.3.20 サポート要件 IE-C10 への適合例及び不適合例

Table 2.3.20 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-C10

SR No.	IE-C10
サポート要件への適合例	
起因事象の発生頻度を計算するための FT において、全てのリスク上重要な故障モードを扱っている。故障事象の適切な組合せが、起因事象の発生頻度の計算のための FT に含まれる。	
サポート要件への不適合例	
- 全ての故障組合せが考慮されているというわけではない。例えば、熱交換器のアンアベイラビリティと他の機器の故障の組合せが考慮されていない。 - CCF が含まれていない。 - ESWS の系統構成及び成功基準が正しくモデル化されていない。モデルでは特定の系統構成が仮定され、非対称なモデル化となっており、結果に偏りがある。同様に、ESWS 喪失起因事象の計算用の FT では、例えばプラント運転時に頻繁にある ESWS ポンプ 2 台の動作といった、特定の系統構成が考慮されていない。	
備考	
- 起因事象の発生頻度の計算のために、ポンプの交互運転を含むプラント運転時の通常のトレン構成全てを FT に含めるべきである。 - サポート系の従属性は、FT において適切に扱われる必要がある。	

A.2.3.11 フォールトツリー（FT）における回復操作の考慮（IE-C11）

表 2.3.21 サポート要件 IE-C11 に関する米国専門家の知見

Table 2.3.21 U.S. Expert Insights on SR IE-C11

SR No.	IE-C11
PRA レビューの視点	• 起因事象をモデル化する際の回復操作は、原子炉スクラム前に発生する起因事象を防止するために取られる運転員操作である。 • 回復操作に関するプラント固有の評価を実施すべきである。 • 回復操作の失敗確率の算出については、HRA に係る米国 PRA 標準要件に適合しなければならない。例えば実現可能性、手順書、訓練、作業の詳細及びステップ、プラント固有のタイミングといったことに関して、プラント要員へインタビューを実施すべきである。
PRA が備えるべき属性	• 回復操作に関するプラント応答を反映する現実性 • 実際の設計、建設状況及び運転を反映するプラント固有性
備考	• 回復操作の例としては、IAS 喪失に至る故障の原子炉スクラム前の回復がある。 • PRA で従来モデル化される回復操作には、外部電源復旧及び手順化された操作が含まれる。例えば、RCP モーター及び RCP シールへの冷却材の流量喪失による原子炉スクラムを防止するための 3 分以内での RCP への CCWS 流量の回復がある。

表 2.3.22 サポート要件 IE-C11 への適合例及び不適合例

Table 2.3.22 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-C11

SR No.	IE-C11
サポート要件への適合例	
回復操作は、LOOP、120V 計装用交流母線喪失、HVAC 喪失に関して適切に評価されている。回復操作の失敗確率評価は、HRA に関するサポート要件に適合している。	
サポート要件への不適合例	
120V 計装用交流母線喪失、扉の開放又は可搬型のファンを活用することにより回復可能な HVAC 喪失について、回復操作が考慮されていない。 - 算出された回復操作の失敗確率が、適切な HRA で算出されていない。 - ISLOCA の FT において事故の緩和に活用できるとされている MOV は、考えられる全ての差圧に対して閉止できるか試験されていない。	
備考	
評価では、手順書が利用可能であるか、運転員が回復操作に関する訓練を受けているか、回復操作に関する診断及び実行するための十分な時間があるか、運転員操作を実施できない又は妨げる環境条件などを考慮すべきである。	

A.2.3.12 プラント固有の起回事象の発生頻度と一般的な産業界データとの比較 (IE-C12)

表 2.3.23 サポート要件 IE-C12 に関する米国専門家の知見

Table 2.3.23 U.S. Expert Insights on SR IE-C12

SR No.	IE-C12
PRA レビュー の視点	- プラント固有の情報を用いた起回事象解析により現実的な結果が得られるようにする必要がある。また、一般的な産業界データに対して大きな差異があれば特定し、正当な理由を提示するようにする必要がある。 - プラント固有の起回事象の発生頻度については、例えば NUREG/CR-6928 や NUREG/CR-5750 といった一般的な産業界データと比較し、大きな差があれば理由について考察する必要がある。
PRA が備える べき属性	- 実際の設計、建設状況及び運転を反映するプラント固有性 - プラント固有性の影響の理解
備考	- 一般的な産業界データとの比較を実施する必要がある。 - 起回事象の発生頻度の計算結果と産業界における一般的の結果との比較において、起回事象の発生頻度が産業界における一般的な値から外れたものであれば考察を行うことが必要である。 - SSIE の発生頻度が一般的な産業界データと大きく異なる理由を特定することは、比較的困難なことである。

表 2.3.24 サポート要件 IE-C12 への適合例及び不適合例

Table 2.3.24 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-C12

SR No.	IE-C12
サポート要件への適合例	
起因事象の発生頻度の計算結果について、例えば NUREG/CR-6928 といった産業界における一般的な起因事象の発生頻度データと比較され、大きな差異があれば、それについて説明がなされ文書化されている。	
サポート要件への不適合例	
- LOOP 起因事象の発生頻度と一般的な産業界データとの比較がない。 - LOOP、格納容器外配管破損及びバイタル直流母線喪失の起因事象について、プラント固有の発生頻度と一般的な産業界データとの差異の理由が提示されていない。 - ベイズ更新など異なる幾つかの手法を用いて計算されたプラント全体での起因事象の発生頻度と過去に実際に発生した原子炉スクラムの傾向との比較が実施されていない。計算された起因事象の発生頻度についてデータ管理の最終的な確認がなされていない。同様に、産業界における一般的なプラントデータとの比較がなされていない。それゆえ、計算されたプラント全体の起因事象の発生頻度が、実際のプラントの傾向や産業界における一般的なプラントの傾向に対して保守的、過小又は同等であるかを示すものがない。	
備考	
プラント固有の起因事象の発生頻度と一般的な産業界データに差がある例としては、逆止弁の再開止失敗による待機状態のポンプを通る逆流の発生を考慮しておらず、また、SSIE に関連する CCF を考慮していないために ESWS 喪失起因事象の発生頻度が低い場合がある。	

A.2.3.13 希有及び極めて希有な起因事象に関する一般的な産業界データ及び専門家判断の活用 (IE-C13)

表 2.3.25 サポート要件 IE-C13 に関する米国専門家の知見 Table 2.3.25 U.S. Expert Insights on SR IE-C13

SR No.	IE-C13
PRA レビューの視点	- 希有及び極めて希有な起因事象については、プラント固有の特性と整合しており、最新で適用可能な産業界における一般的な起因事象の発生頻度を用いなければならない。 - 極めて希有な起因事象については、プラント固有の起因事象の発生頻度を算出するために、産業界における一般的な発生頻度の推定値と共にプラント固有の特性に基づいた専門家判断も用いてよい。専門家判断の活用は、米国 PRA 標準の Section 1-4.3 で規定される要件に適合しなければならない。 - RPV 破損、LLOCA 及び MLOCA については、最も新しい一般的な産業界データの情報源として、NUREG-1829¹⁸ などがある。SLOCA については、データ情報源として NUREG/CR-6928 及び NUREG-1829 がある。 - 希有な起因事象については一般的な産業界データを用いることができる。どの一般的な産業界データが最も適用性があるかを判断するために、プラント固有の特性をレビューすべきである。
PRA が備えるべき属性	- 希有な起因事象の発生頻度を推定する際の現実性 - 実際の設計、建設状況及び運転を反映するプラント固有性
備考	- RPV 破損、LLOCA 及び MLOCA について、最新で適用可能な一般的な産業界データ情報源を用いるべきである。 - ISLOCA 及び SSIE の起因事象の発生頻度を計算するためのモデルでは、プラント固有の特性を考慮すべきである。 - 希有な起因事象の発生頻度の計算において、起因事象の発生の防止に適用できるとされている回復操作については、プラント固有の特性を踏まえるべきである。

表 2.3.26 サポート要件 IE-C13 への適合例及び不適合例

Table 2.3.26 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-C13

SR No.	IE-C13
CC-I/II への不適合例	
- 破断口径が異なる各 LOCA 起因事象に対して、適用性のない産業界における一般的な起因事象の発生頻度データに関する情報源を用いている。多くの HELB 起因事象を考慮していない。 - MLOCA、LLOCA 及び RPV 破損の発生頻度を WASH-1400¹⁹ から取っており、現在の PRA の慣例と整合していない。	
CC-I/II に適合かつ CC-III に不適合である例	
- LLOCA 及び RPV 破損の発生頻度は、産業界における一般的な計算及びデータ情報源に基づいている。希有起因事象については、適切な一般的な産業界データを用いており、データ情報源を追跡できる。例えば、ISLOCA など適当な場合には、プラント固有の特性が踏まえられている。 - RPV 破損起因事象の発生頻度については、NUREG-1829 の推定値が用いられている。LOCA の発生頻度は、プラント固有の破損サイズ表に基づいている。	
CC-III への適合例	
SLOCA、MLOCA、LLOCA 及び RPV 破損の発生頻度は、産業界データに基づいている。ISLOCA の発生頻度の計算は、プラント固有の配管構成と共に産業界における一般的な故障率を考慮した FT に基づいている。ATWS 起因事象は、プラント固有の過渡変化による起因事象の発生頻度とプラント固有の原子炉スクラムのモデルの組合せに基づいている。多くの SSIE の発生頻度は、プラント固有の特性を考慮した FT に基づく。	
備考	
LOCA の発生頻度は、NUREG-1829 を用いるべきである。SLOCA の発生頻度は、運転経験を踏まえるためにベイズ手法で更新すべきである。	

A.2.3.14 インターフェースシステム冷却材喪失事故（ISLOCA）の発生頻度の分析におけるプラント特性及び手順書の考慮（IE-C14）

表 2.3.27 サポート要件 IE-C14 に関する米国専門家の知見 (1/3)

Table 2.3.27 U.S. Expert Insights on SR IE-C14 (1/3)

SR No.	IE-C14
PRA レビューの視点	- ISLOCA の発生頻度は、系統の設計及び構成、放射線防護及び事故の緩和のための操作、サーベイランス試験活動などを含むプラント固有の特性を可能な限り考慮する必要がある。 - ISLOCA の発生の可能性のある全ての重要な経路、保護インターロック、隔離機能の性能、安全弁の性能、二次系配管の耐圧性能、関連するサーベイランス試験手順書などを考慮すべきである。 - ISLOCA の発生のある可能性がある経路において全ての関連する故障モードを考慮する必要がある。 - ISLOCA モデルにおいて通常検討される技術的課題は、弁のリーク及び破損故障の発生確率の配管破損大きさとの関係性、配管系統の健全性に関する確率論的評価などを含み、適切に対処されるべきものである。 - ある配管区画で ISLOCA が発生する可能性は、配管がさらされる可能性のある圧力及び配管の耐圧性能に関連する。配管の耐圧性能に関する現実的なプラント固有の推定を行うことは、グッドプラクティスであると考えられ、ISLOCA の発生可能性の推定がより現実的なものとなる。
PRA が備えるべき属性	- 格納容器バイパスのリスクに係る現実性 - 実際の設計、建設状況及び運転を反映するプラント固有性 - ISLOCA 起因事象の発生頻度の推定における網羅性

表 2.3.27 サポート要件 IE-C14 に関する米国専門家の知見 (2/3)

Table 2.3.27 U.S. Expert Insights on SR IE-C14 (2/3)

SR No.	IE-C14
備考	- ISLOCA は、従来、格納容器バイパスによる放射性物質の放出に関する非常に重要なリスク寄与因子である。 - 弁の故障モードに関する補足。MOV については、あまり考慮されない故障モードがある。それは、弁の軸からのディスクの離脱である。制御室では MOV が閉であることが示されるが、誤開の発生により、弁を通過する流れがある状況がもたらされる。本故障モードが発生する別のメカニズムとしては、ディスクの脱落がある。これは、プラント停止手順の終わり頃や燃料取替停止時に発生し得る。空気作動弁（以下「AOV」という。）については、弁の破損を考慮すべきである。電磁弁（以下「SOV」という。）及び手動弁については、弁のリークを考慮すべきである。 - 弁のリーク故障の発生頻度に関する補足。弁のリーク故障の発生頻度は、リーク流量に依存する。NUREG/CR-5102²⁰ には、リーク流量の関数として、幾つかのリーク故障の発生頻度が掲載されている。これを用いることで全リーク故障モードをモデル化することができる。 - 配管系統の破損確率に関する補足。ISLOCA 時の圧力条件を踏まえ、配管破損の確率を評価しなければならない。配管の破損に加え、例えばポンプの封水、弁の軸、熱交換器などといった、破損及びリークの可能性が比較的大きな配管系統内の他の機器についても考慮する。ISLOCA の発生に関しては、例えば配管溶接部、ポンプの封水、熱交換器といった、配管の破損以外の配管系統内の機器の故障及び破損は配管の破損と同じくらい重要になる可能性がある。

表 2.3.27 サポート要件 IE-C14 に関する米国専門家の知見 (3/3)

Table 2.3.27 U.S. Expert Insights on SR IE-C14 (3/3)

SR No.	IE-C14
備考	- データに関する SOKC に関する補足。MOV 及び逆止弁の様々な故障モードに関連したデータに関する SOKC を考慮すべきである。例えば、ISLOCA を引き起こす同種の 2 弁の故障については、同一の故障の発生頻度分布を用いる。このため、ISLOCA 発生シナリオの計算では、各基事象の不確かさによる CDF の不確かさへの影響の評価（以下「不確かさの伝搬解析」という。）において SOKC を考慮しなければならない。SOKC の計算結果への影響は確率分布の分散に依存し、通常、弁の破損確率といったものではかなり大きい。弁の破損又はリークの発生頻度における不確かさが大きいこと及び関連する類似の弁の数が多いことから、SOKC を考慮した結果は、点推定値から計算した結果よりも 1 桁程度簡単に高くなる可能性がある。配管系統については、例えば弁の破損、弁の全リーク及び指示器において MOV が閉であることが示されながらの誤開といった全ての故障モードを考慮すべきである。 - 個々の配管ラインに関する発生頻度を統合した ISLOCA 及び格納容器外配管破損の全体の発生頻度における不確かさの幅を算出するために、不確かさの伝搬解析を実施すべきである。

表 2.3.28 サポート要件 IE-C14 への適合例及び不適合例 (1/3)

Table 2.3.28 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-C14 (1/3)

SR No.	IE-C14
CC-I/II への不適合例	
• プラントの出力運転時に実施されるサーベイランス試験の影響が、ISLOCA の発生頻度の計算で考慮されていない。例えば、炉心スプレイ系の MOV は、92 日ごとの動作試験において開かれる。当該 MOV 試験中の ISLOCA の発生可能性が、ISLOCA の発生頻度を計算するための FT で考慮されていない。 • CCF が、ISLOCA の発生頻度の計算において考慮されていない。逆止弁は、製造時の過誤により CCF が発生する可能性がある。これは、逆止弁が配置されたプラント内部の環境に関係しない。 • ISLOCA の発生頻度の計算では、一つ目に発生する故障として各配管系の第 1 逆止弁の故障のみを考え、その他の弁の故障を一つ目に発生する故障としていない。 • ISLOCA の発生頻度を計算するための FT の幾つかの機器には、継続運転失敗に関する正しくない運転時間が割当てられている。運転時間として 36 時間の値が低圧安全注入系（以下「LPSI」という。）の MOV 破損に用いられている。しかしながら、事故時の一つ目の故障に関する運転時間は 8760 時間とすべきである。 • 同種の 2 弁の故障の確率を計算する際に、SOKC が考慮されていない。 • RHR における低圧配管及び機器の ISLOCA による過圧条件に耐えるための性能が、決定論的にのみ評価されており確率論的なものではない。RHR における圧力逃し弁（機器の名前は pressure relief valve であるが、弁種類は安全弁である。）が静的機器の破損を防止するために利用できない場合の失敗確率として 1 が割当てられている。ISLOCA のリーク大きさに応じて圧力逃し弁の性能を超える可能性が検討されていない。 • 計算された ISLOCA の条件における配管破損の発生頻度が低すぎる。これは、過圧評価では炉心スプレイ系及び RHR 配管の温度を想定しているためであるが、RCS 温度がより適切である。	

表 2.3.28 サポート要件 IE-C14 への適合例及び不適合例 (2/3)

Table 2.3.28 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-C14 (2/3)

SR No.	IE-C14
CC-I/II への不適合例	
- 原子炉停止時冷却系の低圧配管において想定されている配管破損圧力が高すぎる。 - 隔離弁のリーク又は破損により隔離に失敗すると、高圧にさらされた低圧配管の破損が必ず発生するというように、二次系配管の性能が保守的に仮定されている。二次系配管の性能に関して健全性解析などの検討がなされていない。	
CC-I/II に適合かつ CC-III に不適合である例	
ISLOCA の発生頻度の計算では、可能性のある ISLOCA 経路の構成、インターロックの規定、関連するサーベイランス試験、過圧条件における二次系配管の性能及び隔離弁の性能について明確に考慮している。	
CC-III への適合例	
ISLOCA の発生頻度の計算では、可能性のある ISLOCA 経路の構成、インターロックの規定、関連するサーベイランス試験、過圧条件における二次系配管の性能及び隔離弁の性能について明確に考慮している。計算では、可能性のある ISLOCA 経路及び熱交換器や圧力逃し弁（機器の名前は pressure relief valve であるが、弁種類は安全弁である。）などの機器の破損による代替経路の包括的で徹底された特定、グループ化並びに過圧による配管破損を含む発生頻度の現実的な定量化が行われている。	

表 2.3.28 サポート要件 IE-C14 への適合例及び不適合例 (3/3)

Table 2.3.28 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-C14 (3/3)

SR No.	IE-C14
備考	
- ISLOCA は、LERF に大きな影響のある重要なリスク寄与因子である。 - 弁の故障の発生頻度に関する SOKC の結果への影響は、確率分布の分散に依存する。それは、通常、弁の破損確率についてかなり大きい。SOKC の考慮の必要性については、NUREG/CR-5744²¹ で議論されている。過去の研究では、適切に SOKC を考慮することで、ISLOCA の発生頻度が部分的に非常に大きくなることが示されている。 - 配管の破損確率は、配管の設計圧力に強く依存する。 - プラントの出力運転時におけるサーベイランス試験の影響を考慮して、二次系につながる可能性がある経路を検討すべきである。サーベイランス試験の間、ISLOCA 時の放射性物質の放出に至る経路上の弁の構成は、典型的な系統構成から変更になる可能性がある。つまり、ある期間、RCS 及び低圧系における隔離弁の数が、三つから二つになる可能性がある。このことから、PRA でモデル化されているものより少ない数の隔離弁の数を想定すると、ISLOCA の発生頻度が変わり得る。	

A.2.3.15 起因事象の発生頻度の平均値及び不確かさの評価 (IE-C15)

表 2.3.29 サポート要件 IE-C15 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 2.3.29 U.S. Expert Insights on SR IE-C15 (1/2)

SR No.	IE-C15
PRA レビューの 視点	• 全ての起因事象について発生頻度の平均値を算出すべきである。また、起因事象の発生頻度における不確かさの特性を評価しなければならない。 • 起因事象の発生頻度の平均の計算では、潜在的な不確かさを考慮する必要がある。これにより、CDF の計算で、起因事象に関連するものを含む全ての潜在的な不確かさを考慮しやすくなる。 • 例えば 5 パーセンタイル、中央値、平均値、95 パーセンタイルといった不確かさに係る確率分布パラメータを用いることにより、起因事象の発生頻度の推定に関する不確かさの確率論的な表現ができる。不確かさを表すために、エラーファクターが用いられることもある。
PRA が備えるべき属性	• 計算された起因事象の発生頻度の現実性 • 計算された起因事象の発生頻度に関する不確かさの深い理解

表 2.3.29 サポート要件 IE-C15 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 2.3.29 U.S. Expert Insights on SR IE-C15 (2/2)

SR No.	IE-C15
備考	• 平均値及び不確かさに係る確率分布パラメータの情報源としては、プラント固有の起因事象の発生頻度の計算、例えば、LLOCA や RPV 破損の発生頻度といった産業界における一般的な起因事象の発生頻度、起因事象 FT で計算された発生頻度がある。 • データから計算された起因事象の発生頻度における不確かさは、データにおける不確かさから由来している。FT から算出される起因事象の発生頻度については、機器故障率、CCF 確率、保守によるアンアベイラビリティなどにおける不確かさの伝搬解析により、不確かさを計算することができる。 • ベイズ更新された起因事象の発生頻度については、従来、プラント固有の起因事象の発生頻度であり、平均値及び不確かさに係る確率分布パラメータが分かるようになっている。 • 上限及び下限、5 パーセンタイル及び 95 パーセンタイル又は他の境界値により不確かさ区間を表現することができる。 • 不確かさに係る確率分布パラメータ又は不確かさの境界値については、固有の特性を持つ起因事象で分からないことがよくある。

表 2.3.30 サポート要件 IE-C15 への適合例及び不適合例

Table 2.3.30 Examples for Meeting and Not Meeting SR IE-C15

SR No.	IE-C15
CC-I への不適合例	
- 起因事象の発生頻度の平均値のみが計算されている。これら起因事象の発生頻度に関する不確かさの特性評価が示されていない。 - SSIE 起因事象の発生頻度が与えられていない。	
CC-I に適合かつ CC-II に不適合である例	
起因事象の発生頻度について、発生頻度の平均値及び不確かさ区間のみが与えられている。	
CC-II に適合かつ CC-III に不適合である例	
発生頻度の平均値及び不確かさに係る確率分布パラメータが、全てのベイズ更新された起因事象に対して与えられている。残りの起因事象については、発生頻度の平均値と不確かさ区間が与えられている。	
CC-III への適合例	
発生頻度の平均値及び不確かさに係る確率分布パラメータの値が、全ての起因事象に対して与えられている。	
備考	
FT に基づく SSIE 起因事象の発生頻度に係るエラーファクターを恣意的に仮定するのは適切ではない。	

A.3. 事故シーケンス解析

本節では、事故シーケンス解析に関する調査結果をまとめている。NRC の RG1.200 において、事故シーケンスは、起因事象の発生から事故の進展の緩和に成功する又は炉心が損傷するまでに起こり得る事象の進展とされている。

本節の構成については、A.3.1 で上位レベル要件 HLR-AS-A（プラント固有のシナリオの作成関連）、A.3.2 で上位レベル要件 HLR-AS-B（緩和機能に影響する従属性の考慮関連）に関する調査結果をまとめている。

A.3.1 プラント固有のシナリオの作成

A.3.1.1 適切な事故シーケンス解析手法の活用（AS-A1）

表 3.1.1 サポート要件 AS-A1 に関する米国専門家の知見

Table 3.1.1 U.S. Expert Insights on SR AS-A1

SR No.	AS-A1
PRA レビューの視点	- 各起因事象に関して安全機能が役割を果たせない様々な可能性について適切に考慮して事故シーケンスを定量化できるように、事故シーケンスを列挙し作成する必要がある。 - 起因事象に対するプラント応答を、重要な安全機能の成功及び失敗の組合せの観点でモデル化するために ET が用いられる。つまり、ET は、通常、モデル化される各起因事象について系統の応答及び運転員操作の適切な組合せを用いて作成される。 - 事故シーケンスモデルの作成やレビューに関する情報を提示して専門家と話をする際に、事故シーケンスの図式的な表現が重要である。
PRA が備えるべき属性	- 事故シーケンスモデルにおける安全機能の喪失に係る重要なリスク寄与因子の網羅性 - 実際のプラント応答を反映する現実性 - 実際の設計、建設状況及び運転を反映するプラント固有性
備考	- ET の構造及び ET のヘディングに関する概要説明を提示すべきである。 - ET では、各起因事象グループの事故シーケンスに含まれる安全機能の応答及び運転員操作の組合せをモデル化し、事故シーケンスの定量化を行えるようにする。 - 事故シーケンスを図式的に表現するために ET が用いられる。

表 3.1.2 サポート要件 AS-A1 への適合例及び不適合例

Table 3.1.2 Examples for Meeting and Not Meeting SR AS-A1

SR No.	AS-A1
サポート要件への適合例	
- 事故シーケンスは、プラント固有の起因事象及び産業界における一般的な起因事象に基づき作成されており、適切な系統の応答及び運転員による対応を含んでいる。 - 事故シーケンスを表現するために用いた ET 構造及びその理由について説明がなされている。ET のヘディングでは、事故シーケンスにおいて用いられる系統及び安全機能が考慮されている。運転員操作は明示的に考慮されている。ET 構造は、事故シーケンスを定量化するための基礎となっている。	
サポート要件への不適合例	
原子炉 2 基で同時に発生する起因事象及び共有設備については、号機ごとの個別モデルで表現されておらず、両原子炉号機共にモデルに適切に反映できていない。	
備考	
- ET は、従来、ET の各分岐点において事故の緩和に適用される成功基準を考慮し、各事故シーケンスの進展をモデル化するために用いられる。 - 事故シーケンス解析では、プラント応答に関連する系統の応答及び運転員操作を考慮し、事故シーケンスを定量化するために ET による図式的な表現を行わなければならない。 - ET のヘディングについては、各ヘディングに関するモデル化の方法、特に ET の分岐点と FT とのつながりに関する説明を含めるべきである。	

A.3.1.2 安全で安定した状態を達成するための安全機能の特定 (AS-A2)

表 3.1.3 サポート要件 AS-A2 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 3.1.3 U.S. Expert Insights on SR AS-A2 (1/2)

SR No.	AS-A2
PRA レビュー の視点	• 以下の起因事象グループについて ET を作成すべきである。 - RCP シール LOCA、PORV 及び PSV の誤開を含む LOCA - MSLB - SGTR - ISLOCA - RPV 破損 - フロントライン系の故障による過渡事象 - ATWS - SSIE ▪ ESWS、CCWS といった冷却水系の故障 ▪ 各母線及び各 MCC を含む交流電源の喪失 ▪ 直流電源母線の喪失 ▪ 120V 交流動力電源の喪失 ▪ 特定の場所における HVAC の故障 ▪ IAS の故障 • まず、事故シーケンスを列挙するためには、モデル化される各起因事象に対して、重大事故の発生を防止するために必要な安全機能を特定することである。必要とされる重要な安全機能を事故シーケンス解析においてモデル化しなければならない。 • 原子力発電所の炉心損傷防止のための主要な安全機能には、原子炉の臨界制御、RCS の原子炉水位制御、RCS の圧力制御、炉心及び RCS の熱除去、RCS 圧力バウンダリの健全性、重要なサポート機能がある。格納容器の健全性、格納容器の除熱及び格納容器内での核分裂生成物の除去についても、放射性物質の放出を防止するために必要な安全機能である。

表 3.1.3 サポート要件 AS-A2 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 3.1.3 U.S. Expert Insights on SR AS-A2 (2/2)

SR No.	AS-A2
PRA レビュー の視点	- 各起因事象により問題が発生する重要な安全機能を特定しなければならない。 - ET については、対象とする起因事象を緩和するために、安全で安定した状態に達するまで使命時間全体において必要とされる主要な安全機能を特定する必要がある。
PRA が備える べき属性	安全で安定した状態に達するまでに必要とされる安全機能の網羅性
備考	- モデル化される各起因事象については、従来、プラント応答及び運転員による操作の観点で類似した起因事象がグループ化される。 - ET において、炉心損傷の発生を防止し安全で安定した状態に達するために必要な安全機能を特定すべきである。 - 各起因事象を緩和するために必要な安全機能を提供するために用いられる個々の系統については、サポート要件 AS-A3 に関する米国専門家の知見で説明する。

表 3.1.4 サポート要件 AS-A2 への適合例及び不適合例

Table 3.1.4 Examples for Meeting and Not Meeting SR AS-A2

SR No.	AS-A2
サポート要件への適合例	
モデル化された各起因事象を緩和するために必要な安全機能が特定され、ET に反映されている。	
サポート要件への不適合例	
- 起因事象による重要な安全機能への影響が、明確に特定されていない。 - 例えば代替の水源、原子炉水位制御及び崩壊熱除去（以下「DHR」という。）の設備といった、プラントが安全で安定した状態に達するまでの使命時間全体において必要な安全機能が、十分に特定されていない。 - 炉心損傷に至る安全機能の故障の組合せが保守的であり、リスク上の重要性が過大な事故シーケンスがある。 - タービントリップが特定されておらず、モデル化されていない。 - SGTR 事象に対する蒸気発生器（以下「SG」という。）の隔離、MSIV より下流のMSLB に対する SG の隔離、ATWS 事象に対する非常用のホウ酸水注入、PORV や PSV の誤開といった過渡事象による RCS 圧力バウンダリ故障などが考慮されていない。	
備考	
- 多くの起因事象は幾つかの重要な安全機能に影響を与えるため、影響を受ける安全機能を明確に特定すべきである。 - 起因事象への対応に利用できる安全機能は、起因事象によって引き起こされる機能障害及び影響によって変わる。起因事象に対応できる機能のみを適用可能とすべきである。 - 復水器ホットウェル水量並びに復水ポンプ及び復水ブースターポンプの給水流量（給水系）では、BWR の MLOCA 時の原子炉水位制御に必要となる注水流量を満たせない。	

A.3.1.3 各安全機能に適用可能な緩和系の特定（AS-A3）

表 3.1.5 サポート要件 AS-A3 に関する米国専門家の知見

Table 3.1.5 U.S. Expert Insights on SR AS-A3

SR No.	AS-A3
PRA レビューの 視点	• 起因事象の緩和のために重要な各安全機能を満足するための適用可能な全てのフロントライン系を特定する必要がある。 • 事故の緩和に適用される緩和系は、成功基準要件の一部のみを満たす系統でもよく、適用可能な安全系及び非安全系共に緩和系として考慮される。例えば、制御棒駆動水圧系（以下「CRD」という。）は、原子炉スクラム後の数時間において原子炉水位制御の一部を担うことができる。 • 事故の緩和に十分な性能を持つ緩和系及び限られた性能を持つ緩和系全てを含め、各安全機能に関連する系統全てを事故の緩和に適用可能とすべきである。 • 重要な各安全機能の成功基準を満足し、各起因事象の緩和に用いることができる系統を特定すべきである。
PRA が備えるべき属性	• 実際の設計、建設状況及び運転を反映するプラント固有性 • 適用可能な緩和系の網羅性
備考	• 起因事象の緩和のための安全機能を満足する緩和系を特定する必要がある。

表 3.1.6 サポート要件 AS-A3 への適合例及び不適合例

Table 3.1.6 Examples for Meeting and Not Meeting SR AS-A3

SR No.	AS-A3
サポート要件への適合例	
フロントライン系が、安全機能に関するプラント固有の成功基準に基づき特定されている。	
サポート要件への不適合例	
- モデル化されている緩和系のトレンの数について、成功基準で定義される必要な緩和系のトレンの数と整合していない。 - ATWS シナリオに関連する安全機能に関する成功基準が十分に定義されていないために、ATWS に対する安全機能を果たす系統が明確に特定されていない。 - 非常用のホウ酸水注入が ATWS 対応で考慮されていない。 - 手動停止起因事象について、成功基準が明確に定義されていない。 - ATWS 起因事象発生時に原子炉水位制御及び圧力抑制プールの冷却に成功し、ホウ酸水注入系（以下「SLCS」という。）に失敗しているが、事故の緩和に成功しているものとして考えられている。	
備考	
モデル化される緩和系のトレンの数については、成功基準で特定される緩和系トレンの数と整合すべきである。	

A.3.1.4 各安全機能に必要な運転員操作の特定（AS-A4）

表 3.1.7 サポート要件 AS-A4 に関する米国専門家の知見

Table 3.1.7 U.S. Expert Insights on SR AS-A4

SR No.	AS-A4
PRA レビューの視点	• 起因事象を緩和するための安全機能レベルで、必要な運転員操作を特定する必要がある。 • 事故の緩和に必要な系統の応答と共に、運転員操作は、起因事象への対応において重要な安全機能を保持するために必要なプラント応答の一部である。 • モデル化される起因事象について定義される、重要な各安全機能に関する成功基準を満たすために必要な全ての運転員操作が特定されるべきである。
PRA が備えるべき属性	• 必要な運転員操作の網羅性 • 実際のプラント応答を反映する現実性
備考	• 安全機能に関する成功基準を満たすために必要な運転員操作の例には、PORV の手動操作、CCWS からの封水が喪失した際の RCP 手動停止、補助給水（以下「AFW」という。）系の手動起動、SG の減圧、復水ポンプの復旧などがある。

表 3.1.8 サポート要件 AS-A4 への適合例及び不適合例

Table 3.1.8 Examples for Meeting and Not Meeting SR AS-A4

SR No.	AS-A4
サポート要件への適合例	
各起因事象を緩和するための安全機能に関する成功基準を満足するために必要な全ての運転員操作が特定されている。	
サポート要件への不適合例	
モデル化された起因事象について定義される、重要な各安全機能に関する成功基準を満足するために必要な運転員操作が整合性をもって特定されていない。	
備考	
- 各起因事象を緩和するために重要な安全機能に関して、成功基準を満足するために必要な運転員操作が特定されるべきである。 - 特定される必要な運転員操作は、運転手順書と関連すべきである。	

A.3.1.5 プラント固有の設計、運転手順書及びプラント応答との整合（AS-A5）

表 3.1.9 サポート要件 AS-A5 に関する米国専門家の知見

Table 3.1.9 U.S. Expert Insights on SR AS-A5

SR No.	AS-A5
PRA レビューの視点	- 事故シーケンス解析は、プラントの設計、実際の建設状況及び運転と整合しなければならない。 - 事故シーケンスモデルを作成する際にプラント固有の情報を用いることは必要不可欠である。 - プラントの物理的性能並びに緊急時運転手順書（以下「EOP」という。）及び異常時運転手順書（以下「AOP」という。）を踏まえ、事故シーケンスが定義されなければならない。 - ET の安全機能、構造及び成功基準は、プラントの EOP、AOP などを反映すべきである。
PRA が備えるべき属性	- 実際の設計、建設状況及び運転を反映するプラント固有性 - 実際のプラント応答を反映する現実性
備考	- 産業界における一般的な又は類似プラントの事故シーケンスモデルを事故シーケンス作成のひな形として用いる場合、作成する事故シーケンスがプラント固有の設計、運転、運転手順書と整合するように適応させなければならない。 - 各起因事象に係る事故シーケンスについては、想定されるプラント応答及び運転手順書に基づき実施される運転員操作と整合すべきである。 - LOOP 起因事象は、LOOP の影響をモデル化できるように、最初から事故の緩和機能に影響を及ぼさない原子炉スクラムに至る事象（以下「ジェネラルトランジエント」という。）による起因事象とは別にモデル化すべきある。開閉所で発生した LOOP 起因事象及び発電所内で発生した LOOP 起因事象を分けてモデル化することにより、プラント固有の特性をより厳密に反映することができる。

表 3.1.10 サポート要件 AS-A5 への適合例及び不適合例 (1/2)

Table 3.1.10 Examples for Meeting and Not Meeting SR AS-A5 (1/2)

SR No.	AS-A5
サポート要件への適合例	
• 系統設計、EOP、AOP、プラントの過渡変化に対する応答などのプラント固有の情報に基づき事故シーケンスが作成されている。作成された事故シーケンスモデルは、プラント設計及び運転と整合している。	
サポート要件への不適合例	
• BWR の原子炉保護系（以下「RPS」という。）のヘディングについては、原子炉水位低の信号のみが考慮されている。MSIV 閉止、LOCA 及び SRV の誤開又は開固着などに関連する原子炉圧力、SLOCA 及び SRV の開固着などに関連するドライウェル圧力、タービントリップのようなジェネラルトランジエントなどに関連するタービン弁の開閉状態といった、起因事象の発生によって発せられる ATWS に関連する他の信号については考慮されていない。RPS による臨界制御については、現実的にモデルに反映されていない。ほとんどの起因事象については複数の RPS 信号が発せられることから、RPS の失敗確率が実際の設計よりも高くなり、ATWS のリスクへの寄与が過大に評価される。 • 想定されるプラント応答及び運転員による対応を反映せず、取水口閉塞の起因事象が簡略的にモデル化されている。多くの場合、取水口スクリーンを清掃するための時間を長く取れるように、プラント出力を低減する。一方で、取水口スクリーンを運転員が清掃しても、非常に多量のものによる閉塞を防ぐことができない場合もあり得る。さらに、取水口スクリーンをすり抜け、熱交換器、ストレーナ又はポンプといった機器の閉塞を引き起こすこともあり得る。 • SGTR 起因事象に関する事故シーケンスモデルにおいて、運転員による二次系強制冷却が考慮されていない。	

表 3.1.10 サポート要件 AS-A5 への適合例及び不適合例 (2/2)

Table 3.1.10 Examples for Meeting and Not Meeting SR AS-A5 (2/2)

SR No.	AS-A5
備考	
• 取水口閉塞の起因事象については、リスクに影響する因子が考慮されるべきである。例えばプラント出力の低減、取水口スクリーンのすり抜け、取水口スクリーンのすり抜けを引き起こす運転員操作及び清掃によって閉塞を防ぐことができない場合の可能性などである。運転員による清掃が不可能で全ての取水口が閉塞する単一のCCF 事象や、部分的な閉塞が発生するような他の事故シーケンスを考慮することあり得る。 • プラント固有の情報と不整合な事例として他には以下のものがある。 － 系統の流量、適用可能な系統構成になるまでの時間及び関連する手順が明確に定義されていない注水系を事故の緩和に適用可能としている。 － IAS 喪失起因事象に関する事故シーケンスモデルでは、計装用空気の喪失による減圧失敗をモデル化している。しかしながら、安全系及び非安全系の計装用空気共に事故の緩和に適用可能としておらず、起因事象の発生頻度の推定は、単に非安全系の計装用空気喪失のみに基づいている。	

A.3.1.6 時間の流れに沿ったイベントツリー（ET）のヘディングの順序（AS-A6）

表 3.1.11 サポート要件 AS-A6 に関する米国専門家の知見

Table 3.1.11 U.S. Expert Insights on SR AS-A6

SR No.	AS-A6
PRA レビューの視点	• 一般的に、ET のヘディングの順序は、想定される事故の進展を反映すべきである。 • ET のヘディングの順序に関して考慮すべき他の重要な事項は、ヘディング間の従属性である。あるヘディングが他のヘディングの結果に従属性を持つ場合、影響を与える側のヘディングに従属するヘディングよりも前に配置すべきである。 • 事故シーケンスは、従来、プラント固有の手順書に沿って作成される。EOP によって、機能的応答の時系列的な順序がよく分かる。 • より効率的にモデルを作成するために、ET のヘディングの順序が、想定される事故の進展からかい離することがある。
PRA が備えるべき属性	• ET のヘディングにプラント応答の順序を反映する現実性
備考	• ATWS の緩和に関しては短い時間についてモデル化される。従来、最初の系統の応答及び運転員による対応は臨界制御である。

表 3.1.12 サポート要件 AS-A6 への適合例及び不適合例

Table 3.1.12 Examples for Meeting and Not Meeting SR AS-A6

SR No.	AS-A6
サポート要件への適合例	
- ET のヘディングは、想定される事故の進展に応じて順番に並べられている。必要な系統の応答及び運転員操作が、それらのタイミングに沿ってモデル化されている。 - ET は、安全機能の応答の順番を表すように作成されている。	
サポート要件への不適合例	
適切な理由が提示されず、ET のヘディングの順序が事象の発生のタイミングに沿った順序になっていない。	
備考	
- 例えば、LOCA の ET における圧力抑制プールの冷却など、時間の流れに沿わずモデル化される例外もある。 - 個々のヘディングで表現するよりも、特定の系統の FT 内で関連する運転員操作を考慮することが可能である。	

A.3.1.7 起こり得る事故シーケンスの考慮 (AS-A7)

表 3.1.13 サポート要件 AS-A7 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 3.1.13 U.S. Expert Insights on SR AS-A7 (1/2)

SR No.	AS-A7
PRA レビューの 視点	- 各モデル化された起因事象について、系統及びトレンの応答並びに運転員操作の成功及び失敗に関する組合せである全ての事故シーケンスを特定すべきである。 - 分岐構造及び別の ET への遷移(以下「トランスファー」という。)を用いて、起こり得る全ての事故シーケンスを考慮しなければならない。 事故シーケンスは、次のように除外されたり、簡略化されたりすることがある。 (a) 例えば、2、3 個の SRV の開固着が発生した ATWS などは、保守的に炉心損傷とされ詳細に展開されない。 (b) より厳しい結果となる他の事故シーケンスにまとめられる。 (c) 専門家判断に基づき又は発生頻度が非常に低いことから除外される。 - ET のヘディング及び構造は、レベル 2PRA に必要なプラントの損傷状態を区別するために適切なものであるべきである。 - リスク評価結果が過小評価にならないよう、事故シーケンスは、十分にモデル化されるかリスクに寄与しないことが示されなければならない。
PRA が備えるべき属性	- 起こり得る事故シーケンスの網羅性 - 実際の設計、建設状況及び運転を反映するプラント固有性 - 実際のプラント応答を反映する現実性

表 3.1.13 サポート要件 AS-A7 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 3.1.13 U.S. Expert Insights on SR AS-A7 (2/2)

SR No.	AS-A7
備考	- モデル化された各起因事象について起こり得る事故シーケンスが特定され、ET モデルが作成されなければならない。 - 事故シーケンスをふるいにかけ、除外し、簡略化した場合は、仮定の説明と共に明確に文書化すべきである。 - ET 及び事故シーケンスは全てを定量化する必要はない。定量的評価から除外される起因事象、ET 及び事故シーケンスがあり得る。

表 3.1.14 サポート要件 AS-A7 への適合例及び不適合例 (1/2)

Table 3.1.14 Examples for Meeting and Not Meeting SR AS-A7 (1/2)

SR No.	AS-A7
CC-I/II への不適合例	
• 特にある一つの緩和機能が成功した場合について、起こり得る全てのシナリオについて事故シーケンスが展開されていない。事故シーケンスが安全で安定した状態で終わるかを判断するためには、更に幾つかの緩和系を検討すべきである。例としては、外部電源の復旧に成功した SBO の事故シーケンス、RCS 圧力制御に成功した過渡事象のシーケンスがある。単一の安全機能が成功したことで全体的にも成功とされた事故シーケンスについては、十分な説明がなされるか、事故シーケンスがリスクに寄与しないことを示すべきである。 • SBO 時に RCP シール LOCA が発生し、外部電源が良好に復旧した後の安全注入系（以下「SI」という。）による炉心注水がモデル化されていない。 • PWR の主蒸気逃し弁、主蒸気安全弁及びタービンバイパス弁の開固着がモデル化されていない。 • 事故シーケンス解析において、複数の SGTR が考慮されていない。こうしたシナリオについては、破損部からの流量が大きいため運転員による緩和操作に利用できる時間が比較的短い。 • 内部事象の発生の結果として起こる RCP シール LOCA は、SBO や CCWS 喪失以外の関連するものについても考慮する必要がある。 • RCP 潤滑油冷却喪失に係る失敗シナリオにおいて、RCP が緊急停止しない場合の RCP シールの損傷が考慮されていない。RCP が作動中に RCP 潤滑油冷却に失敗すると、振動により RCP シールが損傷し、RCP シール LOCA に至るおそれがある。 • 部分的な主給水喪失起因事象が特定されているが、当該起因事象に関する事故シーケンスが考慮されていない。 • ホウ酸水注入に成功し破損部からホウ酸が流出しなければ、原子炉が安定な未臨界状態に達することができるが、RCP シール LOCA、VSLOCA、PORV 及び SRV の開固着 LOCA 及び SLOCA 起因事象の発生時における ATWS シナリオが、保守的に直接炉心損傷に至ると仮定されている。 • VSLOCA について、二次系強制冷却、蓄圧注入系及び低圧による注水（以下「LPI」という。）に成功している場合においても、高圧による注水（以下「HPI」という。）が利用出来ない場合には RHR による冷却操作を事故の緩和に適用可能としていない。	

表 3.1.14 サポート要件 AS-A7 への適合例及び不適合例 (2/2)

Table 3.1.14 Examples for Meeting and Not Meeting SR AS-A7 (2/2)

SR No.	AS-A7
CC-I/II への不適合例	
- RCP シール LOCA 起因事象に関する ET モデルでは、RCP シールリークはわずか 10 ガロン/分（以下「gpm」という。）未満であると仮定され、RHR による冷却操作又は二次系強制冷却に成功し、LPI 又は蓄圧注入が成功した場合、低圧再循環又は代替再循環を用いた RCS の長期原子炉水位維持が考慮されていない。 - SLOCA、MLOCA、SGTR 及び SBO の発生後の ATWS シナリオが考慮されていない。	
CC-I/II に適合かつ CC-III に不適合である例	
ET は、全ての起こり得る事故シーケンスをモデル化するために用いられており、リスク上重要でないと定性的に判断された事故シーケンスを除いて、全ての事故シーケンスが特定され、炉心損傷又は炉心損傷に至らない終状態のいずれかに分類されている。	
CC-III への適合例	
全ての事故シーケンスが特定され、炉心損傷又は炉心損傷に至らない終状態のいずれかに分類されている。	
備考	
ET は、起因事象に対して起こり得る事故シーケンスを適切にモデル化しなければならない。	

A.3.1.8 終状態の定義（AS-A8）

表 3.1.15 サポート要件 AS-A8 に関する米国専門家の知見

Table 3.1.15 U.S. Expert Insights on SR AS-A8

SR No.	AS-A8
PRA レビューの 視点	- 事故シーケンスは、炉心損傷した終状態又は事故の緩和に成功した終状態の両方について作成する必要がある。作成された各事故シーケンスは、炉心損傷又は事故の緩和に成功した状態のいずれかに分類される。つまり、ET の終状態は、炉心損傷又は事故の緩和に成功のいずれかに定められなければならない。 - 例えばシビアアクシデント総合解析コードMAAP²²（以下「MAAPコード」という。）を用いた熱水力解析に基づき、使命時間において炉心損傷が防止される安全で安定した状態について特性を整理し定義すべきである。 - 事故シーケンスにおいて成功に至る過程が正しく定義されるべきである。 - 安全機能の成功及び失敗、事故の緩和に成功した終状態並びに炉心損傷の間の関係性が明確に定義されるべきである。つまり、プラント損傷状態を定義し、安全機能の失敗及びレベル 1 PRA の終状態との関係性を明確に定義すべきである。 24 時間の使命時間及び炉心損傷の明確な定義に基づくプラント損傷状態が十分に定義され、レベル 2PRA に情報をつなぐように設定されるべきである。
PRA が備えるべき属性	事故シーケンスの結果の分類における現実性
備考	特定の事故シーケンスの結果が十分に理解されていない、解析に必要な労力が見合わないほど大きすぎる、又は事故シーケンスの頻度が低いと判断されることから、事故シーケンスが保守的に炉心損傷に分類されることがある。解析の対象範囲を制限するために、このような簡略化が行われる場合がある。

表 3.1.16 サポート要件 AS-A8 への適合例及び不適合例

Table 3.1.16 Examples for Meeting and Not Meeting SR AS-A8

SR No.	AS-A8
サポート要件への適合例	
炉心損傷及び使命時間後に安全で安定した状態にある事故の緩和の成功が、各 ET に対する事故進展の終状態として割当てられている。	
サポート要件への不適合例	
- 事故の緩和に成功とされた事故シーケンスの全てが、使命時間の終わりに安全で安定した状態にあるわけではない。 - 終状態が正しく割当てられていない事故シーケンスがある。4 時間以内に全交流電源が復旧せず、運転員が AFW 流量を制御でき、その他追加の緩和設備や操作が必要ない場合、タービン駆動補助給水（以下「TDAFW」という。）ポンプが炉心損傷の防止に適切であると考えられている。しかし、復水貯蔵タンク（以下「CST」という。）の水の補給が必要である又は運転員操作により代替の水源が確保されなければならない、事故シーケンスは安全で安定した終状態に至らない。	
備考	
- 全ての ET は、事故の緩和に成功、炉心損傷又はトランスファーで終わるべきである。 - 全ての事故シーケンスに対して適切な終状態が定義されなければならない。 - 炉心損傷以外の全ての終状態が使命時間の終わりに安全で安定した状態か、又は各事故シーケンスが安全で安定した状態になるまで使命時間を延ばすようにしなければならない。	

A.3.1.9 熱水力解析の活用 (AS-A9)

表 3.1.17 サポート要件 AS-A9 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 3.1.17 U.S. Expert Insights on SR AS-A9 (1/2)

SR No.	AS-A9
PRA レビューの 視点	- 事故シーケンス解析において、系統及び安全機能により事故の緩和に成功するかを判断するために熱水力解析が必要である。プラント固有の現実的な最確推定によって、最も正確なリスクに係る知見で、最良の情報及び結果が得られる。最終安全解析報告書（以下「FSAR」という。）のための解析は保守的であり、ある場合にはリスクに係る知見に偏りを生じさせる傾向がある。しかしながら、他の場合には、PRA モデルにおける詳細さの程度によって FSAR と最確推定の間の違いが見られないことがある。様々な内部事象へのプラント応答に関して一般的に実施されている広範な熱水力解析が活用できる。このような一般的な解析により貴重な知見が得られ、プラントに適用可能な範囲で活用することができる。PRA を実施する場合、プラント固有の現実的な最確推定を広範に用いることは、最高レベルの実施方法として見なされている。FSAR 又は一般的な解析結果を用いて最確推定により補足的に見直しをする条件で、FSAR、一般的な解析結果及びプラント固有の最確推定を組み合わせることはグッドプラクティスである。 - FSAR のみ又は FSAR と一般的な解析結果のみを用いることは推奨されず、結果における潜在的な偏りを考慮する必要がある。一般的な解析結果がプラントに適用可能であるという強い根拠がなければ、一般的な解析結果の活用は控えるべきであり、容認できない。 - 安全機能が果たされるように緩和系が動作するかどうかを判断し、系統の成功基準及び利用可能な運転員操作の時間を定義するために、類似プラントに対して実施された一般的な熱水力解析の結果を用いることは、サポート要件 AS-A9 の CC-I に適合すると考えられる。

表 3.1.17 サポート要件 AS-A9 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 3.1.17 U.S. Expert Insights on SR AS-A9 (2/2)

SR No.	AS-A9
PRA レビュー の視点	- 安全機能が果たされるように緩和系が動作するかどうかを判断し、系統の成功基準及び利用可能な運転員操作の時間を定義するために、類似プラントに対して実施された適用可能な一般的で現実的な熱水力解析の結果を用いることは、サポート要件 AS-A9 の CC-II に適合すると考えられる。 - 安全機能が果たされるように緩和系が動作するかどうかを判断し、系統の成功基準及び利用可能な運転員操作の時間を定義するために、プラント固有の現実的な熱水力解析を用いることは、サポート要件 AS-A9 の CC-III に適合すると考えられる。 - プラント固有の熱水力解析は、CC-II に適合するために必要ではない。
PRA が備える べき属性	実際のプラント応答を反映する現実性
備考	- プラント固有の解析を用いることの利点は、解析の適用性及びプラント間の類似性を説明する必要があることである。 - 一般的な熱水力解析コードは、その適用性の範囲内で用いなければならない。 - RPV の性能については、保守的な破損制限値や米国機械学会（以下「ASME」という。）規格で定められた分類（サービスレベル C）の最確推定破損条件を用いてモデル化できる。ASME 規格で定められた分類（サービスレベル C）の方が好ましい破損条件であるが、両方共に容認可能である。

表 3.1.18 サポート要件 AS-A9 への適合例及び不適合例 (1/2)

Table 3.1.18 Examples for Meeting and Not Meeting SR AS-A9 (1/2)

SR No.	AS-A9
CC-I への不適合例	
- LLOCA の事故シーケンスについては、事故進展に係るパラメータの決定に関して MAAP コードの熱水力解析に基づいている。LLOCA 発生後のブローダウン及び再冠水をモデル化するために MAAP コードを用いるべきではない。別途適切な解析コードを用いるべきである。MAAP コードは LLOCA 発生後のそれ以外の部分については用いることができる。 - RCP シール LOCA モデルの炉心損傷のタイミングは、ポンプ当たりの最大シールリーク流量である 480gpm に基づいている。最大リーク流量を用いることによって、保守的な結果に至ることが予想される。例えば、RCP シール LOCA に関連したカットセットには、緩和操作を行うための時間が少ないために比較的高い人的過誤確率（以下「HEP」という。）を持つものが含まれる場合がある。	
CC-I に適合かつ CC-II に不適合である例	
- 事故の進展に係るパラメータを決定するために、類似プラントに関する一般的な熱水力解析の結果が用いられている。 - 現実的であるような一般的な熱水力解析の結果がないため、事故の進展に係るパラメータを決定するために、プラント固有の FSAR の保守的な解析結果が用いられている。 - 成功基準及びモデル化の条件を定義するために、熱水力解析に関して保守的な許認可で用いる解析及び現実的な最確推定が組み合わせられて用いられている。	
CC-II に適合かつ CC-III に不適合である例	
- 主にプラント固有の MAAP コードによる解析に基づき、他の最確推定及び保守的な解析で補足して、PRA 全体及び系統の成功基準並びにタイミングが定義されている。 - 事故進展に係るパラメータを定義するために、現実的で適用可能な熱水力解析が用いられている。しかしながら、例えば SLOCA の破損サイズといった、幾つかの成功基準における差異をなくすために追加の解析が必要である。 - 事故進展に係るパラメータを定義するために、主に MAAP コードによるプラント固有の熱水力解析が用いられている。MAAP コードの制約のために、LLOCA の事故シーケンスは別途行われた解析に基づいており、ATWS の事故シーケンスはウェスティングハウス社発行の報告書（以下「WCAP」という。）に基づいている。	

表 3.1.18 サポート要件 AS-A9 への適合例及び不適合例 (2/2)

Table 3.1.18 Examples for Meeting and Not Meeting SR AS-A9 (2/2)

SR No.	AS-A9
CC-III への適合例	
事故進展に係るパラメータ及び燃料被覆管の露出時間を定めるために、燃料被覆管の露出時間を比較的正確に推定できることから、原子力蒸気供給系 (NSSS) 及びバランスオブプラント (BOP) をモデル化するために最確推定の過渡シミュレーションコードを用いてプラント固有の現実的な熱水力解析が用いられている。燃料被覆管の露出から炉心損傷までの間の時間を推定するために、重大事故のモデル化のために作成された MAAP コードが用いられている。系統の成功基準及び運転員操作の時間を決定するために、炉心損傷に至るまでの全体の時間が用いられている。	
備考	
緩和系、運転員操作の時間、系統の成功基準などに潜在的に影響する事故進展に係るパラメータを決定するために、プラント固有の MAAP コードによる計算結果を WCAP 等の産業界報告書のような情報源から得られる一般的な熱水力解析の結果と組み合わせて用いてもよい。	

A.3.1.10 各安全機能に必要な系統及び運転員操作の考慮 (AS-A10)

表 3.1.19 サポート要件 AS-A10 に関する米国専門家の知見

Table 3.1.19 U.S. Expert Insights on SR AS-A10

SR No.	AS-A10
PRA レビューの視点	- 各起因事象に対して起こり得る様々なプラント応答を事故シーケンスモデルで考慮しなければならない。 - 各起因事象に対するプラント応答に関して、重要な安全機能を提供する各系統及び運転員操作をモデル化すべきである。 - 事故の緩和中にプラント条件が変化することに合わせて運転員操作は変わることが想定される。 - 該当があれば、プラント固有の事故シーケンスを評価しなければならない。例えば、以下のようなもの。 - RCP シールの冷却喪失による RCP シール LOCA (PWR) - SGTR (PWR) - LOOP 後又は再循環ポンプシールの冷却喪失後の再循環ポンプシール LOCA (BWR) - 系統及び機器の修理及び復旧については正しくモデル化し、従属性及びタイミングを検討しなければならない。
PRA が備えるべき属性	- 実際のプラント応答を反映する現実性 - 実際の設計、建設状況及び運転を反映するプラント固有性
備考	- 起こり得るプラント応答又は事故シーケンスをモデル化するために、各起因事象を緩和するために必要なプラントの安全機能、対応するプラントの系統及び運転員による対応を考慮しなければならない。 - 異なる事故シーケンスについては、別の運転員操作をモデル化する必要がある。例えば、HPI に失敗し RCS 手動減圧を行った後の早期における LPI の手動起動と HPI に成功した後の晩期における LPI では運転員操作が異なる。

表 3.1.20 サポート要件 AS-A10 への適合例及び不適合例

Table 3.1.20 Examples for Meeting and Not Meeting SR AS-A10

SR No.	AS-A10
CC-I への不適合例	
- 異なるプラント条件における事故シーケンス固有の運転員操作が含まれていない。 - ET には、重要な安全機能の成功に必要な運転員操作が含まれるが、運転員操作が含まれる全ての ET の分岐点について、運転員操作が正しく定義されていない。例えば、様々な起因事象の ET に同じ分岐点が現れるが、その運転員操作は、主給水流量喪失発生時のタイミングに基づいている。他の起因事象発生時のタイミングとは差異があることから、主給水流量喪失に基づく考慮では当該運転員操作を他の起因事象にも適用できるように定義できない。	
CC-I に適合かつ CC-II に不適合である例	
- 事故シーケンスモデルにおける系統及び運転員操作については、ET の分岐点に適用できる代表的なものを反映している。 - 系統及び運転員操作の要件における差異を、ET の分岐点に詳細には反映していない。	
CC-II に適合かつ CC-III に不適合である例	
系統及び運転員操作の要件における差異が、ET の分岐点に十分詳細に反映されている。	
CC-III への適合例	
事故シーケンスモデルにおいては、ET の分岐点において必要とされる系統、運転員操作及び分岐点ごとの差異が明示的に含まれている。	
備考	
- 一般的に、多くの起因事象については固有の ET を作成する。しかしながら、LOOP 及び SBO を除く LOCA でない起因事象では、ジェネラルトランジェントの ET が用いられる。 - CC-II の要件に適合するために、運転員操作が事故の緩和に適用されるような各事故シーケンスについて、タイミング、潜在的なストレスなどを評価する必要がある。	

A.3.1.11 イベントツリー (ET) 間の遷移 (AS-A11)

表 3.1.21 サポート要件 AS-A11 に関する米国専門家の知見

Table 3.1.21 U.S. Expert Insights on SR AS-A11

SR No.	AS-A11
PRA レビュー の視点	- ET が大きいために計算機コードで ET 全体を解析できない場合、一つの ET が大きくなるのを避けるためにトランスファーが必要になる。上流の ET における事故シーケンスの情報はトランスファーにおいて集約され、下流の ET に引き継がれる。 - 実際の解析においては、トランスファーは、事故シーケンスを理解しやすく表現するための表示目的のためだけに用いられる。他の ET に遷移している事故シーケンスは、実際に他の ET とつながりを持つ。 - トランスファーは、従来、過渡変化による起因事象発生時の LOCA、ATWS、SBO などに関連する事故シーケンスについて用いられる。 - 他の ET に遷移する事故シーケンスは、定量化において正しく考慮されるように接続される必要がある。他の ET に遷移する事故シーケンスにおける従属性は保存されなければならない。 - ET 間の遷移については、トランスファーにおいて情報が喪失するのを正しく回避しなければならない。
PRA が備える べき属性	事故シーケンスモデルの理解のしやすさ
備考	より事故シーケンスモデルを理解しやすいようにモジュール化する際にトランスファーが用いられる。

表 3.1.22 サポート要件 AS-A11 への適合例及び不適合例

Table 3.1.22 Examples for Meeting and Not Meeting SR AS-A11

SR No.	AS-A11
サポート要件への適合例	
ET 間の遷移が定義され、他の ET に遷移する事故シーケンスにおける従属性が保存され計算されるようになっている。	
サポート要件への不適合例	
- SLOCA、MLOCA、SGTR 及び SBO から遷移する ATWS の事故シーケンスが、定量化で考慮されていない。 - LOOP 及び ATWS の ET 間のトランスファーにおいて、事故シーケンスの情報が適切に遷移していない。	
備考	
他の ET に遷移する事故シーケンスは、事故シーケンスにおける成功及び失敗に関する従属性が保存されなければならない。	

A.3.2 緩和機能に影響する従属性の考慮

A.3.2.1 起因事象による緩和系への影響の考慮（AS-B1）

表 3.2.1 サポート要件 AS-B1 に関する米国専門家の知見

Table 3.2.1 U.S. Expert Insights on SR AS-B1

SR No.	AS-B1
PRA レビューの視点	• 起因事象に対するフロントライン系及びサポート系の従属性を特定しなければならない。 • 事故シーケンスモデルや系統モデルにおいて、起因事象による緩和系への影響を考慮しなければならない。 • 緩和系及び事故シーケンスへの起因事象の影響は明確に文書化すべきである。これら従属性を PRA モデルに反映しなければならない。
PRA が備えるべき属性	• 実際のプラント応答を反映する現実性 • 実際の設計、建設状況及び運転を反映するプラント固有性
備考	• PRA レビューの視点は、主に、起因事象を緩和し炉心損傷を防止するための系統の性能への機能的影響に関するものである。 • 各起因事象に必要な緩和系を明確に特定し、それら緩和系が起因事象及び事故の進展によりどのような影響を受けるかを明確に定義する必要がある。 • 起因事象の影響による系統の障害は、従来、系統の FT で考慮される。

表 3.2.2 サポート要件 AS-B1 への適合例及び不適合例

Table 3.2.2 Examples for Meeting and Not Meeting SR AS-B1

SR No.	AS-B1
サポート要件への適合例	
緩和系への起因事象の影響は、FT で明確に考慮されている。	
サポート要件への不適合例	
- PORV が動作せず加圧器に安全上の問題を引き起こす直流電源の喪失など、特定の起因事象について影響が考慮されていない。 - 主給水系の起動に関する主給水流量喪失による影響が考慮されていない。 - SSIE による緩和系への影響が考慮されていない。 - 多数基 LOOP の発生後の電源供給のために、隣接号機間のクロスタイが事故の緩和において適用可能であるとされているが、隣接号機もまた LOOP の影響を受けており電源を供給できない。 - 二つの隣接号機について個別に二つのモデルを所有しており、特に原子炉 2 基が同時に影響を受ける起因事象について、共有設備のリスク全体への影響が過小に評価されている。	
備考	
様々な緩和系への起因事象の影響が、PRA モデルにおいて正しく考慮されなければならない。	

A.3.2.2 事故シーケンスにおける先行事象による影響の考慮（AS-B2）

表 3.2.3 サポート要件 AS-B2 に関する米国専門家の知見

Table 3.2.3 U.S. Expert Insights on AS-B2

SR No.	AS-B2
PRA レビューの視点	- 全ての先行事象を含む事故シーケンス上の条件に関する従属性を考慮する必要がある。 - ET のヘディング間の従属性を特定し考慮しなければならない。 - PRA モデルにおいては、事故の緩和に適用可能とされている緩和系について、系統、安全機能及び運転員操作の成功といった先行事象に対する従属性を考慮しなければならない。
PRA が備えるべき属性	- 実際のプラント応答を反映する現実性 - 実際の設計、建設状況及び運転を反映するプラント固有性
備考	- ET 上の先行する分岐点の成功又は失敗に対する ET の各分岐点の従属性が正しく反映されなければならない。 - 従属性の例には以下のようなものがある。 - RCS 圧力が LPSI ポンプの締切り圧力以上である事故シーケンスでは、LPSI を事故の緩和に適用できない。つまり、LPSI は、原子炉圧力が低くなった後にのみ事故の緩和に適用できる。 - MSIV 閉止又は SRV の開固着でないような蒸気圧が十分な事故シーケンスであれば、タービン駆動の原子炉注水のためのポンプが事故の緩和に適用できる。 - 例えば、圧力抑制プールの冷却やベントといった DHR については、格納容器破損や注水失敗において考慮される。 - 原子炉隔離時冷却系（以下「RCIC」という。）を用いた炉心冷却の成功には、格納容器の圧力が高くなり RCIC が喪失することを避けるために、格納容器からの DHR が必要である。

表 3.2.4 サポート要件 AS-B2 への適合例及び不適合例 (1/2)

Table 3.2.4 Examples for Meeting and Not Meeting SR AS-B2 (1/2)

SR No.	AS-B2
サポート要件への適合例	
ET のヘディング間の従属性が考慮されている。つまり、ET 上で上流においてモデル化されている他の系統の成功や失敗に対する系統の動作について従属性が正しく反映されている。	
サポート要件への不適合例	
- 主給水系と起動用給水ポンプを用いた給水の間の従属性が十分に理解されていない。起動用給水ポンプの吸込側は復水ポンプの吐出側とつながっており、起動用給水ポンプの吐出側は主給水ポンプの吐出側とつながっている。それゆえ、ポンプ部分を除いて、起動用給水ポンプは主給水系と流路の大部分を同じく共有している。主給水喪失が主給水ポンプの上流の問題又は下流の問題いずれによるものであっても、同一の問題によって起動用給水ポンプが動作できない可能性が高い。このように、主給水喪失起因事象後のプラント応答については、起動用給水ポンプを用いた二次系強制冷却に関して事故の緩和に適用できるものとはできない可能性がある。 - RCP の健全性喪失、タービントリップ失敗、格納容器隔離失敗、SRV の開固着が考慮されていない。PRA モデルに起因事象により発生する LOOP の可能性が考慮されていない。 - 運転員操作失敗によるその後の他の運転員操作への影響が考慮されていない。 - PORV 及び PSV が正しくモデル化されていない。例えば、事故シーケンスモデル上で PORV の閉止成功を考慮しているが、閉止前の PORV の開放成功を考慮していない。まず PORV が開放に失敗すれば、異なる事故の進展となる。	

表 3.2.4 サポート要件 AS-B2 への適合例及び不適合例 (2/2)

Table 3.2.4 Examples for Meeting and Not Meeting SR AS-B2 (2/2)

SR No.	AS-B2
備考	
• 系統、安全機能及び運転員操作に関する ET 上の先行事象に対するモデル化された緩和系の従属性が、PRA モデルで考慮されなければならない。 • 緩和機能の成功に係る全ての前提条件を考慮しながら、緩和機能がモデル化されなければならない。 • 緩和系の従属性については、例えば LPI による注水より前に手動による原子炉減圧を考慮する場合には、ET の流れで直接考慮する。また、例えば長期間の高圧注水系（以下「HPCI」という。）による注水とそれに必要な圧力抑制プールの冷却を考慮する場合には、系統（HPCI）の FT をそれが必要とする機能（圧力抑制プールの冷却）の FT と接続することにより考慮される。	

A.3.2.3 物理的条件による影響の考慮（AS-B3）

表 3.2.5 サポート要件 AS-B3 に関する米国専門家の知見

Table 3.2.5 U.S. Expert Insights on SR AS-B3

SR No.	AS-B3
PRA レビューの 視点	- 本サポート要件は、過酷な又は異常な環境を引き起こす起因事象及び起因事象発生後の事故の進展による潜在的な影響に関するものである。 - 事故シーケンスにおいて、例えば MSLB 後の過酷な環境といった、緩和系が動作する環境条件及び事故の進展により発生する物理現象による緩和系及び緩和設備に対する影響を考慮しなければならない。 - 例えば格納容器外における MSLB 又は主給水管破断などによる事故の進展による物理的条件の影響を考慮しなければならない。格納容器外での配管の破断口の近辺における蒸気による過酷な環境は、機器認定対象外の機器及び運転員操作に潜在的に影響を与え得る。このことから、潜在的な過酷な条件を特定し、設備及び運転員操作への影響を考慮する必要がある。 - 格納容器内において LOCA 又は MSLB により発生する、破損した保温材や格納容器内に堆積する異物（以下「デブリ」という。）を考慮すべきである。例えば、LLOCA 及び MLOCA 発生後のデブリの ECCS への影響などである。 - その他の例としては、ISLOCA 発生後の環境による影響がある。
PRA が備えるべき属性	- 実際のプラント応答を反映する現実性 - 実際の設計、建設状況及び運転を反映するプラント固有性
備考	- 過酷な条件及びその影響が設計基準事故で考慮され、設計上そのような条件に耐えられるようになっていることがある。PRA において考慮する対象となる影響は、設計基準を超えた場合の影響である。 - ジェネラルトランジェントは、従来、過酷な環境を発生させない。LOCA については、格納容器内に原子炉冷却材が放出される。

表 3.2.6 サポート要件 AS-B3 への適合例及び不適合例

Table 3.2.6 Examples for Meeting and Not Meeting SR AS-B3

SR No.	AS-B3
サポート要件への適合例	
事故の進展によって発生する環境条件を適切に考慮して事故シーケンスが作成されている。事故の進展により発生する物理的条件が適切に考慮されている。	
サポート要件への不適合例	
- HVAC 喪失による機械室温度への影響を除いて、事故の進展により発生する物理的条件が考慮されていない。ISLOCA によって発生する環境による運転員操作に対する影響が適切に考慮されていない。 - SRV の閉失敗の可能性については、当該弁から放出される水の影響が考慮されていない。原子炉水位レベル 8 で給水ポンプトリップに失敗した RPV に過剰に注水されるシナリオにおいて水の放出があり得る。水が放出されることにより、蒸気が放出されるよりも SRV の閉止に失敗しやすくなる。 - 格納容器外の MSLB による事故進展によって発生する物理的条件による負の影響について適切に考慮されていない。格納容器外の MSLB によって、格納容器外の破断口の付近が過酷な条件になり、特定の範囲における機器認定対象外の設備や運転員操作に影響があり得る。	
備考	
- 事故の進展によって発生する物理的条件による影響が特定されモデル化されなければならない。例えば、蒸気管又は給水管の破断によって利用できない可能性のある設備について検討する必要がある。 - 格納容器外で発生する蒸気環境、格納容器外で発生する主給水管破断、HELB の問題、格納容器内のデブリ生成、正味吸込ヘッド（以下「NPSH」という。）への影響などの潜在的に発生し得る事象を評価する必要がある。 - プラント設備が設計された環境において動作するかどうかを評価する必要がある。FSAR で特定されていないが、PRA において事故の緩和に適用できるとしている設備に対する環境による影響についてレビューすべきである。 - 例えば TDAFW ポンプ室などの機械室における HVAC 喪失の影響については、GOTHIC コード及びその入力などを用いた室内温度上昇に関する計算を実施することで評価できる。	

A.3.2.4 コンディショナルスプリットフラクション法を用いる場合の従属性の考慮 (AS-B4)

表 3.2.7 サポート要件 AS-B4 に関する米国専門家の知見

Table 3.2.7 U.S. Expert Insights on SR AS-B4

SR No.	AS-B4
PRA レビューの視点	- サポート要件 AS-B4 は、コンディショナルスプリットフラクション法を用いる PRA 解析コード RISKMAN にのみ適用される。 - 発生前に起きた他の事象に従属しない事象については、直接的に計算できる。しかしながら、発生前に起きた他の事象に従属する事象については、従属する他の事象の成功又は失敗に関する条件に基づいて評価されなければならない。 - 二つ以上の事象が従属性を持つ場合がある。前に発生した事象の成功又は失敗の条件に基づき、その後に発生した全ての事象が評価される必要がある。 - 従属する事象と従属される事象の間で論理ループ（循環ロジック）が存在するシナリオがある。例えば、非常用ディーゼル発電機（以下「EDG」という。）が、交流電源に従属する ESWS 及び ESWS ポンプに従属性を持つ状況がある。こうした状況では、事故シーケンスが事故の緩和に成功するためには両方共に成功しなければならない。従来、サポート系である電源系の ET のヘディングが、機械的系統の ET のヘディングより前に配置される。
PRA が備えるべき属性	事象間における従属性の適切な考慮

表 3.2.8 サポート要件 AS-B4 への適合例及び不適合例

Table 3.2.8 Examples for Meeting and Not Meeting SR AS-B4

SR No.	AS-B4
サポート要件への適合例	
コンディショナルスプリットフラクション法を用いた PRA モデルにおいて、従属される事象が事故シーケンス上で先行事象として配置され、従属する事象を後続事象としてモデル化している。	
サポート要件への不適合例	
コンディショナルスプリットフラクション法を用いた PRA モデルにおいて、従属する事象を後続事象としてモデル化していない、又は先行事象の成功又は失敗条件に応じて従属する事象を評価していない。	
備考	
サポート要件 AS-B4 は、コンディショナルスプリットフラクション法を用いる PRA 解析コード RISKMAN にのみ適用される。	

A.3.2.5 系統間の従属性及びトレンレベルの関係性に関するモデル化 (AS-B5)

表 3.2.9 サポート要件 AS-B5 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 3.2.9 U.S. Expert Insights on SR AS-B5 (1/2)

SR No.	AS-B5
PRA レビュー の視点	• 共通のサポート系を持つことによる又はその他の原因による系統間の従属性は、ET リンキングモデルと FT リンキングモデルでは考慮方法が異なる。 • ET リンキングモデルでは、ET 構造などによって系統間の従属性及びトレンレベルの関係性が考慮できる。ET において、サポート系の ET のヘディングは上流に配置され、フロントライン系の ET のヘディングは下流に配置される。ET 構造などにより、上流のサポート系の ET のヘディングの失敗を、下流のフロントライン系の ET のヘディングに反映することができる。このようなサポート系の ET のヘディング及びフロントライン系の ET のヘディングを考慮した ET 構造は、従属性を正しくモデル化できるように、例えばトレンレベルで十分詳細なものでなければならない。 • FT リンキングモデルでは、FT による論理演算によって系統間の従属性及びトレンレベルの関係性が考慮される。一般的には、システム解析で機能的従属性が適切な詳細さで考慮されることから、FT リンキングモデルによって系統間の従属性を考慮することができる。 • フロントライン系統間の従属性は、従来、ET 構造で考慮される。 • サポート機能とフロントライン機能間の従属性を除いて、以下のような系統間の従属性の例がある。 - ATWS モデルでは、幾つかのフロントライン系統間の従属性を考慮する必要がある。 - ブースティングプラントの場合、格納容器サンプを水源とする高圧再循環のための HPI は、RHR に従属性がある。 - フィードアンドブリード時の加圧器逃がし弁の成功基準は、利用可能な SI ポンプ又は CVCS ポンプの数に従属する。 - 複数の系統を対象にしたプラント要員による活動により、系統間に従属性がある。

表 3.2.9 サポート要件 AS-B5 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 3.2.9 U.S. Expert Insights on SR AS-B5 (2/2)

SR No.	AS-B5
PRA が備えるべき属性	• 系統間の従属性を適切にモデル化できる程度の事故シーケンスの詳細さ • 実際のプラント応答を反映する現実性 • 実際の設計、建設状況及び運転を反映するプラント固有性
備考	• PRA モデルでは、系統間の従属性及びトレンレベルの従属性を明確に考慮しなければならない。 • 事故シーケンスモデルにおいて機能的従属性をモデル化するための根拠として、機能的従属性を整理するためのフロントライン系とサポート系の従属性行列を活用することができる。 • 系統間の従属性は、ET 構造及び系統レベルの FT を統合したモデルを組み合わせることで考慮することができる。

表 3.2.10 サポート要件 AS-B5 への適合例及び不適合例

Table 3.2.10 Examples for Meeting and Not Meeting SR AS-B5

SR No.	AS-B5
サポート要件への適合例	
PRA モデルには系統間の従属性が適切に考慮されている。	
サポート要件への不適合例	
計装の電源への従属性が明確にモデル化されていない。	
備考	
系統間の従属性及びトレンレベルの関係性を定義できる程度の適切な詳細さで事故シーケンスモデルが作成されなければならない。	

A.3.2.6 プラント構成及び保全により生成される機能的従属性のモデル化（AS-B6）

表 3.2.11 サポート要件 AS-B6 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 3.2.11 U.S. Expert Insights on SR AS-B6 (1/2)

SR No.	AS-B6
PRA レビューの視点	• 通常運転時の系統構成の変更による機能的従属性の変化がモデル化されているかを判断する必要がある。もし、当該変化がモデル化されていない場合、プラントの設計や運転上の状況（以下「プラント構成」という。）による機能的従属性のモデル化を省略したことが評価され、リスク上重要な事故シーケンス又は基事象に影響しないとされているかを確認する必要がある。 • サポート要件 AS-B6 に適合するためには、機能的従属性に影響する全てのプラント構成及び系統構成を調査し、モデル化されていない構成による機能的従属性がリスク上重要でないことを説明する必要がある。 • 機能的従属性を生成するプラント構成の例としては、代替の電源構成のような異なる系統トレンによる構成がある。 • プラント構成ごとに固有なものである機能的従属性に関する他の例には以下のものがある。 － 一方の CCWS トレンが故障又は保全中のために隔離され、他の単一の CCWS ポンプのみが動作している － IAS 喪失時の安全系の弁のための窒素供給バックアップ
PRA が備えるべき属性	• リスク上重要なプラント構成の網羅性 • 実際のプラント応答を反映する現実性 • 実際の設計、建設状況及び運転を反映するプラント固有性

表 3.2.11 サポート要件 AS-B6 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 3.2.11 U.S. Expert Insights on SR AS-B6 (2/2)

SR No.	AS-B6
備考	• ポンプが冗長であるような系統及びトレンでは、プラントの運転における慣行として、優先的に一つのポンプを動作させ、二つ目のポンプを待機させることがあり得る。両方共に動作させることも考えられる。 • 一方が他方に従属している場合、二つの系統及びトレンを同時に保全するということがあり得る。 • プラント構成や保全実務については、手順書に定められているものがある。他のものは、正式な規則ではなく、標準的な慣例かもしれない。もし存在するのであれば、そうした非公式な規則を理解するために知識が豊富なプラント要員へのインタビューが必要である。

表 3.2.12 サポート要件 AS-B6 への適合例及び不適合例

Table 3.2.12 Examples for Meeting and Not Meeting SR AS-B6

SR No.	AS-B6
サポート要件への適合例	
FT のモデル化において、運転トレン及び待機トレンといったシステム構成が適切に考慮されている。	
サポート要件への不適合例	
- 単一の系統のシステム構成及びプラントレベルでの成功基準を保守的にモデル化しているが、簡略化によってリスク上重要な事故シーケンスに影響がないか検討されていない。 - モデルの簡略化により運転構成については特定のもののみ想定がされている。例えば、ESWS 喪失起因事象に関しては、三つの ESWS ポンプが運転している想定であるが、プラントでは頻繁に二つの ESWS ポンプによる運転がなされており、このような構成が PRA モデルで考慮されていない。 - 電源母線の制約によるシステム構成における固有の制限が PRA モデルに反映されていない。CVCS ポンプが動作する場合に特定の空気圧縮機を動作させられないといった系統構成に係る制限がある。	
備考	
- 系統構成における従属性を考慮し、FT の論理演算及び相互に排反な事象を考慮することにより当該従属性を適切に扱わなければならない。 - 固有の系統構成及び制約を特定し PRA モデルに反映するために、系統の運転手順書をレビューすべきである。	

A.3.2.7 時間の制約による機能的従属性のモデル化 (AS-B7)

表 3.2.13 サポート要件 AS-B7 に関する米国専門家の知見

Table 3.2.13 U.S. Expert Insights on SR AS-B7

SR No.	AS-B7
PRA レビュー の視点	• 以下のようなものが時間の制約による機能的従属性に関連する。 - 例えばタンクといった水源の体積、注水による水位低下速さ及び関連する運転員操作 - HVAC 故障時の機械室内温度の上昇速さと運転員操作 - 外部電源の復旧と EDG の使命時間 - 直流蓄電池容量と運転員操作 • SBO 時の蓄電池枯渇や RCP シール LOCA といった時間に従属する故障モード及び SBO 時の交流電源復旧といったリスク上重要な回復操作を含む事故シーケンスについては、時間に関する評価を行わなければならない。 • 時間の制約による機能的従属性がある例としては、AFW の代替水源（二次系純水タンク）、RHR による冷却運転の開始、再循環冷却モードの起動、LOOP 及び SBO 時の交流電源の復旧、SBO 時の直流蓄電池の枯渇、RCP シール LOCA の発生、RCIC 等の他の HPI による注水に成功した 4～6 時間後の CRD による注水などがある。 • 時間の制約による機能的従属性は、特定の系統及び安全機能の使命時間に影響する。また、時間の制約による機能的従属性は、運転員操作に関する時間及び運転員操作の必要性に影響する。
PRA が備えるべき属性	• 実際のプラント応答を反映する現実性 • 実際の設計、建設状況及び運転を反映するプラント固有性
備考	• 時間の制約による機能的従属性については、外部電源の復旧に関連した LOOP 及び SBO のモデル化でよく考慮される。 • 蒸気のタービンバイパスが利用できず、主給水系が事故の緩和に適用可能な事故シーケンスにおいては、二次系純水タンクから主復水器ホットウェルへの給水が、時間上の制約による機能的従属性に関連する。

表 3.2.14 サポート要件 AS-B7 への適合例及び不適合例

Table 3.2.14 Examples for Meeting and Not Meeting SR AS-B7

SR No.	AS-B7
サポート要件への適合例	
事故シーケンスモデルにおいて、時間の制約による機能的従属性が考慮されている。冷却材の枯渇、蓄電池の枯渇及び LOOP からの復旧がモデル化されている。	
サポート要件への不適合例	
- 使命時間において設備が温度制限値を超えることが想定される機械室について、HVAC の喪失及び運転員による回復操作がモデル化されていない。 - 外部電源の復旧については SBO シナリオにのみ適用されている。外部電源の復旧は全ての LOOP シナリオに適用すべきであり、特に、直流充電器喪失や最終的に EDG 喪失を引き起こす HVAC 喪失といった長期間の故障に関わるシナリオに適用すべきである。 - 様々なシナリオにおけるタイミングの根拠となっている MAAP コードによる解析が現実的ではない。ある解析では、CST を水源とする AFW 流量が 200 gpm と想定されており 82 分で CST が枯渇するとされているが、それは現実的ではない。なぜならば、SG 温度が下がることによって、運転員が AFW 流量を抑制することが考えられるからである。	
備考	
- BWR で発生する SBO については、EDG の故障、直流電源のアンアベイラビリティ、RCIC 及び HPCI の運転、原子炉格納容器の除熱並びに外部電源及び所内電源の復旧に関して、時間の制約による機能的従属性が検討される。PWR については、TDAFW の運転及び RCP シールリークを検討すべきである。 - 交流電源復旧失敗確率の計算で EDG の修理及び外部電源の復旧の両方を考慮する場合、SBO 以外の事故シーケンスには EDG の修理を考慮した値を適用できないことから、当該復旧失敗確率を適切に適用するように注意が必要である。 - BWR で発生する ATWS については、臨界（原子炉出力）制御操作、ADS の作動抑止並びに短期及び長期の除熱に関する時間の制約を考慮すべきである。運転員操作に許容される時間が変わり得ることを考慮すべきである。例えば、MSIV が閉止しているかどうかによって、SLCS の起動に使える時間は異なる。	

A.4. 成功基準解析

本節では、成功基準解析に関する調査結果をまとめている。NRC の RG1.200 において、成功基準は、起因事象が発生した際に炉心損傷を防止するための各安全機能及び系統の最小要件とされている。

本節の構成については、A.4.1 で上位レベル要件 HLR-SC-A（成功基準の定義関連）、A.4.2 で上位レベル要件 HLR-SC-B（解析を支持する工学的基盤関連）に関する調査結果をまとめている。

A.4.1 成功基準の定義

A.4.1.1 炉心損傷の定義（SC-A1）

表 4.1.1 サポート要件 SC-A1 に関する米国専門家の知見

Table 4.1.1 U.S. Expert Insights on SR SC-A1

SR No.	SC-A1
PRA レビュー の視点	- レベル 1 PRA における望ましくない終状態である炉心損傷を定性的に定義し、サポート要件 SC-A2 における数値パラメータによって特性を定める必要がある。 - 米国 PRA 標準における炉心損傷の定義は、原子力発電所敷地外の公衆の健康に影響をもたらす程の燃料が関与し、炉心が露出して長時間にわたる酸化と重大な燃料の損傷が想定される温度まで炉心温度が上昇することである。 - 一般的には、米国 PRA 標準の炉心損傷の定義が、逸脱することなく用いられる。しかしながら、サポート要件 SC-A1 では、米国 PRA 標準の定義との違いを特定し定義の根拠を示すことで異なる定義が容認されている。 - 熱水力学解析において炉心損傷が起こったかどうかを判断するために用いられる特有の基準については、サポート要件 SC-A2 に関する節で説明する。
PRA が備える べき属性	レベル 1 PRA における望ましくない終状態の定義
備考	米国プラントにおける事故シーケンス解析及び成功基準の定義に関しては、炉心損傷の判断は MAAP コードによる計算に基づく。

表 4.1.2 サポート要件 SC-A1 への適合例及び不適合例

Table 4.1.2 Examples for Meeting and Not Meeting SR SC-A1

SR No.	SC-A1
サポート要件への適合例	
用いられている炉心損傷の定義は、米国 PRA 標準に示されているものと整合している。	
サポート要件への不適合例	
炉心損傷の定義が PRA に関する文書に記載されていない。用いられている炉心損傷の基準は、燃料被覆管の最大温度が 1,200 °C（約 2,200 °F）に至ることである。しかし、正当な理由付けがなされていない。	
備考	
- 解析コードによる解析結果を用いて炉心損傷の基準と比較する際の詳細について定め、炉心損傷の基準が解析コードへ適用できることについて説明すべきである。 - ATWS のような緩和系の故障を伴う事故シーケンス又は ExLOCA の事故シーケンスについて、詳細なモデル化を行わず炉心損傷とすることがある。炉心損傷の状態を正確に解析することが困難で炉心損傷とすることが合理的である低頻度の事故シーケンスについて、このような簡略化がなされる。	

A.4.1.2 炉心損傷の定義に用いるプラントパラメータ及び判定基準の規定（SC-A2）

表 4.1.3 サポート要件 SC-A2 に関する米国専門家の知見 （1/2）

Table 4.1.3 U.S. Expert Insights on SR SC-A2 (1/2)

SR No.	SC-A2
PRA レビュー の視点	- EPRI 発行の技術報告書“PSA Applications Guide”²³ では、PRA の活用を意識した上で、米国 PRA 標準と同様の炉心損傷の定義が示されている。これら定義は、一般的な手引きとして示されている。場合によっては、別の定義を用いることの正当性を示すこともできる。 - 解析コードに必要とされるプラントパラメータを含め、解析コード固有の炉心損傷の定義を用いる必要がある。その目的は、実用的な範囲内で現実的な炉心損傷の定義である。 - サポート要件 SC-A2 では、炉心損傷の判断基準に関する幾つかの有用な例が示されている。
PRA レビュー の視点	- 事故シーケンス解析及び成功基準の定義のために用いられる炉心損傷の判断基準の例には以下のようなものがある。 - 炉心損傷の保守的な基準として、有効燃料頂部以下の炉心水位の低下が用いられることがある。 - 許認可コードや MAAP コードによる解析では、燃料被覆管の最大温度が 1,200°C (2,200°F)を超えることを判断基準にすることがある。 - BWR に関しては、MAAP コードの炉心最高温度パラメータ TCRHOT が 2,500°F を超えることを判断基準にすることがある。 - 簡略化した炉心モデルを用いる場合、MAAP コードの炉心最高温度パラメータ TCRHOT が 1,800 °F を超えることを判断基準にすることがある。

表 4.1.3 サポート要件 SC-A2 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 4.1.3 U.S. Expert Insights on SR SC-A2 (2/2)

SR No.	SC-A2
PRA が備えるべき属性	• 実際のプラント応答を反映する現実性
備考	• 炉心損傷の判断基準は解析コード固有である。解析者は、解析コードで推奨されている炉心損傷の判断基準に気を付けなければならない。 • 炉心損傷の定義が可能な限り現実的になるように、適切なプラントパラメータが選択されなければならない。 • 許認可で用いる解析と異なり最確推定の結果を得ることが PRA の根本的な目標であることから、炉心損傷を定義するための判断基準は、実用的な範囲内で現実的にすべきである。 • 米国 PRA 標準で用いられる「現実的」(“realistic”)という言葉は、現在のグッドプラクティスと整合した方法で、実用的な範囲内で現実的という意味であることに留意すること。

表 4.1.4 サポート要件 SC-A2 への適合例及び不適合例

Table 4.1.4 Examples for Meeting and Not Meeting SR SC-A2

SR No.	SC-A2
CC-I への不適合例	
炉心損傷を定義するための技術的根拠が提示されていない。	
CC-I に適合かつ CC-II/III に不適合である例	
炉心損傷の判断基準として燃料被覆管の露出が用いられている。	
CC-II/III への適合例	
MAAP コードを炉心応答の予測に用いている。最高炉心温度が 1,800 °F に達した時を炉心損傷の開始時期として定義している。	
備考	
LLOCA 時のブローダウン及び再冠水については、MAAP コードをモデル化に用いるべきではない。代わりに、適切な解析コードを用いることが考えられる。再冠水後の LLOCA 事故シーケンスの残りの部分については、MAAP コードを用いることができる。	

A.4.1.3 重要な各安全機能に関する成功基準の定義（SC-A3）

表 4.1.5 サポート要件 SC-A3 に関する米国専門家の知見

Table 4.1.5 U.S. Expert Insights on SR SC-A3

SR No.	SC-A3
PRA レビュー の視点	- 重要な各安全機能の成功基準については、明確に定義しなければならない。 - モデル化される各起因事象について、重要な各安全機能を果たすために必要な最小数の設備及び運転員操作時間の観点で、成功基準を示すべきである。 - 各成功基準については、成功基準を定義するために用いた特定の熱水力計算に関する参考文献情報を提示すべきである。 - 安全機能レベルでの成功基準が必要であり、緩和系の特定（サポート要件 AS-A3）及び運転員操作の特定（サポート要件 AS-A4）に用いられる。
PRA が備える べき属性	実際のプラント応答を反映する現実性
備考	- レベル 1 PRA において重要な安全機能には、臨界制御、原子炉圧力制御、原子炉水位制御、DHR 及びサポート機能が含まれる。レベル 2 PRA では、さらに格納容器の健全性が重要な安全機能である。 - 各起因事象グループについて、成功基準は、重要な安全機能及び ET のヘディングの両方のレベルで提示することができる。 - プラントに適用可能な現実的な工学的解析に基づく、系統の現実的な成功基準を用いるべきである。

表 4.1.6 サポート要件 SC-A3 への適合例及び不適合例 (1/2)

Table 4.1.6 Examples for Meeting and Not Meeting SR SC-A3 (1/2)

SR No.	SC-A3
サポート要件への適合例	
- モデル化される各起因事象について、重要な安全機能それぞれに成功基準が定義されている。 - 各起因事象に関する ET の分岐点それぞれに成功基準が定義されている。	
サポート要件への不適合例	
- SSIE、格納容器外で発生する LOCA 及び ISLOCA に関する成功基準が示されていない。 - 格納容器スプレイを含む格納容器の除熱機能の成功基準が示されていない。特に LLOCA に関して、炉心損傷の防止に必要でないことが説明できないのであれば、格納容器の除熱は従来考慮される重要な安全機能のうちの一つである。 - 全ての過渡事象の事故シーケンスについて根拠となる現実的な解析及び評価が示されていない。熱水力解析を実施する代わりに、専門家判断に基づく仮定がなされている場合がある。 2 時間の短い時間では、ECCS ポンプ室の冷却は不要としてモデル化されている。しかしながら、当該ポンプ室における温度上昇に関する計算結果から、部屋の冷却なしで、高圧炉心スプレイ系（以下「HPCS」という。）ポンプを継続的に 0.71 時間運転すると故障し、LPCS ポンプを継続的に 1.58 時間運転すると故障することが分かっている。これは、2 時間の間にポンプ室の冷却が不要としている成功基準に反する。 - MLOCA 及び LLOCA 時に重要な BWR の格納容器の蒸気抑制機能について成功基準が示されていない。例えば、そのような成功基準では、通常、原子炉水位が低下する際に圧力抑制室とドライウェル間で開固着する真空破壊装置の数や格納容器スプレイが事故の緩和に適用可能かどうかについて考慮される。 - 停止時冷却モード（以下「SDC」という。）の成功基準では、RPV 水位低又は RPV 圧力高のインターロックによる中断又は起動不可の可能性を考慮すべきである。しかしながら、RHR の SDC の成功基準について、SDC の限界が考慮されていない。RPV 水位がレベル 3 以下まで低下する事故シーケンスでは、原子力蒸気供給遮断系（NSSSS）によって各種隔離弁が自動的に閉止され、SDC が事故の緩和に適用できない。	

表 4.1.6 サポート要件 SC-A3 への適合例及び不適合例 (2/2)

Table 4.1.6 Examples for Meeting and Not Meeting SR SC-A3 (2/2)

SR No.	SC-A3
備考	
- モデル化される各起因事象について、系統及びトレンに関する要件の観点で、安全機能それぞれの成功基準を明確に定義すべきである。各成功基準について、特定の熱水力計算とその解析ケース番号、原子炉製造業者の報告書及びその章節番号並びにプラント固有の熱水力解析評価報告書及びその章節番号といった参考文献情報を提示すべきである。言い換えれば、各成功基準に関して、それらの成功基準を用いて炉心損傷の緩和に成功することが示された熱水力解析については、根拠となる解析として明確に提示すべきである。 - SLOCA、SGTR、RCP シール LOCA、SBO、ESWS 喪失といった、過渡事象及び LOCA の成功基準を定義するために、MAAP コードなどの熱水力解析コードを用いることが可能である。熱水力解析コードに加えて、成功基準及び事象の発生タイミングを定義するために FSAR 及び NUREG 報告書を用いることができる。	

A.4.1.4 号機間で共有される緩和系の考慮（SC-A4）

表 4.1.7 サポート要件 SC-A4 に関する米国専門家の知見

Table 4.1.7 U.S. Expert Insights on SR SC-A4

SR No.	SC-A4
PRA レビューの視点	- 共有されている系統を特定し、共通の起因事象に対する原子炉 2 基のプラント応答を適切に考慮すべきである。 - サポート要件 SC-A4 は、号機間で緩和系統を共有する複数基立地の場合にのみ適用される。共有される緩和系として最もよくあるのは ESWS や EDG のようなサポート系である。
PRA が備えるべき属性	共有された系統によるプラント応答への影響の網羅性
備考	- 米国 PRA 標準では主に単一号機のみに対する要件が提示されているが、サポート要件 SC-A4 では、2 基又は多数基に対する起因事象が発生した際に共有されている系統がどのように用いられるかに関する検討が考慮されている。これは、例えば共用のディーゼル発電機（swing diesel generator）のような、いずれかの号機のみにはサポート機能を提供できない機器をモデル化する際に特に重要である。 - 号機間でフロントライン系は共有されない。

表 4.1.8 サポート要件 SC-A4 への適合例及び不適合例

Table 4.1.8 Examples for Meeting and Not Meeting SR SC-A4

SR No.	SC-A4
サポート要件への適合例	
- 号機間で共有される系統が特定されている。 - 隣接号機間で共有される系統が以下のように適切に考慮されている。 - 共通の送電線であることから、500 kV 送電線による LOOP によって両号機共に影響を受ける。起動変圧器 B は 161 kV 母線により電力が供給されており、両号機で共有されている。原子炉 2 基に影響する LOOP がモデル化されている。 - IAS が隣接号機間で共有されており、通常、IAS は号機間でつながっている。共用の空気圧縮機の圧力が 60 ポンド毎平方インチゲージ圧（以下「psig」という。）以下の場合、号機間の接続上の弁が閉止する。このような IAS 喪失がモデル化されている。 - 代替の交流母線及びディーゼル発電機が共有されている。本系統は、待機状態にある系統であり、いずれのプラントも自動又は手動による停止に至らない。	
サポート要件への不適合例	
- 二つの隣接する原子炉について二つの個別のモデルを用いているため、両原子炉に影響する起因事象による全体的な影響及び共有設備の故障に関する重要度が適切に考慮されていない。 - 複数の原子炉に影響する LOOP について、隣接号機による電力供給が事故の緩和において適用可能とされている。しかし、隣接号機も LOOP の影響を受けているため電力供給できない。	
備考	
起因事象による複数の原子炉への全体的な影響並びに隣接号機で共有された設備及び系統のアンアベイラビリティを適切に考慮しなければならない。	

A.4.1.5 使命時間の定義 (SC-A5)

表 4.1.9 サポート要件 SC-A5 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 4.1.9 U.S. Expert Insights on SR SC-A5 (1/2)

SR No.	SC-A5
PRA レビュー の視点	• 使命時間は、起因事象に対応する際に安全で安定した状態を確保するために設備及び系統が機能を果たさなければならない時間である。 • 使命時間を 24 時間とするのがグッドプラクティスである。実際にはプラントの弱点を特定するために 24 時間より短い使命時間を用いることはできるが、現在の PRA では容認できないものと考えられている。24 時間を超えてプラントが安定な状態に至るような、例えば LOCA 時の再循環による注水や SGTR といった特定の事故シーケンスについて、事故における適切な使命時間を求めた解析結果を用いることは最高水準の方法と考えられている。 • 24 時間の使命時間は必要であるが、安全で安定した状態の確保に成功するためには常に十分というわけではない。 • 以下のような事故シーケンスを除いて、24 時間の使命時間が用いられるべきである。 － 安全で安定した状態が 24 時間で達成されない場合、安全で安定した状態に達するために十分なより長い使命時間を用いる。そうでなければ、安全で安定した状態をもたらす系統等の復旧を考慮するか、又は事故シーケンスを炉心損傷状態に割当ててもよい。 － 例えば燃料取替用水タンク（以下「RWST」という。）が枯渇するまでの間の高圧又は低圧による注水及び再循環モードへの切替並びにホウ酸水が枯渇するまでの間の SLCS の動作といった、事故シーケンスにおいて短い時間のみ動作可能又は必要とされる特定の系統又は設備については、短い使命時間が用いられる。

表 4.1.9 サポート要件 SC-A5 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 4.1.9 U.S. Expert Insights on SR SC-A5 (2/2)

SR No.	SC-A5
PRA が備えるべき属性	炉心損傷に分類されない事故シーケンスについて安全で安定した状態に達することを保証
備考	- サポート要件 SC-A5 は、炉心損傷に至らない各事故シーケンスに適用される安定した終状態を定義しやすくするために必要である。例えば、LOCA の事故シーケンスの安定した終状態には、炉心注水に成功した後に崩壊熱を最終ヒートシンクに逃がしながら格納容器サンプを水源とした再循環モードの成功状態がある。 24 時間後までにプラントが安定した状態に達しない事故シーケンスには、崩壊熱が TDAFW ポンプによって除熱され、冷却材の喪失量が少なく、24 時間後も炉心が冠水している SBO シナリオがある。そうしたシナリオについては、安定した終状態を割り当てることの正当性を説明するために解析が更に必要とされる。そうした事故シーケンスを保守的に炉心損傷に単純に分類しないことが重要である。 - サポート要件 SC-A5 CC-II 及び III に示されている 24 時間以内に安定した状態に達しない場合の対処に関する三つの方法は、例であり要件ではない。

表 4.1.10 サポート要件 SC-A5 への適合例及び不適合例 (1/2)

Table 4.1.10 Examples for Meeting and Not Meeting SR SC-A5 (1/2)

SR No.	SC-A5
CC-I への不適合例	
- 事故シーケンスの使命時間として 24 時間が適用されていない。 - 全ての事故シーケンスに対して 24 時間の単一の使命時間が用いられている。しかしながら、重要なリスク寄与因子についてより短い使命時間が検討されているが、使用されていない。例えば、1 時間程度しか必要とされないホウ酸水注入ポンプがある。	
CC-I に適合かつ CC-II/III に不適合している例	
- 事故シーケンスの使命時間として 24 時間が適用されている。 - 重要なリスク寄与因子について、より短い使命時間を検討し使用している。 - 故障から 24 時間以上経過した時点で炉心損傷に至る事故シーケンスがある。しかしながら、サポート要件 SC-A5 の CC-II/III に関する適切な対処を行うために、24 時間以上進展する事故シーケンスについて解析が実施されていない。	
CC-II/III への適合例	
- 起因事象の発生から 24 時間経過した時点で原子炉が安全で安定した状態に達すれば、全ての事故シーケンスについて使命時間を 24 時間に定義している。LOCA 時の炉心注水や ATWS 時のホウ酸水注入については、より短い使命時間が用いられている。 24 時間経過した時点で安全で安定した状態に達している全ての事故シーケンスについて、標準的な 24 時間の使命時間が用いられている。安定したプラント条件が 24 時間経過するまでに達成されない事故シーケンスについては、使命時間を延ばし追加の緩和系をモデル化している。標準的な 24 時間の使命時間よりも短い使命時間もまた用いられている。例えば、SBO 時に 6 時間の間、RCIC が事故の緩和に適用できるとされている。 - フロントライン系の使命時間が、熱水力解析によって 24 時間又は安定したプラント条件を達成するために必要な時間として定義されている。安定状態が達成されることが確実であるように、SLOCA の事故シーケンスに関する熱水力解析が 24 時間以上で実施されている。	

表 4.1.10 サポート要件 SC-A5 への適合例及び不適合例 (2/2)

Table 4.1.10 Examples for Meeting and Not Meeting SR SC-A5 (2/2)

SR No.	SC-A5
備考	
- モデル化される事故シーケンスについては、適切な使命時間が定義されなければならない。リスク上重要な SSC が短時間だけ必要とされる又は動作できる場合を除いて、安定したプラント状態が達成される事故シーケンスについては、24 時間を最小とする使命時間を用いるべきである。 - 事故シーケンスによっては、使命時間に 24 時間を用いることで基事象の重要度を過大に評価することがある。 - 使命時間については、MAAP コードによる解析によって評価できる。MAAP コードによる熱水力解析により、24 時間以内にプラントが安定した状態を達成できるか確認できる。 - サポート要件 SC-A5 の CC-II/III では、24 時間後に安定した状態でない事故シーケンス については追加の説明や解析が必要とされている。PRA には、格納容器内自然対流冷却による除熱が適用される事故シーケンスがある。PRA の安全機能に関する FT 及び成功基準では格納容器の隔離は要件とされない。格納容器が隔離されず、格納容器貫通孔よりゆっくりと連続的に冷却材が喪失する場合には、24 時間後において事故シーケンスは安定した状態に至らない。	

A.4.1.6 成功基準とプラントの設計及び運転との整合 (SC-A6)

表 4.1.11 サポート要件 SC-A6 に関する米国専門家の知見

Table 4.1.11 U.S. Expert Insights on SR SC-A6

SR No.	SC-A6
PRA レビューの視点	- 成功基準の根拠を提示しなければならない。 - 成功基準並びにプラントの特性、運転手順書及び運転に係る考え方との間での整合性を説明すべきである。 - 成功基準の根拠となる熱水力解析がプラント固有の条件を踏まえて行われるように、サポート要件 SC-A6 に適合すべきである。 - 一般的な解析を用いる場合には、プラントの設計及び運転と整合していることを示すように正当性に関する説明を提示する必要がある。
PRA が備えるべき属性	- 実際のプラント応答を反映する現実性 - 実際の設計、建設状況及び運転を反映するプラント固有性
備考	- 幾つかの系統構成が認められている場合、運転に係る考え方を各系統構成及びその運転方法と整合させなければならない。 - 成功基準を定義するために MAAP コードを用いる場合、MAAP コードのパラメータファイルをそのプラントと整合したものとし、他のプラントに基づくものでないようしなければならない。 - 成功基準を定義する際に運転経験に係る知見を踏まえることにより、成功基準における信頼性を更に高めることができる。 - 制御室内には、温度による影響を受ける多くの機器がある。幾つかのプラントでは、定性的評価により、HVAC 喪失後の温度上昇は運転員にとって明らかでありゆっくりとしたものであることが示されている。このような根拠を基に、制御室の HVAC 喪失は考慮されない。制御室の HVAC 喪失に係る温度上昇の計算、HVAC 復旧のための現実的な時間及び代替の可搬型ファンの活用など想定される補償措置を評価することは有益である。

表 4.1.12 サポート要件 SC-A6 への適合例及び不適合例 (1/2)

Table 4.1.12 Examples for Meeting and Not Meeting SR SC-A6 (1/2)

SR No.	SC-A6
サポート要件への適合例	
成功基準は合理的で一貫性がある。熱水力解析に係る文書には、プラントの設計及び運転に基づく MAAP コードのパラメータファイル及び解析結果が含まれている。MAAP コードの入力ファイルはプラントの図面及び文書から作成されている。成功基準は、プラントの特性、運転手順書及び運転に係る考え方に照らしてレビューされている。	
サポート要件への不適合例	
- 復水ポンプに係る成功基準は 3 台中 1 台が動作することになっているが、実際の系統構成に整合するように 4 台中 1 台が動作することとすべきである。 - ESWS ポンプの系統構成が正しくモデル化されておらず、ESWS 喪失起因事象に関する成功基準はプラントの運転と整合していない。プラント運転時の通常の系統構成は 2 台の ESWS ポンプが動作することであるが考慮されていない。 - SLOCA における配管破断口径の上限は、NUREG 報告書に基づいて 2 インチに設定されている。当該設定については、プラント固有の熱水力解析により、LPI が使えず HPI を事故の緩和に適用できる程度の RCS における破損の大きさであることが示されていない。 - RPS の成功基準は、引き抜かれた制御棒の数に基づいており、運転手順書や運転に係る考え方と合っていない。EOP は原子炉出力に基づいており、引き抜かれた制御棒と炉心出力の間には相関はない。	

表 4.1.12 サポート要件 SC-A6 への適合例及び不適合例 (2/2)

Table 4.1.12 Examples for Meeting and Not Meeting SR SC-A6 (2/2)

SR No.	SC-A6
サポート要件への不適合例	
- SRV の逃し弁開固着（以下「SORV」という。）の状況の下で RCIC が適切に考慮されていない。SORV の状況下での RCIC について、LPI が利用できるまで RPV 減圧しながら注水ができることとなっている。 - LOOP などに対して採用した復旧時間の技術的根拠が示されていない。 - SBO 事象の事故進展では、RPV への注水を 8 時間維持するために RCIC が適用できると仮定されている。しかしながら、MAAP コードの結果より、圧力抑制プールの熱容量制限値（HTCL）である 1000 psig（約 120 °F）におよそ 2 時間から 4 時間までの間において到達することが分かっている。これは、RCIC を 8 時間維持するための要件が満たされていないことを示している。 - HPCI 室について温度上昇に係る計算が実施されていない。部屋の冷却が出来ない場合には HPCI が故障するとされているが、現地調査の結果に基づけば保守的である可能性がある。 - 制御建屋内の開閉装置室には多くの重要な電気機器が含まれており、蓄電池充電器、インバータなど温度の影響を受けやすいものもある。定性的な評価によって、それら設備は健全であるとされ、リスク上重要なシナリオである可能性があるが、開閉装置室の冷却喪失は考慮されていない。このような仮定を支持するような解析的根拠はない。	
備考	
- 成功基準解析に関する文書は、従来、FSAR 及び解析結果を参照している。場合によっては、EOP の運転員操作に関する簡略化や仮定が記載されることがある。 - 事故進展におけるタイミングの根拠に関しては、制御室内での運転員の視認と対応して解析結果上の水位をどのように解釈すべきか、RPV 水位に関する説明がなされるべきである。	

A.4.2 解析を支持する工学的基盤

A.4.2.1 適切な解析手法の活用 (SC-B1)

表 4.2.1 サポート要件 SC-B1 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 4.2.1 U.S. Expert Insights on SC-B1 (1/2)

SR No.	SC-B1
PRA レビュー の視点	- 事故シーケンスの成功基準は、現実的な熱水力解析に基づくべきである。 - 原子炉製造業者による解析を含むプラント固有の解析、産業界における一般的な解析及び FSAR の解析を組み合わせ、成功基準の定義及び HRA のタイミングの根拠として用いることができる。 - サポート要件 SC-B1 の CC-III では、最も理想的であるプラント固有の現実的なモデルを成功基準の根拠とすることについて規定されている。一方、サポート要件 SC-B1 の CC-I では、一般的で保守的な解析結果を用いることについて規定している。サポート要件 SC-B1 の CC-II では、保守的な解析により、特に事故の対応に必要な系統及びトレンの組合せに関して、成功基準が過度に保守的にならなければ、現実的な解析及び保守的な解析を組み合わせることが認められている。全ての場合で、解析がプラントに適用可能でなければならない。 - プラントの設計及び運転に対して適切に適用されるように、一般的で保守的な解析がレビューされる必要がある。特定のプラントに一般的な解析を適用する際には、一般的な解析の制約を考慮しなければならない。
PRA が備える べき属性	- 実際のプラント応答を反映する現実性 - 実際の設計、建設状況及び運転を反映するプラント固有性
備考	最も適切な最確推定による成功基準が得られることから、プラント固有の現実的な解析が最も理想的である。

表 4.2.1 サポート要件 SC-B1 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 4.2.1 U.S. Expert Insights on SC-B1 (2/2)

SR No.	SC-B1
備考	• 詳細なプラント固有の熱水力解析、一般的な原子炉製造業者による解析、プラント固有の設計文書、FSAR といった複数の情報を事故シーケンス及び系統の成功基準及び HRA におけるタイミングを定義する根拠として用いることができる。複数の情報を用いることで結果の信頼性がより高まる。 • 解析の現実性を確認し、解析コードの制約及び適用の際に注意すべき箇所を示すために、成功基準及びその根拠を他の情報と比較すべきである。 • 成功基準及び HRA のタイミングの根拠として用いられている熱水力解析の結果と成功基準の間に直接的な対応関係があるべきである。 • 最低限、以下のような各熱水力解析結果をまとめるべきである。 - 解析番号 - 解析タイトル - 目的 - 個々の解析名 - 解析の日付 - 解析の入力詳細 - 重要な結果 - 重要な結論 解析一式には、類似の入力及び出力結果並びに重要なパラメータと出力結果に関するプロット図が含まれるべきである。

表 4.2.2 サポート要件 SC-B1 への適合例及び不適合例 (1/3)

Table 4.2.2 Examples for Meeting and Not Meeting SR SC-B1 (1/3)

SR No.	SC-B1
CC-I への不適合例	
- 全ての過渡事象事故シーケンスの根拠となる現実的な解析及び評価の情報がない。SLOCA 後の RPV 圧力の時間変化など成功基準が評価されていない場合がある。専門家判断に基づく仮定が熱水力学解析の代わりとされていることがある。 - PRA 実施に関する文書で示されている解析情報では、LLOCA 時には制御棒挿入が必要ないが SLOCA 時には必要とされている。また、MLOCA については言及されていない。 - GOTHIC コードによる計算によりプラント内の様々な部屋について温度上昇が評価され、蓄電池室の冷却が蓄電池の機能に不要であるとされている。しかし、温度が上がった蓄電池からの水素の生成及び着火の可能性があるため、PRA 上、蓄電池室の HVAC は必要である。水素の生成の可能性については、蓄電池の故障に関するものではなく、蓄電池室の居住性の問題である。生成した水素に着火する可能性については、内部事象 PRA ではなく、火災 PRA で考慮すべきである。	
CC-I に適合かつ CC-II に不適合である例	
- 機械室の冷却性に関する計算が保守的である。 - 成功基準を定義するための解析において、崩壊熱曲線、ポンプの性能曲線並びに温度及び圧力の初期条件に保守性が含まれている。さらに、幾つかの解析では、炉心損傷温度に対して大きな安全裕度が設定されており、成功基準を緩和できるものがある。成功基準においてポンプ、トレン又は弁を一つだけ必要とする場合には、成功基準を緩和する余地はないが、一つより多くのポンプ等を必要とする成功基準では潜在的に課題がある。LLOCA、MLOCA 及び SLOCA の起因事象については、根拠となる解析を追加で実施し、成功基準を一つのポンプ等の要件まで緩和できるものがある。	

表 4.2.2 サポート要件 SC-B1 への適合例及び不適合例 (2/3)

Table 4.2.2 Examples for Meeting and Not Meeting SR SC-B1 (2/3)

SR No.	SC-B1
CC-I に適合かつ CC-II に不適合である例	
- 運転員操作の時間は、炉心損傷の判断基準に対して大きな安全裕度が設定された熱水力解析に基づいている。これにより、重要な事故シーケンスに影響があり得る。例えば、解析によって、SG の水位が 0% になって 10 分以内にフィードアンドブリードを開始すれば、炉心損傷が発生しないことが示されている状況がある。フィードアンドブリードの開始が SG の水位が 0% になって 10 分以内に必要である説明に解析が用いられているが、当該解析においては、燃料被覆管の温度が 400 °C を超えていない。このように、追加の解析を実施することで、運転員操作の時間は大きく緩和することができる可能性がある。フィードアンドブリードは、複数の ET でモデル化されており、保守的な操作時間のために運転員操作がリスク上重要なものとされてしまう可能性がある。 - LOCA の成功基準は、プラントの性能及び系統の応答に基づいている。LOCA の成功基準に基づいた SLOCA、MLOCA 及び LLOCA の定義は合理的であるが、破断口径に関する熱水力解析は実施されておらず、LOCA 種類の定義を分ける破断口径が適切に示されていない。起因事象の発生頻度を適切に算出している根拠とできる程度の詳細さで、熱水力解析による LOCA の破断口径の決定が必要である。破断口径の決定については、CDF が大きく影響を受ける可能性がある。	
CC-II に適合かつ CC-III に不適合である例	
- 成功基準を定義するために、FSAR の解析結果及び他の一般的な解析で補足し、プラント固有の解析結果が用いられている。 - 多くの事故シーケンスの成功基準を定義する際に、現実的なプラント固有の解析結果が用いられている。FSAR に記載された一般的な解析が、LOCA の事故シーケンス及び重要性の低い幾つかの事象に関して用いられている。 - 適切に成功基準を評価するために、プラント固有の MAAP コードによる解析及び FSAR のような他の解析が用いられている。異なる起因事象について、系統及びトレンの組合せの観点で適切な成功基準を定義するために、広範に MAAP コードによる解析が実施されている。	

表 4.2.2 サポート要件 SC-B1 への適合例及び不適合例 (3/3)

Table 4.2.2 Examples for Meeting and Not Meeting SR SC-B1 (3/3)

SR No.	SC-B1
CC-II に適合かつ CC-III に不適合である例	
- 多くの ET ヘディングについて、現実的なプラント固有の成功基準が定義されている。ATWS に関しては、WCAP に記載された一般的な成功基準が用いられている。サポート系に関する系統レベルの成功基準は、保守的な解析に基づいている。 - 成功基準を定義するために、用いている解析のほとんどが MAAP コードによる熱水力解析の結果であり、一般的な熱水力解析の結果は限られた数だけ用いられている。インベントリの要件が小さい場合の事故シーケンスにおける CRD、LPI 及び代替炉心注水 (AVI) に係る流量の要件を定義するために、重大事故マネジメントの手引き (SAMG) のための技術的サポート情報などが一般的な情報として用いられる。CDF への寄与が小さい LLOCA 時の LPCS の成功基準の定義のために、FSAR の LOCA 解析を用いている。	
CC-III への適合例	
- 現実的なプラント固有の熱水力解析が成功基準解析において用いられている。 - 解析コードのパラメータファイルが、実際に建設され運転されているプラントの条件を反映するように見直され、成功基準の根拠とするために再計算が実施されている。プラント固有の格納容器破損及び機械室の冷却性の計算が実施されている。	
備考	
米国では、サポート要件 SC-B1 の CC-II に関して、成功基準を定義する際の根拠とするため、詳細な MAAP コードによる熱水力解析が実施される。現実的な MAAP コードによる熱水力解析は、FSAR、NUREG 報告書並びに他のプラント固有及び一般の解析によって補足される。	

A.4.2.2 専門家判断の活用 (SC-B2)

表 4.2.3 サポート要件 SC-B2 に関する米国専門家の知見

Table 4.2.3 U.S. Expert Insights on SR SC-B2

SR No.	SC-B2
PRA レビューの 視点	- 解析情報や解析方法がない場合を除いて、成功基準の根拠として解析結果が用いられるものとされている。つまり、解析可能であれば、専門家判断よりも解析が優先されるべきである。 - サポート要件 SC-B2 は、主に成功基準の定義に適用され、解析コードに関する専門家判断の活用に関して適用されるものではない。また、サポート要件 SC-B2 は、保守的な解析が適切であるかを判断するといった、PRA における工学的判断の活用にも適用されない。
PRA が備えるべき属性	実際のプラント応答を反映する現実性
備考	- 特定の課題に関する専門家の意見を集約するための手法（expert elicitation）により、専門家判断を得ることができる。従来、標準的な工学的対処法がない場合や運転経験から知見が得られない場合に重要な課題について専門家判断が用いられる。 - 米国 PRA 標準の Section 1-4.3 に規定されている専門家判断に係る要件は、NUREG-1829 といった専門家判断に係る報告書の活用には適用されない。

表 4.2.4 サポート要件 SC-B2 への適合例及び不適合例

Table 4.2.4 Examples for Meeting and Not Meeting SR SC-B2

SR No.	SC-B2
CC-I への不適合例	
成功基準を定義するために専門家判断が用いられている。専門家判断に関する根拠が文書化されていない。	
CC-I に適合かつ CC-II/III に不適合である例	
- 全ての過渡事象の事故シーケンスについて根拠となる現実的な解析又は評価があるわけではない。熱水力解析を実施する代わりに専門家判断に基づく仮定が置かれている場合がある。 - 破断口径が 2、4 及び 6 インチの LOCA に関する解析が文書化されているが、破断口径が 2 インチより小さい場合の解析は実施されていない。専門家判断により、SLOCA の破断口径である 3/8 インチから 2 インチまでの範囲の成功基準を定義している。 - ESWS の水温制限値の評価については、専門家判断に基づく比較的保守的な基準を用いて実施されている。より厳密な根拠が提示されるべきである。	
CC-II/III への適合例	
- 成功基準の定義において専門家判断及び専門家の意見を集約するための手法は採用されていない。 - 専門家判断が条件付き格納容器破損確率を定めるために用いられている。プラント固有の構造解析は保守的であることから、当該条件付き確率を得るために産業界の専門家に意見聴取された。専門家判断の活用においては、米国 PRA 標準の Section 1-4.3 における手引きが準拠されている。	
備考	
サポート要件 SC-B2 は、成功基準の定義における専門家判断の活用に関連するものであり、PRA の他の部分に関連しない。	

A.4.2.3 成功基準解析の適切性及び詳細さ (SC-B3)

表 4.2.5 サポート要件 SC-B3 に関する米国専門家の知見

Table 4.2.5 U.S. Expert Insights on SR SC-B3

SR No.	SC-B3
PRA レビューの視点	- 成功基準解析で用いられる熱水力解析及び他の解析は、適切な詳細さであるとともに、解析対象である起因事象に対して適切でなければならない。 - 成功基準解析の適切性及び詳細さは、成功基準が適用される起因事象グループ及び事故シーケンスをどれほど忠実に PRA に反映しているかに基づいて判断される。 - 成功基準は、適用可能な一般的な解析と同様に、プラント固有の熱水力解析、プラント固有の構造解析を用いて定義されるべきである。 - 成功基準の定義に関しては、用いる熱水力解析が、起因事象グループ及び事故シーケンスに見合った詳細さで実施されなければならない。 - 米国では、成功基準を定義するための熱水力解析で MAAP コードが広く用いられている。部屋の温度上昇の解析には GOTHIC コードを用いることができる。FSAR に文書化されている様々な解析の結果を成功基準の定義に用いることができる。
PRA が備えるべき属性	- 実際のプラント応答を反映する現実性 - 実際の設計、建設状況及び運転を反映するプラント固有性

表 4.2.6 サポート要件 SC-B3 への適合例及び不適合例 (1/2)

Table 4.2.6 Examples for Meeting and Not Meeting SR SC-B3 (1/2)

SR No.	SC-B3
サポート要件への適合例	
- 成功基準及び事故シーケンス上の事象のタイミングを定義するために熱水力解析及びその他の解析が用いられている。成功基準の定義に用いられている熱水力解析及び他の解析は適切であり、適度な詳細さである。 - 成功基準及び事故シーケンス上の事象のタイミングを評価するために、適切な方法により MAAP コードの制限の範囲内で MAAP コードが用いられている。 - 成功基準の定義の根拠を得るために、プラント固有の熱水力解析、プラント固有の格納容器構造解析及びプラント固有の室温上昇に係る計算が実施されている。 - 各 ET のヘディングに成功基準が適用されている。各成功基準について、成功基準を定義する際の情報源及び解析は、設計基準解析、FSAR 又は MAAP コードによる解析とされている。	
サポート要件への不適合例	
- ATWS 及び加圧熱衝撃 (PTS) 事象に関する RPV 性能が、適切な熱水力解析、構造解析及びその他解析を用いて評価されていない。 - 全ての過渡事象の事故シーケンスについて根拠となる現実的な解析又は評価があるわけではない。熱水力解析を実施する代わりに専門家判断に基づく仮定が置かれている場合がある。 - 成功基準を定義するために、多くの場合で熱水力解析を用いている。しかしながら、格納容器内自然対流冷却の性能に関する解析は実施されていない。 - LOCA 及び RPV 破損に関する成功基準は現実的ではない。一般的には、現実的な解析により、被覆管燃料の約 2/3 以上の高さにおける LOCA では、蓄圧注入系、一つの HPI ポンプ及び一つの LPI ポンプが動作すれば炉心損傷に至ることはない。 - PORV 開固着起因事象が SLOCA 起因事象にグループ分けされているが、SLOCA 起因事象と整合したプラント応答であることを確認するための PORV 開固着起因事象に関する固有の解析は実施されていない。SLOCA と PORV 開固着事象の冷却材放出箇所が異なり、プラント応答に影響する可能性がある。	

表 4.2.6 サポート要件 SC-B3 への適合例及び不適合例 (2/2)

Table 4.2.6 Examples for Meeting and Not Meeting SR SC-B3 (2/2)

SR No.	SC-B3
サポート要件への不適合例	
- LOCA の成功基準は、プラントの性能及び系統の応答に基づくべきである。LOCA の成功基準に基づいた SLOCA、MLOCA 及び LLOCA の定義は合理的であるが、破断口径に関する熱水力解析は実施されておらず、LOCA 種類の定義を分ける破断口径が適切に示されていない。サポート要件 SC-B3 によれば、適切な起因事象の発生頻度を定められるように破断口径の根拠を得られる詳細さで熱水力解析が必要である。解析コードを用いて破断口径を定義する場合、CDF は大きく影響を受ける可能性がある。特に LOCA の分類基準については、FSAR の基準をそのまま用いるか、FSAR とは異なる分類基準を得るために熱水力解析を実施する必要がある。米国における慣習に基づけば、熱水力解析のほうにより容認されやすい。 - 成功基準及び事故シーケンス上のタイミングを定義するために用いられている MAAP コードによる解析結果は、設備拡張型原子炉出力向上 (EPU) の条件に基づいており、実際のプラントを反映していない。原子炉出力条件次第で、運転員操作に係る重要な時間が少なくなる可能性がある。	
備考	
- MAAP コードのような一般的な熱水力解析コードは、その制限の範囲内で用いるべきである。 - MAAP コードは、LLOCA 時のブローダウン及び再冠水段階をモデル化するために用いるべきではない。LLOCA 時のブローダウン及び再冠水段階の成功基準を定義するために別途適切な解析コードを用いるべきである。再冠水後、LLOCA 時のそれ以降の段階に MAAP コードを用いることができる。	

A.4.2.4 解析モデル及び解析コードの適用性 (SC-B4)

表 4.2.7 サポート要件 SC-B4 に関する米国専門家の知見

Table 4.2.7 U.S. Expert Insights on SR SC-B4

SR No.	SC-B4
PRA レビューの 視点	- 以下のような解析コード及び解析モデルを用いるべきである。 - 事故時の条件を考慮することができる。 - 適用性に係る制限範囲内で個々のプラントに適用できる。 - 例えば MAAP コードや RETRAN コードといった、最確推定のための解析コードを熱水力解析に用いる場合、各解析コードの適用性に関する制限範囲を考慮しなければならない。 - 成功基準は、認定を受けた熱水力解析コードに基づき定義されるべきである。また、成功基準の定義においては、個々の事故シーケンスに適用される解析コードに関する制限を明確に理解すべきである。 - プラント固有の MAAP コードによる計算、NUREG 報告書及び WCAP といった産業界における一般的な文書を用いて、成功基準、タイミング及び仮定が定められる。各解析コードは、既知の適用制限範囲内で適切に用いるべきである。 - 特に初期減水期間中について、LLOCA 起因事象に関する MAAP コードによる解析は適切ではない。より適切な解析コードを用いて当該起因事象を解析すべきである。
PRA が備えるべき属性	実際のプラント応答を反映する現実性
備考	- MAAP コードは、よく整備されており、成功基準を定義するために米国の産業界で広く用いられている標準的な解析コードである。EPRI 発行の MAAP コード適用の手引き²⁴では、適用性に係る制限が定められている。 - 解析コード中で特定されたエラーを文書化するために、EPRI は定期的に障害報告書を発行している。成功基準解析及び HRA におけるタイミングへの潜在的な影響に関してこれら報告書をレビューすべきである。

表 4.2.8 サポート要件 SC-B4 への適合例及び不適合例

Table 4.2.8 Examples for Meeting and Not Meeting SR SC-B4

SR No.	SC-B4
サポート要件への適合例	
- 過渡事象や SLOCA を含む様々な起因事象を評価するために、広く受け入れられている MAAP コードを用いている。ATWS については、WCAP に記載された一般的な成功基準が用いられている。 - 熱水力解析に MAAP コードが用いられており、MAAP コードの適用が適切であるか評価されている。重大事故時に発生する問題に対する格納容器の応答を評価するために、プラント固有の有限要素法による格納容器モデルが用いられている。部屋の温度上昇に係る計算が、手計算、内製された解析コード及び GOTHIC コードといった様々な方法で実施されている。	
サポート要件への不適合例	
- LLOCA 時の減水段階の成功基準を定義するために MAAP コードが用いられている。 - 格納容器内自然対流冷却について、解析モデル及び解析コードが用いられていない。ISLOCA 及び ATWS の事故シーケンスを除いて、格納容器内自然対流冷却は全ての ET で用いられている。	
備考	
- LLOCA 時のブローダウン及び再冠水段階をモデル化するために MAAP コードを用いるべきではない。LLOCA 時のブローダウン段階における成功基準を定義するためには、別途適切な解析コードを用いるべきである。再冠水後の LLOCA 時の残りの部分については MAAP コードを用いることができる。 - 有限要素法は、産業界で認められている構造解析のための手法である。	

A.4.2.5 根拠となる解析等の結果の合理性及び容認可能性（SC-B5）

表 4.2.9 サポート要件 SC-B5 に関する米国専門家の知見

Table 4.2.9 U.S. Expert Insights on SR SC-B5

SR No.	SC-B5
PRA レビューの視点	- サポート要件 SC-B5 については、得られる結果の合理性及び容認可能性に関連したものである。 - 原子力発電所に関する熱水力解析コード及びモデルは複雑であることから、それから得られる結果が合理的であるかを直接的に判断することは難しい。 - 独立した解析から得られる結果を比較することによって、解析結果に信頼性が与えられる。 - 結果の合理性に関する確認には以下の二つの例がある。 - 類似プラントに対して実施された同一の解析に関する比較 - 同一プラントに対して実施された異なる解析コードを用いた解析に関する比較 - 代替りの方法としては、許認可で用いる解析における成功基準と比較し、仮定、入力データ及び解析モデルにおける差異に基づき成功基準における差異が合理的であるかを判断する方法がある。
PRA が備えるべき属性	成功基準の定義における合理性及び現実性
備考	- 他の一般的なプラント又は類似のプラントとの比較については文書化される必要がある。 - 成功基準の合理性に関する類似プラントとの比較は、対象のプラントと他の類似プラントとの間の差異を特定し、なぜ事故シナリオの寄与が異なるのか理由を説明するための非常によい方法である。

表 4.2.10 サポート要件 SC-B5 への適合例及び不適合例

Table 4.2.10 Examples for Meeting and Not Meeting SR SC-B5

SR No.	SC-B5
サポート要件への適合例	
- 格納容器除熱に関する MAAP コード及び GOTHIC コードの解析結果の相互比較が実施されている。 - 合理性の確認として、新しいバージョンの MAAP コードの解析結果が前のバージョンの MAAP コードによる解析結果と比較されている。構造健全性解析については、他の同型の格納容器に関する解析と比較されている。部屋の冷却性に関する結果の合理性を確認することとなっており、合理性の確認のために手計算と解析コードによる計算といった二つの異なる手法を用いて計算がされている。 - 炉心損傷までの時間と LOCA 破断口径の比較が行われている。また、他の類似の原子炉との成功基準の比較が行われている。差異がある場合には、それに関する説明がなされている。 - 公表されている他のプラントに関する結果を用いて比較がなされている。解析に反映されたプラントの特性における差異に起因するものであるかを判断するために、結果における差異についてレビューされている。	
サポート要件への不適合例	
- 成功基準の定義に用いられている熱水力解析の結果に関する比較が文書化されていない。 - 成功基準に係る文書において、成功基準の根拠として用いられている熱水力解析及び工学的基盤の合理性及び容認可能性が明確に議論されていない。 - 成功基準の根拠となる熱水力解析、構造解析又は他の工学的基盤から得られる結果の合理性及び容認可能性を確認するための類似プラント又は他のプラント固有の解析コードとの比較がなされていない。	

A.5. システム解析

本節では、システム解析に関する調査結果をまとめている。NRC の RG1.200 において、システム解析では成功基準で定義される機能を系統が果たせない失敗の組合せを特定するとされている。

本節の構成については、A.5.1 で上位レベル要件 HLR-SY-A（系統の故障及びアンアベイラビリティの考慮関連）、A.5.2 で上位レベル要件 HLR-SY-B（共通原因故障（CCF）及び系統間従属性の考慮関連）に関する調査結果をまとめている。

A.5.1 系統の故障及びアンアベイラビリティの考慮

A.5.1.1 フロントライン系及びサポート系のモデル化 (SY-A1)

表 5.1.1 サポート要件 SY-A1 に関する米国専門家の知見

Table 5.1.1 U.S. Expert Insights on SR SY-A1

SR No.	SY-A1
PRA レビューの視点	- 各起因事象に対応する際に事故の緩和に寄与する又は必要とされる系統がモデル化されるようにしなければならない。 - PRA モデルに系統が網羅的に含まれることで、実際のプラントの設計等がより忠実に PRA モデルに反映される。
PRA が備えるべき属性	- モデル化における緩和系の網羅性 - リスク上重要な全ての SSIE をモデル化することによるリスク寄与因子の網羅性 - 実際の設計、建設状況及び運転を反映するプラント固有性 - 全ての緩和系をモデル化する PRA の現実性 - サポート系への従属性の適切な考慮
備考	120V 交流電源系のようなサポート系をモデル化しなければ、計装及び制御（以下「I&C」という。）設備に関する重要なサポート機能への従属性が考慮されないことになる。 - HVAC 系をモデル化しなければ、継続的な運転に部屋の冷却を必要とする電気設備に関する重要なサポート機能への従属性が考慮されないことになる。

表 5.1.2 サポート要件 SY-A1 への適合例及び不適合例

Table 5.1.2 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-A1

SR No.	SY-A1
サポート要件への適合例	
ポンプが使命時間において継続的に運転するために必要な HVAC 系が含まれている。（図 5.1.1 参照）	
サポート要件への不適合例	
サポート系として HVAC 系が含まれていない。（図 5.1.1 参照）	

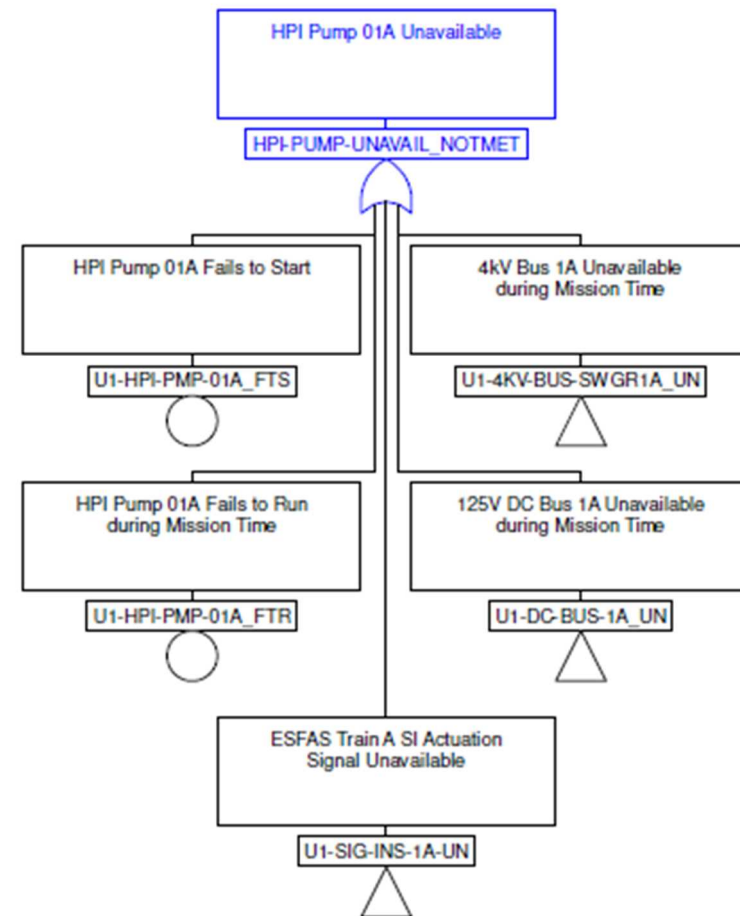
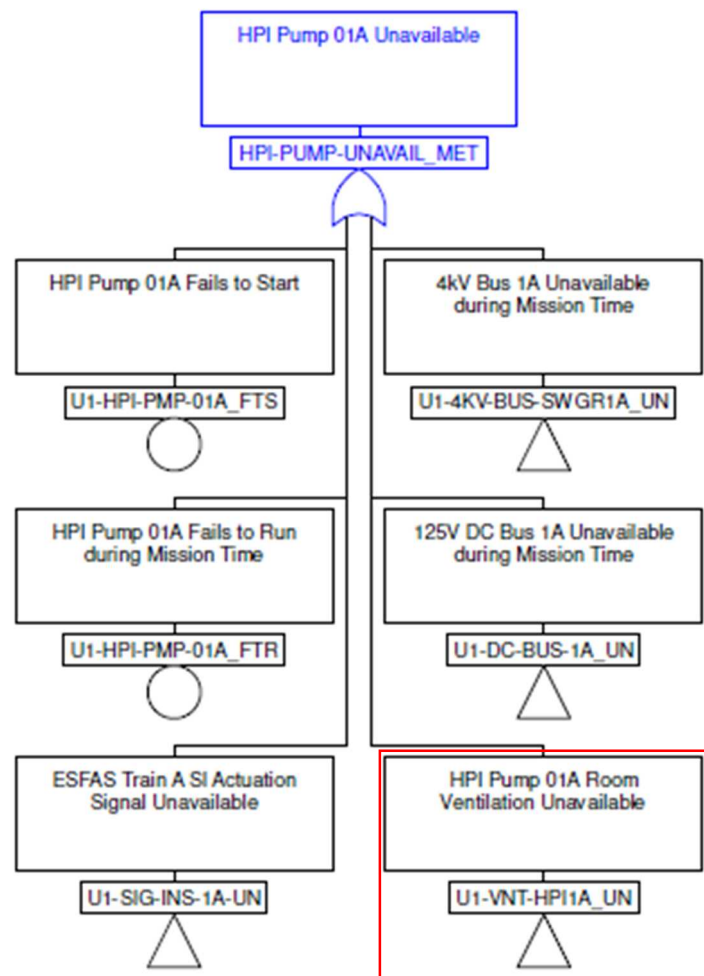


図 5.1.1 サポート要件 SY-A1 への適合例（左）及び不適合例（右）

Figure 5.1.1 Examples of Meeting (left) and Not Meeting (right) SR SY-A1

A.5.1.2 プラント固有の情報の収集 (SY-A2)

表 5.1.3 サポート要件 SY-A2 に関する米国専門家の知見

Table 5.1.3 U.S. Expert Insights on SR SY-A2

SR No.	SY-A2
PRA レビュー の視点	• システムのモデルを作成する際には、実際の設計、建設状況及び運転に関するプラント固有の情報が用いられなければならない。 • プラントの実際の建設状況及び運転並びに EOP 等運転手順書がシステムモデルに忠実に反映されなければならない。
PRA が備える べき属性	• 実際の設計、建設状況及び運転を反映するプラント固有性 • プラントの設計、運転、保全及び運転経験との整合性
備考	• 古い文書や図面を用いてシステムモデルを作成すると、現在のプラントの設計、システム構成及び慣習を反映出来ない可能性がある。 • システム構成管理計画における変更を考慮せずにシステムモデルを作成すると、通常運転時のシステム構成と整合しない可能性がある。

表 5.1.4 サポート要件 SY-A2 への適合例及び不適合例

Table 5.1.4 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-A2

SR No.	SY-A2
サポート要件への適合例	
- 変更管理がなされた設計図面（例えば、配管・計装系統図や単線結線図）が収集され活用されている。 - 設計、構成、運転、保全及び運転経験を含む系統に関する情報を収集するために、運転員及び技術者へのインタビューが実施され文書化されている。	
サポート要件への不適合例	
- 旧版の設計図面（例えば、配管・計装系統図や単線結線図）を用いている。 - 設計、構成、運転、保全及び運転経験を含む系統に関する情報を収集するために、運転員及び技術者へのインタビューを実施していない、又は文書化していない。	
備考	
実際の設計、建設状況及び運転を反映するために、システム解析の実施においては最新版のプラント情報を用いるべきである。	

A.5.1.3 プラント情報のレビュー (SY-A3)

表 5.1.5 サポート要件 SY-A3 に関する米国専門家の知見 (1/3)

Table 5.1.5 U.S. Expert Insights on SR SY-A3 (1/3)

SR No.	SY-A3
PRA レビューの視点	• 緩和機能を劣化又は失敗させ得る原因となる全ての系統内の機器及びそれらの故障モードが系統モデルにおいて考慮されるように、PRA において系統を構成する機器の範囲（以下「系統範囲」という。）を定義しなければならない。 • 機能的従属性は、系統のアンアベイラビリティに対する重要な寄与因子である。 • 待機設備の自動起動は、系統モデルで考慮しなければならない重要な計装の機能である。制御室内の指示器及び警報器は、系統内の機器の保守不良又は故障を特定するのに役立つ。 • 試験及び保守に関する要件及び慣例は、試験によるアンアベイラビリティ、試験における人的過誤によるアンアベイラビリティ、保守によるアンアベイラビリティ及び保守における人的過誤によるアンアベイラビリティのモデル化に関わる。 • 技術仕様書の LCO は、冗長トレンが同時に試験又は保守を受ける可能性があるかに関わる。LCO の許容待機除外時間（以下「AOT」という。）は、系統内の機器の最大の保守期間に関わる。技術仕様書のサーベイランス要件は、安全系及び安全設備のサーベイランス試験に関わる。 • 機器の動作性能や設計制限値は、例えばポンプの NPSH 喪失を引き起こす水温の上昇といった厳しい条件下で機器が活用できるかどうか、又は使命時間において機器が十分な能力を持っているかどうかに関わる。 • 事故時における系統の運転手順書は、考慮する必要がある運転員操作に関わる。通常運転時の系統の運転手順書は、通常運転時の系統の構成及び交互運転に関わる。 • 事故時の系統の操作を説明し、及びモデル化すべきである。

表 5.1.5 サポート要件 SY-A3 に関する米国専門家の知見 (2/3)

Table 5.1.5 U.S. Expert Insights on SR SY-A3 (2/3)

SR No.	SY-A3
PRA レビュー の視点	通常運転時及び事故時の系統構成は、考慮する必要がある機器の故障モードのモデル化に影響する。例えば、通常運転時に動作している機器については継続運転失敗モードのみをモデル化すればよいが、待機している機器については動作要求時の起動失敗もモデル化する必要がある。固有の系統構成及び系統の制限は、アンアベイラビリティに影響する。
PRA が備える べき属性	- 緩和機能の劣化及び失敗の原因となる全ての系統内の機器及びそれら故障モードの系統モデルにおける網羅性 - 従属性の影響の系統モデルにおける考慮
備考	- 系統モデルの範囲を明確に規定し、文書化すべきである。 - サポート系や他の機能的従属性を明確に文書化すべきである。 - 計装デバイスのモデル化は、I&C に関する図面と整合すべきである。 - 起因事象発生前の人的過誤事象（以下「HFE」という。）を特定するために、系統のサーベイランス手順書をレビューすべきである。 - 試験及び保守によるアンアベイラビリティは、系統内の全ての重要な緩和機器について考慮すべきである。 - 系統モデルの作成においては、通常運転時及び事故時両方の実際の系統構成を反映しなければならない。系統モデルにおいて、起動信号への従属性、インターロック及び停止信号による影響及び系統の保守不全に関する制御室内の指示器及び警報器の効果を考慮すべきである。 - 系統モデルにおいて、試験及び保守によるアンアベイラビリティを考慮しなければならない。 - 試験又は保守時に許されていない冗長トレンの組合せによる系統構成を除外するよう、系統モデルは LCO 要件と整合すべきである。 - 制限を超えた条件で緩和機器が動作するとすべきではない。

表 5.1.5 サポート要件 SY-A3 に関する米国専門家の知見 (3/3)

Table 5.1.5 U.S. Expert Insights on SR SY-A3 (3/3)

SR No.	SY-A3
備考	- モデル化される運転員操作は、手順書に記載されたもので、手順書と整合したものでなければならない。 - 通常運転時及び事故時の系統構成は、実際の運転における慣例と整合していなければならない。

表 5.1.6 サポート要件 SY-A3 への適合例及び不適合例

Table 5.1.6 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-A3

SR No.	SY-A3
サポート要件への適合例	
• 系統に関する文書に含まれる概略図上に系統のモデル化範囲が明確に描かれている。 • サポート系の機能的従属性に関する参考文献が示されている。 • 計装系のモデル作成において、計装図が用いられている。モデルに含まれるデバイスは、計装図上に示されたデバイスと整合している。 • 起因事象発生前 HFE を特定する際に、系統のサーベイランス試験手順書がレビューされている。 • 全ての系統について試験、保守及び過去の運転に係る情報が示されている。	
サポート要件への不適合例	
• 系統モデルの範囲が、系統に関する文書に含まれる概略図に描かれていない。 • サポート系の機能的従属性に関する参考文献が特定されていない。 • 計装系のモデル作成において、計装図が用いられていない。結果的に、デバイスのモデル化が計装図に示されたデバイスと整合していない。 • 起因事象発生前 HFE を特定する際に、系統のサーベイランス試験手順書がレビューされていない。 • 試験、保守及び過去の運転に係る情報が全ての系統について示されているわけではない。	
サポート要件への不適合例に関する備考	
• 潜在的な誤りを減らすために、通常運転時手順書、事故時手順書及び系統構成を個別に説明することを推奨する。	

A.5.1.4 ウォークダウン及びプラント要員へのインタビュー (SY-A4)

表 5.1.7 サポート要件 SY-A4 に関する米国専門家の知見

Table 5.1.7 U.S. Expert Insights on SY-A4

SR No.	SY-A4
PRA レビュー の視点	系統構成や系統の運転は時間が経つにつれて変化することから、実際の建設状況及び運転を系統モデルに反映するために、知識が豊富なプラント要員へのインタビュー及びウォークダウンを実施することが重要である。
PRA が備える べき属性	- 実際の設計、建設状況及び運転を反映するプラント固有性 - モデルによるプラントの忠実な再現
備考	系統の実際の設計、設置状況及び運転が反映されるように、プラント固有の情報を考慮する必要がある。重要な系統の特性がモデル化されるように、系統の運転経験をレビューする必要がある。運転員訓練で用いられる情報を考慮すべきである。

表 5.1.8 サポート要件 SY-A4 への適合例及び不適合例

Table 5.1.8 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-A4

SR No.	SY-A4
CC-I への不適合例	
運転員や技術者へのインタビュー又はウォークダウンにより収集した情報が文書化されていない、適切に文書化されていない又は現在と異なり古い。結果として、系統モデルについて、インタビュー及びウォークダウンにより情報を得て、系統の実際の設計、機器の設置状況及び運転が適切に反映されていると言える根拠がない。	
CC-I に適合かつ CC-II/III に不適合である例	
- 運転員や技術者へのインタビューにより収集した情報が適切に文書化されている。しかし、ウォークダウンで得られる情報は文書化されていない、適切に文書化されていない又は現在と異なり古い。結果として、系統モデルについて、系統の実際の設計、機器の設置状況及び運転を適切に反映させるようにウォークダウンにより情報を得ていると言える根拠がない。 - ウォークダウンによって、火災や溢水の発生といった同一の部屋の設備を故障させる危険因子が特定されていない。	
CC-II/III への適合例	
- 運転員や技術者へのインタビュー及びウォークダウンにより収集した情報が適切に文書化されており、古いものではない系統モデルについては、インタビュー及びウォークダウンにより情報を得ており、系統の実際の設計、設置状況及び運転が適切に反映されている。 - 火災や溢水の発生といった同一の部屋の設備を故障させる危険因子がウォークダウンにより特定され、適切に文書化されている。	
備考	
系統モデルについては、インタビュー及びウォークダウンから情報を得て、プラントの実際の建設状況及び運転を適切に反映すべきである。	

A.5.1.5 通常運転している系統及び代替又は待機系による構成の影響の考慮 (SY-A5)

表 5.1.9 サポート要件 SY-A5 に関する米国専門家の知見

Table 5.1.9 U.S. Expert Insights on SY-A5

SR No.	SY-A5
PRA レビューの 視点	- 待機又は予備機器を備えた通常運転している系統を含む交互運転を行う系統構成は、設計された緩和機能を果たすための系統のアベイラビリティに影響を及ぼし得る。 - 系統モデルは、交互運転を含む実際の系統構成を忠実に反映すべきである。一方が常に運転中で、他方が常に待機しているような非対称のモデル化を行うべきではない。
PRA が備えるべき属性	プラント運転時の実際の系統構成の反映

表 5.1.10 サポート要件 SY-A5 への適合例及び不適合例 (1/2)

Table 5.1.10 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-A5 (1/2)

SR No.	SY-A5
サポート要件への適合例	
- 定期的交互運転を行う運転設備及び待機設備を備える系統をモデル化する際に、非対称なモデルを用いていない。(図 5.1.2 参照) - 系統のアンアベイラビリティに大きく寄与する可能性がある試験若しくは保守による待機除外又は試験で発生する人的過誤については、系統モデルにおいて考慮されている。 - 系統構成に関する固有の制限が PRA モデルに反映されている。例えば、電源母線の制限があり、あるポンプが運転状態にある場合には、特定の空気圧縮機を作動させることはできないような状況である。 - 代替母線による系統構成が考慮されている。	
サポート要件への不適合例	
- 定期的交互運転を行う運転設備及び待機設備を備える系統をモデル化する際に、非対称なモデルを用いている。(図 5.1.3 参照) - 系統のアンアベイラビリティに大きく寄与する可能性がある試験若しくは保守による待機除外又は試験で発生する人的過誤について、系統モデルにおいて考慮されていない。 - 系統構成に関する固有の制限が PRA モデルに反映されていない。例えば、電源母線の制限があり、あるポンプが運転状態にある場合には、特定の空気圧縮機を作動させることはできないような状況である。 - 代替母線による系統構成が考慮されていない。 - ウォーターハンマーが発生する可能性がある条件が考慮されていない。圧力抑制室プール水冷却モードで BWR が運転中に電源が喪失する場合、電源喪失により ECCS ポンプが停止し、ECCS 配管の上昇部分の冷却材が圧力抑制室プールまで下がり(水柱分離が発生し)、局所的に圧力が下がることで配管内に蒸気が発生する。電源が復旧し ECCS ポンプが再起動されると、ウォーターハンマーが発生する可能性がある。	

表 5.1.10 サポート要件 SY-A5 への適合例及び不適合例 (2/2)

Table 5.1.10 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-A5 (2/2)

SR No.	SY-A5
サポート要件への不適合例に関する備考	
ウォーターハンマーは、配管や配管に接続されている弁及びその他機器に損傷を与える可能性がある。ウォーターハンマーは、流体中に気体の空間が含まれることで発生する可能性がある。通常用いる系統から配管内に気体の空間を含む代替系又は待機系に切り替える場合に、代替系又は待機系を起動することによりウォーターハンマーを発生させる可能性がある。通常、手順書では、系統を運転させる前に配管内の気体を大気開放することとされている。ウォーターハンマーは、NUREG-0927²⁵において検討されている。	

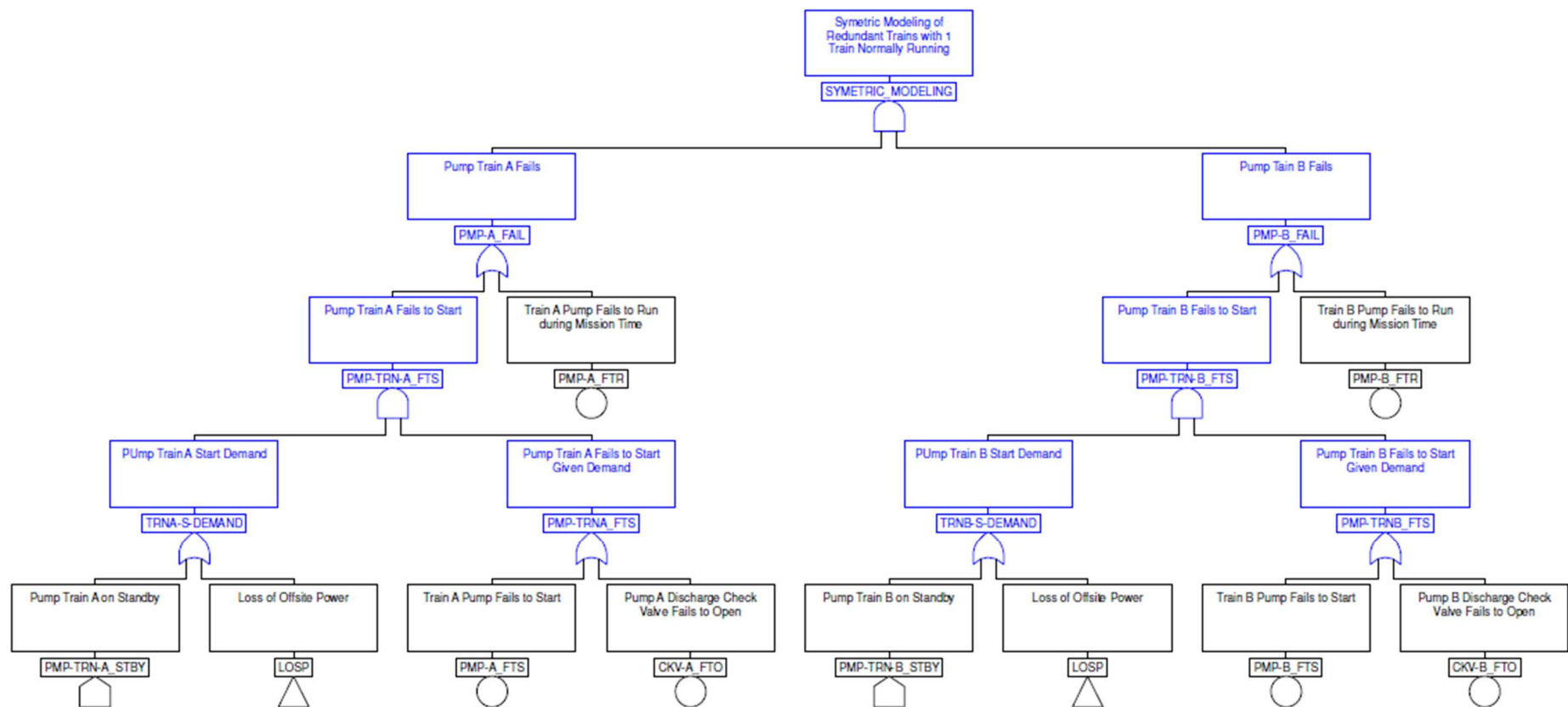


図 5.1.2 サポート要件 SY-A5 への適合例

Figure 5.1.2 Example of Meeting SR SY-A5

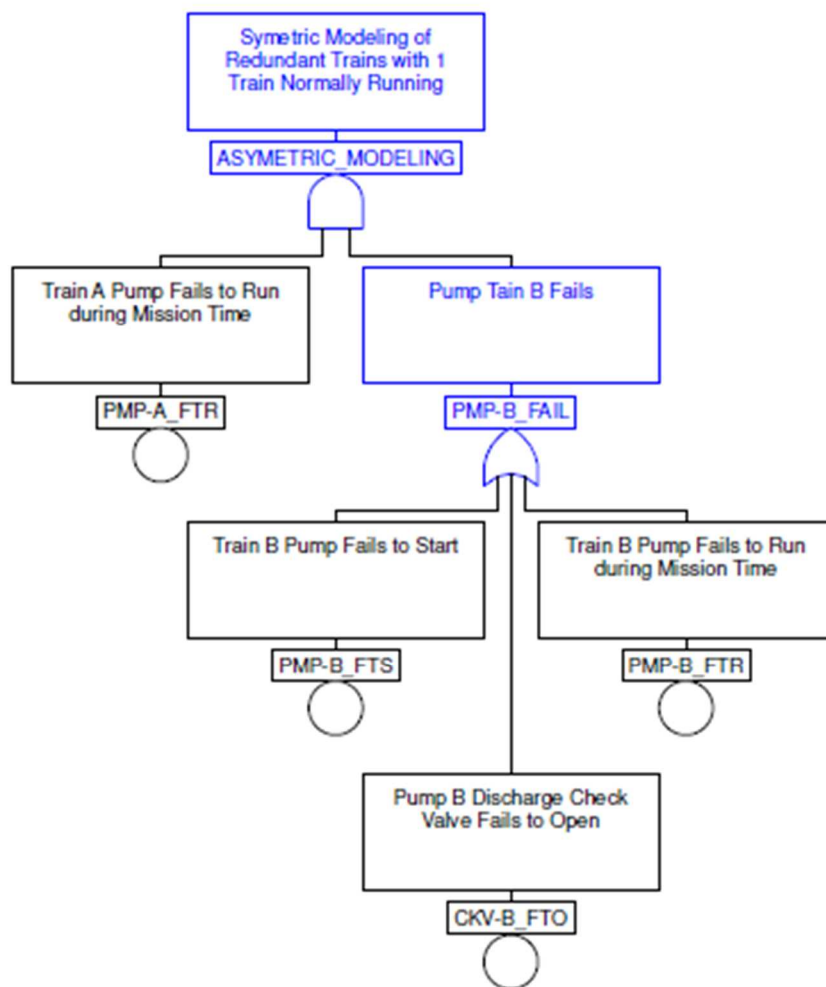


図 5.1.3 サポート要件 SY-A5 への不適合例

Figure 5.1.3 Example of Not Meeting SR SY-A5

A.5.1.6 系統を構成する機器の範囲の定義（SY-A6）

表 5.1.11 サポート要件 SY-A6 に関する米国専門家の知見

Table 5.1.11 U.S. Expert Insights on SR SY-A6

SR No.	SY-A6
PRA レビュー の視点	• 系統が緩和機能を果たすために必要な系統内の全ての機器を考慮すべきである。これらには、当該系統に関わるサポート系との境界にある機器も含まれる。
PRA が備える べき属性	• 系統が緩和機能を果たすために必要な全ての機器を含む系統モデルの詳細さ
備考	• 系統モデルにおける系統範囲は、系統概略図から判断すべきである。

表 5.1.12 サポート要件 SY-A6 への適合例及び不適合例

Table 5.1.12 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-A6

SR No.	SY-A6
サポート要件への適合例	
• 系統が緩和機能を果たすために重要な全ての機器及び関連する動的故障モードが系統モデルに含まれている。 • タンク、熱交換器、逆止弁及びストレーナのような重要な静的機器が、系統モデルに含まれている。 • 例えば、熱交換器冷却水の入口側及び出口側の弁や機器の起動のための起動リレーといった、サポートを受ける系統との境界にあるサポート系の機器が当該系統モデルに含まれている。（図 5.1.4 参照） • 24 時間の使命時間全体において注水に必要な機器が考慮されている。 • 注水のための緩和系について水源及び代替の水源が系統モデルに含まれている。 • 開閉所の設備が考慮されている。 • 系統範囲が明確に規定され文書化されている。 • 系統モデル内の全ての機器が系統概略図に示されている。	
サポート要件への不適合例	
• サポートを受ける系統のモデルに考慮すべきサポート系の機器が全て含まれているわけではない。（図 5.1.5 参照） • 24 時間の使命時間全体において注水に必要な機器が考慮されていない。 • 注水のための緩和系について水源及び代替の水源が系統モデルに含まれていない。 • ディーゼル発電機ファンの起動リレー及び関連する接触器が、ディーゼル発電機ファンの一部ではなく、ディーゼル発電機の範囲内として考慮されている。 • 開閉所の設備が考慮されていない。 • 系統範囲が明確に規定され文書化されていない。説明が十分に詳細になされていない。 • 系統モデル内の全ての機器が系統概略図に示されていない。	

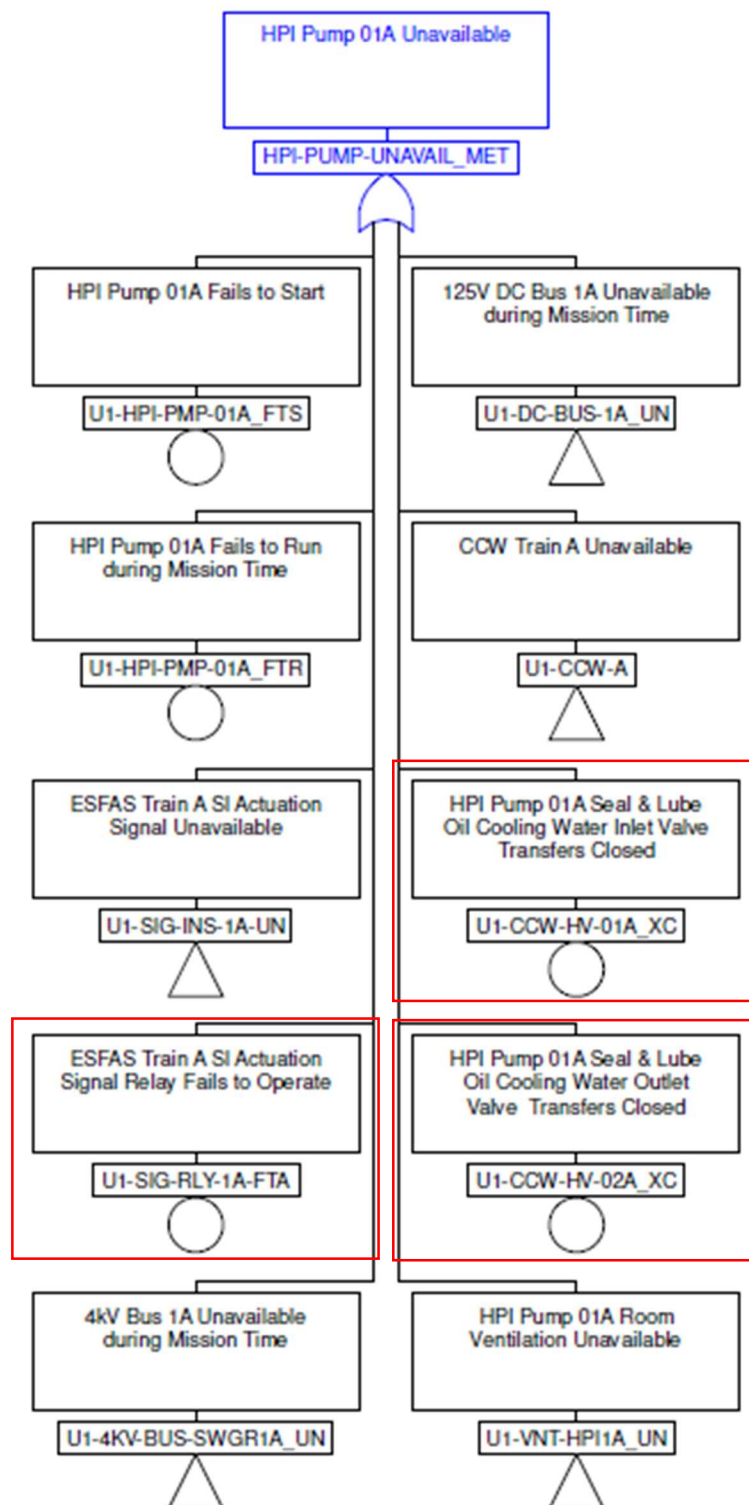


図 5.1.4 サポート要件 SY-A6 への適合例

Figure 5.1.4 Example of Meeting SR SY-A6

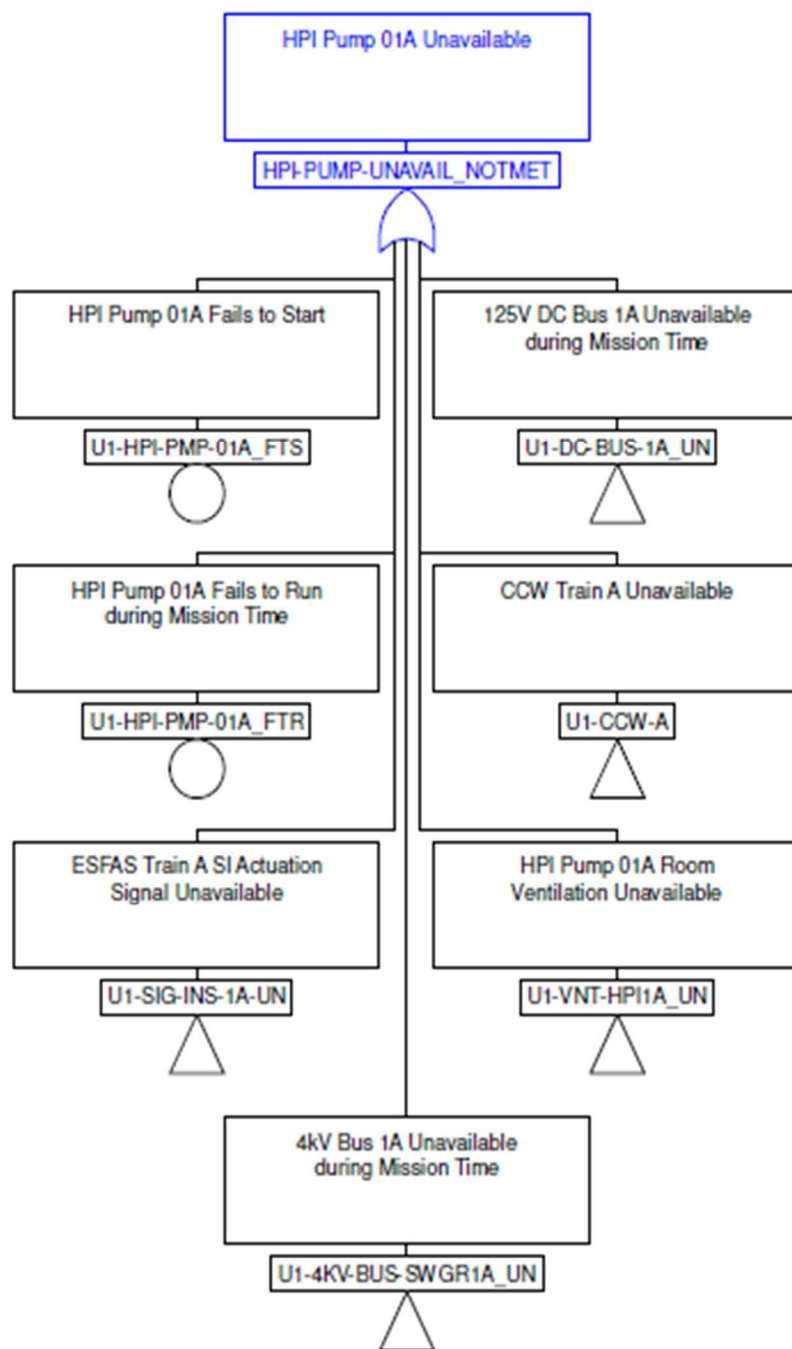


図 5.1.5 サポート要件 SY-A6 への不適合例
Figure 5.1.5 Example of Not Meeting SR SY-A6

A.5.1.7 詳細な系統のモデル化 (SY-A7)

表 5.1.13 サポート要件 SY-A7 に関する米国専門家の知見

Table 5.1.13 U.S. Expert Insights on SR SY-A7

SR No.	SY-A7
PRA レビュー の視点	- 緩和機能をもたらす又は起因事象が発生し得るサポート系及びフロントライン系について、機器の故障モードレベルで詳細な系統モデルを作成すべきである。ただし、以下の場合を除く。 (a) 系統について動作性及びアンアベイラビリティに関する十分なデータが存在し、かつ他の設備や運転員操作に関する従属性がない。 (b) 系統の故障については運転員操作又は ATWS 緩和系起動回路（以下「AMSAC」という。）のような計装系及び RPS が支配的である。 - 系統モデルは、以下のものが含まれるべきである。 - CCF - 試験及び保守によるアンアベイラビリティ - 系統の運転に影響する起因事象発生前及び後の HFE - 系統を誤動作させる故障した計装系による信号 - 系統を起動するために必要な自動信号及び運転員操作 - 人が介入することによる系統又はトレン間の従属性 - ET 上で系統をモデル化する際は、点推定値で考慮できなければ、詳細な系統モデルを作成すべきである。
PRA が備える べき属性	系統が緩和機能を果たすために必要な全ての機器及び重要なそれら故障モードを含む系統モデルの詳細さ
備考	- 相対的に低い故障確率を持つものを除いて、系統の運転に必要な全ての機器が系統モデルに含まれるべきである。 - 運転員操作など他の危険因子が支配的であると系統の機器を考慮しない場合がある。配管及びその破損は一般的に考慮されない。

表 5.1.14 サポート要件 SY-A7 への適合例及び不適合例

Table 5.1.14 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-A7

SR No.	SY-A7
CC-I/II への不適合例	
- 作成された EDG 及びそのサポート系のモデルの詳細さが不十分である。例えば、デイトンク容量により許容されるよりも長い EDG の運転時間が必要な場合に、給油ポンプ、デイトンク内油高さ、共用のディーゼル燃料油貯蔵タンクといった EDG への給油に関する設備がモデル化されていない。 - システムの故障モードとして機器の単一故障のみが考慮されている。	
CC-I/II に適合かつ CC-III に不適合である例	
RPS における制御棒、スクラム排出容器（以下「SDV」という。）、スクラムパイロット弁及びスクラム弁の機械的な故障モードを考慮するために、詳細なモデル化を行わずデータが用いられている。	
CC-III への適合例	
詳細なモデル化により、システムが緩和機能を果たすために必要で、システムのアンアベイラビリティに大きく寄与する故障モードを持つ全ての機器が考慮されている。	
備考	
タンクなどに水を補給するシステムは、リスクへの寄与がわずかであるために、従来、詳細にはモデル化されない。場合によっては、PCS における静的故障モードは詳細には考慮されないことがある。	

A.5.1.8 機器を構成する部品の範囲の定義（SY-A8）

表 5.1.15 サポート要件 SY-A8 に関する米国専門家の知見

Table 5.1.15 U.S. Expert Insights on SR SY-A8

SR No.	SY-A8
PRA レビューの視点	• PRA においてある機器を構成する部品の範囲（以下「機器範囲」という。）を定義し、機器範囲が、機器故障データの収集及び機器故障率の計算で用いるものと一致していなければならない。 • 他の機器と共有する範囲は、従属性を考慮するために個別にモデル化すべきである。
PRA が備えるべき属性	• 系統モデルにおける機器範囲とデータ解析に用いられる機器範囲との整合性
備考	• データ解析及びシステム解析の間のそごを避けるために、機器範囲を明確に文書化することが重要である。

表 5.1.16 サポート要件 SY-A8 への適合例及び不適合例

Table 5.1.16 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-A8

SR No.	SY-A8
サポート要件への適合例	
• 系統モデルで考慮される機器範囲が、データ解析で定義された機器範囲と整合している。（図 5.1.6 参照） • 機器範囲は、機器故障率及び CCF パラメータを算出するデータ解析において、明確かつ適切に文書化されている。 • 系統モデルでモデル化された故障モードは、データ解析で評価されたものと整合している。 • モデル化された機器の故障モードは、従来考慮される故障モードと整合している。 • モデル化された機器の故障モードは、機器に起こり得るものであり、系統が劣化又は緩和機能を果たせなくなる全ての故障モードを網羅している。	
サポート要件への不適合例	
• ポンプの故障データ解析では遮断器をポンプの機器範囲に含めているが、系統モデルにおいては、ポンプの故障及び遮断器の故障が個別の基事象として考慮されている。（図 5.1.7 参照） • 機器範囲が適切に文書化されていない。 • モデル化された機器の故障モードは、必ずしも発生する可能性がある全ての故障モードを網羅しているわけではない。	

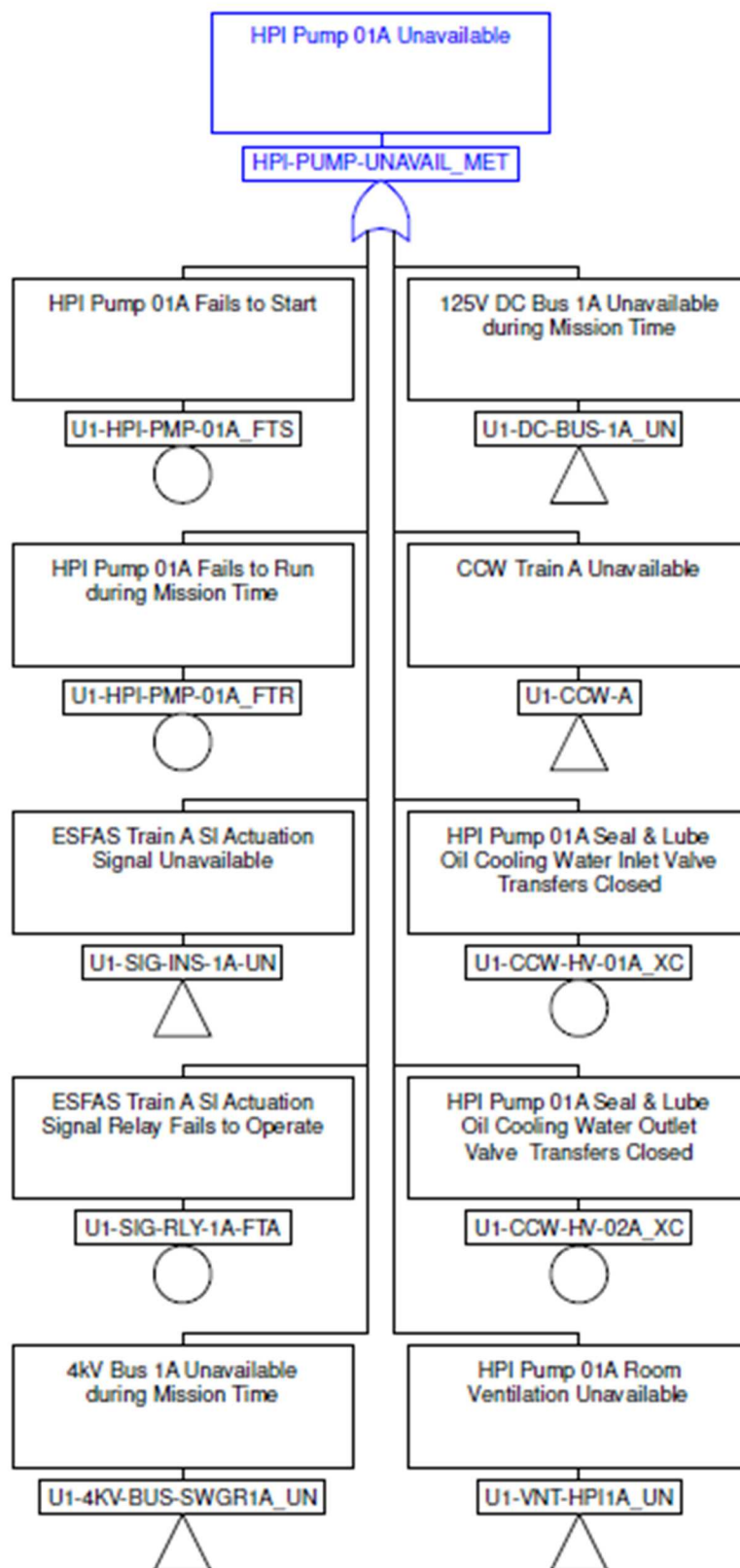


図 5.1.6 サポート要件 SY-A8 への適合例

Figure 5.1.6 Example of Meeting SR SY-A8

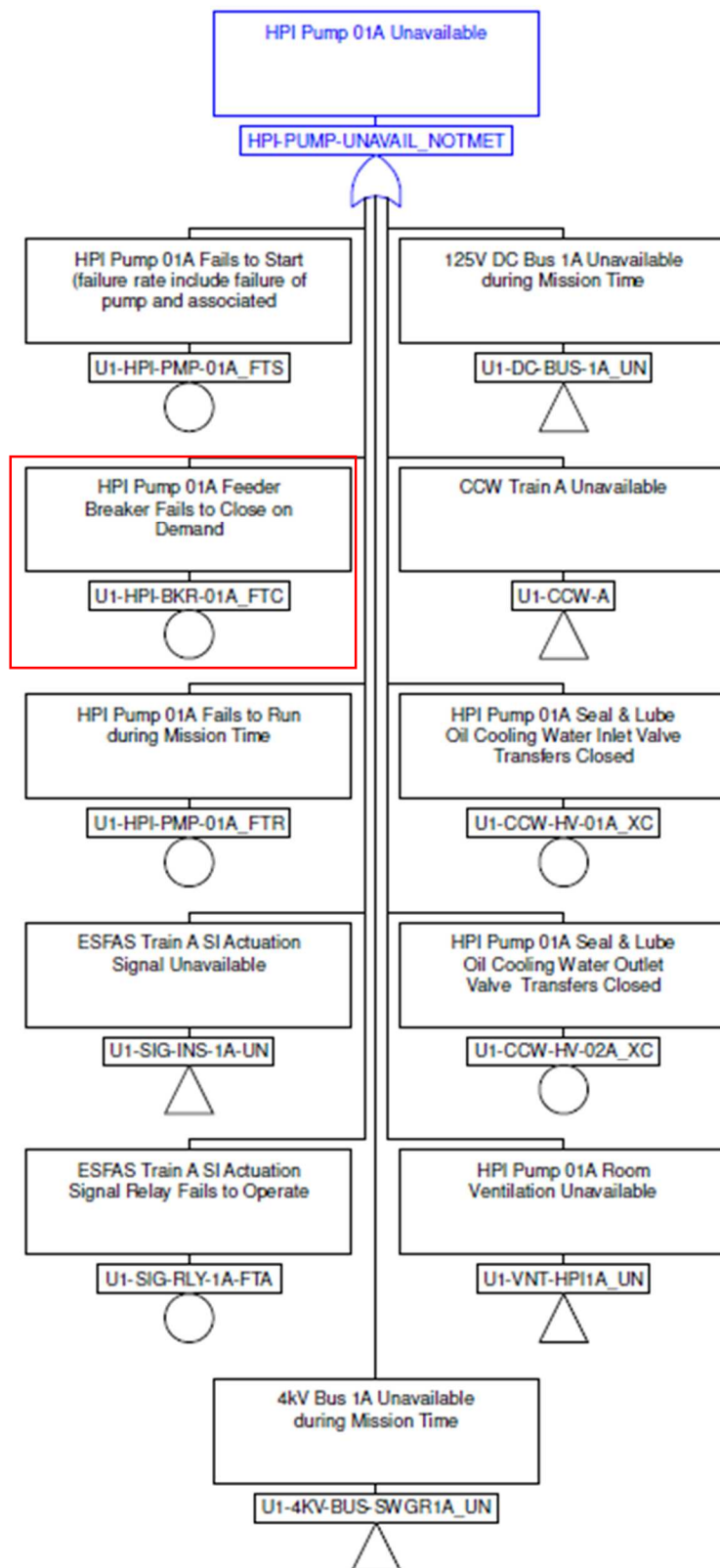


図 5.1.7 サポート要件 SY-A8 への不適合例

Figure 5.1.7 Example of Not Meeting SR SY-A8

A.5.1.9 スーパーコンポーネント又はモジュールの活用 (SY-A9)

表 5.1.17 サポート要件 SY-A9 に関する米国専門家の知見

Table 5.1.17 U.S. Expert Insights on SR SY-A9

SR No.	SY-A9
PRA レビューの視点	- 複数の機器の故障をまとめて一つの基事象としてモデル化したスーパーコンポーネント又はモジュール（以下「スーパーコンポーネント等」という。）が用いられることがある。 - スーパーコンポーネント等は、例えば、AMSAC といった重要な機能、CCF 及び起因事象 FT のモデル化において用いるために作成される場合がある。 - スーパーコンポーネント等の形式で機器がまとめられる場合、復旧、運転員操作への従属性、排反事象、CCF、他の系統又は FT への従属性をスーパーコンポーネント等は考慮することができない。共有する設備及び FT 上の他の部分と共有された機能的従属性も考慮することができない。 - スーパーコンポーネント等は、独立したサブツリーについてのみ用いるのがよい。
PRA が備えるべき属性	スーパーコンポーネント等に復旧可能性が異なるものやその外の事象に従属するものが含まれない
備考	スーパーコンポーネント等に含まれる基事象が追跡可能であることが、ユーザー及びレビューアに明らかでなければならない。

表 5.1.18 サポート要件 SY-A9 への適合例及び不適合例 (1/2)

Table 5.1.18 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-A9 (1/2)

SR No.	SY-A9
サポート要件への適合例	
個々の基事象に展開する必要がない機器をスーパーコンポーネントとしてまとめることは容認可能である。 <pre> graph TD A[Failure of Both Injection Path FAILURE-BOTH_INJPATHS] --- B[Injection Path A Fails INJPATH-A FAIL] A --- C[Injection Path B Fails INJPATH-B FAIL] B --- D[MOV 1A Fails to Open U1-HPI-MOV-1A_FTO] B --- E[CCF - both MOVs 1A and 1B Fail to Open U1-HPI-MOV-CCF1AB_FTO] C --- F[MOV 1B Fails to Open U1-HPI-MOV-1B_FTO] C --- G[CCF - both MOVs 1A and 1B Fail to Open U1-HPI-MOV-CCF1AB_FTO] </pre> 図 5.1.8 サポート要件 SY-A9 への適合例 Figure 5.1.8 Example of Meeting SR SY-A9	

表 5.1.18 サポート要件 SY-A9 への適合例及び不適合例 (2/2)

Table 5.1.18 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-A9 (2/2)

SR No.	SY-A9
サポート要件への不適合例	
SSIE の FT 及び事故の緩和に係るサポート系の FT には同一の機器が関わることから、モジュールを用いて SSIE の FT をモデル化すべきではない。同様に、同一の CCF 事象をモデル化する際に個別のモジュールを用いるべきではない。	
The diagram is a fault tree for the event 'Failure of Both Injection Path' (top box). Below it is the event 'FAILURE-BOTH_INJPATHS'. This event is connected via an AND gate to two intermediate events: 'Module A Fails' and 'Module B Fails'. Below 'Module A Fails' is a box labeled 'MODULE_A' (highlighted in red), which is connected via an OR gate to two events: 'MOV 1A Fails to Open' and 'CCF - both MOVs 1A and 1B Fail to Open'. Below 'Module B Fails' is a box labeled 'MODULE_B' (highlighted in red), which is connected via an OR gate to two events: 'MOV 1B Fails to Open' and 'CCF - both MOVs 1A and 1B Fail to Open'. At the bottom, there are four basic events, each in a box with a circle below it: 'U1-HPI-MOV-1A_FTO' (under MOV 1A), 'U1-HPI-MOV-CCF1AB_FTO' (under CCF for both, highlighted in red), 'U1-HPI-MOV-1B_FTO' (under MOV 1B), and another 'U1-HPI-MOV-CCF1AB_FTO' (under CCF for both, highlighted in red).	
図 5.1.9 サポート要件 SY-A9 への不適合例	
Figure 5.1.9 Example of Not Meeting SR SY-A9	

A.5.1.10 変化する成功基準の影響に関する系統モデルにおける考慮 (SY-A10)

表 5.1.19 サポート要件 SY-A10 に関する米国専門家の知見

Table 5.1.19 U.S. Expert Insights on SY-A10

SR No.	SY-A10
PRA レビューの 視点	- 以下の理由により変化する成功基準を考慮する必要がある。 (a) 事故シーケンス（例えば、過渡事象と LOCA、SLOCA と LLOCA で注水に関する要件は異なる。） (b) 他の機能の成功への従属性（例えば、サービスウォーター系で必要なポンプの数は、不要なトレンの隔離の成功に依存する。また、TDAFW 及び RCP 封水の成功に依存して SBO 時の事故進展の時間は異なり、外部電源の復旧及び HEP に影響する。） (c) 事故シーケンスの早期であるか晩期であるか（CRD による RPV への注水については、短期間の注水（ポンプ 2 台）、格納容器除熱機能喪失が発生した事故シーケンスにおける長期間の注水（ポンプ 1 台）及び過渡事象発生当初における HPCS 若しくは HPCI 又は RCIC による長期間の高圧注水に応じて成功基準が異なる。） (d) 単一号機又は複番号機へ供給する系統か（例えば、冷却水や計装用空気を単一号機又は隣接する二つの号機に供給するかどうか。）
PRA が備えるべき属性	- 実際のプラント応答を反映する現実性 - 様々に変化する事故時の条件に基づいた系統の成功基準
備考	系統の成功基準は、例えば、ポンプの数や運転員操作のタイミングといった事故シーケンス上の要件と整合しなければならない。

表 5.1.20 サポート要件 SY-A10 への適合例及び不適合例

Table 5.1.20 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-A10

SR No.	SY-A10
サポート要件への適合例	
- 蓄電池及び充電器は共に必要なものとして（OR ゲートを用いて）モデル化されている。例えば 2 時間といった使用可能時間においてのみ、蓄電池を直流電源として用いることができる。蓄電池は使命時間全体において直流電源を提供することはできず、充電器もそのみで設備に十分な電流を供給できない。（図 5.1.10 参照） - SRV 開固着の FT は、過渡時に開く SRV の数に応じて作成されている。 - BWR の SLCS 及び PWR の蓄圧注入系の成功基準については、ホウ酸水注入を達成するために必要な時間と整合した使命時間のみが要件化されている。	
サポート要件への不適合例	
- 全ての事故シナリオにおいて、使命時間全体で、蓄電池と充電器それぞれが遮断器制御のための直流電源として活用できるとされている。（図 5.1.10 参照） - SRV 開固着の FT は、過渡時に開く SRV の数に応じて作成されていない。 - 重要な事故シナリオについて成功基準が過度に保守的でないことを保証するような参考情報や計算結果は提示されていない。	

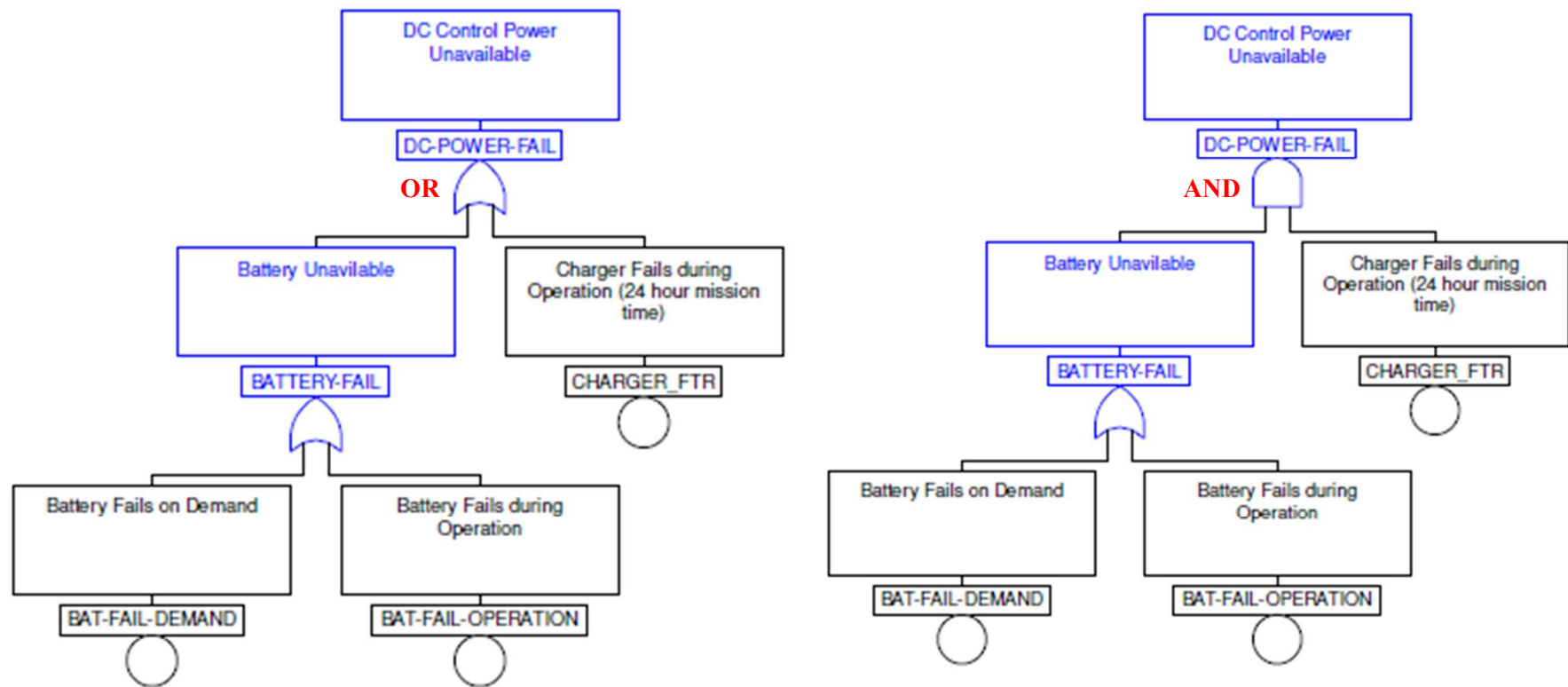


図 5.1.10 サポート要件 SY-A10 への適合例（左）及び不適合例（右）

Figure 5.1.10 Examples of Meeting (left) and Not Meeting (right) SR SY-A10

A.5.1.11 機器故障の考慮 (SY-A11)

表 5.1.21 サポート要件 SY-A11 に関する米国専門家の知見

Table 5.1.21 U.S. Expert Insights on SY-A11

SR No.	SY-A11
PRA レビューの視点	- 故障により系統の動作性に影響し、系統のアンアベイラビリティに大きく寄与し得る機器をモデル化すべきである。 - 系統の動作に必要な全ての機器を系統モデルに含めるべきであるが、相対的に低い故障確率を持つ機器のみ除外できる。 - 例えば配管破損、手動弁の開失敗又は誤失敗といった系統のアンアベイラビリティへの寄与が小さい静的機器の故障モードは、系統モデルから除外できることがある。CDF に影響しない静的機器の故障は FT においてモデル化する必要がない。 - CDF に影響し得る静的機器を反映するように系統モデルを詳細にすべきである。
PRA が備えるべき属性	- 系統のアンアベイラビリティに大きく寄与する機器の網羅性 - 実際の設計、建設状況及び運転を反映するプラント固有性
備考	- 系統モデルにおいて考慮するために発生する可能性がある関連する機器の故障モードは、全てレビューすべきである。動作性や相対的に低い故障確率に基づいてのみ機器の故障モードを除外すべきである。 - 系統の緩和機能を劣化又は失敗させ、系統のアンアベイラビリティに大きく寄与する全ての機器を系統モデルにおいて考慮すべきである。

表 5.1.22 サポート要件 SY-A11 への適合例及び不適合例 (1/2)

Table 5.1.22 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-A11 (1/2)

SR No.	SY-A11
サポート要件への適合例	
• BWR における機械的なスクラム失敗に関する RPS モデルにおいて、SDV 弁の故障及び制御棒の機械的な固着がモデル化されている。 • 例えば IAS や SLCS といった系統について、流量の逸脱や系統圧力の喪失を引き起こし得る安全弁又は逃し弁の誤開がモデル化されている。 • PORV 及び SRV の再閉止失敗が系統モデルにおいて考慮されている。 • 安全系及び非安全系の機器が両方ともモデル化されている。 • ストレーナ又はスクリーンの閉塞がモデル化されている。 • 系統モデルには、ADS 弁及びその蓄圧器などの ADS 弁への空気供給機器が含まれている。 • BWR の ECCS ポンプの吐出圧力に係るインターロックが、その系統モデルに含まれている。	
サポート要件への不適合例	
• BWR における機械的なスクラム失敗に関する RPS モデルにおいて、SDV 弁の故障のみが考慮され、より発生のある可能性のある制御棒の機械的な固着がモデル化されていない。 • 例えば IAS といった系統について、流量の逸脱や系統圧力の喪失を引き起こし得る安全弁又は逃し弁の誤開が考慮されていない。また、それら弁の再閉止失敗も考慮されていない。 • PORV 及び SRV の再閉止失敗が系統モデルにおいて考慮されていない。 • 非安全系の機器がモデル化されていない。 • ストレーナ又はスクリーンの閉塞がモデル化されていない。 • 系統モデルには、ADS 弁及びその蓄圧器などの ADS 弁への空気供給機器が一部だけモデル化されている。 • BWR の ECCS ポンプの充てん圧力に関するインターロックが系統モデルで考慮されていない。当該インターロックは、自動的に減圧されるかどうかに影響する。	

表 5.1.22 サポート要件 SY-A11 への適合例及び不適合例 (2/2)

Table 5.1.22 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-A11 (2/2)

SR No.	SY-A11
備考	
• 系統モデルには、産業界で見られる一般的な機器の故障モード及び系統の運転経験に基づいたプラント固有の機器の故障モードの両方を含めるべきである。	

A.5.1.12 事故の緩和に有効な機器の故障や破損の除外（SY-A12）

表 5.1.23 サポート要件 SY-A12 に関する米国専門家の知見

Table 5.1.23 U.S. Expert Insights on SR SY-A12

SR No.	SY-A12
PRA レビューの 視点	PRA のモデル化においては、事故の緩和に有効となるような機器の故障や破損に期待すべきではない。例えば、計装機器の故障により事故の緩和に有効となる起動信号の誤発信を考慮すべきではない。
PRA が備えるべき属性	事故の緩和における有効性が明確ではない故障や破損の除外
備考	事故の緩和における有効性が明確ではない故障や破損は、システムモデルに含めてはいけない。

表 5.1.24 サポート要件 SY-A12 への適合例及び不適合例

Table 5.1.24 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-A12

SR No.	SY-A12
サポート要件への適合例	
• AOV 及び SOV について、電源喪失時の安全な状態への移行の失敗が考慮されている。	
サポート要件への不適合例	
• 例えば、隔離弁の動作信号をモデル化しないなど、不具合発生時の安全な状態への移行に期待している。	
備考	
• AOV 及び SOV の隔離弁については、動作信号をモデル化する必要がある。電源がある場合に動作信号がなければ、これら弁については事故時の状態へ変わらない。電源が喪失した場合、例えば固着により、これら弁が安全な状態への移行に失敗する可能性がある。	

A.5.1.13 流量の逸脱を引き起こす故障の考慮 (SY-A13)

表 5.1.25 サポート要件 SY-A13 に関する米国専門家の知見

Table 5.1.25 U.S. Expert Insights on SR SY-A13

SR No.	SY-A13
PRA レビューの視点	流量の逸脱は、従来、10%以上逸脱する可能性のある場合にモデル化される。流量が逸脱する流路と圧力が同様の条件である場合、10%の逸脱は、おおむね、流路である配管径の 1/3 に相当する。
PRA が備えるべき属性	系統が成功基準を満たすことができない流量の逸脱のモデル化
備考	- 流量の逸脱は、成功基準を満たすことができなくなるほど系統の性能を低下させる可能性がある。 - 系統のアンアベイラビリティに寄与する他の因子と比較して発生する可能性が小さければ、流量の逸脱は無視することができる。例えば、成功基準を満たせなくなる流量の逸脱が発生するためには、複数の手動弁又は MOV の誤開が必要な場合がある。

表 5.1.26 サポート要件 SY-A13 への適合例及び不適合例

Table 5.1.26 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-A13

SR No.	SY-A13
サポート要件への適合例	
- 配管径及び実際の圧力及び流量条件の両方に基づいて流量を逸脱させる可能性がある流路がスクリーニングされている。 - ヘッダー付きの冗長性のある系統において、1 つのトレンでの流量供給の失敗に関して、当該トレンでの故障だけでなく以下の項目のような、他のトレンにおける吐出側逆止弁の故障や逆流による流量の逸脱が一貫して考慮されている。（図 5.1.11 参照） (a) 運転中トレンにおけるポンプの故障とその吐出側逆止弁の閉失敗の重畳による待機側トレンによる流量供給の失敗 (b) 待機側トレンにおける吐出側逆止弁の大きな逆流リーク又はその閉失敗による運転中トレンによる流量供給の失敗 - 流量の逸脱を発生させる可能性があるものとして、逃し弁の誤開が系統モデルにおいて考慮されている。 - 水源の切替失敗のモデル化において、PWR では RWST と格納容器サンプとの間での、BWR では CST と圧力抑制プール間での流量の逸脱が系統モデルで考慮されている。故障モードとして、RWST 又は CST からの取水のための配管上の弁の故障が考慮されている。	
サポート要件への不適合例	
- 流量を逸脱させる可能性がある流路が、実際の圧力及び流量条件を考慮することなく、配管径のみに基づいてスクリーニングされている。 - ヘッダー付きの冗長性のある系統において、1 つのトレンでの流量供給の失敗に関して、当該トレンでの故障だけでなく、他のトレンにおける吐出側逆止弁の故障や逆流による流量の逸脱が考慮されていない。（図 5.1.12 参照） - RCIC、HPCI 又は HPCS に関して、圧力抑制プールへの水源の切替え失敗のモデル化において、故障モードとして CST からの取水のための配管上の弁の故障が考慮されていない。当該故障モードにより RCIC、HPCI 又は HPCS の喪失に至ることはないという正当性は示されていない。	

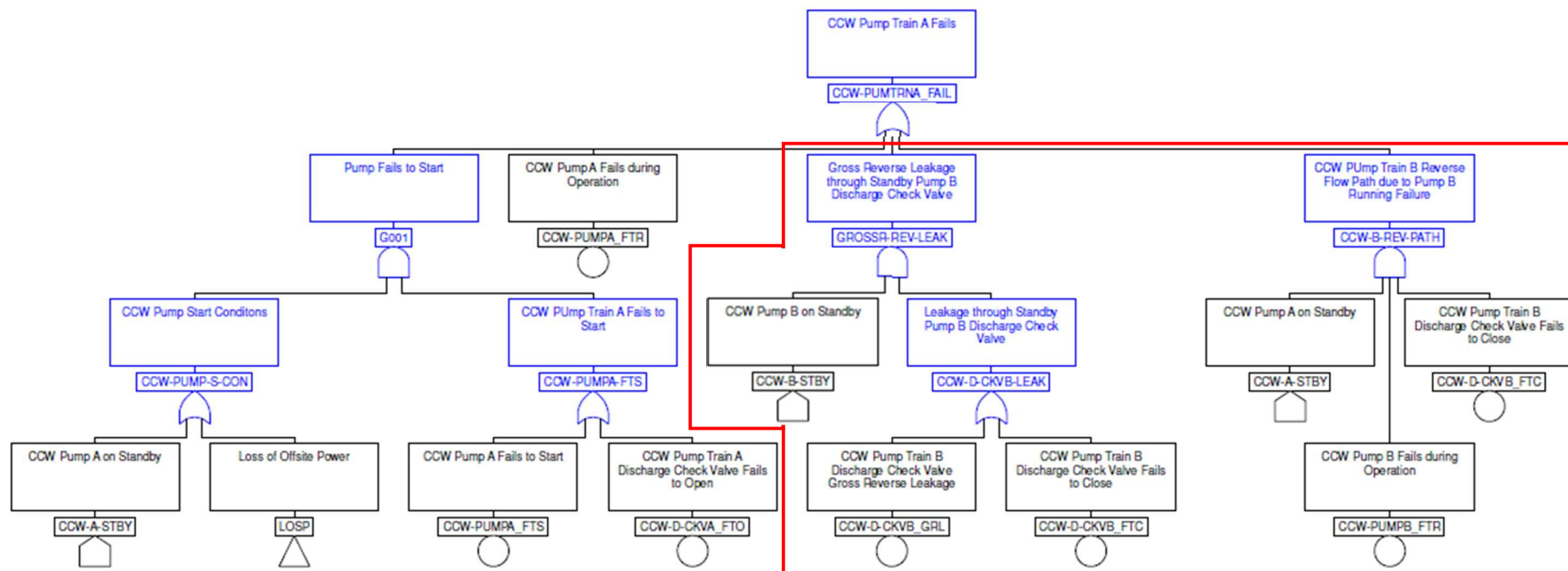


図 5.1.11 サポート要件 SY-A13 への適合例

Figure 5.1.11 Example of Meeting SR SY-A13

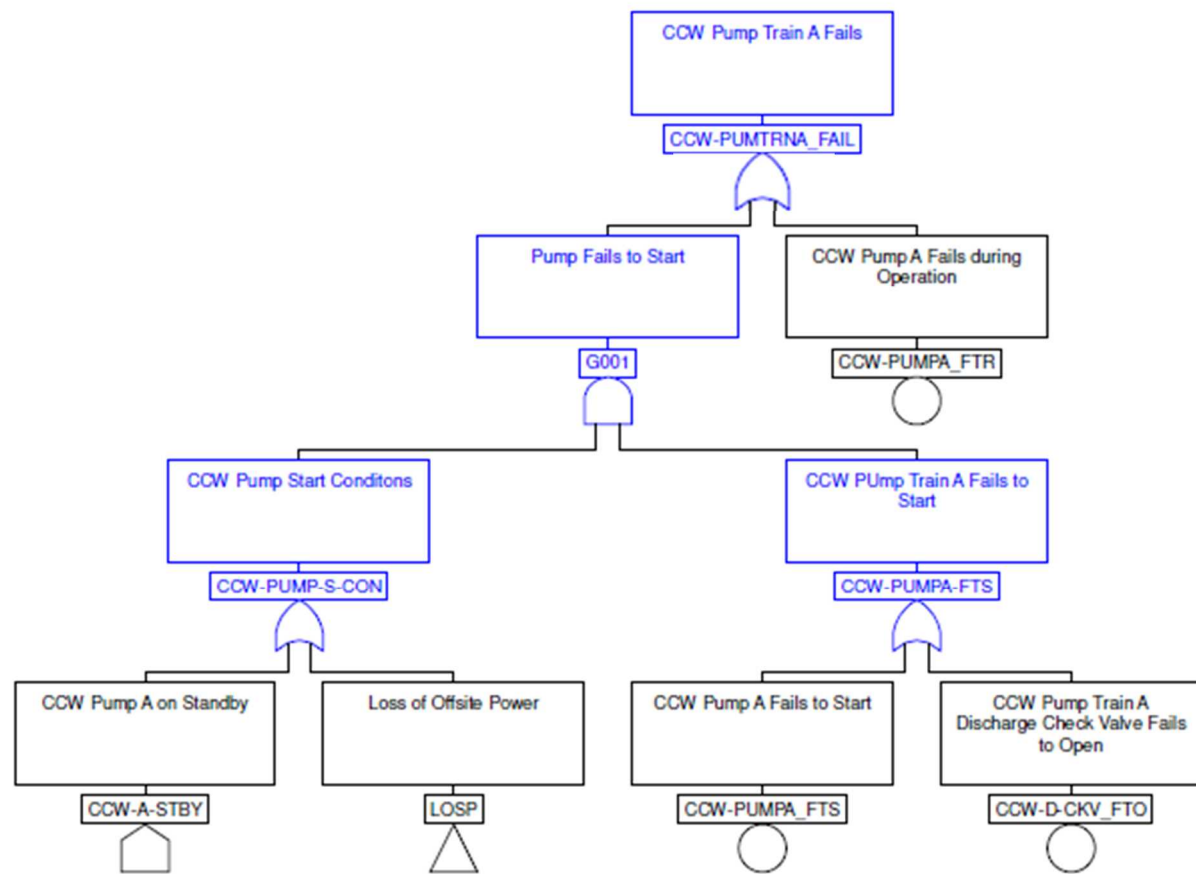


図 5.1.12 サポート要件 SY-A13 への不適合例

Figure 5.1.12 Example of Not Meeting SR SY-A13

A.5.1.14 事故の緩和機能喪失又は起因事象の発生への寄与に関する全ての故障モードの検討 (SY-A14)

表 5.1.27 サポート要件 SY-A14 に関する米国専門家の知見

Table 5.1.27 U.S. Expert Insights on SR SY-A14

SR No.	SY-A14
PRA レビューの視点	- 事故の緩和機能喪失又は起因事象の発生に寄与する全ての故障モードをシステム解析で検討すべきである。 - システム解析では、産業界で見られる一般的な故障モード及びプラント固有の故障モードの両方を考慮すべきである。 - システムのモデルに含めるかに関して、全ての発生する可能性がある関連する故障モードをレビューすべきである。故障モードは、機器の運転状況や故障モードの発生確率が相対的に低いことに基づいて除外すべきである。 - プラント固有の故障モードが見られた場合には、システムモデルにおいてモデル化すべきである。
PRA が備えるべき属性	システムのアンアベイラビリティ及びアンリライアビリティへの寄与因子の網羅性
備考	定量化で用いられる一般的又はプラント固有データとモデル化される故障モードは整合していなければならない。

表 5.1.28 サポート要件 SY-A14 への適合例及び不適合例 (1/2)

Table 5.1.28 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-A14 (1/2)

SR No.	SY-A14
サポート要件への適合例	
- ポンプ、ファン、空気圧縮機、ディーゼル発電機などの動的機器に関して、故障モード「起動失敗」及び「継続運転失敗」がモデル化されている。 - MOV、AOV、電磁弁、電動ダンパー、空気作動ダンパー、逆流防止ダンパーなどの機器に関して、故障モード「要求時開失敗」、「閉維持失敗」、「要求時閉失敗」及び「開維持失敗」がモデル化されている。 - 手動弁に関して、故障モード「閉維持失敗」、「開維持失敗」及び「閉塞」がモデル化されている。 - 逃し弁、安全弁、PORV、逃し安全弁などの機器に関して、故障モード「誤開」がモデル化されている。 - 遮断器に関して、故障モード「要求時開失敗」、「閉維持失敗」、「要求時閉失敗」及び「開維持失敗」がモデル化されている。 - ヒューズに関して、故障モード「誤開」がモデル化されている。 - リレーに関して、故障モード「要求時動作失敗」及び「誤動作」がモデル化されている。 - センサ及びトランスミッタ、増幅器、論理回路、開閉装置、母線、モータコントロールセンタ、分電盤、充電器などの機器に関して、故障モード「動作中の故障」がモデル化されている。 - 蓄電池に関して、故障モード「要求時故障状態」及び「使用中の故障」がモデル化されている。(図 5.1.13 参照) - フィルタ及びストレーナに関して、故障モード「閉塞」がモデル化されている。 - 逆止弁に関して、故障モード「内部リーク」、「外部リーク」、「開失敗」及び「閉失敗」がモデル化されている。 - 熱交換器に関して、故障モード「外部リーク」、「伝熱管破損」及び「閉塞」がモデル化されている。 - タンク及び換気空調ダクトに関して、故障モード「破損」及び「リーク」がモデル化されている。 - 起因事象発生前 HFE がモデル化されている。	

表 5.1.28 サポート要件 SY-A14 への適合例及び不適合例 (2/2)

Table 5.1.28 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-A14 (2/2)

SR No.	SY-A14
サポート要件への不適合例	
• 故障モードとして、事故の緩和機能喪失又は起因事象の発生に寄与するか検討されていないものがある。例えば、以下を検討していない。 - 海藻、クラゲなどによる取水口の閉塞 - 例えば AFW に関して、水位制御用の弁の流量調整機能故障モードが、適切な故障データを用いてモデル化されていない。 - 例えば LOOP 事象が発生後に直流電源が急に必要となった場合の蓄電池の要求時故障状態（図 5.1.13 参照） - 安全弁又は逃し弁の誤開及び開固着による再閉止失敗 - 逆止弁の開維持失敗 - ポンプ停止時における遮断器の要求時開失敗 - LOOP 事象後の通常時運転されている機器の再起動失敗 - 格納容器ベント中のベント配管の破損	

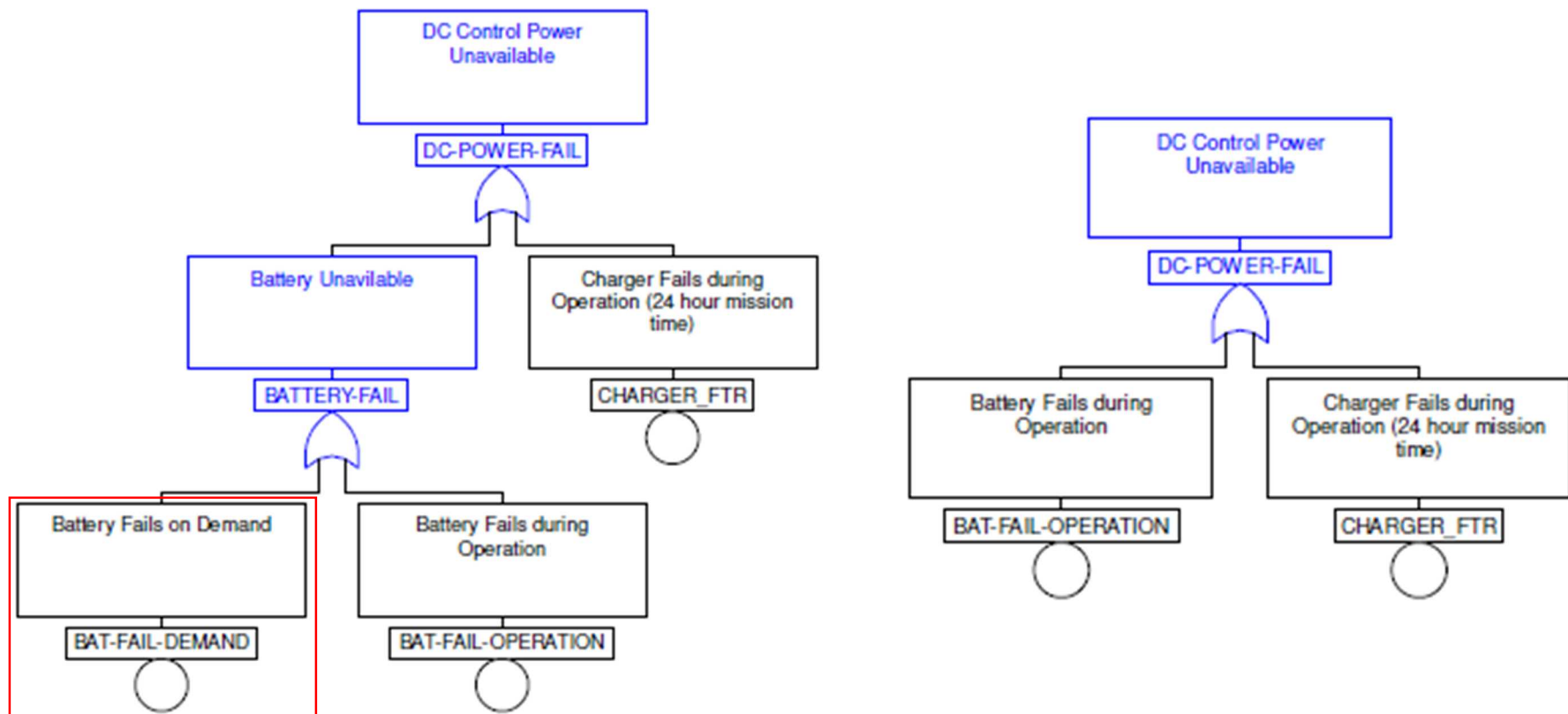


図 5.1.13 サポート要件 SY-A14 への適合例（左）及び不適合例（右）

Figure 5.1.13 Examples of Meeting (left) and Not Meeting (right) SR SY-A14

A.5.1.15 系統のアンアベイラビリティ及びアンリライアビリティへの寄与因子の除外 (SY-A15)

表 5.1.29 サポート要件 SY-A15 に関する米国専門家の知見

Table 5.1.29 U.S. Expert Insights on SR SY-A15

SR No.	SY-A15
PRA レビューの視点	故障モードは、相対的に故障確率が小さい若しくは系統の全故障確率の 1%未満という判断基準に適合する場合又は系統の緩和機能を劣化させないことなど適切に正当性が示された場合に、系統モデルから除外できる。
PRA が備えるべき属性	重要な系統のアンアベイラビリティ及びアンリライアビリティへの寄与因子の網羅性
備考	系統モデルにおいて機器、故障モード及びその他の系統のアンアベイラビリティの原因を考慮するかどうかの判断基準が設けられている。

表 5.1.30 サポート要件 SY-A15 への適合例及び不適合例

Table 5.1.30 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-A15

SR No.	SY-A15
サポート要件への適合例	
系統モデルから除外された機器及び故障モードは、サポート要件 SY-A15 で規定された判断基準に適合していることの正当性が示されており、適切に文書化されている。	
サポート要件への不適合例	
- いくつかの故障モードを除外していることを適切に文書化していない。 - 流量の逸脱 - 例えば計装系について、信号発信失敗、動作失敗、誤信号発信及び誤動作 - 動的機器の誤動作 - 動的機器や静的機器の閉塞、リーク又は破損 - 特に数ヶ月以上見つからない可能性がある待機機器の故障に関する、機器の閉（又は開）維持失敗（長期間故障状態にある可能性がある手動弁の故障について適切に正当性が示されずに除外されている。）	
備考	
機種に基づき除外された機器及び通常考慮されるが除外した故障モードを適切に文書化すべきである。	

A.5.1.16 起因事象発生前人的過誤事象（HFE）の考慮（SY-A16）

表 5.1.31 サポート要件 SY-A16 に関する米国専門家の知見

Table 5.1.31 U.S. Expert Insights on SR SY-A16

SR No.	SY-A16
PRA レビューの視点	起因事象発生前 HFE は、事故の緩和に必要な系統のアンリライアビリティにつながる可能性があり、当該 HFE を特定し、スクリーニングし、系統モデルにおいて考慮すべきである。
PRA が備えるべき属性	- 系統のアンリライアビリティへの寄与因子の網羅性 - 系統の機能に影響する人的過誤の系統モデルにおける網羅性
備考	起因事象発生前 HFE は、系統の運転及び試験手順書の体系的レビューによって特定されるべきである。当該 HFE には、弁の誤整備、計装機器の誤較正などが含まれる。

表 5.1.32 サポート要件 SY-A16 への適合例及び不適合例

Table 5.1.32 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-A16

SR No.	SY-A16
サポート要件への適合例	
- 発生する可能性がある起因事象発生前 HFE を特定するために、全ての系統の運転及び試験手順書が体系的にレビューされている。 - 例えば AFW タービン駆動ポンプに関連した吸込側の弁、流量調整弁に関して、系統の運転及び試験中において又はそれらの後において発生する可能性がある弁の誤整備が特定され、系統モデルにおいて考慮されている。 - 例えば格納容器圧力に関する計装デバイスの誤較正が特定され、系統モデルにおいて考慮されている。 - 計装機器の複数チャネルの誤較正に関して従属性が考慮されている。	
サポート要件への不適合例	
- AFW の弁の誤った開閉状態での配置又は取水のための系統構成の誤りがモデル化されておらず、タービントリップのリセット失敗もモデル化されていない。 - 格納容器圧力チャネルの誤較正を特定しモデル化していない。 - 例えば冗長な計装チャネルの誤較正といった起因事象発生前 HFE における従属性が考慮されていない。 - 発生する可能性がある起因事象発生前 HFE を特定するための体系的なレビューが実施されていない。	
備考	
起因事象発生前 HFE については、系統のアンリライアビリティへの寄与が小さいことから系統モデルに含めないことが合理的であることがあり得る。	

A.5.1.17 起因事象発生後人的過誤事象（HFE）の考慮（SY-A17）

表 5.1.33 サポート要件 SY-A17 に関する米国専門家の知見

Table 5.1.33 U.S. Expert Insights on SR SY-A17

SR No.	SY-A17
PRA レビューの視点	• 起因事象への対応時に用いる EOP、AOP 又は警報発報時対応手順書（以下「ARP」という。）の運転員操作に関連した起因事象発生後 HFE について、ET 上のヘディングとして考慮されていなければ系統モデルにおいて考慮すべきである。起因事象発生後 HFE を特定し、スクリーニングし、モデル化すべきである。 • 系統の機能に影響する起因事象発生前及び起因事象発生後両方の人的過誤を系統モデルにおいて考慮すべきである。
PRA が備えるべき属性	• 系統のアンリライアビリティへの寄与因子の網羅性 • 系統の機能に影響する人的過誤の系統モデルにおける網羅性
備考	• 系統に関する EOP、AOP 及び ARP の体系的レビューによって起因事象発生後 HFE を特定すべきである。機器の手動起動や配備が含まれる。

表 5.1.34 サポート要件 SY-A17 への適合例及び不適合例

Table 5.1.34 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-A17

SR No.	SY-A17
サポート要件への適合例	
- 起因事象発生後 HFE を特定するために、手順書及び関連する手引きの体系的なレビューが実施されている。 - ET 上のヘディングとしてモデル化されておらず、系統の緩和機能を劣化又は失敗させる起因事象発生後 HFE が特定され、系統モデルにおいて考慮されている。	
サポート要件への不適合例	
- ディーゼル発電機建屋の HVAC の復旧が考慮されていない。暫定的に室内冷却機器を設置するための運転員操作が実施されるものとされ、その失敗が PRA で考慮されていない。 - 起因事象発生後 HFE を特定する際に、手順書及び関連する手引きの体系的なレビューが実施されていない。	
備考	
起因事象発生後 HFE については、系統のアンリライアビリティへの寄与が小さいことから系統モデルに含めないことが合理的であることがあり得る。	

A.5.1.18 系統を停止、隔離又は故障させる条件の考慮 (SY-A18)

表 5.1.35 サポート要件 SY-A18 に関する米国専門家の知見

Table 5.1.35 U.S. Expert Insights on SR SY-A18

SR No.	SY-A18
PRA レビューの 視点	• 系統を停止、隔離又は故障させる条件を特定し、系統モデルにおいて考慮しなければならない。例えば、PORV へ計装用空気を供給する空気ヘッダーの格納容器スプレイ信号による隔離、CCWS の格納容器再循環ユニット側の MOV による隔離、タービン排気側圧力が高いことによる RCIC 及び HPCI の喪失、主蒸気配管温度が高い場合の MSIV による隔離などである。
PRA が備えるべき属性	• 系統のアンリライアビリティへの寄与因子の網羅性 • 系統の機能に影響する人的過誤の系統モデルにおける網羅性
備考	• 停止や隔離のための保護信号により、系統は使えなくなる。例えば、RPV 圧力が低い場合にタービン振動から保護するための RCIC 又は HPCI の隔離、RPV 圧力が高い場合に RHR を保護するための RHR の取水配管の隔離、RPV の水位が高いことによる浸水から保護するための原子炉水位レベル 8 信号による RCIC 又は HPCI の停止などがある。

表 5.1.36 サポート要件 SY-A18 への適合例及び不適合例

Table 5.1.36 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-A18

SR No.	SY-A18
サポート要件への適合例	
- 必要な HVAC が系統モデルにおいて考慮されている。 - 機器を誤って停止又は隔離する信号が系統モデルにおいて考慮されている。（図 5.1.14 参照）	
サポート要件への不適合例	
- 必要な HVAC の喪失や HELB の発生による劣悪な環境条件が考慮されていない。 - RCIC のモデル化において、以下の条件が考慮されていない。（図 5.1.15 参照） - 誤った RPV 圧力低信号によるポンプの停止 - 誤った室内温度高信号によるポンプの停止 - RCIC タービン蒸気配管への浸水が起こる原子炉水位レベル 8 での停止失敗 - ドライウェル圧力が高い場合の RCIC 排気側からの逆流防止のための停止	

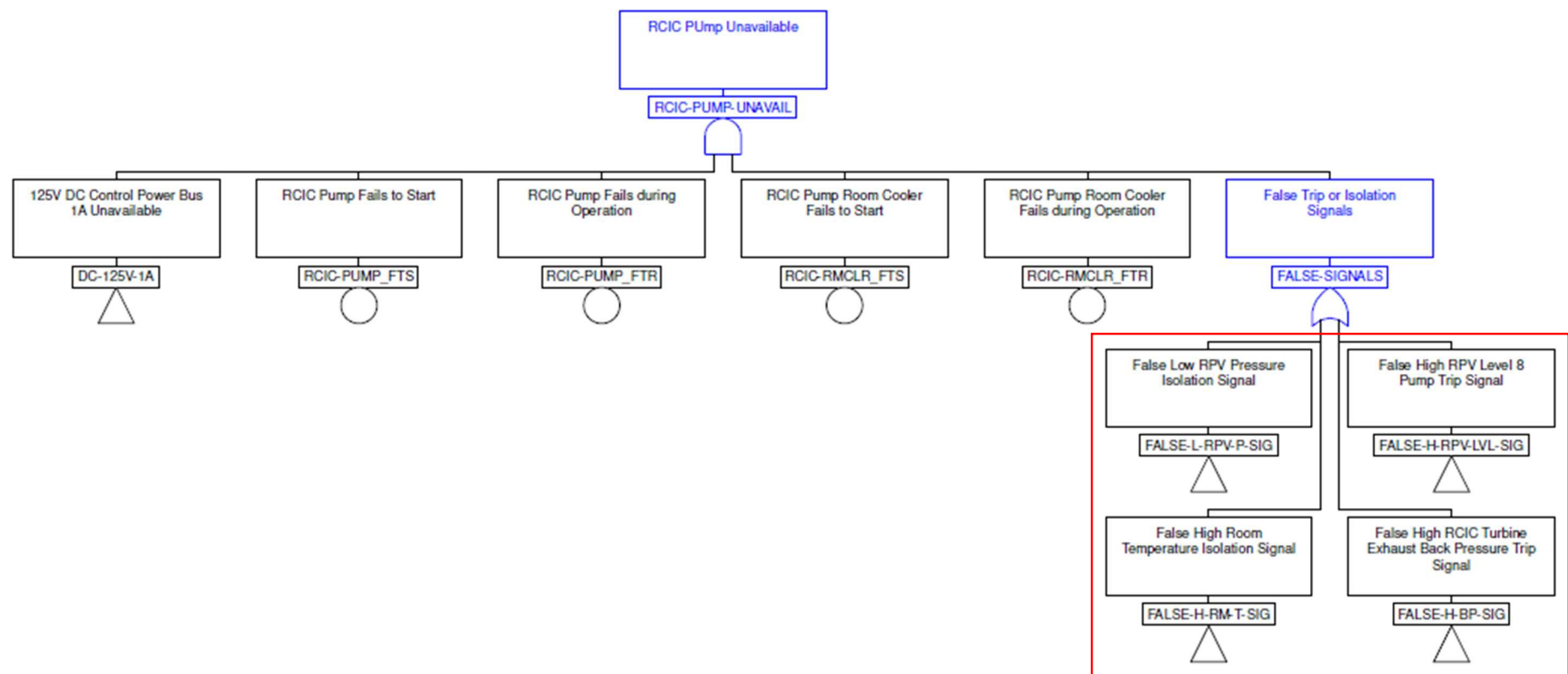


図 5.1.14 サポート要件 SY-A18 への適合例
Figure 5.1.14 Example of Meeting SR SY-A18

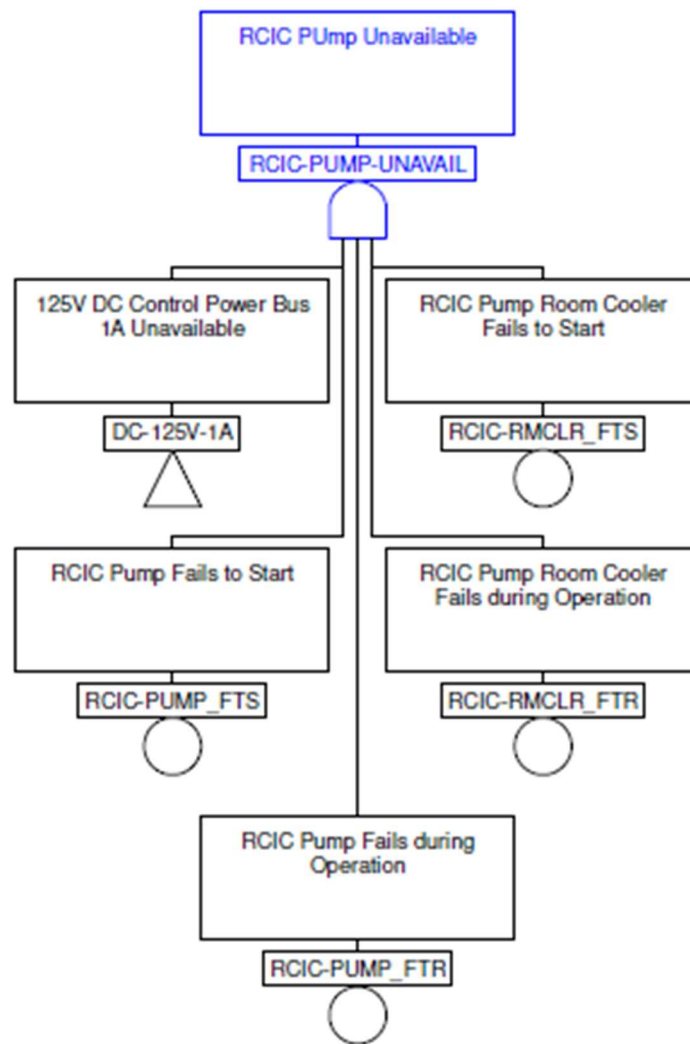


図 5.1.15 サポート要件 SY-A18 への不適合例

Figure 5.1.15 Example of Not Meeting SR SY-A18

A.5.1.19 待機除外によるアンアベイラビリティの考慮 (SY-A19)

表 5.1.37 サポート要件 SY-A19 に関する米国専門家の知見

Table 5.1.37 U.S. Expert Insights on SR SY-A19

SR No.	SY-A19
PRA レビュー の視点	- 試験及び保守の実施に関するレビューを行うべきである。 - 試験手順、関連する試験間隔、試験対象機器、試験期間、及び試験中にシステムが使えるかなどの情報をまとめるのに一番よいのは、包括的なレビューにより試験手順書を要約することである。 - システム又はトレンの重要な機器に関連した、試験によるアンアベイラビリティ及び保守によるアンアベイラビリティをシステムモデルにおいて考慮すべきである。例えば、通常待機状態にある換気用のファンの保守によるアンアベイラビリティ、起動用の計装機器の試験によるアンアベイラビリティ、充電器の保守によるアンアベイラビリティなどが挙げられる。 - 保守によるアンアベイラビリティには、予防保全及び修理（事後保全）によるアンアベイラビリティが含まれる。
PRA が備える べき属性	- システムのアンリライアビリティへの寄与因子の網羅性 - システムの機能に影響する人的過誤のシステムモデルにおける網羅性
備考	システムモデルにおいて試験及び保守によるアンアベイラビリティをそれぞれ考慮することにより、将来的に、試験及び保守に関連したリスク情報の活用が行いやすくなる。

表 5.1.38 サポート要件 SY-A19 への適合例及び不適合例

Table 5.1.38 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-A19

SR No.	SY-A19
サポート要件への適合例	
- 試験により系統の緩和機能が劣化又は使用不能になるかを判断するために、試験手順書の体系的なレビューが実施されている。系統の緩和機能が劣化又は使用不能になる全ての試験によるアンアベイラビリティが系統モデルにおいて考慮されている。 - 出力運転時に実施され、系統の緩和機能が劣化又は使用不能になる全ての保守活動によるアンアベイラビリティが系統モデルにおいて考慮されている。（図 5.1.16 参照）	
サポート要件への不適合例	
- 待機状態にある換気ファン及び充電器の保守によるアンアベイラビリティ並びに起動用計装機器の試験によるアンアベイラビリティが明示的にモデル化されていない。（図 5.1.16 参照） - 空気圧縮機の待機除外時間が考慮されていない。 - 主給水ポンプ、復水ポンプ及び 120V 交流分電盤の保守によるアンアベイラビリティがモデル化されていない。 - 非対称なモデル化により、保守に関連したアンアベイラビリティが全て一方のトレンにおいて考慮されている。基事象及び機器の重要度が影響を受ける。	

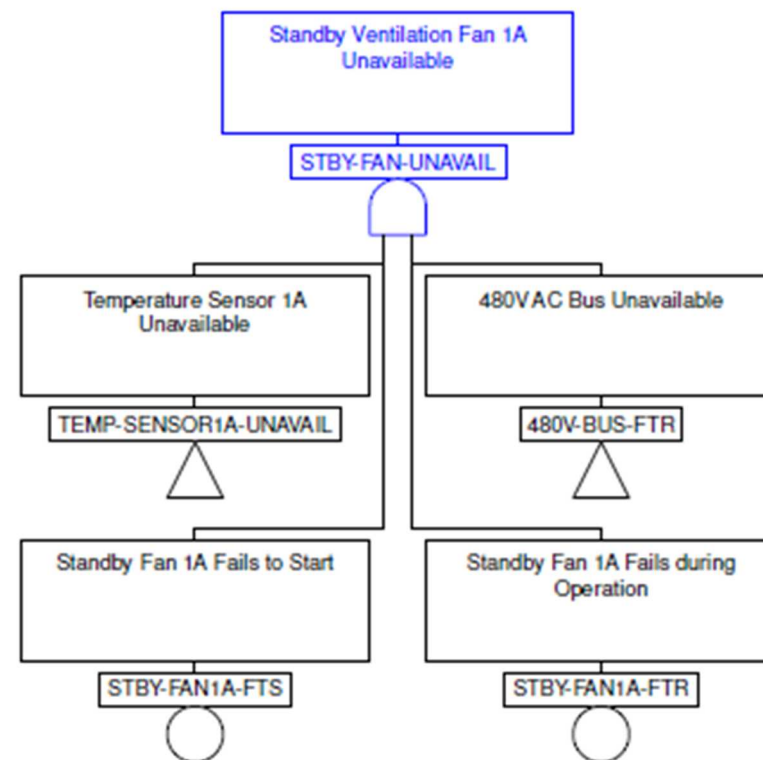
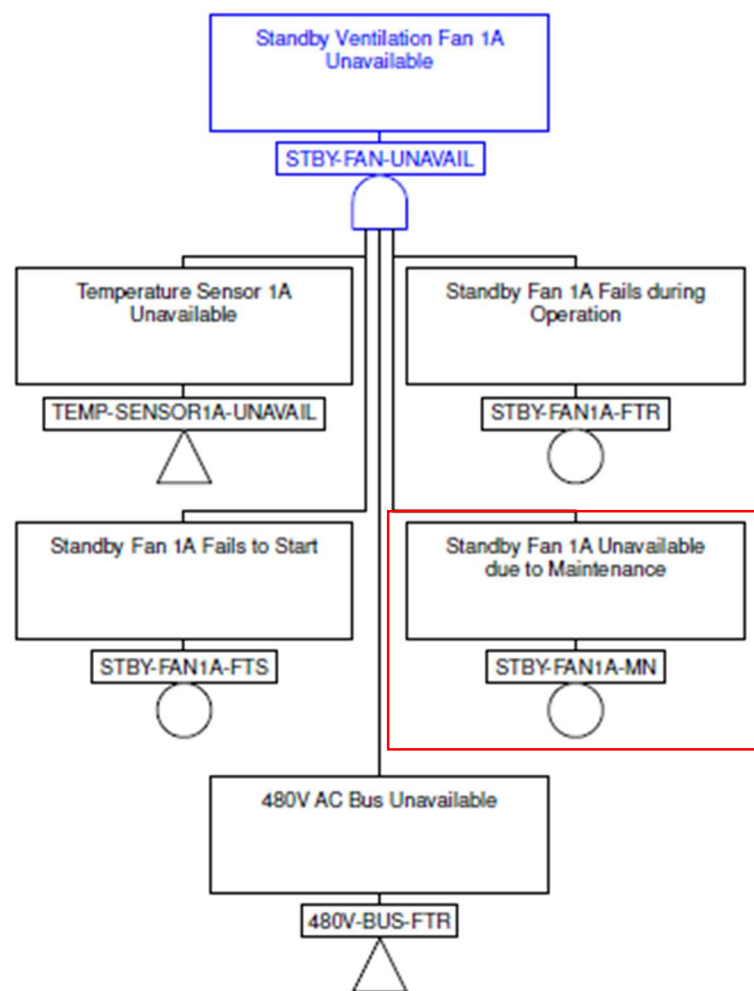


図 5.1.16 サポート要件 SY-A19 への適合例（左）及び不適合例（右）

Figure 5.1.16 Examples of Meeting (left) and Not Meeting (right) SR SY-A19

A.5.1.20 冗長性のある複数機器の同時期における待機除外の考慮 (SY-A20)

表 5.1.39 サポート要件 SY-A20 に関する米国専門家の知見

Table 5.1.39 U.S. Expert Insights on SR SY-A20

SR No.	SY-A20
PRA レビューの 視点	従来、原子力発電所では、冗長性のある機器全ての動作可能性に影響する保守活動は計画されない。通常、計画される保守活動では、異なる系統の類似のトレンが関わる。しかしながら、冗長トレンの一つに予備機器を設置し冗長性のある複数機器を同時期に待機除外とする計画は、可能であり考慮すべきことである。異なる系統の複数トレンにおける機器を同時期に待機除外とする保守活動の計画を考慮すべきである。
PRA が備えるべき属性	比較的大きなリスクへの寄与がある冗長性のある複数機器の同時期における待機除外を実施する保守計画の考慮
備考	大多数の原子力発電所に関しては、従来、異なる複数区分又はトレンにおける冗長性のある複数機器を保守計画に含めることはしない。異なる複数区分における冗長性のある機器の予防保全及び修理を同時期に行うことはある。

表 5.1.40 サポート要件 SY-A20 への適合例及び不適合例

Table 5.1.40 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-A20

SR No.	SY-A20
サポート要件への適合例	
冗長性のある複数機器を同時期に保守することが許容されており過去にそのような保守計画が立てられてきたことから、保守計画による冗長性のある複数機器の同時待機除外が系統モデルにおいて考慮されている。	
サポート要件への不適合例	
例えば AFW の A トレン及び HPI の A トレンのような、異なる系統の類似の区分に属する機器が同時期に待機除外となる保守活動のみがモデル化されている。しかしながら、例えば AFW の A トレン及び HPI の B トレンのような、運転中保全で実施されている異なる系統の異なる区分に属する機器が同時に待機除外となる保守活動が考慮されていない。プラントの運転経験から実施されることが分かっているが、異なる系統において異なる区分が関わる機器の待機除外がモデルに考慮されておらず過小評価の結果となる可能性がある。	

A.5.1.21 系統の機能喪失の原因となる条件の考慮 (SY-A21)

表 5.1.41 サポート要件 SY-A21 に関する米国専門家の知見

Table 5.1.41 U.S. Expert Insights on SR SY-A21

SR No.	SY-A21
PRA レビューの視点	系統が機能を果たせなくなる条件を系統モデルにおいて考慮しなければならない。例えば、HVAC の故障による機械室の冷却喪失により、機器の熱的制限値の超過に至り、電気設備が遮断又は停止し、ポンプの潤滑油冷却喪失、ポンプの封水冷却喪失などを引き起こす。他の例としては、格納容器熱除去の失敗が挙げられる。当該失敗により、高圧安全注水系 (HPSI) 再循環において NPSH 喪失を引き起こす格納容器サンプ水の過熱、並びに急速な減圧による SI 喪失及び格納容器サンプの水の減圧沸騰を引き起こす大きな格納容器破損につながる。
PRA が備えるべき属性	機器の動作に影響する条件の系統モデルにおける考慮
備考	格納容器外主蒸気配管破損、ストレーナ又はフィルタの閉塞、BWR の圧力抑制プールや PWR の格納容器サンプといった水源の温度上昇は、ポンプの動作可能性、NPSH などに影響する。

表 5.1.42 サポート要件 SY-A21 への適合例及び不適合例 (1/2)

Table 5.1.42 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-A21 (1/2)

SR No.	SY-A21
サポート要件への適合例	
• 該当する以下の条件が系統モデルで考慮されている。 - 負荷の遮断失敗。LOOP 事象発生後に機器を追加で接続し誤って EDG に負荷をかけてしまうことなどにより電源が過負荷の影響を受ける。(図 5.1.17 参照) - SRV の動作性は、シビアアクシデント、ドライウェルスプレイなどの条件によって影響を受ける。 - 格納容器外主蒸気配管破損のような事象によって発生する蒸気環境（湿度、温度、圧力条件）によって、機器の動作性が影響を受ける。 - ストレーナ及びフィルタは、LOCA のような事象で発生したデブリによって閉塞する可能性が比較的大きい。 - ポンプの動作性に影響するほどに BWR の圧力抑制プールや PWR の格納容器サンプといった水源が過熱される。 - BWR の格納容器ベント、PWR の格納容器破損などの条件により NPSH 喪失が発生する。 - 機械室の冷却喪失により機器の動作性に影響がある。 - 過剰な熱負荷により CCWS の動作性に影響がある。	

表 5.1.42 サポート要件 SY-A21 への適合例及び不適合例 (2/2)

Table 5.1.42 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-A21 (2/2)

SR No.	SY-A21
サポート要件への不適合例	
• 該当する以下の条件が系統モデルで考慮されていない。 - 負荷の遮断失敗。LOOP 事象発生後に機器を追加で接続し誤って EDG に負荷をかけてしまうことなどにより電源が過負荷の影響を受ける。(図 5.1.18 参照) - 主蒸気配管破損や主給水配管破損のような事象の発生により、緩和設備が位置する場所が高温多湿で厳しい環境となる。 - 開閉装置室及び他の電気設備室に必要な機械室の冷却喪失 - NPSH 喪失を引き起こす可能性がある格納容器ベントによる低圧注入系（以下「LPCI」という。）ポンプの継続的運転への影響	

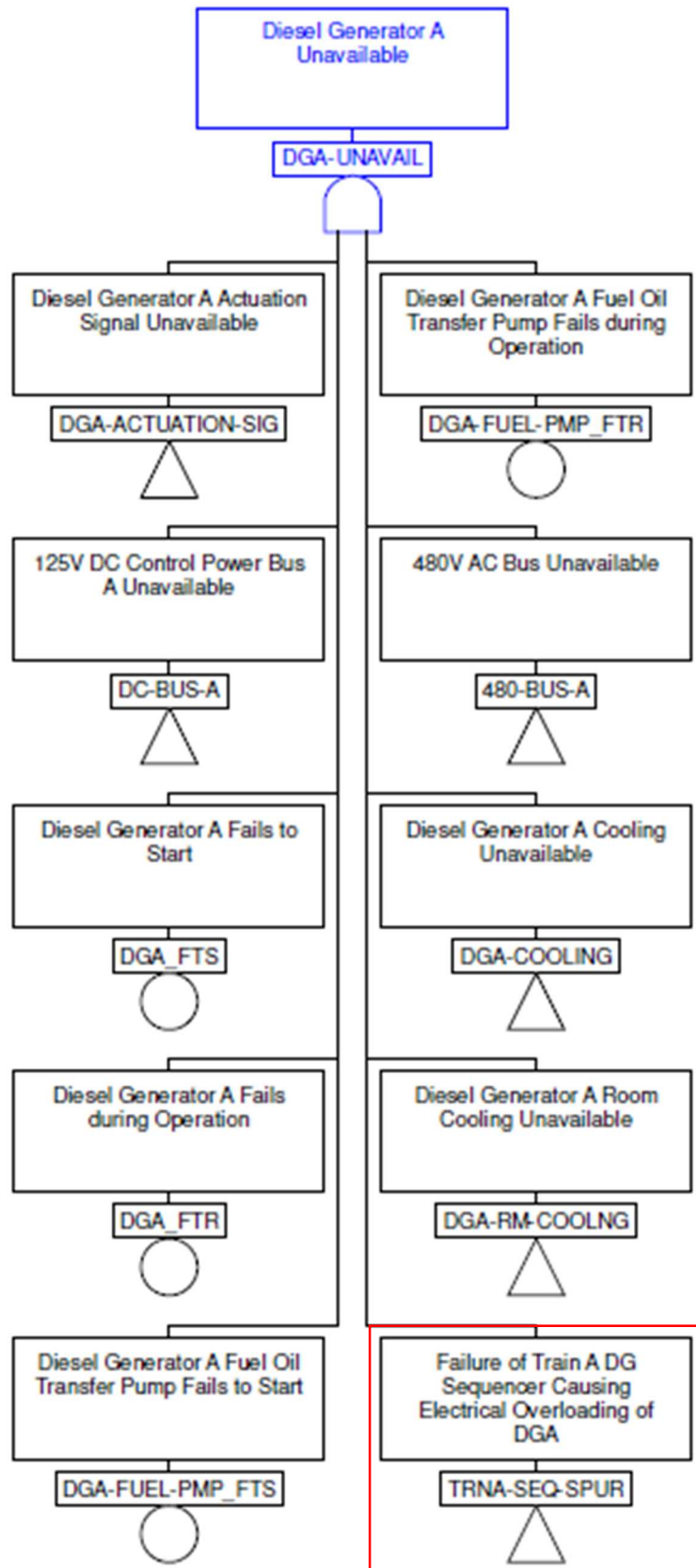


図 5.1.17 サポート要件 SY-A21 への適合例

Figure 5.1.17 Example of Meeting SR SY-A21

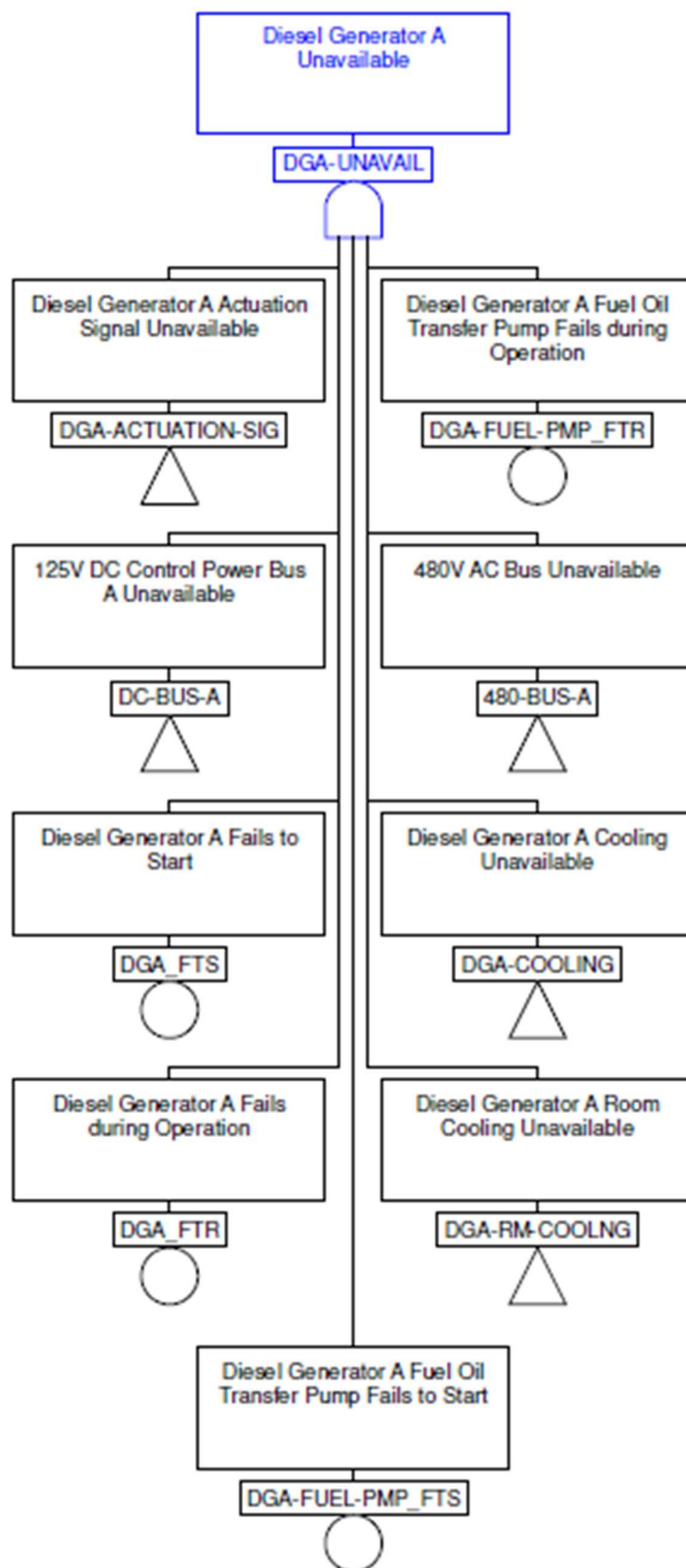


図 5.1.18 サポート要件 SY-A21 への不適合例

Figure 5.1.18 Example of Not Meeting SR SY-A21

A.5.1.22 系統又は機器の動作性に関する条件の考慮 (SY-A22)

表 5.1.43 サポート要件 SY-A22 に関する米国専門家の知見

Table 5.1.43 U.S. Expert Insights on SY-A22

SR No.	SY-A22
PRA レビューの視点	定格又は設計上の制限値を超えた場合には、機器が動作するとすべきではない。例えば、高圧条件では NPSH が確保できないことから、LPSI ポンプを格納容器スプレイ系（以下「CSS」という。）ポンプの代替にはできない。従来、設計上の性能及び定格のみに基づいて機器が動作するか判断される。HVAC 喪失後に機器が継続運転できるかどうかを判断するために、通常、機械室内の温度上昇に関する計算が実施される。温度、圧力及び湿度に関して設計基準を超えた条件で運転を継続できることを確認するために、格納容器内の重要な機器に関する動作可能性の評価が必要とされる場合がある。
PRA が備えるべき属性	系統又は機器の動作性に関する条件の考慮
備考	- 事故時条件により機器が緩和機能を果たせないような状況がないと示すことができた場合にのみ、機器を事故の緩和に適用できるとすべきである。 - 設計上の性能及び定格を超えているかどうかを判断するために、系統又は機器の動作に悪影響を及ぼす可能性があるプラント条件又は事故シーケンス上の条件を評価すべきである。

表 5.1.44 サポート要件 SY-A22 への適合例及び不適合例

Table 5.1.44 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-A22

SR No.	SY-A22
CC-I への不適合例	
機械室の冷却が喪失した事故シーケンスでは、ポンプの設計上の温度制限値を超えて室温が上昇する可能性があるが、ポンプが適用可能であるとされている。	
CC-I に適合かつ CC-II に不適合である例	
機械室の冷却が喪失した事故シーケンスについて、ポンプの設計上の温度制限値を超えて室温が上昇する可能性があり、ポンプを適用可能としていない。	
CC-II に適合かつ CC-III に不適合である例	
機械室の冷却が喪失した事故シーケンスについて、室内の温度上昇がポンプの設計上の温度制限値以下にとどまることを示す解析結果に基づき、ポンプが適用可能であるとされている。	
CC-III への適合例	
機械室の冷却が喪失した事故シーケンスについて、室内の温度上昇がポンプの温度制限値を超えることが解析結果から示されてはいるが、解析で評価された設計上の制限値を超えた温度でポンプを運転することができることを示す過去の運転データに基づき、ポンプが適用可能であるとされている。	
備考	
- CC-II に適合しない例には以下のようなものがある。 - ADS の機器認定の範囲を超えた LLOCA 時の条件において ADS が適用可能であるとされている。 - 例えば CCW ポンプ室における主蒸気配管破損といった機器を動作できなくする環境条件が考慮されていない。 - GOTHIC コードによる解析又は実際の試験のいずれかにより室内の機器の定格温度を超えることが示された機械室について、HVAC が考慮されていない。 - 機器が定格温度よりも低温にさらされる可能性及び機器を動作させるために部屋を加温する必要性について考慮されていない。	

A.5.1.23 系統モデルにおける命名規則の規定 (SY-A23)

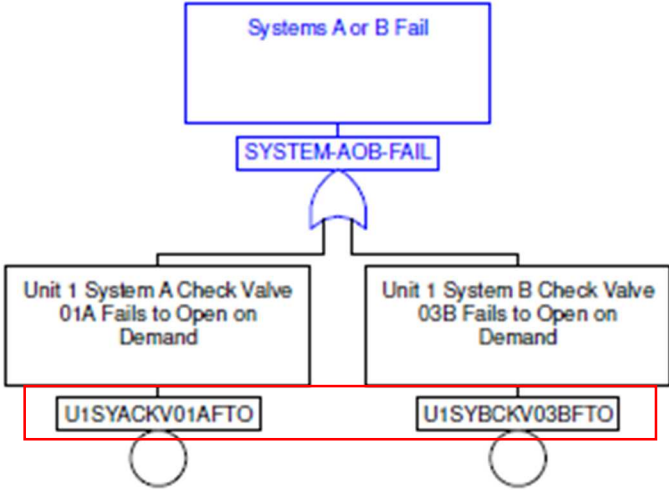
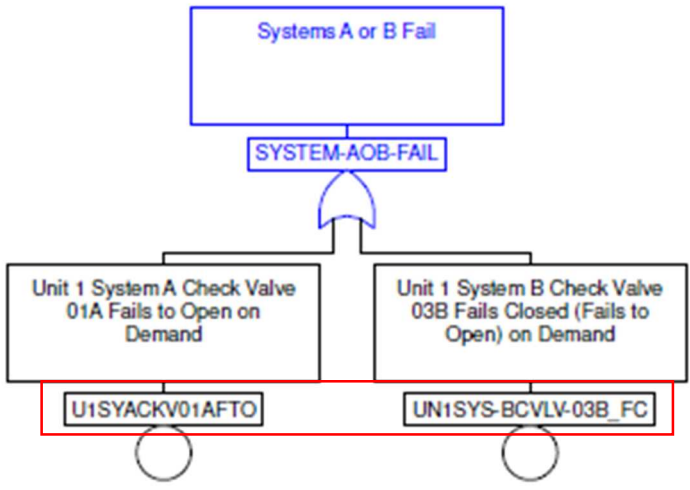
表 5.1.45 サポート要件 SY-A23 に関する米国専門家の知見

Table 5.1.45 U.S. Expert Insights on SR SY-A23

SR No.	SY-A23
PRA レビュー の視点	- 系統 ID、機器番号、機種 ID、故障モード ID、基事象 ID を含む系統モデルにおける命名規則について一貫性を持って規定しなければならない。 - 従来、基事象の命名規則では、号機、系統、機種、機器番号、故障モードなどの機器に関する情報が示される。 - 基事象の命名規則については、PRA モデルの管理が行えるように、複数トレン及び系統に含まれる同一の機器故障モードに同じ ID を用いるようにすべきである。 - 号機 ID、系統 ID、機種 ID、機器 ID 及び故障モード ID は同一とするが、緩和系の故障と区別するために、起因事象 FT では異なる基事象 ID を用いるべきである。
PRA が備える べき属性	一貫性のある命名規則の規定
備考	- PRA モデルの開発においては、一貫性のある命名規則を用いるべきである。 - 異なるトレン又は異なる系統における同種の機器の同じ故障モードに関して、機種及び故障モードに同じ ID を用いるべきである。 - 起因事象 FT と緩和機能 FT の両方の系統モデルに含まれる同一の故障モードについては、号機、系統、機種、機器及び故障モードに関して同一の ID を用いるべきである。 - 各パラメータの不確かさを考慮した CDF の不確かさの評価（以下「不確かさ解析」）において SOKC が維持されるように、同種機器の同じ故障モードに同一の故障率の確率分布を適用すべきである。機種及び故障モードに関する ID に同じものを用いることで、便利に同一故障データの適用を行うことができる。

表 5.1.46 サポート要件 SY-A23 への適合例及び不適合例

Table 5.1.46 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-A23

SR No.	SY-A23
サポート要件への適合例	サポート要件への不適合例
- 号機、系統、機種、故障モードについて一貫性のある ID が用いられている。 - 同一機種の同一の故障モードに関する基事象に同一の故障率の確率分布が適用されている。	系統モデルにおける命名規則に一貫性がなく、例えば、同種機器が複数系統及びトレンにある場合において、異なる ID が用いられている。
 図 5.1.19 サポート要件 SY-A23 への適合例 Figure 5.1.19 Example of Meeting SR SY-A23	 図 5.1.20 サポート要件 SY-A23 への不適合例 Figure 5.1.20 Example of Not Meeting SR SY-A23

A.5.1.24 故障した機器の復旧に関する検討（SY-A24）

表 5.1.47 サポート要件 SY-A24 に関する米国専門家の知見

Table 5.1.47 U.S. Expert Insights on SR SY-A24

SR No.	SY-A24
PRA レビュー の視点	- 適切な解析やデータの検討により復旧の可能性が示される場合を除いて、故障した機器の復旧についてはモデル化すべきではない。システムモデルに故障した機器の復旧を含める場合は、解析により適切に正当性が示されるべきである。 - 交流電源の復旧を除き、通常、故障した機器の復旧は考慮されない。 - 数例の PRA においては、ディーゼル発電機の復旧がモデル化されている。しかしながら、従来、ディーゼル発電機の故障の復旧に関しては、即座にリセットされ再起動できる誤動作による停止に限られる。つまり、実際に修理が必要ない故障のみである。
PRA が備える べき属性	正当性を示した上での故障した機器の復旧の考慮
備考	- 実際の外部電源の復旧データにより裏付けられる交流電源を除き、適切な解析や実際のデータで確証が得られなければ、故障した機器の復旧を考慮すべきではない。 - 一般的に、PRA に含めることができる復旧操作は、手順書がある、訓練されている、又は知られた技術がある、成功する可能性が見込める運転員操作である。

表 5.1.48 サポート要件 SY-A24 への適合例及び不適合例

Table 5.1.48 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-A24

SR No.	SY-A24
サポート要件への適合例	
外部交流電源の復旧のみ考慮されている。	
サポート要件への不適合例	
- 出力運転時と大きく異なる停止時の条件における DHR 喪失の復旧に関する産業界の一般的な報告書から得られた復旧失敗確率を用いて DHR 機能の修理が考慮されている。 - ディーゼル発電機の修理に関して用いられている復旧失敗確率は、産業界データ及び様々な仮定に基づいており、当該プラントに適用できないものである。 - 正当性が示されることなく、LOOP が発生していない場合のディーゼル発電機建屋の HVAC の復旧が考慮されている。	
備考	
故障した機器の修理に基づく復旧の適用には細心の注意を払うべきである。	

A.5.2 共通原因故障（CCF）及び系統間の従属性の考慮

A.5.2.1 系統内における共通原因故障（CCF）のモデル化（SY-B1）

表 5.2.1 サポート要件 SY-B1 に関する米国専門家の知見

Table 5.2.1 U.S. Expert Insights on SR SY-B1

SR No.	SY-B1
PRA レビュー の視点	- 特に動的機器の故障モードについて、ある系統内の類似機器を CCF グループで考慮すべきである。 - 例えば Multi-Greek Letter（以下「MGL」という。）モデルや α ファクタモデルといった NUREG/CR-5485²⁶ に示された容認可能な方法を用いて、系統内における CCF を系統モデルに含めなければならない。 - プラントに適用可能な適切な CCF データを用いるべきである。 - 機器グループと誤較正事象の両方について CCF を考慮すべきである。 - 各機器に関連した CCF の影響が適切に考慮されるように、全体及び部分的な CCF の組合せを系統モデルにおいて考慮しなければならない。 - プラントにおける慣例を反映するために適切な場合には、CCF の計算について staggered 試験⁹用の計算手法を用いるべきである。 - 複数の計装チャネルに影響する可能性がある従属性を適切に考慮するために、重要な起動信号の共通原因による誤較正をモデル化すべきである。
PRA が備える べき属性	- リスク寄与因子としての CCF の網羅性 - CCF による従属性の考慮
備考	- 冗長性がある機器の CCF による寄与を系統モデルにおいて考慮しなければならない。 - 冗長性のある機器及び機能に関してのみ CCF を考慮すべきである。同一トレン上にある機器の故障等については CCF をモデル化すべきではない。

⁹ staggered 試験とは、冗長性のある系統の類似機器をある時間間隔を置いて 1 つずつ試験することである。また、non-staggered 試験とは、冗長性のある系統の類似機器を同時期に試験することである。

表 5.2.2 サポート要件 SY-B1 への適合例及び不適合例

Table 5.2.2 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-B1

SR No.	SY-B1
CC-I への不適合例	
- 図 5.2.1 参照 - 系統モデルにおいて非対称なモデル化を行うことにより、CCF の組合せ全てを考慮できない。 - リレー、スイッチ、ダンパー、ファン及びスクリーンの CCF が考慮されていない。 - 起動信号に関する系統モデルにおいて、計装デバイスの共通原因による誤較正に起因するアンアベイラビリティが考慮されていない。	
CC-I に適合かつ CC-II/III に不適合である例	
図 5.2.2 参照	
CC-II/III への適合例	
図 5.2.3 参照	

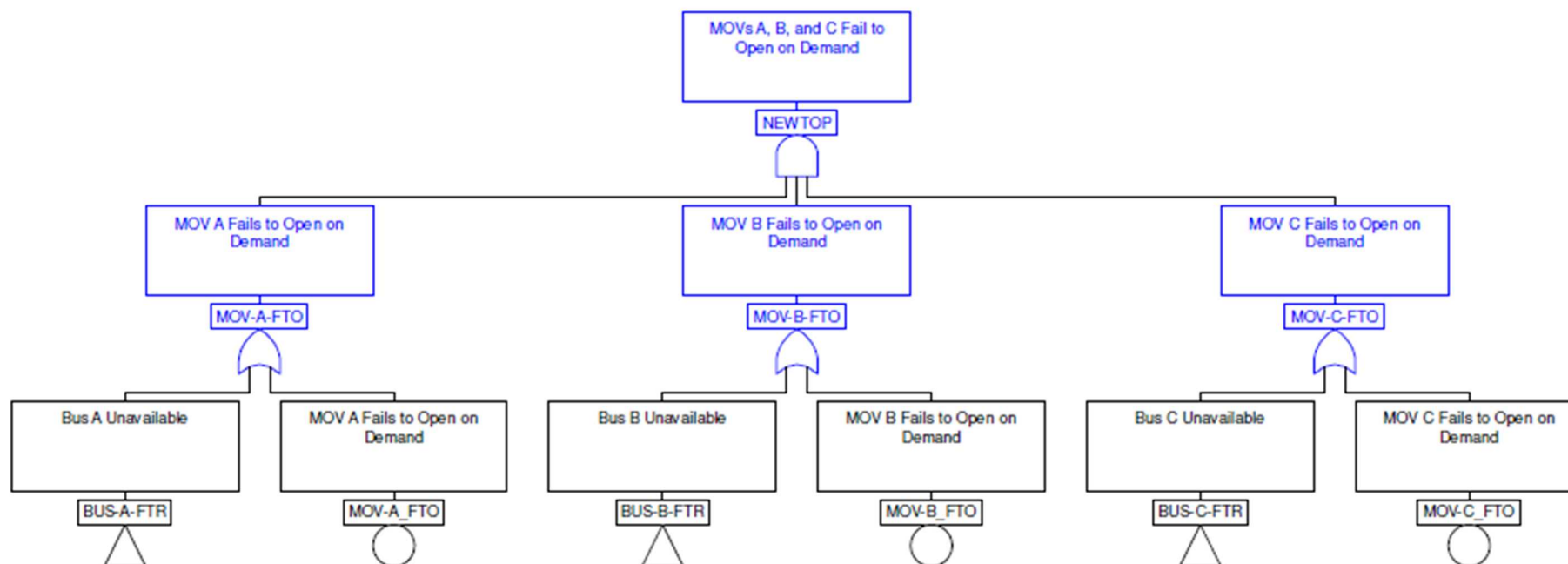


図 5.2.1 サポート要件 SY-B1 の CC-I への不適合例

Figure 5.2.1 Example of CC-I Not Met for SR SY-B1

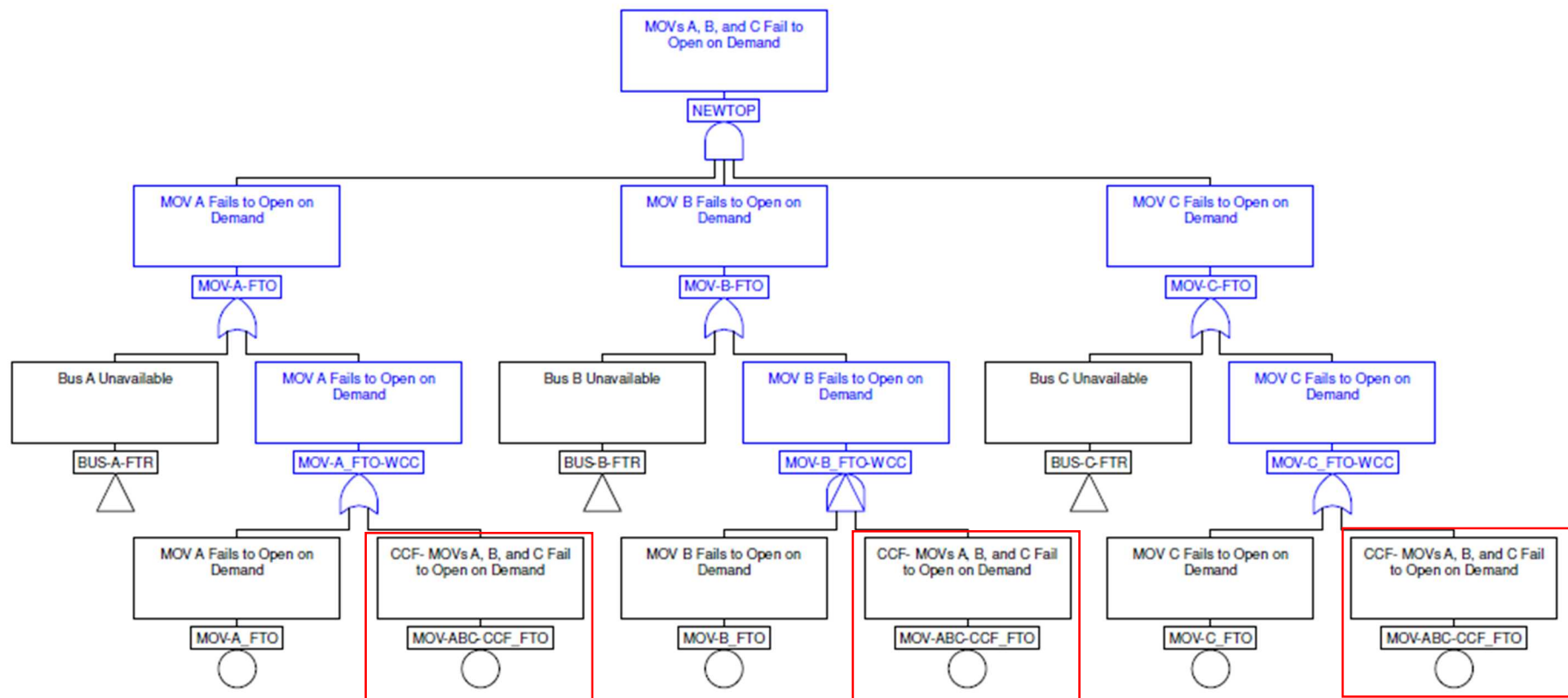


図 5.2.2 サポート要件 SY-B1 の CC-I に適合かつ CC-II/III に不適合である例

Figure 5.2.2 Example of CC-I Met, CC-II/III Not Met for SR SY-B1

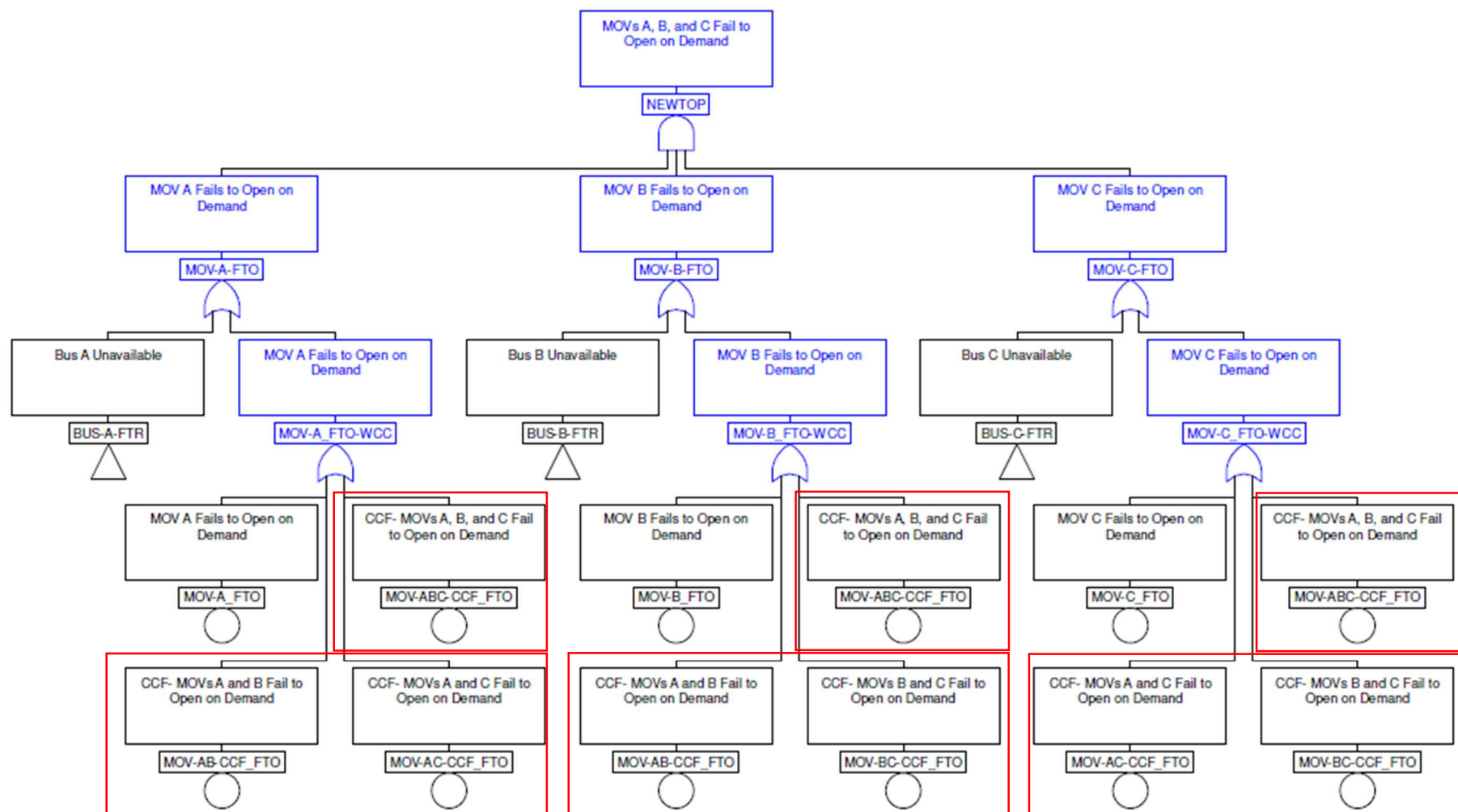


図 5.2.3 サポート要件 SY-B1 の CC-II/III への適合例
Figure 5.2.3 Example of CC-II/III Met for SR SY-B1

A.5.2.2 系統間における共通原因故障（CCF）のモデル化（SY-B2）

表 5.2.3 サポート要件 SY-B2 に関する米国専門家の知見

Table 5.2.3 U.S. Expert Insights on SR SY-B2

SR No.	SY-B2
PRA レビュー の視点	従来、系統間の CCF は、米国においてモデル化されない。しかしながら、過去にあるプラントで LPCI 及び LPCS 間における吐出側の弁の CCF がモデル化されたことがある。
PRA が備える べき属性	- リスク寄与因子としての CCF の網羅性 - CCF による従属性の考慮
備考	- 異なる系統の機器に関する CCF は、設計、製造、運転条件、保守及び試験並びに運転周期が非常に類似している場合のみ考慮すべきである。そうでなければ、異なる系統間の CCF をモデル化する必要はない。 - 異なる系統間において弁が類似することはあるが、ポンプについてはほぼない。

表 5.2.4 サポート要件 SY-B2 への適合例及び不適合例

Table 5.2.4 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-B2

SR No.	SY-B2
CC-I/II への不適合例	
該当なし	
CC-I/II に適合かつ CC-III に不適合である例	
異なる系統間の CCF はモデル化されていない。	
CC-III への適合例	
HPSI ポンプ及び電動 AFW ポンプの間で CCF がモデル化されている。	
備考	
CC- I/II に関しては、運転条件が完全に一致していないと考えられれば、異なる系統における同機種間の CCF をモデル化しないことが容認される。	

A.5.2.3 共通原因故障（CCF）グループの定義（SY-B3）

表 5.2.5 サポート要件 SY-B3 に関する米国専門家の知見

Table 5.2.5 U.S. Expert Insights on SR SY-B3

SR No.	SY-B3
PRA レビュー の視点	• CCF を特定する際は、動的機器及び重要な静的機器、動的機器及び重要な静的機器の故障モード並びに CCF に関する過去の記録にある機器故障モードを考慮し、論理的で体系的なプロセスを用いるべきである。 • グループ化が十分かつ適切であることを保証するために、NUREG/CR-4780²⁷ の方法又はプラント固有の運転経験を用いた同等の方法が用いられる。 • 環境、設計、配置、運転及び保守における類似性が、類似機器の CCF グループを定義する際に考慮されるべきである。 • CCF は、運転状態及び待機状態にあるトレン両方の機器を対象に故障モードを考慮すべきである。 • CCF グループは、圧縮機、エアハンドリングユニット、熱交換器、スクリーンなどに対して考慮されるべきである。また、CCF グループは、起因事象 FT に含まれる基事象に対しても考慮されるべきである。
PRA が備える べき属性	• 機種及び類似性による CCF のグループ化
備考	• 機種、使用条件、配置及び環境、設計及び製造業者、保守及び試験などにおける類似性により CCF をグループ化すべきである。 • 一般的に、全ての動的故障モードについて CCF を考慮すべきである。使用条件、環境、設計及び製造業者並びに保守において十分な相違があることを示すことが出来ない場合には、同一系統内における同種の機器を同一の CCF グループに含めるべきである。

表 5.2.6 サポート要件 SY-B3 への適合例及び不適合例

Table 5.2.6 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-B3

SR No.	SY-B3
サポート要件への適合例	
• 運転状態にあるトレン及び待機状態にあるトレン両方の機器について、運転状態及び待機状態両方における故障モードが CCF グループで考慮されている。「起動失敗」の故障モードに関する CCF グループが、定期的な交互運転を行っている、運転状態にあるトレン及び待機状態にあるトレン両方の機器について考慮されている。（図 5.2.4 参照） • LOOP 事象発生後の起動失敗に関する CCF グループが一貫性を持ってモデル化されている。 • 母線の遮断器の要求時作動失敗に関して CCF がモデル化されている。	
サポート要件への不適合例	
• 非対称なモデル化により、運転状態にあるトレン及び待機状態にあるトレン両方の機器に関して、運転状態及び待機状態両方における故障モードについて CCF グループが考慮されていない。定期的な交互運転を行っている、運転状態にあるトレン及び待機状態にあるトレン両方の機器について「起動失敗」の故障モードに関する CCF グループを考慮すべきである。（図 5.2.5 参照） • LOOP 事象発生後の起動失敗に関する CCF グループが一貫性を持ってモデル化されていない。 • 母線の遮断器の要求時作動失敗に関して CCF がモデル化されていない。 • NRC のウェブサイトにある CCF データに CCF 事象が掲載されていないために CCF グループが定義されていない。	

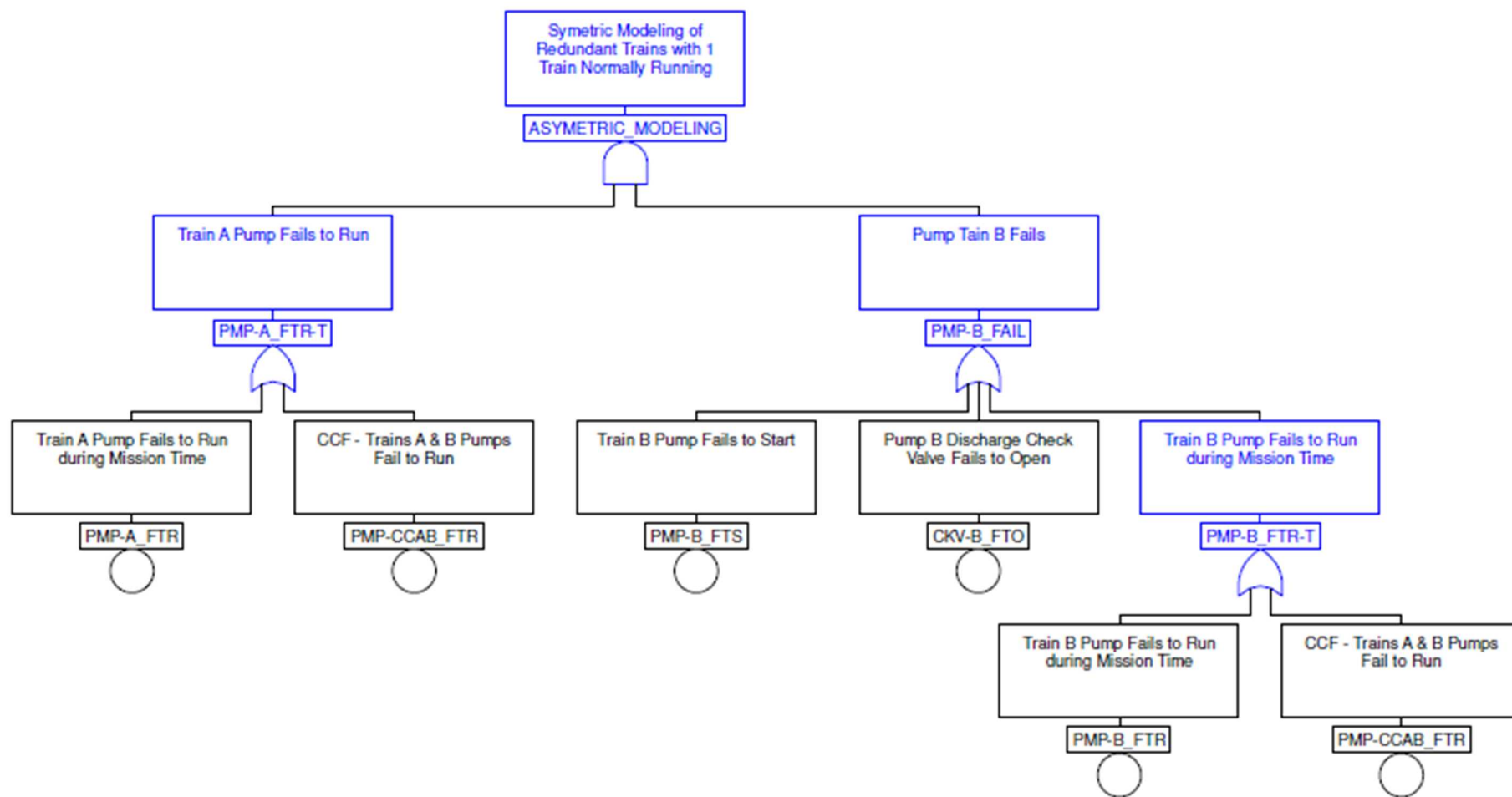


図 5.2.5 サポート要件 SY-B3 への不適合例
Figure 5.2.5 Example of Not Meeting SR SY-B3

A.5.2.4 系統モデルへの共通原因故障（CCF）の組み込み（SY-B4）

表 5.2.7 サポート要件 SY-B4 に関する米国専門家の知見

Table 5.2.7 U.S. Expert Insights on SR SY-B4

SR No.	SY-B4
PRA レビュー の視点	例えば CCF グループにおける類似の機器の数や機種といった CCF データと整合した CCF のモデル化を行うべきである。
PRA が備える べき属性	データと整合した CCF の系統モデルへの組み込み
備考	- 系統モデルに含まれる CCF 基事象及び当該基事象に用いられるデータの間で、機種及び機器数が整合しているべきである。 - 同一機種の CCF データが利用できない CCF 基事象に関して、同等の機種の CCF データを用いる場合には、適切にその正当性を示さなければならない。

表 5.2.8 サポート要件 SY-B4 への適合例及び不適合例 (1/2)

Table 5.2.8 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-B4 (1/2)

SR No.	SY-B4
サポート要件への適合例	
- 機種及び CCF グループサイズ（機器数）の点で、CCF 基事象と用いる CCF データが整合している。 - プラント固有の CCF パラメータを決定するために、CCF 解析において一般的なデータベースのレビューが行われている。 - CCF パラメータの値は、実際のプラントにおける試験方法に基づいて算出されている。 - 系統内における CCF モデル化においては、全体的な故障だけではなく、起こり得る全ての組合せの CCF が考慮されている。 - ECCS ストレーナの閉塞に関する CCF が考慮されており、異なる大きさの LOCA について異なる基事象でモデル化されている。	
サポート要件への不適合例	
- SLCS の爆破弁に関する CCF 解析では、当該弁に関連した産業界における一般的な運転経験が考慮されていない。 - 全ての系統について、CCF 解析は、一般的な産業界データベース及び一般的な手順に基づいている。プラント固有の CCF を定義するための系統のレビューが実施されていない。 - CCF の算出は、実際のプラントにおける方法を反映しておらず、non-staggered 試験に基づいている。 - 系統内における CCF のモデル化では、4 台中 3 台及び 4 台中 4 台の故障のみが考慮されており、4 台中 2 台の故障は考慮されていない。 - 起因事象 FT に関して、通常時運転中の機器の継続運転失敗に関する CCF に使用時間として 24 時間が用いられている。 - ECCS ストレーナの閉塞に関する CCF が考慮されていない。	
備考	
適用可能な CCF データのみを CCF 基事象に適用すべきである。	

A.5.2.5 サポート系及び境界を接する他の系統への従属性の考慮（SY-B5）

表 5.2.9 サポート要件 SY-B5 に関する米国専門家の知見

Table 5.2.9 U.S. Expert Insights on SR SY-B5

SR No.	SY-B5
PRA レビュー の視点	• 系統の運転に必要なサポート系を特定し、当該系統モデルにおいて考慮しなければならない。 • 従来、従属性に関する表が整理され、フロントライン系のサポート系への従属性及びサポート系の他のサポート系への従属性が特定される。 • ET において又は FT をつなぎ合わせることで、サポート系への従属性や系統間の従属性を考慮できる。 • 定量結果において適切に関連する全ての従属性が考慮されるように、系統モデルにおいて必要なサポート系への従属性を考慮する必要がある。 • サポート系及び境界を接する他の系統への従属性を始めに特定し、（a）それら系統用のサブツリー又はゲートを系統の FT に直接組み込む、又は（b）ET 上の境界条件及びコンディショナルスプリットフラクション法¹⁰を用いることにより考慮しなければならない。 • サポート系への従属性に加えて、系統モデルにおいて、サポート系との境界にある機器を適切に考慮する必要がある。
PRA が備える べき属性	• サポート系及び境界を接する他の系統への従属性の考慮
備考	• サポート系及び機器を共有する他の系統の劣化又は故障による全ての影響を適切に把握するために、それら系統への従属性を系統モデルにおいて明確に考慮しなければならない。 • サポート系及び機器を共有する他の系統は複数機器又は系統に影響を及ぼすことから、それら系統への従属性を系統モデルにおいて明確に考慮することなくそれら従属性のリスクへの影響を評価することは困難である。

¹⁰ PRA 解析コード RISKMAN にのみ適用される解析手法。

表 5.2.10 サポート要件 SY-B5 への適合例及び不適合例

Table 5.2.10 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-B5

SR No.	SY-B5
サポート要件への適合例	
- 起動用計装からの起動信号、動力電源、機器の潤滑油、機器の封水冷却、空調などのサポート機能に関して、従属性が明確に考慮されている。（図 5.2.6 参照） - RWST 及びその出口弁、CST 及びその出口弁、格納容器サンプ及びその弁といった共用の機器への従属性が明確に考慮されている。	
サポート要件への不適合例	
- HVAC 喪失により機械室内の機器の定格温度を超えることが GOTHIC コードによる計算又は実際のプラントで実施された試験で示されているが、当該室内の機器に必要なサポート系として HVAC が考慮されていない。（図 5.2.6 参照） - ディーゼル発電機室や AFW ポンプ室の HVAC ファンに関わる起動信号の 115V 交流電源への従属性が考慮されていない。 - 運転員による診断に必要な制御室内の指示器等の監視用機器による電源への従属性が明確に特定されておらず、考慮されていない。 - 蓄電池は使命時間より大幅に短い期間しか使えないにも関わらず、直流電源系の FT において、直流電源機能の喪失には蓄電池及び充電器の両方の故障が必要であるとされている。機器が設計よりも低い温度にさらされる可能性及び機器を動作させるために機械室を温める必要性が考慮されていない。 - 例えば暫定的に部屋を冷却する機器を設置するなど、代替の冷却方法を運転員が用いる際の電源への従属性が系統モデルに考慮されていない。	

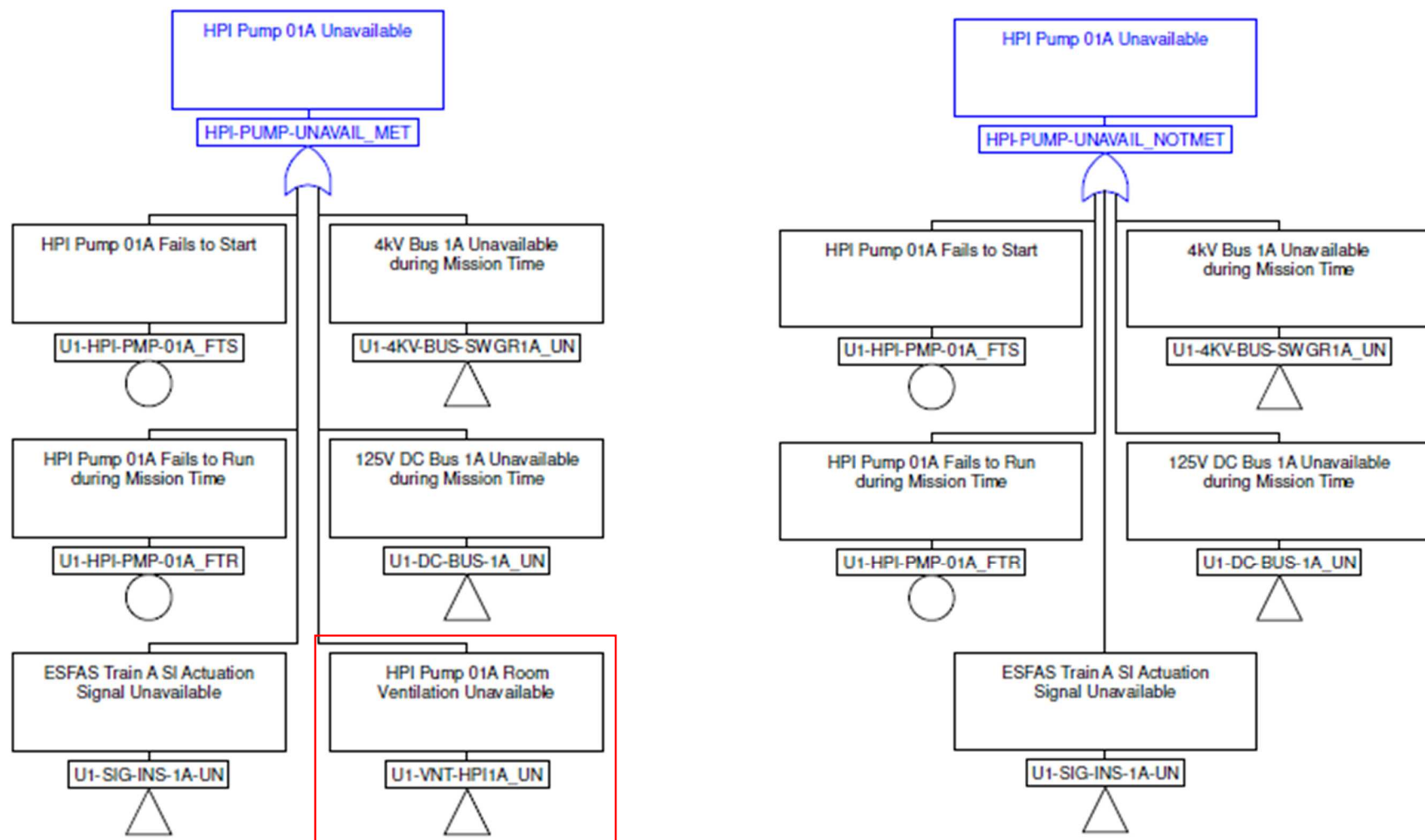


図 5.2.6 サポート要件 SY-B5 への適合例（左）及び不適合例（右）

Figure 5.2.6 Examples of Meeting (left) and Not Meeting (right) SR SY-B5

A.5.2.6 サポート系が不要であることを示すための工学的解析の実施（SY-B6）

表 5.2.11 サポート要件 SY-B6 に関する米国専門家の知見

Table 5.2.11 U.S. Expert Insights on SR SY-B6

SR No.	SY-B6
PRA レビュー の視点	サポート系が不要であることを示すために工学的解析を実施すべきである。従来、機械室内に配置された緩和機器を冷却するために HVAC が必要であることを判断するために、手計算や GOTHIC コードなどにより、機械室における温度上昇に係るプラント固有の解析が実施される。サポート系の成功基準については、設計における工学的解析結果や専門家判断に基づくことができる。
PRA が備える べき属性	- サポート系が不要であることを示すための工学的解析の実施 - 実際の設計、建設状況及び運転を反映するプラント固有性
備考	- 機器や機械室の冷却の必要性によるサポート系への従属性は、熱負荷、構成などの差異により、しばしば、各プラント、各系統及び各機器に固有のものである。サポート系の必要性を判断する際は、運転及び環境条件における差異を考慮したプラント固有の解析に基づくべきである。 - 工学的解析には裏付けとなる過去の運転データを用いることが含まれる。

表 5.2.12 サポート要件 SY-B6 への適合例及び不適合例

Table 5.2.12 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-B6

SR No.	SY-B6
サポート要件への適合例	
- 機器の温度制限値以下に機械室を維持するために HVAC が必要ないことを示すために、機械室の温度上昇及び機器の温度制限値に関する評価が行われている。 - ポンプのオイルシールの冷却に CCWS が必要ないことを示すために評価が行われている。	
サポート要件への不適合例	
- 開閉装置及び他の電気設備が配置されている部屋に関して、適切な理由付け示されず、それら部屋の冷却に関するモデル化がなされていない。 (a) 格納容器熱除去の不具合による格納容器サンプの水の過熱により NPSH 喪失及びポンプのキャビテーションが発生し、HPSI 再循環失敗が起こり得るかどう、(b) 格納容器の大きな破損による急速減圧、格納容器サンプの水の減圧沸騰並びに NPSH 喪失が発生し、SI 喪失が起こり得るかどうかを判断するための評価が行われていない。	
備考	
例えば動力電源、制御電源、計装用電源、起動信号といった多くのサポート系については、それら系統の関わりが非常に明確であることから、その必要性を判断するための工学的解析は必要ない。	

A.5.2.7 サポート系のモデル化における現実的な成功基準及びタイミングの使用 (SY-B7)

表 5.2.13 サポート要件 SY-B7 に関する米国専門家の知見

Table 5.2.13 U.S. Expert Insights on SR SY-B7

SR No.	SY-B7
PRA レビュー の視点	• 系統のアンアベイラビリティに 1%以上寄与する因子については、現実的な成功基準及び事故進展におけるタイミングを用いるべきである。 • プラントに適用可能な現実的な工学的解析結果に基づいた現実的な成功基準を用いるべきである。 • 必要な場合には、正当性を示した上で、保守的な方法を用いることができる。小さな寄与しかない因子については、従来、設計上の成功基準が用いられている。
PRA が備える べき属性	• サポート系の現実的なモデル化
備考	• サポート要件 SY-B7 は、従来、HVAC による機械室の冷却、ポンプのシール冷却、蓄電池、充電器などに関連したものである。

表 5.2.14 サポート要件 SY-B7 への適合例及び不適合例

Table 5.2.14 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-B7

SR No.	SY-B7
CC-I への不適合例	
- 蓄電池及び充電器が、各々で必要な直流電源を給電でき、故障時に互いにバックアップできるものとしてモデル化されている。蓄電池は使命時間よりも大幅に短い時間で数時間しか持たないことから、使命時間における直流電源系の性能が過剰に評価されている。 - 適切な解析がなされず、一貫性のない蓄電池の枯渇時間が文書化されている。負荷の切り離しが行われない場合の蓄電池の枯渇時間や負荷の切り離し失敗による影響に関する評価が示されていない。	
CC-I に適合かつ CC-II に不適合である例	
現実的な工学的解析を行わず、保守的に HVAC が必要であると仮定されている。	
CC-II に適合かつ CC-III に不適合である例	
リスク上重要な系統に関して、HVAC が必要ないことを示す現実的な工学的解析に基づき、HVAC がサポート系としてモデル化されていない。	
CC-III への適合例	
全ての緩和系に関して、使命時間全体において系統内の機器を動作させるために HVAC がサポート系として必要であると現実的な工学的解析により示された場合のみ HVAC をモデル化している。	
備考	
現実的な工学的解析においては、プラントごとの運転及び環境条件における差異を考慮すべきである。	

A.5.2.8 系統の運転に害を及ぼす空間上及び環境上の因子の考慮 (SY-B8)

表 5.2.15 サポート要件 SY-B8 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 5.2.15 U.S. Expert Insights on SR SY-B8 (1/2)

SR No.	SY-B8
PRA レビュー の視点	• 系統や機器の動作に影響を及ぼし得る、温度、圧力、デブリ、水位、湿度、NPSH などに関連した厳しい環境の発生を含む、系統の運転に害を及ぼす空間上及び環境上の因子を特定、評価及び考慮しなければならない。 • 機器間の従属性をもたらし得る以下に関する問題を考慮すべきである。 - 溢水 - 高温 - スプリンクラーの誤作動 - 圧力がかかった機器の破裂（例えば、PWR の TDAFW ポンプや BWR の RCIC 及び HPCI のタービン） - 取水における異常（例えば、凍結、生物の付着） • 各系統に関して又は事故シーケンス上において考慮されるべき空間上又は環境上の従属性には以下の例がある。 - 機械室の冷却（サポート要件 SY-A21 参照） - 事故発生時又は前に発生する誤った停止信号 - NPSH 喪失 - 事故進展による温度及び圧力への影響 - 破裂板（ラブチャーディスク）の故障 - 水又は空気の供給性能（サポート要件 SY-B11 参照） - 事故進展において実際に発生する停止信号（サポート要件 SY-A18 参照） - 内部溢水

表 5.2.15 サポート要件 SY-B8 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 5.2.15 U.S. Expert Insights on SR SY-B8 (2/2)

SR No.	SY-B8
PRA レビュー の視点	- 主蒸気配管破損、主給水配管破損などの事象により発生する物理的条件により厳しい影響を受ける可能性があり得る。 - 系統及び機器の機能に害を及ぼす空間上及び環境上の因子を特定するために、プラントウォークダウンを活用することができる。特に、系統若しくは系統内の機器の信頼性又は起因事象の発生に影響を及ぼし得る空間上の従属性を検討するために、ウォークダウンが実施される。
PRA が備える べき属性	重要なリスク寄与因子の網羅性
備考	サポート要件 SY-B8 は、内部溢水、スプリンクラーの作動、冷却機能喪失による機械室内の温度上昇、蒸気配管又は主給水配管の破損による蒸気環境、BWR における格納容器ベントなどに関わるものである。

表 5.2.16 サポート要件 SY-B8 への適合例及び不適合例

Table 5.2.16 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-B8

SR No.	SY-B8
サポート要件への適合例	
- 以下について評価が行われ、系統モデルにおいて考慮されている。 - 影響を受ける全ての緩和機器に関する HVAC 喪失による影響 - 主蒸気配管及び主給水配管の破損による影響 - HELB による影響 - 内部溢水及びスプリンクラーの作動による影響 - 異なる破損サイズの LOCA に関するデブリによる ECCS ストレナ閉塞の可能性への影響 - 格納容器破損又は BWR における格納容器ベントによる格納容器の減圧による ECCS ポンプの NPSH への影響 - 格納容器熱除去喪失による格納容器サンプの水温及び ECCS ポンプの NPSH への影響 - 凍結、海藻、魚群、嵐によるゴミの発生などによる ESWS の取水口閉塞の影響	
サポート要件への不適合例	
(a) 格納容器熱除去の不具合による格納容器サンプの水の過熱により NPSH 喪失及びポンプのキャビテーションが発生し、HPSI 再循環失敗が起こり得るかどう、(b) 格納容器の大きな破損による急速減圧、格納容器サンプの水の減圧沸騰並びに NPSH 喪失が発生し、SI 喪失が起こり得るかどうかを判断するための評価が行われていない。 - 緩和機器が配置された場所に厳しい環境をもたらす主蒸気配管及び主給水配管の破損のような事象による影響が系統モデルにおいて考慮されていない。	
備考	
系統の運転に害を及ぼす空間上及び環境上の因子を特定、評価及び考慮しなければならない。重要な課題を特定し、解決するためにプラントウォークダウンを活用できる。保守的な評価により重要なリスク寄与因子が影響を受けるべきではない。	

A.5.2.9 サポート系との接点の考慮 (SY-B9)

表 5.2.17 サポート要件 SY-B9 に関する米国専門家の知見

Table 5.2.17 U.S. Expert Insights on SR SY-B9

SR No.	SY-B9
PRA レビュー の視点	- 起動用計装機器及び制御用計装機器、動力電源、制御電源、機械室の冷却、機器の冷却などのサポート系との接点を特定し、システムモデルにおいて考慮しなければならない。通常、一つ以上のシステム又は機器に影響を与え得るサポート系の機器は、サポート系のモデルにおいて考慮される。一つのシステム又は機器のみをサポートするサポート系との境界にある機器は、サポートされるシステムのモデルにおいて考慮される。 - サポート系との接点を含め、システムの運転に必要なサポート系については、システムモデルにおいて明確に考慮されなければならない。
PRA が備える べき属性	- 従属性の適切な考慮 - 重要なリスク寄与因子の網羅性
備考	モデル化においてサポート系を明確に考慮しなければならない。サポート系及びサポート系との接点をモデルにおいて考慮すべきである。

表 5.2.18 サポート要件 SY-B9 への適合例及び不適合例

Table 5.2.18 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-B9

SR No.	SY-B9
サポート要件への適合例	
• 系統モデルにおいて以下が考慮されている。 － HVAC による機械室の冷却（図 5.2.7 参照） － 起動用計装機器 － 機器の動力電源 － 機器の起動及び制御のための制御電源 － 潤滑油の冷却、シール冷却などの機器の冷却 － 他の必要なサポート系	
サポート要件への不適合例	
• HVAC による機械室の冷却が系統モデルにおいて考慮されていない。（図 5.2.7 参照） • 各機器への実際の電力供給が特定されていない。 • 系統構成上の幾つかの従属性が特定されておらず、考慮されていない。例えば、あるポンプが運転中の場合、給電性能に制限があるため空気圧縮機が運転できない。	

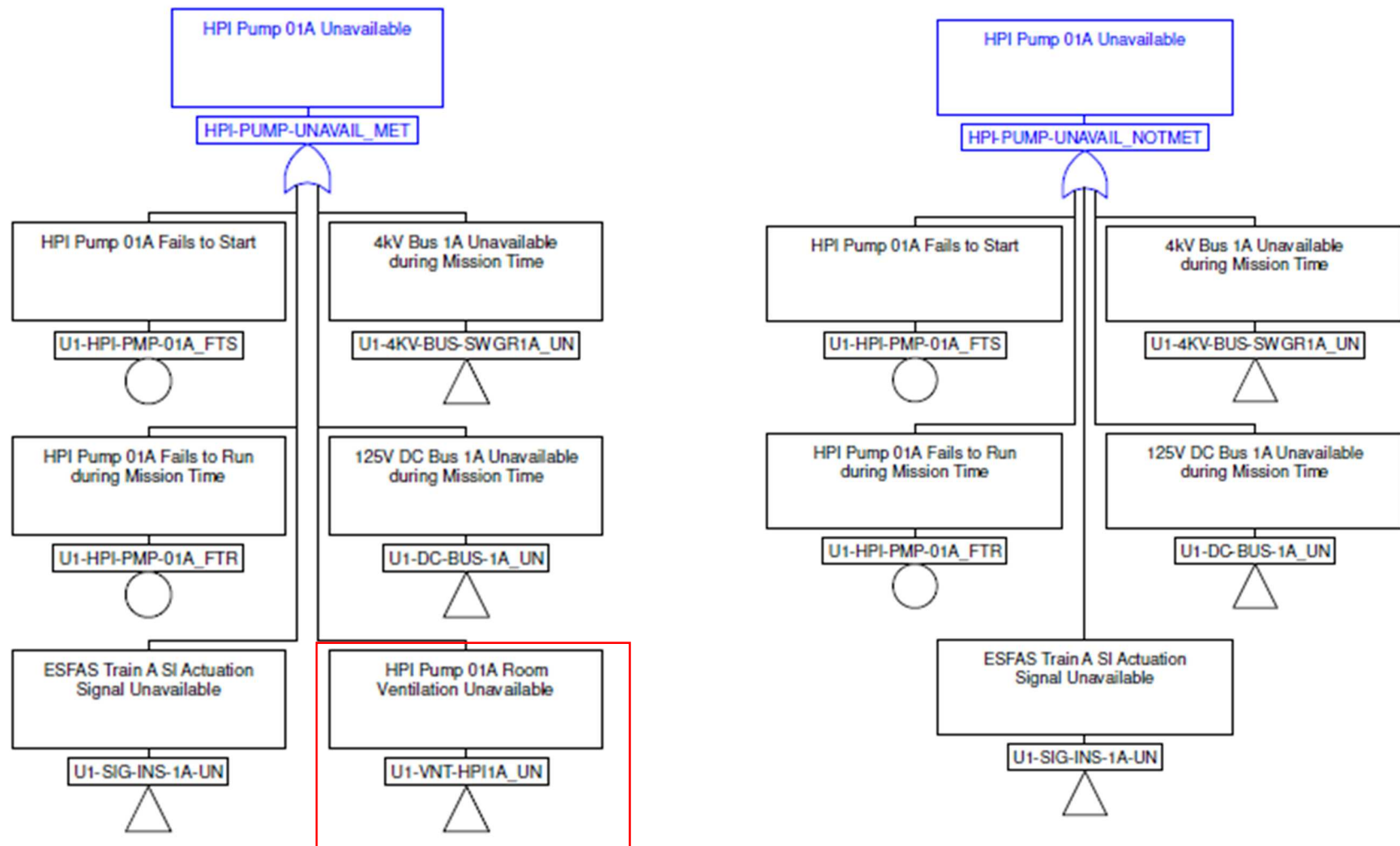


図 5.2.7 サポート要件 SY-B9 への適合例（左）及び不適合例（右）

Figure 5.2.7 Examples of Meeting (left) and Not Meeting (right) SR SY-B9

A.5.2.10 系統の起動及び作動に必要な系統の考慮 (SY-B10)

表 5.2.19 サポート要件 SY-B10 に関する米国専門家の知見

Table 5.2.19 U.S. Expert Insights on SR SY-B10

SR No.	SY-B10
PRA レビュー の視点	ADS 信号などの自動起動及び自動作動用の信号並びに関連する計装機器及び系統を特定し、系統モデルにおいて考慮しなければならない。系統モデルにおいては、信号を発信する事故シーケンス上の条件、例えば RPV 圧力に応じて LPI の作動を許可するといった起動信号の発信を許可するデバイス並びに系統及び機器を停止又は隔離する可能性がある信号及び計装機器を考慮すべきである。
PRA が備える べき属性	- 従属性の適切な考慮 - 重要なリスク寄与因子の網羅性
備考	- 緩和機器を停止又は隔離する信号が誤って発信されることで、当該機器が緩和機能を果たせなくなる。 - 起動及び作動信号が必要な事故シーケンス上の条件、当該信号を発信するための計装機器及び関連するデバイスをモデル化すべきである。 - 作動信号には関連する許可信号が必要であり、例えば、RPV 水位がレベル 1 より低いことを示す信号及び低圧ポンプの吐出高（運転中）を示す信号は、BWR の自動減圧信号の許可信号である。許可信号を発信するための計装機器及び関連するデバイスをモデル化しなければならない。 - 緩和機器の保護信号の発信のための計装機器及び関連するデバイスを考慮しなければならない。

表 5.2.20 サポート要件 SY-B10 への適合例及び不適合例

Table 5.2.20 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-B10

SR No.	SY-B10
CC-I への不適合例	
工学的安全施設（以下「ESF」という。）の作動信号が系統の FT においてサポート系として考慮されておらず、正当な理由も示されていない。	
CC-I に適合かつ CC-II/III に不適合である例	
- 詳細なモデル化が必要ないとして以下のものを考慮していない。 - ディーゼル発電機の負荷シーケンサからの作動信号 - 母線の電圧低下の検知、負荷の制限及び EGD 起動の条件（母線の故障において考慮）	
CC-II/III への適合例	
- 以下のものが特定され、モデル化されている。 - 作動信号に必要な事故時の条件、計装機器及び関連するデバイス（起動信号には、PWR の SI 信号、BWR の RPV 水位レベル 2 及び 1 信号、BWR における自動減圧信号、主給水隔離信号、主蒸気配管隔離信号、AFW 自動起動信号、格納容器隔離信号、格納容器スプレイ起動信号、ATWS 信号などがある。） - 起動信号に必要な許可信号のための計装機器及び関連するデバイス（例えば、RPV 水位がレベル 1 より低いことを示す信号及び低圧ポンプの吐出圧高（運転中）を示す信号は BWR の自動減圧のための許可信号であり、RPV の圧力低信号は RPV 水位レベル 1 の場合に LPI の弁を開くための許可信号である。） - 緩和機器の保護信号のための計装機器及び関連するデバイス（保護信号には、RPV 圧力低における RCIC の隔離信号、タービン排気側圧力高における RCIC 及び HPCI の停止信号などがある。） - EDG 作動のための不足電圧継電器及び LOOP 時条件 - 機器の作動用リレー	
備考	
単一の系統にのみ影響があり、影響を受ける系統の全故障確率よりも二桁以上小さい場合には、保護信号のための計装機器の故障を考慮する必要はない。	

A.5.2.11 空気、電源及び冷却材に関する利用可能な容量の考慮 (SY-B11)

表 5.2.21 サポート要件 SY-B11 に関する米国専門家の知見

Table 5.2.21 U.S. Expert Insights on SR SY-B11

SR No.	SY-B11
PRA レビュー の視点	• 使命時間において事故の緩和機能をサポートする際の、空気、電源及び冷却材に関する利用可能な容量を系統モデルの作成において考慮しなければならない。
PRA が備える べき属性	• 実際のプラント応答を反映する現実性
備考	• 緩和機能は、使命時間全体において、空気、電源及び冷却材に関して十分な容量を持ってサポートされなければならない。 • 空気圧を得るために蓄圧器が用いられる場合、使命時間全体において緩和機器が動作するために十分な性能を備えていなければならない。例えば、SRV の開閉に蓄圧器が用いられる場合、使命時間において SRV を開閉する回数分の圧縮空気を供給するために十分な容量を備えていなければならない。 • 系統モデルで使用できるとされた期間において直流電源を供給するのに十分な容量を蓄電池は備えていなければならない。例えば、SBO 時に蓄電池が 4 時間使用できるとされた場合、制御電源を 4 時間供給するのに十分な容量を備えていなければならない。 • 機器の動作期間中に必要な全ての直流制御電源を供給するために十分な容量を充電器が備えていなければ、必要なものとして蓄電池がモデル化されなければならない。 • 使命時間全体において、BWR の CST が RCIC 及び HPCI に水を供給するのに十分な容量を備えていない場合、PWR の CST が AFW の水源として十分な容量を備えていない場合、及び PWR の RWST が HPI 及び LPSI に水を供給するのに十分な容量を備えていない場合、使命時間全体において十分な水を確保するように代替の水源を用意しなければならない。

表 5.2.22 サポート要件 SY-B11 への適合例及び不適合例

Table 5.2.22 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-B11

SR No.	SY-B11
サポート要件への適合例	
• 充電器が十分な容量を備えているか、又は必要に応じて充電器に加えて蓄電池がモデル化されている。（図 5.2.8 参照） • 使命時間における SRV や PORV の開閉回数が圧縮空気源の容量と整合している。 • 使命時間全体において AFW へ水を供給するために十分な容量を CST が備えている、CST への水の補給が考慮されている、又は代替の水源が考慮されている。 • RWST の容量がそれを水源とする系統の運転期間に必要な水量と整合している。例えば、ECCS の再循環を手動で切り替えるなどの運転員操作を行うとされるタイミングが RWST を使用できる期間と整合している。 • BWR の CST の容量がそれを水源とする RCIC 及び HPCI の運転期間に必要な水量と整合している。 • LOOP 後において、ディーゼル発電機の燃料油を移送するためのポンプの起動及び停止回数が考慮されている。	
サポート要件への不適合例	
• 充電器が十分な容量を備えていることを示す解析はないが、充電器のみで必要な直流電源を供給できるとされている。（図 5.2.9 参照） • PWR の AFW による 2 次側除熱に用いられている CST の容量は、使命時間 24 時間全体をまかなうには十分でなく、水の補給もモデル化されていない。代替の水源に切り替えるための運転操作が必要である。 • 例えばディーゼル燃料油移送ポンプ、空気圧縮機などの断続的な運転を行う機器について、想定される起動及び停止のサイクル数を算出するための評価が示されておらず、単一の起動失敗のみをモデル化することの正当性も示されていない。 • 使命時間において想定される SRV の開閉回数分をまかなうのに十分な容量を蓄圧器が備えているか判断するための評価が実施されていない。	

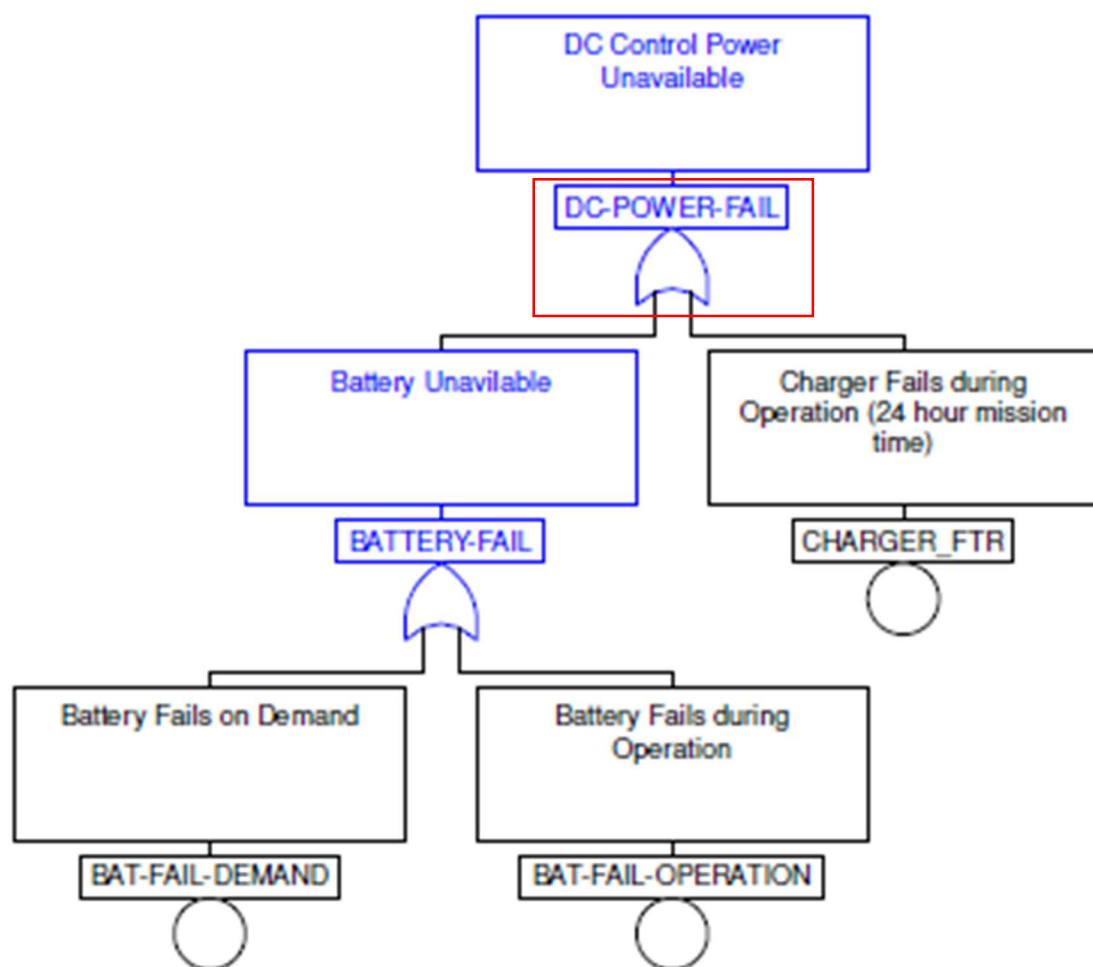


図 5.2.8 サポート要件 SY-B11 への適合例

Figure 5.2.8 Examples of Meeting SR SY-B11

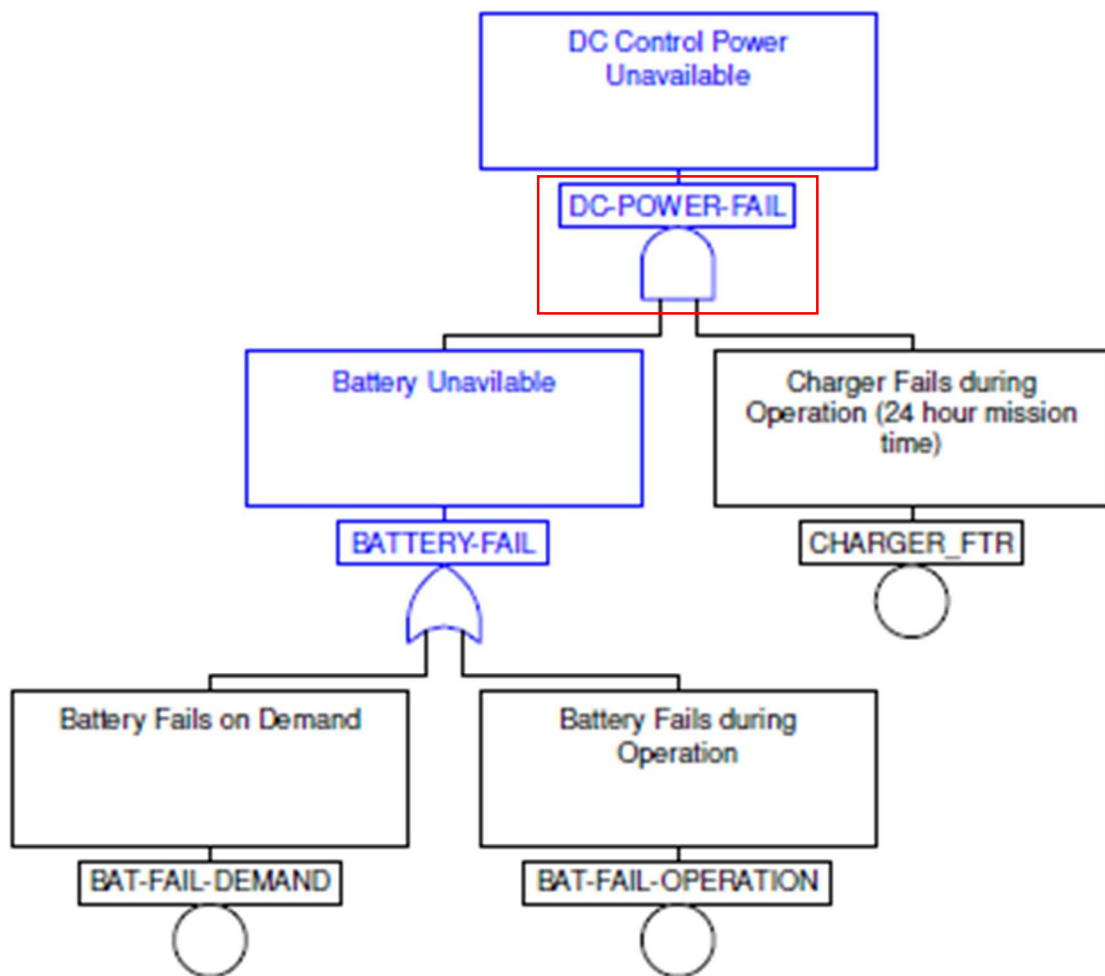


図 5.2.9 サポート要件 SY-B11 への不適合例
Figure 5.2.9 Examples of Not Meeting SR SY-B11

A.5.2.12 系統モデルからサポート系の故障を除外することに関する制限（SY-B12）

表 5.2.23 サポート要件 SY-B12 に関する米国専門家の知見

Table 5.2.23 U.S. Expert Insights on SR SY-B12

SR No.	SY-B12
PRA レビュー の視点	- サポート系喪失の影響を緩和するために、修理又は他の方法を用いて SSC が故障で失なった機能の復旧（以下「リカバリー」という。本 NRA 技術ノートでは、人的過誤の是正についても、リカバリーという。）が手順化されていることに基づいて、サポート系の故障を系統モデルから除外することはできない。 - 手順化されたリカバリーはモデルに考慮し、その根拠を提示すべきである。
PRA が備える べき属性	- 従属性の適切な考慮 - サポート系の現実的なモデル化
備考	- サポート系については複数の系統の機器へ影響を及ぼす可能性があるため、サポート系を除外することの全体的な影響を評価することは困難である。 - 手順化されたリカバリーを実施することができても、サポート系をモデル化すべきである。 - 現実的なリスクの評価結果を得るために、サポート系及び手順化されたリカバリーの両方をモデル化すべきである。

表 5.2.24 サポート要件 SY-B12 への適合例及び不適合例

Table 5.2.24 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-B12

SR No.	SY-B12
サポート要件への適合例	
- 例えば扉の開放又は可搬型のファンを用いた暫定的な冷却といった手順化されたりカバリーが考量されているが、系統モデルから HVAC が除外されていない。（図 5.2.10 参照） - 必要な全てのサポート系が特定されている。 - サポート系喪失の影響を緩和できる手順化されたりカバリーが考慮されているが、系統モデルから除外されたサポート系はない。	
サポート要件への不適合例	
- 冷却が必要である部屋のモデル化に関して、特定の機械室の HVAC をモデル化しない理由を、例えば扉の開放又は可搬型のファンを用いるといった暫定的な冷却が期待できる運転員操作をモデル化しているためとしている。これら機械室の HVAC は、明確にモデル化する必要がある。HVAC をモデル化しないことについて別の正当な理由を提示するか、又は HVAC をモデル化するとともに、代替の冷却を行うための運転員操作をモデル化すべきである。（図 5.2.11 参照） - GOTHIC コードによる解析によって制御室の HVAC は必要とされているが、中央制御室から離れた場所にある原子炉停止制御盤（以下「リモート停止制御盤」という。）から原子炉を停止するための手順化された運転員操作があることに基づき、制御室の HVAC が系統モデルに考慮されていない。事故時のプラント条件に応じたりカバリー及びリモート停止制御盤の可用性と共に、制御室の HVAC 喪失を系統モデルにおいて考慮する必要がある。	

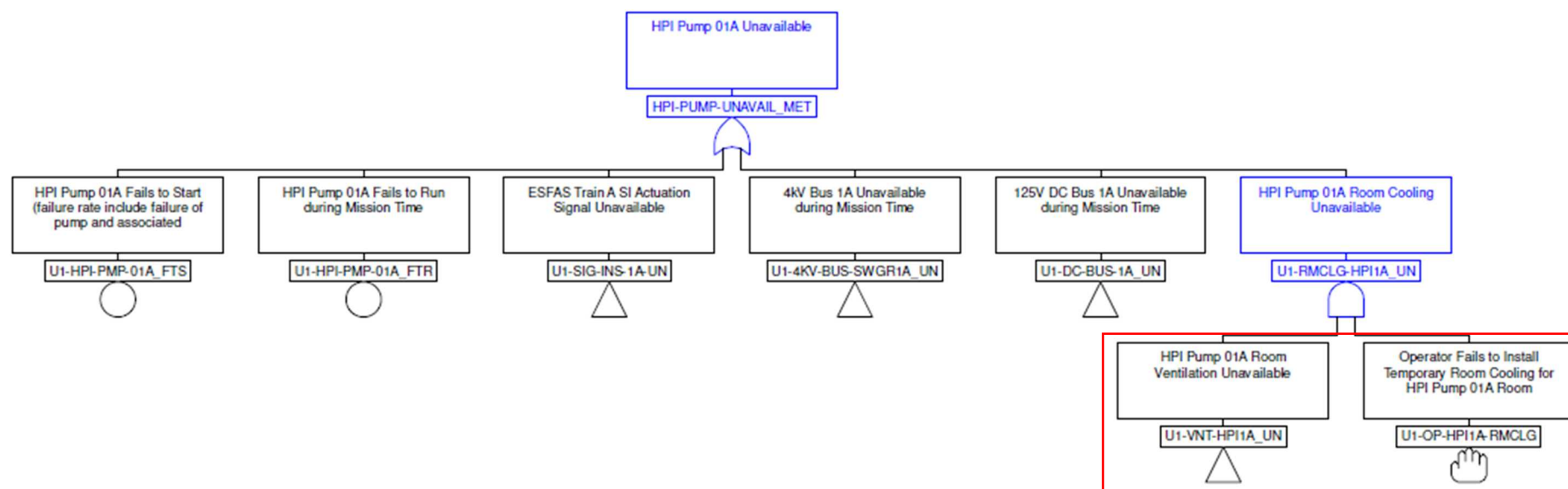


図 5.2.10 サポート要件 SY-B12 への適合例

Figure 5.2.10 Example of Meeting SR SY-B12

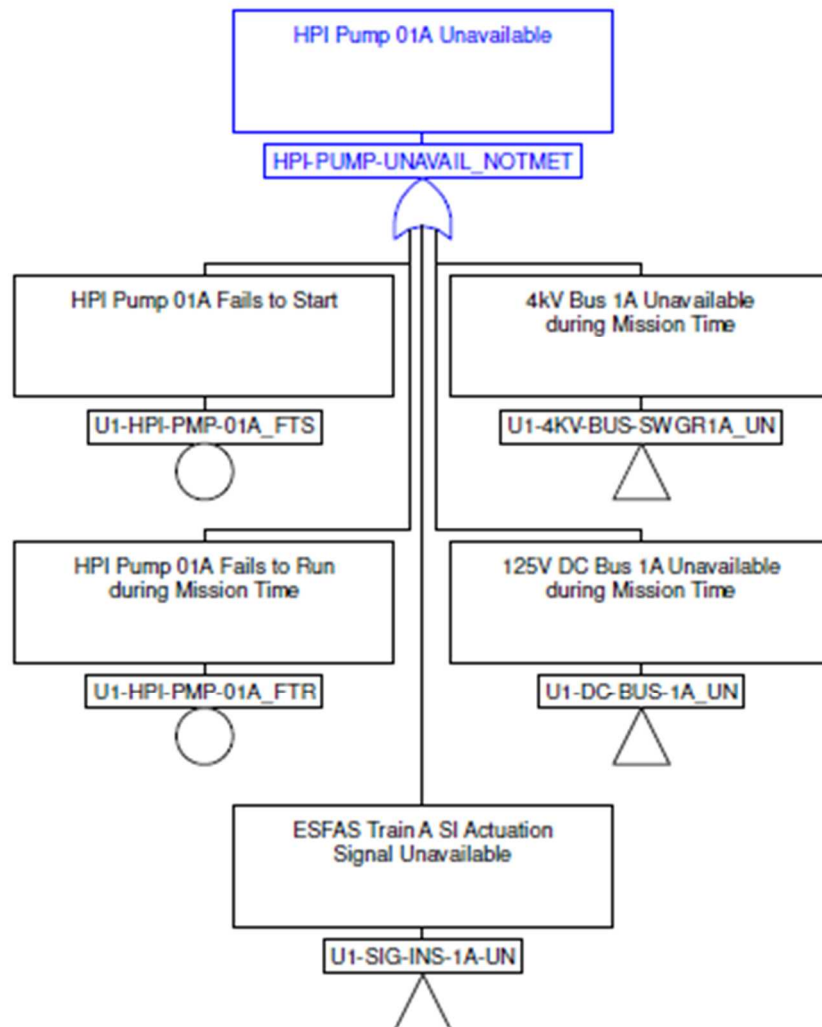


図 5.2.11 サポート要件 SY-B12 への不適合例

Figure 5.2.11 Example of Not Meeting SR SY-B12

A.5.2.13 複数の系統を故障させる機器の考慮 (SY-B13)

表 5.2.25 サポート要件 SY-B13 に関する米国専門家の知見

Table 5.2.25 U.S. Expert Insights on SY-B13

SR No.	SY-B13
PRA レビュー の視点	各系統の全故障確率の 1%未満の寄与しかなくとも、複数系統によって共有された機器を系統モデルから除外することはできない。
PRA が備える べき属性	重要なリスク寄与因子の網羅性
備考	- 共有された機器が複数系統へ及ぼす潜在的な影響のために、当該機器を除外することの全体的な影響を評価することは困難である。 - 共有された機器は大きなリスク上の影響を持つ可能性がある。

表 5.2.26 サポート要件 SY-B13 への適合例及び不適合例

Table 5.2.26 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-B13

SR No.	SY-B13
サポート要件への適合例	
- 例えばタンク、タンク出口弁などの水源からの取水のための配管上にある共有された機器が系統モデルにおいて考慮されている。 - 共有された ECCS ストレーナが系統モデルにおいて考慮されている。 - 共有された遮断器、ヒューズ及び電源盤が系統モデルで考慮されている。 - 共有された計装用のセンサ及びリレーが系統モデルにおいて考慮されている。	
サポート要件への不適合例	
RCP 封水に関して、遠心充てんポンプ（CCP）への水の供給がモデル化されていない。	
備考	
複数系統においてモデル化される共有された機器に関しては、同一 ID を用いなければならない。	

A.5.2.14 厳しい条件における複数の構造物、系統及び機器（SSC）の故障の考慮（SY-B14）

表 5.2.27 サポート要件 SY-B14 に関する米国専門家の知見

Table 5.2.27 U.S. Expert Insights on SR SY-B14

SR No.	SY-B14
PRA レビュー の視点	- 例えば LOCA 発生後の格納容器内部など、事故シーケンスによっては系統が厳しい条件で動作すると想定されることがある。一般的に、機器は、そうした環境に関する認定を受けているが、そうした認定を受けていない機器がないか調査したという何らかの証拠があるべきである。 - システム解析では、例えば様々な場所での HELB の発生、デブリによる格納容器サンプスクリーンの閉塞、NPSH 喪失といった機器認定を超える条件が発生する可能性を評価し、劣化条件による複数の SSC の従属的な故障を含むその影響を系統モデルで考慮しなければならない。
PRA が備える べき属性	実際のプラント応答を反映する現実性
備考	- 厳しい環境をもたらす事故シナリオ及びそうした環境で動作する必要がある機器を特定すべきである。 - 厳しい環境で動作しなければならない機器の従属的な故障を考慮すべきである。機器が故障する可能性はそうした厳しい環境で増加する。

表 5.2.28 サポート要件 SY-B14 への適合例及び不適合例

Table 5.2.28 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-B14

SR No.	SY-B14
サポート要件への適合例	
- 事故シナリオによって発生する厳しい運転条件が特定されている。 - 機器認定を超えた条件で動作する必要がある SSC が特定されている。 - 機器認定を超えた条件で動作する SSC の故障可能性の増加が適切に考慮されている。	
サポート要件への不適合例	
- 厳しい環境をもたらす主蒸気配管破損及び主給水配管破損が系統モデルにおいて適切に考慮されていない。機器認定を超えた条件で動作する必要がある SSC が特定されていない。 - 格納容器サンプが詰まる可能性が適切に考慮されていない。	
備考	
機器認定を超えた条件であるだけの理由で、SSC が確実に故障するとは限らない。ECCS ストレーナの閉塞の可能性は、LOCA の破損大きさによって変わり得る。つまり、LLOCA 発生時に、より多くのデブリが生成され格納容器サンプへ流れてくる。	

A.5.2.15 人の活動による系統又はトレン間の従属性の考慮 (SY-B15)

表 5.2.29 サポート要件 SY-B15 に関する米国専門家の知見

Table 5.2.29 U.S. Expert Insights on SR SY-B15

SR No.	SY-B15
PRA レビュー の視点	ある系統の複数トレンに影響を与える可能性がある人の活動及び他の系統の機能に影響を与えるある系統に対する人の活動が特定されモデル化されなければならない。
PRA が備える べき属性	従属性の適切な考慮
備考	- 複数の系統又はトレンに関わり、系統の動作性に影響を与え得る人的過誤を特定し、現実的な結果が得られるように適切に考慮すべきである。 - 手順化された活動における人的過誤は、起因事象発生前及び後の両方において、複数系統及びトレンに影響する可能性がある。

表 5.2.30 サポート要件 SY-B15 への適合例及び不適合例

Table 5.2.30 Examples for Meeting and Not Meeting SR SY-B15

SR No.	SY-B15
サポート要件への適合例	
- 起因事象発生前 HFE について、人が関わる従属性が冗長トレンについて考慮されている。例えば、計装の複数チャネルにおける共通原因による誤較正である。 - 起因事象発生後 HFE について、複数の系統又はトレンに関わり緩和機能に影響する人の活動に関する従属性が考慮されている。	
サポート要件への不適合例	
- I&C に関して、計装の複数チャネルにおける共通原因（技術者）による誤較正が考慮されていない。 - 母線容量の制限による系統構成に関する制約のために、実施されない運転員操作があることが考慮されていない。	

A.6. 人間信頼性解析（HRA）

本節では、HRAに関する調査結果をまとめている。NRCのRG1.200において、HRAでは通常時又は非常時のプラントの運転に負の影響を与え得るHFEの確率を定めるとされている。

本節の構成については、A.6.1で上位レベル要件HLR-HR-A（定型作業の特定関連）、A.6.2で上位レベル要件HLR-HR-B（重要な定型作業の抽出関連）、A.6.3で上位レベル要件HLR-HR-C（起因事象発生前人的過誤事象（HFE）の影響評価関連）、A.6.4で上位レベル要件HLR-HR-D（起因事象発生前人的過誤事象（HFE）の確率推定関連）、A.6.5で上位レベル要件HLR-HR-E（起因事象発生後人的過誤事象（HFE）の特定関連）、A.6.6で上位レベル要件HLR-HR-F（起因事象発生後人的過誤事象（HFE）の影響評価関連）、A.6.7で上位レベル要件HLR-HR-G（起因事象発生後人的過誤事象（HFE）の確率推定関連）、A.6.8で上位レベル要件HLR-HR-H（リカバリーのための運転員操作のモデル化関連）に関する調査結果をまとめている。

A.6.1 定型作業の特定

A.6.1.1 機器のアンアベイラビリティに影響を及ぼす可能性がある試験、検査及び保守活動の特定 (HR-A1)

表 6.1.1 サポート要件 HR-A1 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 6.1.1 U.S. Expert Insights on SR HR-A1 (1/2)

SR No.	HR-A1
PRA レビューの視点	- 起因事象発生前のプラント要員の活動を PRA において考慮しなければならない。PRA で考慮すべき起因事象発生前 HFE を特定するために、体系的な方法を用いるべきである。CDF に影響する可能性がある起因事象発生前 HFE は PRA モデル及び定量化において考慮すべきである。 - 試験、検査及び保守における起因事象発生前 HFE によるアンアベイラビリティへの寄与をモデル化する必要がある。 - 起因事象発生前の試験、検査及び保守における人的過誤による寄与を評価するための第一段階は、系統、トレン及び機器の動作に影響を与える可能性がある活動を特定することである。 - このような活動を特定するための体系的な方法は、サーベイランス試験の手順書、系統の運転手順書及び保守手順書を全てレビューし、これら手順書において事故の緩和機能に関わる機器の構成又は状態を変更する操作があるかどうかを判断することである。 - 試験、検査及び保守に関する起因事象発生前 HFE のレビューが限定的であると、いくつかの起因事象発生前 HFE を見落とす可能性がある。原子炉スクラム後に SSC の機能に影響を与える可能性がある潜在的な起因事象発生前の操作を特定するために、例えば AOP 及び ARP といった手順書も精査すべきである。 - 試験に関する起因事象発生前 HFE の観点では、主に注目するのは系統のサーベイランス試験である。系統の運転手順書は、系統構成の変更に関係する。保守に関する起因事象発生前 HFE を引き起こす可能性がある活動は、主に予防保全に関連するものである。修理に関しては保全活動後に試験が実施されることから、従来より、保守による起因事象発生前の人的過誤は除外できる。

表 6.1.1 サポート要件 HR-A1 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 6.1.1 U.S. Expert Insights on SR HR-A1 (2/2)

SR No.	HR-A1
PRA レビュー の視点	• 様々な機器に関連した起因事象発生前の人的過誤が発生する可能性があるが、考慮すべき最も重要なものは、手動弁の保守の不備及び試験操作の不備並びに計装機器の誤較正である。 • 手順書をレビューするための体系的な手順については、経験豊富なプラント要員と共に実施することでより効率的に実施することができる。 • 各系統について、起因事象発生前の機器の復旧時の人的過誤についてレビューすべきである。
PRA が備える べき属性	• 起因事象発生前 HFE の特定における網羅性
備考	• 機器の通常運転時の構成又は状態を変更し、機器を機能不全に陥らせる可能性がある活動を特定すべきである。 • リスク評価結果が過小評価されないように、起こり得る可能性がある起因事象発生前 HFE を全て考慮しなければならない。 • 機器を運転状態や待機状態から除外し再度復旧するような試験、検査及び保守の活動を特定するために、プラントの手順書や慣例を体系的にレビューすることが望ましい。 • 事故の緩和機能に関わる機器を機能不全に陥らせる可能性がある手順書の操作を特定するために、こうした活動の特定を行った後、それら活動をスクリーニングしなければならない。その後に得られた結果を用いることで、起因事象発生前の試験又は保守における HEP の解析を実施することができる。

表 6.1.2 サポート要件 HR-A1 への適合例及び不適合例

Table 6.1.2 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-A1

SR No.	HR-A1
サポート要件への適合例	
プラントの通常運転時において、運転状態又は待機状態から除外された機器を復旧する必要がある活動を特定するために、PRA モデルに含まれる機器に関連した手順書及び予防保全作業に係る説明書がレビューされている。特定された試験、検査及び保守活動が一覧にして示されている。	
サポート要件への不適合例	
- プラントの通常運転時において、運転状態又は待機状態から除外された機器を復旧する必要がある活動を特定するための、試験及び保守に関する手順書及び関連の体系的なレビューが実施されていない。 - プラントの通常運転時において、運転状態又は待機状態から除外された機器を復旧する必要がある試験、検査及び保守活動を特定するための手順書のレビューが不完全である。 - 待機状態のポンプがあるトレンの復旧は、復旧時の人的過誤により機器が使用できなくなる可能性があることから、リスク寄与因子になる可能性がある。しかし、AFW ポンプがあるトレンの復旧、EDG の復旧、HPSI ポンプがあるトレンの復旧、LPSI ポンプがあるトレンの復旧などに関して起因事象発生前 HFE が考慮されていない。	
備考	
- 号機間及びそれら手順書間における差異により、別途、起因事象発生前 HFE が発生する可能性がある。隣接号機全てについて、又は少なくとも号機間で差異がある系統の手順書に注目し、より網羅的な手順書のレビューを実施すべきである。 - 特定及びスクリーニング過程において、レビューされる試験及び保守の手順書及び慣例とモデル化される起因事象発生前の試験及び保守における人的過誤の間に直接的なつながりができるはずである。	

A.6.1.2 待機状態にある機器の自動起動に影響を与える可能性がある誤校正の特定 (HR-A2)

表 6.1.3 サポート要件 HR-A2 に関する米国専門家の知見

Table 6.1.3 U.S. Expert Insights on SR HR-A2

SR No.	HR-A2
PRA レビューの視点	• PRA で考慮すべき起因事象発生前における計装機器の誤校正を特定するために、体系的な方法を用いるべきである。 • 体系的な方法には、起動用計装機器の複数チャネルを使えなくする可能性がある誤校正を特定するために、計装機器の校正に係る手順書をレビューすることが含まれる。 • 校正活動が特定されスクリーニングされれば、校正に関する手順書とモデル化すべき起因事象発生前の誤校正の間で直接的なつながりができるはずである。 • 最も重要な誤校正は、制御室や現場の計装ディスプレイから簡単に検知できない冗長なチャネルに関わる共通原因による誤校正である。
PRA が備えるべき属性	• 起因事象発生前 HFE の特定における網羅性
備考	• リスク評価結果が過小評価とならないように、起こり得る可能性がある全ての起因事象発生前の誤校正を特定し考慮すべきである。 • 機器の自動起動に負の影響を与える可能性がある校正活動が特定されなければならない。 • ある時期に一つの機器への誤校正を考慮することに加えて、系統又はトレンを超えて誤校正があり得るかどうかを検討すべきである。例えば、複数の系統の類似の計装機器の校正又は冗長トレンの計装機器の校正について、同じ技術者により共通の手順書を用いて実施されるような状況である。

表 6.1.4 サポート要件 HR-A2 への適合例及び不適合例

Table 6.1.4 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-A2

SR No.	HR-A2
サポート要件への適合例	
特に冗長チャンネルに関わる共通原因により、起動用計装機器が使えなくなる可能性がある較正活動を特定するために手順書がレビューされている。	
サポート要件への不適合例	
- 機器の自動起動に負の影響を与える可能性がある較正活動の特定が実施されていない。誤較正は機器の故障率に暗黙的に考慮されているとされている。そうであっても、HRAにより明らかになる可能性があるプラント固有の手順書及び慣例に関する特性や弱点を考慮できない。米国のPRAにおいては、誤較正に関する人的過誤は、機器の故障データやCCFデータに考慮されない。その理由は、そのような人的過誤は、プラント固有の手順、訓練及びその他行動形成因子（以下「PSF」という。）との関連で考慮されなければならないからである。 - 待機状態にある機器に負の影響を与え得る較正活動を特定するために、較正に関する手順書及び慣例の系統的レビューが実施されていない。 - HPSI、LPSI 及び CSS の自動起動に影響する格納容器圧力センサの誤較正が見落とされている。格納容器再循環ユニット及び格納容器隔離系（以下「CIS」という。）に影響する可能性がある。共通の誤較正を見落とすことの影響は大きい。	
備考	
起因事象発生前に発生する可能性がある誤較正を各系統についてレビューした上でそのような事象をPRAモデルで考慮しない場合には、除外する根拠を提示すべきである。起因事象発生前の誤較正をスクリーニングするために用いられる方法は、重要な起因事象発生前の誤較正を特定するために妥当なものであるべきである。	

A.6.1.3 複数の系統又はトレンに影響する定型作業の特定 (HR-A3)

表 6.1.5 サポート要件 HR-A3 に関する米国専門家の知見

Table 6.1.5 U.S. Expert Insights on SR HR-A3

SR No.	HR-A3
PRA レビュー の視点	- 多様な系統又は冗長トレンが複数関わり、機器への負の影響を与える可能性がある定型作業を特定する必要がある。 - 複数機器を使えなくするが気付かれない人的過誤を特定しなければならない。 - 一つの機器又はトレンに関する誤整備又は誤較正に加えて、誤整備又は誤較正が複数の系統又はトレンに関わるかどうかを検討しなければならない。例えば、複数系統又はトレンにある機器の整備又は類似の計装の較正について、同じ手順書を用いて同じ技術者により実施されるような場合である。 - 多様な又は冗長な系統の複数トレンに影響する可能性がある定型作業を特定しやすくするために、プラント要員へのインタビューを活用してもよい。 - CCF を発生させる可能性がある定型作業のレビューにおいて、さらに検討する必要があるか当該作業をスクリーニングしなければならない。
PRA が備える べき属性	起因事象発生前 HFE の特定における網羅性
備考	- 複数の冗長な機器又は複数の系統に備えられた機器に影響する気付かれない人的過誤が発生する活動を特定しなければならない。 - これは、比較的広範な影響があることから、複数系統又はトレンにある機器が関わる起因事象発生前 HFE が関連するリスクを過小評価しないことを意図している。 - レビューについては、機器レベルではなくトレンレベルで実施される。 - 冗長性を有する系統の異なるトレン又は多様性を有する複数系統の機器に同時に影響する起因事象発生前 HFE が特定された場合、CCF でなく HFE としてモデル化される。

表 6.1.6 サポート要件 HR-A3 の適合例及び不適合例

Table 6.1.6 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-A3

SR No.	HR-A3
サポート要件への適合例	
冗長性を有する系統の異なるトレン又は多様な複数の系統に影響を及ぼし得る定型作業が特定されている。	
サポート要件への不適合例	
- 冗長トレン又は多様な複数系統に影響する活動の特定が実施されていない。 - HPSI、LPSI 及び CSS に影響を与える可能性がある格納容器圧力センサの誤較正が特定されていない。格納容器再循環ユニットの自動起動及び CIS の信号に影響する可能性がある。こうした誤較正を見落とすことの影響は大きい。 - 起動信号用に作成された FT において、トランスミッタなどの計装デバイスの共通原因による誤較正のアンアベイラビリティを考慮していない。	
備考	
- 運転経験から明らかなこととして、あるパラメータに関する計装デバイスの誤較正は、他のパラメータの計装デバイスの誤較正よりも検知しやすい。例えば、加圧器水位、加圧器圧力、SG 水位などのパラメータは、プラントの起動時に想定されるとおりに変化し、運転員によって定期的に値が確認される。しかしながら、通常、格納容器圧力のようなパラメータは、不変であり指示器範囲の下端付近に留まる。この場合において、センサ等の計装デバイスの誤較正を検知することは困難である。それゆえ、従来、プラントの通常運転時に表示が変化せず簡単には検知できない格納容器の圧力のようなパラメータに関する計装機器については少なくとも、共通原因による誤較正が考慮される。 - 日本の故障データベースには機器故障及び計装デバイスの誤較正が含まれるが、米国の CCF データでは誤較正の人的過誤を含めていない。日本の方法では、複数の類似の計装機器を誤って較正する可能性に関わるプラント固有の較正計画及び関連する手順書が考慮されていない。誤較正が運転中に検知されないままである可能性は、プラントの起動時及び運転時における特定のパラメータ及びその指示器の応答に依存する。複数の計装機器に影響を与える可能性がある人的過誤を適切に考慮するために、従来、共通原因による計装機器の誤較正については、プラント固有の設計及び慣例に基づき個々にモデル化するのがグッドプラクティスである。	

A.6.2 重要な定型作業の抽出

A.6.2.1 定型作業をスクリーニングする際のルールの規定 (HR-B1)

表 6.2.1 サポート要件 HR-B1 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 6.2.1 U.S. Expert Insights on SR HR-B1 (1/2)

SR No.	HR-B1
PRA レビュー の視点	- 起因事象発生前 HFE をスクリーニングする際のルールは、規定され文書化されなければならない。こうしたルールは、特定された各起因事象発生前 HFE に適用されるべきである。起因事象発生前 HFE をスクリーニングする方法は、重要な起因事象発生前 HFE を特定できるものでなければならない。 - 発生する可能性がある起因事象発生前の復旧過誤について系統ごとにレビューすべきであり、PRA モデルにそのような事象が考慮されていない場合は除外する根拠を提示すべきである。 - SI 信号のような起動信号による自動的な系統の復旧が、しばしば、誤った機器状態での復旧過誤を除外するためのスクリーニングする際のルールの一つとして用いられる。これは、自動的に復旧することで、起因事象発生前 HFE が原因で機器が動作しない可能性が低減されることに基づく。 - 保守後の試験実施は、保守における起因事象発生前 HFE を除外するための共通のスクリーニングにかける際のルールである。 - 最も重要なスクリーニングにかける際のルールの一つが、制御室内において誤較正に気づきやすい指示器があることである。 - 起因事象発生前 HFE をもたらす活動をスクリーニングする際には、運転員の判断ではないよりよい根拠を用いるべきである。しっかりとした根拠がある場合においてのみ、PRA モデルから起因事象発生前 HFE を除外すべきである。 - スクリーニングする際に用いる判断基準を明確に規定することにより、モデル化のトレーサビリティが改善する。
PRA が備える べき属性	重要なリスク寄与因子の網羅性

表 6.2.1 サポート要件 HR-B1 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 6.2.1 U.S. Expert Insights on SR HR-B1 (2/2)

SR No.	HR-B1
備考	• 計装機器の誤較正をスクリーニングする際の判断基準の例には以下のようなものがある。 - 計装機器がいずれの機器の自動起動にも用いられていない。 - 系統の運転に計装機器が用いられていない。 • 誤った機器状態での復旧過誤をスクリーニングする際の判断基準の例には以下のようなものがある。 - プラントの通常運転時に、機器を通過する流量がある。 - 事故時の状態に変化させるための自動信号を機器が受信する。 - 事故後の操作の一部として、機器の状態を手動で調整する必要がある。 - 機器の状態を誤ると警報が鳴る。

表 6.2.2 サポート要件 HR-B1 への適合例及び不適合例

Table 6.2.2 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-B1

SR No.	HR-B1
CC-I への不適合例	
- 全ての ESWS 及び CCW ポンプについては、当初、人的過誤により動作しない可能性が考慮され、HEP にスクリーニング値が割当てられた。その後、自動起動するポンプに関連した起因事象発生前 HFE は PRA モデルにおいて考慮され、手動起動する待機ポンプに関連した起因事象発生前 HFE は除外された。しかし、手動起動するポンプに関する起因事象発生前 HFE をスクリーニングする際のルールは示されていない。FT に含まれる事象がより詳細に評価された際に、いくつかの事象が除外対象とされたことに関する文書化がなされていない。 - 除外された活動には CDF に影響を与える可能性があるものがある。また、原子炉スクラム発生前の AOP 操作及び EOP への移行手順が、発生する可能性がある起因事象発生前 HFE として検討されていない。 - 多くの起因事象発生前 HFE の除外について、正当性を裏付ける根拠が提示されていない。	
CC-I に適合かつ CC-II/III に不適合である例	
CCW に関する起因事象発生前 HFE を除外するための規定されたルールは、プラントの通常運転時に運転状態にあることである。しかしながら、CCW の待機状態にあるトレンについても、保守後の試験の実施などの除外のためのルールを規定することができる。	
CC-II/III への適合例	
起因事象発生前 HFE をスクリーニングする際の体系的な方法が定められている。起因事象発生前 HFE をスクリーニングする際の判断基準が規定されており、NUREG-1792²⁸ やサポート要件 HR-B1 に示された判断基準と整合している。	
備考	
- 起因事象発生前 HFE に関する試験及び保守に係る手順書の評価については、文書化しなければならない。 - 除外された全ての起因事象発生前 HFE について、スクリーニングする際に適切で明確に規定された根拠が提示されるべきである。	

A.6.2.2 定型作業の除外に関する制限（HR-B2）

表 6.2.3 サポート要件 HR-B2 に関する米国専門家の知見

Table 6.2.3 U.S. Expert Insights on SR HR-B2

SR No.	HR-B2
PRA レビュー の視点	- 冗長性を有する又は多様性を有する系統の複数トレンに同時に影響する活動は除外してはならない。 - 複数系統又はトレンに影響を及ぼす起因事象発生前 HFE が関わる機器には以下のものがある。 - 冗長な又は多様な複数の系統で共有される弁等の機器 - 複数チャンネルに関わる共通の計装機器 - 共通原因による誤較正は PRA における重要なリスク寄与因子であることが明らかにされている。I&C の系統については、注視すべきである。専属のチームを当てることは、共通原因を低減せず、実際には共通原因を最も起こしやすくする。
PRA が備える べき属性	重要なリスク寄与因子の網羅性
備考	複数系統及びトレンに同時に影響する起因事象発生前 HFE が見落とされることにより、CDF が過小評価されることがないようにしなければならない。

表 6.2.4 サポート要件 HR-B2 への適合例及び不適合例

Table 6.2.4 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-B2

SR No.	HR-B2
サポート要件への適合例	
複数のトレン又は系統に影響を及ぼす可能性がある、共通原因による起因事象発生前 HFE が除外されていない。スクリーニングする際の判断基準では、複数トレン又は系統に影響を及ぼす活動を除外しないようになっている。	
サポート要件への不適合例	
- 複数の系統に影響を及ぼす起因事象発生前 HFE である、AFW における共通の吸込みライン及び格納容器圧力信号の誤較正が特定されていない、又は除外されている。 - 共通原因による重要なセンサの誤較正が無視できるものとされ、PRA モデルで考慮されていない。RWST 水位の計装機器及びディーゼル発電機燃料油デイトンク油高さの計装機器に関する共通原因による誤較正が PRA 上重要である場合がある。	
備考	
冗長性を有する系統の複数トレン又は多様な複数の系統について、しっかりとした根拠がなければ除外してはならない。	

A.6.3 起因事象発生前人的過誤事象（HFE）の影響評価

A.6.3.1 起因事象発生前人的過誤事象（HFE）の定義（HR-C1）

表 6.3.1 サポート要件 HR-C1 に関する米国専門家の知見

Table 6.3.1 U.S. Expert Insights on SR HR-C1

SR No.	HR-C1
PRA レビュー の視点	• 緩和機器を機能不全に陥らせる可能性がある、抽出された全ての定型作業に関して、人的過誤の影響をモデル化するために起因事象発生前 HFE を定義すべきである。 • 抽出された各定型作業について、人的過誤が発生する状況、仮定及び参考文献を提示し HFE を定義すべきである。 • 各起因事象発生前 HFE の定義については、緩和機能、系統、トレン又は機器への影響が特定されるべきである。 • 定義された起因事象発生前 HFE については、適切な詳細さで FT に含めなければならない。
PRA が備える べき属性	• 人的過誤の発生に影響する PSF を反映する現実性
備考	• 起因事象発生前 HFE のリスクへの寄与が適切に考慮されるようにすべきである。 • 多くの場合、起因事象発生前 HFE については機器レベルで考慮されるが、トレンレベルで考慮されることもある。

表 6.3.2 サポート要件 HR-C1 への適合例及び不適合例

Table 6.3.2 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-C1

SR No.	HR-C1
サポート要件への適合例	
抽出された各起因事象発生前 HFE がその影響をモデル化できるように定義されている。起因事象発生前 HFE の影響が、緩和機能、系統、トレン又は機器レベルで適切に評価されている。	
サポート要件への不適合例	
抽出後に HRA において評価されていない又は PRA モデルで考慮されていない誤較正に関する HFE が多くある。	
備考	
- 従来、各起因事象発生前 HFE は、FT において機器、トレン、系統又は緩和機能を故障させるように個々の基事象でモデル化される。 - 共通原因による誤較正については、影響を受ける各チャネルに関する FT 上のモデルに単一の基事象を組み込むことでモデル化できる。	

A.6.3.2 系統、トレン又は機器を復旧する際の人的過誤による様々なアンアベイラビリティの考慮 (HR-C2)

表 6.3.3 サポート要件 HR-C2 に関する米国専門家の知見

Table 6.3.3 U.S. Expert Insights on SR HR-C2

SR No.	HR-C2
PRA レビューの視点	- 機器の復旧過誤、誤較正といった様々なアンアベイラビリティを考慮しなければならない。例としては、RWST 水位及び格納容器サンプの誤較正がある。 - 機器を機能不全に陥らせる重要な起因事象発生前 HFE が見落とされないように、運転経験に関するプラント固有のレビューを実施すべきである。 - サポート要件 HR-C2 の CC-II/III に適合するためには、人的過誤が関わるプラント固有又は一般的な事象をレビューし、PRA モデルにおいて追加で考慮すべき起因事象発生前 HFE に関する過去の事例の確認を行うべきである。
PRA が備えるべき属性	重要なリスク寄与因子の網羅性
備考	- 緩和機能を機能不全に陥らせる重要な全ての起因事象発生前 HFE が PRA モデルで考慮されるようにすべきである。 - 過去に発生した重要な全ての起因事象発生前 HFE が PRA モデルにおいて考慮されるようにすべきである。 - センサの誤較正は、待機系統の起動失敗の一つのモードである。 - 起因事象発生前 HFE は、FT において適切なレベルで考慮しなければならない。

表 6.3.4 サポート要件 HR-C2 への適合例及び不適合例

Table 6.3.4 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-C2

SR No.	HR-C2
CC-I への不適合例	
発生する可能性がある起因事象発生前 HFE の多くが見落とされ、PRA モデルにおいて考慮されていない。一般的に待機機器及び計装機器について考慮されるプラント固有の復旧過誤及び誤較正に関するレビューが実施されていない。	
CC-I に適合かつ CC-II/III に不適合である例	
起因事象発生前 HFE が適切に考慮されている。その他起因事象発生前 HFE を確認するためにプラント固有又は一般的な運転経験を評価していない。	
CC-II/III への適合例	
- 機器の復旧過誤、誤較正などによる複数のアンアベイラビリティのモードが考慮されている。プラント固有の故障について起因事象発生前 HFE がレビューされている。 - サポート要件 HR-C2 に記載された各種起因事象発生前 HFE が考慮されている。これら HFE について、機器の復旧がどのように失敗し得るか、誤較正又は保守における過誤がどのように影響するかといった定義がされている。加えて、HFE の定量化の合理性を担保し、PRA において考慮すべき追加の HFE になり得るプラント固有の運転経験の確認としてプラント固有の復旧過誤のレビューが実施されている。	
備考	
過去の PRA 及び他プラントの PRA を含む情報、手順書及び慣例のレビュー並びに過去に発生した固有の故障モードに関する運転経験のレビューにより、起因事象発生前 HFE が特定できる。起因事象発生前 HFE に関して、プラント固有の故障、手順書及び従来の PRA をレビューする必要がある。	

A.6.3.3 誤較正による影響の考慮 (HR-C3)

表 6.3.5 サポート要件 HR-C3 に関する米国専門家の知見

Table 6.3.5 U.S. Expert Insights on SR HR-C3

SR No.	HR-C3
PRA レビュー の視点	- 待機システムの起動のための計装系の故障モードとして、PRA モデルにおいて適切なレベルで ESF の起動用計装機器などの誤較正を考慮すべきである。 - ESF の起動用計装機器の誤較正において最も重要なものの一つは、格納容器圧力の計装機器に関するものである。 - 最も重要な誤較正は、複数の計装チャンネル又はトレンの CCF をもたらすものである。 - 誤較正が複数の系統又はトレンに関わるものであるかどうかを検討すべきである。
PRA が備える べき属性	重要なリスク寄与因子の網羅性
備考	- 複数のチャンネルに影響を及ぼす可能性がある ESF の起動用計装の誤較正による機器のアンアベイラビリティが見落とされないようにしなければならない。 - 格納容器圧力計装機器の誤較正は、プラントの通常運転時に簡単に検知できない。 - どのように誤較正が PRA モデルに影響するかを提示すべきである。 - 複数の系統又は冗長トレンの類似の計装機器を較正するために同一のプラント要員により共通の手順が実施されることがあり得る。

表 6.3.6 サポート要件 HR-C3 への適合例及び不適合例

Table 6.3.6 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-C3

SR No.	HR-C3
サポート要件への適合例	
- 誤較正の影響が適切なレベルでモデル化されている。 - 工学的安全施設及び起動系（ESFAS）、RWST などの待機系統について誤較正が考慮されている。	
サポート要件への不適合例	
- 誤較正に関する起因事象発生前 HFE が考慮されていない。誤較正は、機器の故障率において考慮されることとなっている。しかしながら、HFE は、機器故障よりもプラント固有のものであり、この方法はグッドプラクティスではない。 - 格納容器圧力信号のための計装機器の誤較正が考慮されていない。 - SRV の誤較正が PRA モデルにおいて考慮されていない。 - PRA モデルにおいては、単一機器への誤較正のみが考慮され、複数系統が関わる誤較正を考慮していない。 - 起因事象発生前の誤較正に関する HEP は水位トランスミッタの機器故障確率よりも大きい。四つの水位トランスミッタの CCF がすでに FT において考慮されていることから、単純に当該誤較正が FT では考慮されていない。	
備考	
格納容器圧力信号に関する誤較正は、HPSI、LPSI、格納容器スプレイなどの自動起動に影響を及ぼす可能性がある。格納容器再循環ファン及び格納容器隔離の自動起動に影響があり得る。	

A.6.4 起因事象発生前人的過誤事象（HFE）の確率推定

A.6.4.1 体系的な手法の活用（HR-D1）

表 6.4.1 サポート要件 HR-D1 に関する米国専門家の知見

Table 6.4.1 U.S. Expert Insights on SR HR-D1

SR No.	HR-D1
PRA レビューの視点	- 起因事象発生前 HFE の HEP を推定するために、体系的な手法が用いられなければならない。 - 起因事象発生前 HFE のリスクへの寄与が適切に評価されるよう、HEP は、体系的で容認可能な手法を用いて評価されるべきである。 - 起因事象発生前 HFE に関する HEP を推定する手法として最もよく用いられるのは、THERP 手法²⁹である。 - 起因事象発生前 HFE に関する HEP を推定する主な手法として、いくつかの米国プラントでは ASEP 手法³⁰が用いられてきた。ASEP 手法は保守的なものとして知られている。
PRA が備えるべき属性	HEP の適切な推定
備考	- THERP 手法及び ASEP 手法は、EPRI が提供する HRA 用のソフトウェア HRA Calculator³¹に含まれている。 - 共通原因による起因事象発生前 HFE があり得る。

表 6.4.2 サポート要件 HR-D1 への適合例及び不適合例

Table 6.4.2 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-D1

SR No.	HR-D1
サポート要件への適合例	
起因事象発生前 HFE の HEP の推定に体系的な手法が用いられている。	
サポート要件への不適合例	
起因事象発生前 HFE に関する HEP の評価に THERP 手法を適用しているが、互いの作業を確認するために 1 チーム 2 名の構成である場合に、人的過誤の是正（以下「リカバリー」という。本 NRA 技術ノートでは、修理又は他の方法による補填により、SSC の故障の結果として失われた機能を復旧することについても、リカバリーという。）なしの HEP を選択している。そのような場合、他のチーム員によるリカバリーを評価すべきである。	

A.6.4.2 保守的な値の活用及び詳細な評価の実施 (HR-D2)

表 6.4.3 サポート要件 HR-D2 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 6.4.3 U.S. Expert Insights on SR HR-D2 (1/2)

SR No.	HR-D2
PRA レビューの視点	- 起因事象発生前 HFE は、リスク寄与因子としてささいなものから重要なものまであり、事前にどちらかを判断することは困難である。それゆえ、最初に保守的な値（以下「スクリーニング HEP」という。）を適用し、必要に応じて現実的なプラント固有の値を適用するようにして起因事象発生前 HFE の HEP が定量化される。全ての起因事象発生前 HFE に関する特定及び定量化において、プラントの手順書及びプラント固有の運転経験を明確に評価することは、最高水準の方法であると考えられる。ささいなリスク寄与因子についてはスクリーニング HEP を適用し、重要なリスク寄与因子についてはプラントの手順書及びプラント固有の運転経験の評価に基づく最確推定値を適用することは、グッドプラクティスである。スクリーニング HEP を用いることが合理的又はわずかに保守的である場合にのみ、初期に適用したスクリーニング HEP を起因事象発生前 HFE について用いることが容認可能である。リスクに係る知見に悪影響を及ぼすことから、過度に保守的な又は過小なスクリーニング HEP を用いることは容認可能ではない。 - 全ての起因事象発生前 HFE について、同一の手法が適用されるべきである。 - サポート要件 HR-D2 の CC-II に適合するには、重要な起因事象発生前 HFE にスクリーニング HEP を用いず、詳細な評価を行うべきである。手順書などプラント固有性を考慮していない一般的な解析結果を適用することは、当該要件に適合していない。 - 全ての重要な起因事象発生前 HFE について、HEP に影響する機器固有の試験、保守及び運転を考慮した解析を実施すべきである。

表 6.4.3 サポート要件 HR-D2 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 6.4.3 U.S. Expert Insights on SR HR-D2 (2/2)

SR No.	HR-D2
PRA が備えるべき属性	• PRA の結果に悪影響を及ぼさない HEP の適切な推定
備考	• 重要な起因事象発生前 HFE に関して、算出された CDF が現実的で過小にならないように HEP が適切に推定されるべきである。 • 多くの起因事象発生前 HFE は、リスク上重要なものである可能性がある。 • PRA の比較により明らかにされていることとして、機器及び操作の固有性が異なる起因事象発生前 HFE の間では差異が予想され、ある機器への操作と次の機器への操作との間で差が大きくなる可能性がある。 • 誤較正については、誤較正をその場で認識できるかどうか、又は較正に関するその他の確認があるかどうかが大きく影響を及ぼす可能性がある。 • 共通原因による誤較正には、同一のプラント要員、同一の実施時期、同一の較正標準機器及び同一の手順書が関わる。

表 6.4.4 サポート要件 HR-D2 への適合例及び不適合例 (1/2)

Table 6.4.4 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-D2 (1/2)

SR No.	HR-D2
CC-I への不適合例	
詳細な評価が実施されておらず、起因事象発生前 HFE に用いられている HEP が保守的であるか検討されていない。	
CC-I に適合かつ CC-II に不適合である例	
- 全ての起因事象発生前 HFE について三つの代表的な事象を用いた定量化がされているが、プラント又は機器の固有性を考慮すると、各 HEP を適切に評価できていない。当該プラントでは、重要な起因事象発生前の全ての活動は手順が類似しているとされ、代表的な活動でモデル化されている。起因事象発生前の復旧過誤については、代表的な事象を活用する際に、保守後の試験、プラントウォークダウンの結果及び系統が再度動作する時期が考慮されていない。起因事象発生前の誤較正については、各手順の固有性が考慮されず、共通原因による誤較正に関する一般的な評価が行われている。 - 起因事象発生前 HFE についてスクリーニング HEP のみが用いられている。 - 機器の復旧過誤に関する起因事象発生前 HFE の解析については、プラントの試験、保守及びサーベイランスに関する手順のレビューに基づいているが、一般的な解析が実施されている。CDF 及び人的過誤の重要度に影響を及ぼす可能性がある起因事象発生前の全ての復旧過誤について、単一の HEP を適用している。	

表 6.4.4 サポート要件 HR-D2 への適合例及び不適合例 (2/2)

Table 6.4.4 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-D2 (2/2)

SR No.	HR-D2
CC-II に適合かつ CC-III に不適合である例	
- カットセットに現れる起因事象発生前 HFE については、詳細な評価結果が用いられている。 - どの起因事象発生前 HFE が重要なリスク寄与因子であるかを判断するためにスクリーニング HEP がまず用いられており、重要なリスク寄与因子については詳細な評価が実施されている。	
CC-III への適合例	
各系統について、起因事象発生前 HFE を定量化するために詳細な評価が実施されている。	
備考	
- サポート要件 HR-D2 の CC-III に適合するには、全ての起因事象発生前 HFE に対して詳細な評価が必要である。 - 例えば SG の水位計の誤較正といった人の活動を適切な故障モードでシステム解析に組み込めるように、起因事象発生前 HFE のモデル化を検討すべきである。	

A.6.4.3 プラント固有の関連情報の考慮（HR-D3）

表 6.4.5 サポート要件 HR-D3 に関する米国専門家の知見

Table 6.4.5 U.S. Expert Insights on SR HR-D3

SR No.	HR-D3
PRA レビューの 視点	- サポート要件 HR-D3 の CC-II/III に適合するには、起因事象発生前の活動と関連した手順書、管理体制及びヒューマンマシンインターフェ이스の品質について、詳細評価において考慮しなければならない。 - 詳細評価に ASEP 手法が用いられる場合、手順書、管理体制及びヒューマンマシンインターフェ이스の品質は評価で考慮されない可能性がある。 - 代表的な値が適用される場合、代表的な起因事象発生前 HFE に関する詳細な評価では、手順書、管理体制及びヒューマンマシンインターフェ이스の品質における、代表的な活動と特定の活動との間の差異は考慮されない。
PRA が備えるべき属性	実際の設計、建設状況及び運転を反映するプラント固有性
備考	- 詳細な評価において、手順書、管理体制及びヒューマンマシンインターフェ이스の品質に関するプラント固有の特性が考慮されるようにしなければならない。 - 起因事象発生前 HFE に関してスクリーニング HEP が用いられる場合には、手順書、管理体制及びヒューマンマシンインターフェ이스の品質は評価されない。

表 6.4.6 サポート要件 HR-D3 への適合例及び不適合例

Table 6.4.6 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-D3

SR No.	HR-D3
CC-I に適合かつ CC-II/III に不適合である例	
- 起因事象発生前 HFE に関する手順書、管理体制及びヒューマンマシンインターフェイスの品質が評価されていない。 - 全体的には、較正及び保守を実施するための手順書は明確であると判断され、その品質は良好であると考えられている。しかしながら、評価は代表的な起因事象発生前 HFE について実施されており、これら代表的な HEP をどこに適用するのかに関する詳細な確認はなされていない。 - 手順書、管理体制及びヒューマンマシンインターフェイスの品質が、ASEP モデルに考慮されていない。	
CC-II/III への適合例	
- 適用した手法により、サポート要件 HR-D3 の CC-II/III に記載されている要素を考慮している。 - 各詳細評価には、手順書、管理体制及び I&C の設計の品質レビューが含まれる。加えて、ASEP 手法を用いたリカバリーの要因に関するレビューが実施されている。	
備考	
起因事象発生前 HFE に関してスクリーニング HEP が用いられる場合には、手順書、管理体制及びヒューマンマシンインターフェイスの品質は評価されない。	

A.6.4.4 人的過誤の是正の要因に関する考慮（HR-D4）

表 6.4.7 サポート要件 HR-D4 に関する米国専門家の知見

Table 6.4.7 U.S. Expert Insights on SR HR-D4

SR No.	HR-D4
PRA レビューの 視点	- 起因事象発生前 HFE のリカバリーの要因を考慮するために、信頼性のある手法が用いられなければならない。 - MOV の復旧過誤については、当該過誤発生後の制御室における確認によるリカバリーの可能性がある。 - 手動弁の復旧過誤については、当該過誤発生後の巡回点検によるリカバリーの可能性が考えられる。 - 計装機器の誤較正については、制御室における表示又は各シフト時間におけるプラントパラメータの確認によるリカバリーの可能性がある。 - 起因事象発生前 HFE についてスクリーニング HEP が用いられる場合、過誤を起こした者自身によるリカバリーは、明確には考慮されない。
PRA が備えるべき属性	HEP の適切な推定
備考	- 起因事象発生前 HFE の可能性に関する推定が現実的であることにより、CDF も現実的なものとなるようにすべきである。 - HRA Calculator に含まれる THERP 手法では、サポート要件 HR-D4 に記載されるリカバリーに係る全ての要因を考慮することができる。

表 6.4.8 サポート要件 HR-D4 への適合例及び不適合例

Table 6.4.8 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-D4

SR No.	HR-D4
サポート要件への適合例	
- MOV の復旧過誤に関するリカバリーは、当該過誤発生後の制御室における確認に基づいている。手動弁の復旧過誤に関して、当該過誤発生後の巡回点検によるリカバリーの可能性が考えられるが、これは保守的に除外されている。計装機器の誤較正についても、保守的にリカバリーが考慮されていない。 - 起因事象発生前 HFE に関する HEP の定量化に ASEP が用いられている。起因事象発生前 HFE の詳細評価においてリカバリーが考慮されている。	
サポート要件への不適合例	
- 一つのチームの 2 名の作業者がお互いの作業を確認する場合には、リカバリーなしの HEP を選択するのは適切でない。 - 起因事象発生前 HFE に代表的な事象を用いていることから、HEP の推定において、サポート要件 HR-D4 に記載された項目に関する個々のレビュー及び考慮がなされていない。	
備考	
起因事象発生前 HFE にリカバリーが適用されない場合、サポート要件 HR-D4 は適用外であると見なされる。	

A.6.4.5 従属性の考慮 (HR-D5)

表 6.4.9 サポート要件 HR-D5 に関する米国専門家の知見

Table 6.4.9 U.S. Expert Insights on SR HR-D5

SR No.	HR-D5
PRA レビュー の視点	• 系統の複数トレンに関わり、複数トレンの故障を引き起こす可能性がある人による介在を特定し評価しなければならない。例としては、共通原因による類似センサの誤較正がある。 • 起因事象発生前 HFE の従属性の影響を評価し、考慮する必要がある。 • PRA モデルの定量化から得られるカットセットに含まれる起因事象発生前 HFE の組合せを特定し、それら HFE の間の従属性を評価しなければならない。 • 同一のプラント要員、同一日における実施、同一区分又はトレンの機器又は計装機器、同一の手順書といった共通の要素を考慮し、起因事象発生前 HFE の従属性を評価しなければならない。 • 誤較正に関する従属性には、同一のプラント要員、同一日の実施、同一の較正標準機器及び手順書が関わる。 • 共通原因による起因事象発生前の複数の HFE に関する結合確率（以下「ジョイント HEP」という。）を評価すべきである。 • ジョイント HEP については下限（例えば 1E-5）を適用すべきである。NUREG-1792 では、同一の事故シーケンス又はカットセットにおける全ての HFE の全結合確率を、1E-5 未満としないことが推奨されている。
PRA が備える べき属性	• 適切な従属性の考慮
備考	• HFE 間の従属性を考慮し、ジョイント HEP が過小評価されないようにすべきである。 • 従属性に関する解析では、同時期に行う活動、同一の指示器等の視覚的な参照物、同一の手順書を考慮しなければならない。

表 6.4.10 サポート要件 HR-D5 への適合例及び不適合例

Table 6.4.10 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-D5

SR No.	HR-D5
サポート要件への適合例	
従属性を持つ複数の起因事象発生前 HFE の組合せが特定され、解析されている。従属性に影響を与える属性が適切に評価されている。	
サポート要件への不適合例	
- 起因事象発生前 HFE の組合せについて、定量化結果がレビューされておらず、それら HFE 間の従属性も評価されていない。 - 二つの独立したトレンにある計装回路の誤較正に関して、それらトレンが完全に独立したものとして HEP が計算されている。共通原因の可能性を考慮すべきであり、考慮しない場合には、誤較正に関して比較的低い HEP を得ることになる。 - 共通原因による誤較正に関する基事象に関して、同一の機能、区分及び系統の機器について完全従属を仮定した一般的な手法を用いて HEP が算出されている。これは、CDF 及びリスク重要度に影響を及ぼす可能性がある保守的な HEP を得ることになる。 - 水位トランスミッタの共通原因による誤較正について、PRA モデルにおいて考慮された故障の組合せもあるが、特定の故障の組合せが PRA モデルに考慮されていない。 - ジョイント HEP の下限が適用されていない。	
備考	
- 米国の PRA では、起因事象発生前 HFE 間の従属性を考慮するために ASEP を用いたものがあつた。 - 共通原因による誤較正については、同時期に行う活動、同一の指示器等の視覚的な参照物、同一の手順書を考慮しなければならない。	

A.6.4.6 確率値及びその不確かさの評価（HR-D6）

表 6.4.11 サポート要件 HR-D6 に関する米国専門家の知見

Table 6.4.11 U.S. Expert Insights on SR HR-D6

SR No.	HR-D6
PRA レビューの 視点	- サポート要件 HR-D6 の CC-II に適合するには、少なくとも重要な起因事象発生前 HFE の HEP の定量化において、最確推定による HEP を用いるべきである。 - 起因事象発生前 HFE について HEP の中央値を推定した場合には、必要に応じて、平均値に変換しなければならない。 - HEP の定量化と一貫性のある不確かさ評価を行わなければならない。 - HRA Calculator では、THERP 手法に基づいたエラーファクターにより HEP 推定値の不確かさの上限と下限が得られる。
PRA が備えるべき属性	HEP の点推定値及びその不確かさの評価
備考	- 起因事象発生前 HFE の HEP の推定における不確かさを評価すべきである。 - THERP 手法及び ASEP 手法から得られる HEP は、中央値であるため、必要に応じて平均値に変換する必要がある。 - 推定された HEP に関連したエラーファクターは、THERP 及び ASEP 手法に基づき得られる。

表 6.4.12 サポート要件 HR-D6 への適合例及び不適合例

Table 6.4.12 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-D6

SR No.	HR-D6
CC-I への不適合例	
起因事象発生前 HFE の推定された HEP に関して不確かさが評価されていない。	
CC-I に適合かつ CC-II に不適合である例	
- 起因事象発生前 HFE について、ASEP から得られる HEP が中央値ではなく平均値として扱われている。このような扱いは数学的に正しくない。 - 各起因事象発生前 HFE について、不確かさを表すエラーファクターと共にスクリーニング HEP が提示されている。	
CC-II に適合かつ CC-III に不適合である例	
重要な起因事象発生前 HFE の HEP のみについて、平均値及びエラーファクターが提示されている。重要でない起因事象発生前 HFE については、点推定及びそれらの不確かさが提示されている。	
CC-III への適合例	
全ての起因事象発生前 HFE の HEP について、平均値及びそれらエラーファクターが提示されている。	
備考	
サポート要件の評価レベル分類（CC）に応じて、HEP の中央値を平均値に変換する必要がある。	

A.6.4.7 運転経験に照らした確率値の合理性の確認 (HR-D7)

表 6.4.13 サポート要件 HR-D7 に関する米国専門家の知見

Table 6.4.13 U.S. Expert Insights on SR HR-D7

SR No.	HR-D7
PRA レビュー の視点	- 運転経験と比較して、起因事象発生前 HFE の HEP の合理性確認を行う必要がある。 - サポート要件 HR-D7 の CC-III は、プラントにおいて予想される人的過誤の数と実際の数を比較し、その過程を文書化することにより適合することができる。もし、起因事象発生前 HFE に関する運転経験から得られる HEP が $1E-3$ 未満であれば、何らかの人的過誤を含めていない可能性がある。 - 比較については、実際の人的過誤が検知されるかどうかの可能性に関する議論が含まれるべきである。
PRA が備える べき属性	HEP の運転経験との整合性
備考	サポート要件 HR-D7 は CC-III 以外に要件がないことから、米国のほとんどのプラントでは、起因事象発生前 HFE の HEP に関する運転経験に照らした合理性の確認を行っていない。

表 6.4.14 サポート要件 HR-D7 への適合例及び不適合例

Table 6.4.14 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-D7

SR No.	HR-D7
CC-I/II に適合かつ CC-III に不適合である例	
起因事象発生前 HFE の HEP について、運転経験に照らした合理性確認が実施されていない、又は文書化されていない。	
CC-III への適合例	
例えば試験後の復旧過誤、誤較正といった起因事象発生前 HFE に関して予測される人的過誤の数及び実際の数と比較することにより合理性確認が実施されている。起因事象発生前 HFE に関して予測される人的過誤の数は、推定された HEP と実際に実施された活動数の積により推定されている。	

A.6.5 起因事象発生後人的過誤事象（HFE）の特定

A.6.5.1 手順書及び系統の運転に関するレビュー（HR-E1）

表 6.5.1 サポート要件 HR-E1 に関する米国専門家の知見 （1/2）

Table 6.5.1 U.S. Expert Insights on SR HR-E1 (1/2)

SR No.	HR-E1
PRA レビューの 視点	- 起因事象発生後 HFE を PRA において考慮しなければならない。PRA において評価し考慮すべき起因事象発生後の人的過誤を特定するために、体系的な方法を用いなければならない。 - HRA 及び PRA モデルは、運転手順書及び訓練と整合すべきである。 - プラントの手順書及びプラント固有の運転経験については、起因事象発生後 HFE の特定及び定量化において明確に考慮すべきである。 - 起因事象発生後 HFE の特定には、EOP、AOP 及び ARP など関連するプラントの手順書に関するレビュー及び定性的評価が含まれる。 - 起因事象発生後の運転員操作を体系的に特定するために、事故シーケンスを、該当する EOP、AOP 及び ARP と並行してレビューすべきである。 - プラントの手順書に関するレビュー及び特定された起因事象発生後の運転員操作との関連を文書化すべきである。 - 加えて、起因事象発生後に運転員操作が必要な系統機能及びそうした運転員操作と関連したヒューマンマシンインターフェイスをさらに理解するために、系統の操作をレビューすべきである。
PRA が備えるべき属性	起因事象発生後 HFE の特定における網羅性

表 6.5.1 サポート要件 HR-E1 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 6.5.1 U.S. Expert Insights on SR HR-E1 (2/2)

SR No.	HR-E1
備考	- 事故時の手順書に沿った全ての運転員操作及びそれら運転員操作に関連した系統の情報が適切に特定され、評価されるようにすべきである。 - 起因事象発生後に必要な運転員操作を特定するために各事故シーケンスについてレビューされた特定の手順書及び事故シーケンスとそれら運転員操作との関連を文書化すべきである。 - 各事故シーケンスに関する起因事象発生後の運転員操作を特定するための情報を得るために、ET 及び FT に関するプラント要員によるレビュー及び運転員へのインタビューを実施する必要がある。 - 操作に利用できる時間が長いにも関わらず、手順書化されていない操作を事故の緩和に適用できないとするのは保守的すぎる場合がある。

表 6.5.2 サポート要件 HR-E1 への適合例及び不適合例

Table 6.5.2 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-E1

SR No.	HR-E1
サポート要件への適合例	
プラントの手順書がレビューされ、ET の事故シーケンス解析で運転員操作が特定されている。系統レベルの運転員操作が特定され、文書化されている。	
サポート要件への不適合例	
- 起因事象発生後の圧力抑制プールの冷却のための運転員操作に関する解析で、EOP の添付カード「圧力抑制プールの冷却の確立」の説明が考慮されていない。解析された HFE の実行部分については当該カードの簡略化された説明が反映されておらず、実際のプラントの緩和系の操作に関して理解が不足している。 - 格納容器圧力に関する制限値（22.5 psig）を超えた際の運転員の対応が EOP と整合していない。EOP における優先事項として、制限値を超える場合に外部水源から格納容器への注水を停止するとされている。しかしながら、外部からの注水を停止する運転員操作が考慮されていない。	

A.6.5.2 手順書で指示されている操作及び機器故障への対応の特定（HR-E2）

表 6.5.3 サポート要件 HR-E2 に関する米国専門家の知見（1/2）

Table 6.5.3 U.S. Expert Insights on SR HR-E2 (1/2)

SR No.	HR-E2
PRA レビューの 視点	• 手順書で指示された全ての運転員操作及び機器故障への対応が適切に特定されるようにしなければならない。対応する手順や、運転員操作に係る判断に至るまでの過程を特定すべきである。 • 緩和系の起動、制御、隔離及び復旧に関する起因事象発生後の運転員操作を特定すべきである。 • 起因事象発生後の運転員操作の特定のために、自動起動の故障に対応する運転員操作を適切に考慮すべきである。一般的に、全ての運転員操作は手順書による。 • 自動起動が故障した際に機器を手動で起動する運転員操作を特定し、PRA において考慮すべきである。つまり、HRA を実施する際には、ECCS のような系統の自動起動の故障に対応する運転員操作に関する HFE をモデル化すべきである。このような事故の緩和において期待される運転員操作は、アラームの発報や手順書に基づき実施される。 • 重要な各安全機能に係る成功基準を満たすために必要な運転員操作は、事故シーケンス上において特定されるべきである。
PRA が備えるべき属性	• 起因事象発生後 HFE の特定における網羅性

表 6.5.3 サポート要件 HR-E2 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 6.5.3 U.S. Expert Insights on SR HR-E2 (2/2)

SR No.	HR-E2
備考	• HRA では、PRA で考慮すべきプラント要員の活動が含まれる事故シナリオを評価するために、EOP、AOP 及び関連する手順書のレビュー、既存の PRA のレビュー、制御室におけるヒューマンマシンインターフェイスの考慮、シミュレータ訓練における観察結果、運転員へのインタビューなどを用いる。HRA では、サポート要件 HR-E2 に記載された二つの判断基準に該当するプラント要員の活動に注目する。 • ET のヘディングや FT を検討する際に、特に機器故障への対応に関する全ての運転員操作を考慮し、起因事象への対応に必要な運転員操作が議論されるべきである。運転員操作としては、例えば、原子炉スクラムボタンを押す手動操作、ECCS の手動起動、格納容器熱除去の手動起動、RPV への代替注水の手動起動などがある。 • まずは、事故シーケンスをレビューすることで、機器故障への対応を体系的に特定すべきである。重要なカットセットをレビューすることで、追加すべき機器故障への対応を特定できる。

表 6.5.4 サポート要件 HR-E2 への適合例及び不適合例

Table 6.5.4 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-E2

SR No.	HR-E2
サポート要件への適合例	
HRA では、ECCS のような系統の故障に対応するための運転員操作に関して HFE が特定されている。	
サポート要件への不適合例	
- EOP に記載されている低圧の ECCS の停止操作が特定されていない。ATWS 時に当該操作が実施されなければ、非常時の減圧の後に大量の炉心注水によって出力の急上昇を引き起こす可能性がある。特定の事故シーケンスに関する運転員によるレビュー、プラントウォークダウン及び詳細な議論によって、こうした詳細が特定されている。 - SG 水位が過剰又は過小になるのを避けるために、AFW の流量を有効に制御することが重要である。しかしながら、AFW の流量調整のためのゲートバルブの操作がモデル化されていない。バルブ制御の失敗を考慮すれば、AFW の信頼性は下がることが考えられる。 - 格納容器圧力が 22.5 psig を超えた場合に、格納容器内のベント弁が開かれる保証はないが、格納容器ベントに関する手動操作が HRA 及び PRA において考慮されていない。	
備考	
トレン及び機器レベルでの影響の観点で、起因事象発生後の運転員操作を特定するため、手順書、システム解析及び経験豊富な運転員を活用した体系的なプロセスが実施されるべきである。	

A.6.5.3 運転員や訓練指導員によるレビュー (HR-E3)

表 6.5.5 サポート要件 HR-E3 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 6.5.5 U.S. Expert Insights on SR HR-E3 (1/2)

SR No.	HR-E3
PRA レビュー の視点	- 解析の仮定が手順書及び想定される運転員の行動と整合するように、プラントの運手員が HRA で考慮される運転員操作をレビューすべきである。全ての運転員操作を運転員がレビューすることは、グッドプラクティスである。 - 関連する手順書の評価の一部として、運転員又は訓練指導員へのインタビューが含まれるべきである。 - 実施した運転員等へのインタビューの方法、過程及び結果を提示すべきである。 - 運転員との詳細な議論又はインタビューの一部として、プラント固有の運転経験の評価が含まれるべきである。 - 運転員と共に運転員操作及びその影響をレビューすべきである。 - 運転員操作をよく理解するために、特定の事故シーケンスに関連して、運転員へのインタビュー、運転員との詳細な議論及びプラントウォークダウンが実施されるべきである。 - 運転員操作、手順書及び事故シーケンス上のそれまでの経緯について、運転員と議論すべきである。 - 運転員との詳細な議論及びプラントウォークダウンで検討された事故シーケンス及び関連する運転員操作が含まれる手順書を文書化すべきである。 - 運転員と議論する事故シーケンス一式は、PRA において重要な代表的な事故シーケンスとすべきである。事故シーケンスごとの重要な各操作に関する質問及び運転員から得られた知見は文書化すべきである。 - HRA における仮定は、運転員の訓練及び手順書と整合すべきである。訓練及び実際の事故の状況と仮定が整合するように、運転員や訓練指導員による HRA のレビューが必要である。

表 6.5.5 サポート要件 HR-E3 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 6.5.5 U.S. Expert Insights on SR HR-E3 (2/2)

SR No.	HR-E3
PRA レビュー の視点	運転員との詳細な議論から得られる知見は、認知過誤、ストレスレベルなどに影響する因子を評価し、運転員操作に関する解析を行うために必要な情報である。最低限、リスク上重要な運転員操作については、こうした知見が提示されるべきである。
PRA が備える べき属性	人的過誤への影響を反映する現実性
備考	- 実際のプラントの運転状況を反映する現実的な PRA のために、HFE の評価には運転員からの情報が必要である。 - インタビュー及び詳細な議論から得られる情報には、以下の例がある。 - 操作が適切に定義され、手順が正確に解釈されていること - 現場操作で重要になる作業員数 - 例えば操作を行うきっかけ（以下「キュー」という。）、操作パネルといった認知過誤の評価に必要な情報 - 事故時の作業負荷 - タイミングの推定 - 起因事象発生からキューまで又は炉心損傷までの時間が熱水力解析に基づくものであれば、これら時間がシミュレータ訓練で見られるものと整合しているか確認すべきである。

表 6.5.6 サポート要件 HR-E3 への適合例及び不適合例

Table 6.5.6 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-E3

SR No.	HR-E3
CC-I への不適合例	
モデル化された事故シナリオにおける運転員の対応を確認するための、シミュレータ訓練での観察結果や運転員との詳細な議論が文書化されていない。事故シーケンス、運転員操作のきっかけ、運転員操作を実施するために必要な時間、PSF などに関する運転員へのインタビューに関して、文書化されていない。	
CC-I に適合かつ CC-II/III に不適合である例	
- EOP の一部とリスク上重要な運転員操作に対してのみ詳細な議論が実施されている。このような一部の手順書で網羅されていない HFE について、運転員操作がどのように確認されているのか明確ではない。これら議論から得られた知見で文書化されているものは、タイミングのみである。認知、ストレスレベルなどへの影響を評価した文書はほぼない。 - 運転員との詳細な議論が実施されているが、議論の情報が有効にモデル化されていない。ATWS 時における ADS の起動を防止するための運転員操作が、HPCS を停止及びその起動を防止するための運転員操作と合わせて定義されている。しかしながら、実際の解析では、ADS の起動防止のみがモデル化され、手順書で求められている HPCS の停止等が考慮されていない。	
CC-II/III への適合例	
- 運転員操作がより理解されているか確認するために、運転員へのインタビュー、詳細な議論及びプラントウォークダウンが実施されている。 - 運転員及び元運転員との詳細な議論がなされ、その結果が HRA において活用されている。プラントの観察結果及び訓練手順と手順書の解釈が整合していることが保証されるように、元上級運転員（SRO）により HRA がレビューされている。	
備考	
米国では、運転員との詳細な議論を録音していたプラントがあった。	

A.6.5.4 シミュレータ訓練における観察及び運転員との詳細な議論の活用 (HR-E4)

表 6.5.7 サポート要件 HR-E4 に関する米国専門家の知見

Table 6.5.7 U.S. Expert Insights on SR HR-E4

SR No.	HR-E4
PRA レビューの視点	• HFE に関する評価については運転員によりレビューされ、その結果が HRA で考慮されなければならない。 • HRA に関する重要な点は、PRA モデルに HFE が正確に考慮されていること、及び HFE に EOP、AOP などの手順書、訓練、シミュレータ訓練における観察結果等が反映されていることである。 • シミュレータ訓練における観察結果及び運転員との詳細な議論により、モデル化の適切性及び運転員対応のタイミングを確認することができる。 • 重要な事故シーケンスに関する運転員の能力及び対応時間を確認するために、シミュレータ訓練及びその他訓練の記録を活用することができる。 • 運転員へのインタビュー及び詳細な議論により、特定の事故シーケンスに関する手順書の使用、運転員の対応及びそのモデル化に係る知見が得られる。 • タイミングを推定するために、運転員へのインタビューを活用することができる。しかしながら、運転員操作の実施時間に関する運転員へのインタビューは、当該時間を推定するための 2 次的な方法にすぎない。場合によっては、運転員による判断は、非常に過小評価された時間であることがあり得る。運転員操作の実施時間に関する運転員の認識が、シミュレータ訓練において計測される時間と一致しないことがあり得る。
PRA が備えるべき属性	• 実際の運転員による対応を反映する現実性
備考	• 実際のプラントの運転状況が反映されるように、運転員の対応のモデル化は、シミュレータ訓練における観察結果及び運転員との詳細な議論によって確認すべきである。 • 詳細な熱水力解析によって、キューのタイミング及び運転員操作に関するタイミングが得られる。

表 6.5.8 サポート要件 HR-E4 への適合例及び不適合例

Table 6.5.8 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-E4

SR No.	HR-E4
CC-I に適合かつ CC-II/III に不適合である例	
- モデル化されている事故シナリオに係る運転員の対応を確認するための、シミュレータ訓練における観察結果又は運転員との詳細な議論に関する文書化がなされていない。運転員の対応に関して、運転員又は訓練指導員によるレビューがなされていない。 - いくつかの手順に関してシミュレータ訓練における観察結果が提示されているが、タイミング情報のみが提示されている。 - ATWS 時減圧後の、出力急昇を防止するための LPI の停止及び起動防止に関する運転員操作が考慮されていない。これは、当該事故シーケンスに関して、運転員との議論又はシミュレータ訓練における観察がなされていないことを示している。	
CC-II/III への適合例	
- 運転員との議論により、運転員による対応が確認されている。HFE の評価では、手順、訓練及び運転員による解釈が反映されている。 - 事故シナリオにおける運転員対応に関して確認するために、運転員との詳細な議論が実施されている。運転員と議論された事故シーケンス一式は、代表的な PRA において重要な事故シーケンスである。ある事故シーケンスについては、シミュレータ訓練における観察結果が用いられている。 - シミュレータ訓練における観察及び運転員との詳細な議論が実施され、結果が用いられている。	
備考	
少なくとも、重要度が高く使える時間が短い運転員操作に関して、シミュレータ訓練における観察が実施されるべきである。	

A.6.6 起因事象発生後人的過誤事象（HFE）の影響評価

A.6.6.1 起因事象発生後人的過誤事象（HFE）の定義（HR-F1）

表 6.6.1 サポート要件 HR-F1 に関する米国専門家の知見

Table 6.6.1 U.S. Expert Insights on SR HR-F1

SR No.	HR-F1
PRA レビューの視点	- 起因事象発生後 HFE の影響についてレビューし、当該 HFE の評価において考慮しなければならない。 - HFE を定義し、故障の影響に基づいて、機能、系統、トレン又は機器といった適切なレベルで FT に組み込むべきである。 - サポート要件 HR-F1 の CC-I/II では、各運転員操作の失敗の影響が類似している、又は最も大きい影響を持つ HFE で保守的に扱える限りにおいては、複数の HFE を一つの HFE にまとめることが認められている。 - ある手順に含まれる操作に関する複数の HFE は、同一の HFE でモデル化できる。 - HRA 解析者及びシステム解析者は、HFE の過誤モード、HFE の影響及び FT のどこに HFE を組み込むかに関して合意しなければならない。
PRA が備えるべき属性	人的過誤による影響を反映する現実性
備考	- HFE の影響が FT において適切に考慮されなければならない。 - 起因事象発生後の必要な全ての運転員操作は、事故シーケンスにおいて考慮されるべきある。 - ある手順に複数の操作が含まれる例として、八つの操作が含まれる負荷の切り離しがある。それら操作のうち一つを失敗した影響は、負荷の切り離しが行われない場合の HFE によって保守的に考慮される。

表 6.6.2 サポート要件 HR-F1 への適合例及び不適合例

Table 6.6.2 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-F1

SR No.	HR-F1
CC-I/II への不適合例	
FT に組み込まれた HFE のレベルが、当該 HFE による影響と整合していない。	
CC-I/II に適合かつ CC-III に不適合である例	
- その影響がモデル化されるように、ET のヘディング、系統、トレン又は機器といった適切なレベルで HFE が定義されている。HFE による影響が類似している場合には、複数の HFE が一つの HFE にまとめられている。 - 複数の HFE を一つにまとめた HFE がいくつか作られており、まとめられた操作は類似しているものである。 - 負荷の切り離しに関する複数の操作が一つの HFE にまとめられ、モデル化されている。	
CC-III への適合例	
HFE が、機能、系統又は機器といった適切なレベルで PRA モデルに組み込まれている。例えば、待機している CCW ポンプを起動する手動操作は機器レベルで考慮されており、フィードアンドブリードは、ET 上のヘディングレベルでモデル化されている。	
備考	
運転員操作が大きく異なる影響を持つ場合には、一つの HFE にまとめるべきではない。	

A.6.6.2 事故シーケンス固有の情報の特定（HR-F2）

表 6.6.3 サポート要件 HR-F2 に関する米国専門家の知見

Table 6.6.3 U.S. Expert Insights on SR HR-F2

SR No.	HR-F2
PRA レビュー の視点	• 起回事象発生後 HFE の評価では、事故シーケンス固有のタイミング、手順書、劣悪な環境、計装機器の可用性などを考慮すべきである。 • 様々な事故条件又は起回事象に応じて HFE を定義すべきである。起回事象発生後 HFE を評価する際の情報として、事故シーケンス固有の徴候を用いるべきである。 • 例えば EOP、AOP といった関連する手順書、操作に係る訓練などを適切に反映するように、HFE を評価すべきである。 • サポート要件 HR-F2 の CC-II に適合するためには、手順と共に、関連するキュー、運転員操作に活用できる時間、キューまでの時間及び運転員操作の実施に必要な時間によって、起回事象発生後 HFE を定義すべきである。また、トレンレベルなどで運転員操作をまとめたもの（以下「タスク」という。）が提示されなければならない。サポート要件 HR-F2 の CC-I に適合するためには、運転員による対応の複雑さが提示される必要がある。サポート要件 HR-F2 の CC-III に適合するためには、操作が詳細に特定されなければならない。 • EOP、AOP、ARP などの手順書及び各手順については、徹底的に参照される必要がある。
PRA が備える べき属性	• 実際のプラントにおける PSF を反映する現実性
備考	• 運転員操作を明確に定義し、HFE の定性的評価のために必要な PSF に関する情報を提示すべきである。 • キューのタイミング及びキューから炉心損傷に至るまでの時間は、熱水力解析から得られる。

表 6.6.4 サポート要件 HR-F2 への適合例及び不適合例

Table 6.6.4 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-F2

SR No.	HR-F2
CC-I への不適合例	
- 適切な定義がなされず、スクリーニング HEP が用いられた運転員操作が多くある。 - HRA は何年も前に実施されたものである。EOP といったプラントの手順書及び関連した訓練は時間の経過とともに変わっている。HRA は、現在の手順書及び訓練に合わせて更新すべきである。 - PRA において、RPV の減圧は、重要度の高い運転員操作であることが示されている。他の BWR の PRA と比較して、当該操作の HEP はかなり高い。運転員へのインタビュー時に想定した事故シナリオが原因で、運転員から得た情報にはバイアスがある。事故シナリオをより正確に理解するために、HRA に用いる情報を再度評価する必要がある。	
CC-I に適合かつ CC-II に不適合である例	
起因事象発生後 HFE に関する HRA では、キューのタイミング等の時間に関する情報源、当該操作に至るまでの手順書の流れ及び当該操作の複雑さが文書化されている。	
CC-II に適合かつ CC-III に不適合である例	
HRA では、キューのタイミング及び運転員操作の実施時間について適切に考慮されている。また、事故シーケンス固有の手順に関連した PSF が考慮され、適切であれば、技能又は手順書にない要件に基づく運転員操作が評価されている。加えて、運転員へのインタビューでは、運転員操作が正しく行われたかを判断するためのセルフチェックに用いる指示器について議論されている。また、トレンレベルで運転員操作が定義されている。	
CC-III への適合例	
HFE の定義では、キュー、時間、手順書、機器レベルでの詳細な運転員操作、関連する機器が含まれる。	
備考	
サポート要件 HR-F2 の CC-II に適合する場合、一般的には、機器レベルで HFE を評価しモデル化するが、トレンレベルに限定することもある。	

A.6.7 起回事象発生後人的過誤事象（HFE）の確率推定

A.6.7.1 保守的な値の活用又は詳細な解析の実施（HR-G1）

表 6.7.1 サポート要件 HR-G1 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 6.7.1 U.S. Expert Insights on SR HR-G1 (1/2)

SR No.	HR-G1
PRA レビューの視点	- 起回事象発生後 HFE は、ささいなリスク寄与因子から重要なリスク寄与因子まであり、事前にどちらかを判断することは困難である。それゆえ、最初にスクリーニング HEP を適用し、必要に応じて現実的なプラント固有の値を適用するようにして、起回事象発生後 HFE の HEP が定量化される。プラントの手順書及びプラント固有の運転経験を明確に詳細に評価し、全ての起回事象発生後 HFE に関して現実的な最確推定 HEP を算出することは、最高水準の方法であると考えられる。ささいなリスク寄与因子についてはスクリーニング HEP を適用し、重要なリスク寄与因子についてはプラントの手順書及びプラント固有の運転経験の評価に基づく最確推定値を適用することは、グッドプラクティスである。スクリーニング HEP を用いることが合理的又はわずかに保守的である場合にのみ、初期に適用したスクリーニング HEP を起回事象発生後 HFE について用いることが容認可能である。リスクに係る知見に悪影響を及ぼすことから、過度に保守的な又は過小なスクリーニング HEP を用いることは容認可能ではない。 - HFE の解析は、手順書、プラントウォークダウン及び運転員へのインタビューに基づくべきである。 - サポート要件 HR-G1 の CC-III に適合するには、HFE に関する詳細な解析が必要である。サポート要件 HR-G1 の CC-II に適合するためには、重要な HFE に関してのみ詳細な解析が必要である。ささいな HFE に関しては、保守的なスクリーニング HEP を用いることができる。サポート要件 HR-G1 の CC-I に適合するためには、全ての HFE に関して、保守的なスクリーニング HEP を用いることができる。

表 6.7.1 サポート要件 HR-G1 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 6.7.1 U.S. Expert Insights on SR HR-G1 (2/2)

SR No.	HR-G1
PRA レビューの視点	- HFE に関する詳細な解析は、一般的に、「認知」及び「実施」に係る二つのパートで構成される。認知パートは、検知、診断及び意思決定で構成される。 - HRA Calculator については、従来、CBDTM 手法、HCR/ORE 手法及び警報器対応モデル (Annunciator Response Model) の三つの手法のうち一つを用いて、詳細な認知過誤に関する解析を実施する。HCR/ORE 手法については、シミュレータ訓練から得られたデータに基づいている。時間に余裕がある起因事象発生後 HFE については、CBDTM 手法を用いて評価される。認知のために使える時間及び認知に必要な時間が比較的近い起因事象発生後 HFE については、従来、HCR/ORE 手法が用いられる。警報器対応モデルが用いられるのは、まれである。運転員操作の実施に関する過誤の解析は、従来、THERP 手法を用いて実施される。
PRA が備えるべき属性	PRA の結果に悪影響を及ぼさない HEP の適切な推定
備考	- 全 CDF に悪影響が及ばないように、CDF に大きく寄与する HFE については、現実的な最確推定 HEP を用いるべきである。 - 手順書がない知識に基づく運転員操作に関する HEP については、そうした制約 (失敗する可能性の増加) を反映すべきである。

表 6.7.2 サポート要件 HR-G1 への適合例及び不適合例 (1/2)

Table 6.7.2 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-G1 (1/2)

SR No.	HR-G1
CC-I への不適合例	
- ほとんどの起因事象発生後 HFE については、保守的なスクリーニング HEP が用いられている。しかしながら、それら HEP は 1 に設定されている。 - 特定の事故シーケンスについて評価された HEP が、他の事故シーケンスに適用されている。例えば、SBO について評価された HEP が、ATWS のような他の事故に用いられている。元々の評価された事故に対して適切である PSF は、他の事故の PSF とは大きく異なる可能性がある。	
CC-I に適合かつ CC-II に不適合である例	
- ささいな多くの HFE にスクリーニング HEP が用いられているが、重要な多くの HFE についてもスクリーニング HEP を用いている。 - 様々にタイミングが異なる複数の HFE について単一の HEP を用いるのは、過度に保守的な場合がある。SLCS の起動に関して、最少の時間が HRA で用いられている。より多くの時間が使える事故シーケンスもあるが、当該状況が定量化されておらず、HEP 又は他の機器の重要度に影響を及ぼす可能性がある。 - RPV への注水に関する消火系への切替え操作について、全ての事故シーケンスにおいて同一の HEP を用いている。以下のような事故シーケンスに依存して、消火系による注水に係る HEP は変わる。 - RCIC が使用できず、現場において RPV につながる LPCI 配管の弁を短時間で手動で開ける必要がある状況を伴う SBO 事故シーケンス - SRV 開固着を伴う SBO 事故シーケンス - ストレスレベルが高い ATWS 事故シーケンス - HPI 及び LPI が故障した状況における過渡事象事故シーケンス	

表 6.7.2 サポート要件 HR-G1 への適合例及び不適合例 (2/2)

Table 6.7.2 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-G1 (2/2)

SR No.	HR-G1
CC-II に適合かつ CC-III に不適合である例	
- 重要な全ての HFE を含む、多くの起因事象発生後 HFE については、HEP の推定のために詳細な解析が実施されている。HEP が 1.0 に設定されている場合もある。 - カットセットに含まれる HFE については、詳細な解析結果が用いられている。どのカットセットにも含まれない HFE には、スクリーニング HEP が用いられている。 - 多くの HEP は、最確推定値である。ささいな HFE については、スクリーニング HEP が用いられている場合がある。	
CC-III への適合例	
全ての起因事象発生後 HFE について詳細な解析が実施されている。	
備考	
重要な HFE を判断するための一つの方法は、全ての HFE にスクリーニング HEP を用いて定量化を行うことである。	

A.6.7.2 認知及び実施における過誤の評価（HR-G2）

表 6.7.3 サポート要件 HR-G2 に関する米国専門家の知見

Table 6.7.3 U.S. Expert Insights on SR HR-G2

SR No.	HR-G2
PRA レビューの視点	• HFE の詳細な定量的解析には、検知、診断及び意思決定といった「認知」並びに「実施」の両方における過誤が検討されなければならない。 • 認知及び実施の両方における過誤は、HRA Calculator で明確に考慮される。一般的に、起因事象発生後 HFE の評価には、以下のような三つの事項が考慮される。 (a) 時間が支配的な認知失敗（HCR/ORE 手法） (b) 時間が支配的でない認知失敗（CBDTM 手法） (c) 実施失敗（THERP 手法） 従来、（a）と（b）で確率の大きい方を（c）の確率と足し合わせて HEP を評価している。
PRA が備えるべき属性	• 認知及び実施における過誤の考慮
備考	• 米国における原子力発電所の PRA では、認知に関する HEP の推定に HCR/ORE 手法及び CBDTM 手法を、実施に関する HEP の推定に THERP 手法を合わせて用いている。

表 6.7.4 サポート要件 HR-G2 への適合例及び不適合例 Table 6.7.4 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-G2

SR No.	HR-G2
サポート要件への適合例	
詳細な HEP の評価において、認知及び実施の両方が検討されている。	
サポート要件への不適合例	
- ATWS への対応における SLCS の起動失敗などについて、運転員操作が確実に行われると想定し、実施に関する HEP が 0.0 とされている。 - フィードアンドブリードに関する運転員操作について、HEP は、CBDTM 手法及び THERP 手法を用いて評価されているが、時間に関する検討がなされていない。このため、時間内に認知及び実施を完了するために必要な時間がないという失敗モードが考慮されていない。	

A.6.7.3 行動形成因子（PSF）の考慮（HR-G3）

表 6.7.5 サポート要件 HR-G3 に関する米国専門家の知見

Table 6.7.5 U.S. Expert Insights on SR HR-G3

SR No.	HR-G3
PRA レビュー の視点	- サポート要件 HR-G3 の CC-II/III に適合するためには、用いる HRA 手法によって、当該要件に規定されたプラント固有及び事故シナリオ固有の PSF が考慮されなければならない。 - 評価する HFE 及びそれが含まれる事故シーケンスに関連した PSF を、HEP の定量化において考慮すべきである。PSF としては、使用できる指示器、手順書の品質、訓練及び経験の質、利用できる時間、実施に必要な時間、ストレス、運転員操作の複雑性、サポート人員に関する制約などが挙げられる。 - 想定される事故シーケンスにおける徴候を評価し、HRA に考慮しなければならない。 - HRA は、運転手順書及び訓練と整合していなければならない。 - 実際の運転、訓練及びプラントウォークダウンで確認すべき仮定としては、対応に当てられる人員数、指示器の可用性、施錠箇所の解錠可否、セキュリティ上のアクセス制限、現場へのアクセスルート上における危険性などがある。 - 手順書がある、訓練の一部に含まれている又は技能があると考えられる場合でなければ、リカバリーを含め、運転員操作が事故の対応において期待できるとすべきではない。 - 異なる運転員操作の PSF 間の従属性を考慮しなければならない。
PRA が備える べき属性	- 実際のプラント条件を反映した HRA の現実性 - 実際の設計、建設状況及び運転を反映するプラント固有性
備考	- HRA が、プラント固有及び事故シナリオ固有の PSF を現実的に考慮するようにしなければならない。 - HRA Calculator では、サポート要件 HR-G3 に規定された全ての PSF を評価できるようになっている。 - 運転員へのインタビューでは、必要な機器へのアクセス性及び特殊な工具の必要性について留意しなければならない。

表 6.7.6 サポート要件 HR-G3 への適合例及び不適合例

Table 6.7.6 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-G3

SR No.	HR-G3
CC-I への不適合例	
- 解析では、サポート要件 HR-G3 に規定されている PSF が考慮されていない。 - RHR 運転による冷却に至らない SGTR 事故シーケンスにおいて、RWST に水を補給するための運転員操作に関して、診断及び実施に利用できる時間の一貫性がない。RWST 水位が 8% で警報が発報し RWST に水を補給するための判断を行い、他の水源から水を移送し補給するまでの時間を正確に算定すべきである。 - 事故シーケンスとは独立したものとして、ATWS 時における ADS の起動防止の HEP が非常に低く評価されている。ADS 起動防止の HEP は、事故シーケンスに従属し、高ストレス及び明確な指示器がないといった PSF を考慮すべきである。 - 系統的な問題として、ストレスに係る PSF が NUREG/CR-1278 の手引きに基づき正しく適用されておらず、多くの HEP は通常のストレスレベルを用いて解析されている。 - 手順書が見直されているが、その HRA への影響について評価されていない。手順書の見直しは、PSF 及び HEP に大きな影響があり得る。	
CC-I に適合かつ CC-II/III に不適合である例	
ストレスなど PSF が考慮されているが、プラント固有又は事故シナリオ固有ではない。	
CC-II/III への適合例	
- 認知過誤には CBDTM 手法又は HCR/ORE 手法が、実施過誤には THERP 手法が用いられて HEP の定量化が実施されている。サポート要件 HR-G3 の CC-II/III に規定されたプラント固有又は事故シナリオ固有の PSF が考慮されている。運転員操作の実施に利用できる時間及びキューまでの時間は、プラント固有の熱水力解析及び一般的な熱水力解析に基づいている。 - HFE の詳細な解析に用いられている手法によって、各事故シナリオについて必要な PSF が考慮されている。	
備考	
訓練により、実際の事故における恐れやストレスを全てなくすことはできない。	

A.6.7.4 運転員操作に使用できる時間に関連した解析結果の活用（HR-G4）

表 6.7.7 サポート要件 HR-G4 に関する米国専門家の知見

Table 6.7.7 U.S. Expert Insights on SR HR-G4

SR No.	HR-G4
PRA レビューの視点	• 運転員操作に使用できる時間を推定するために、事故シーケンスに関する熱水力解析結果を用いるべきである。プラント固有の熱水力解析結果を用いることは、最高水準の方法である。プラントに適用可能であることが示されれば、一般的な熱水力解析結果を用いることは容認可能である。 • 実際には、運転員操作に使用できる時間は、プラント固有の熱水力解析結果又はプラント固有の特性が考慮される適切な、一般的な解析結果に基づいている。 • 米国のほとんどのプラントにおいて、運転員操作に使用できる時間に係る根拠として、適用可能な事故シーケンスについてはプラント固有の MAAP コードによる解析結果が用いられている。 • 原子炉出力向上（power uprate）は、考慮すべきである。 • キュー及び運転員がキューを知覚する時間を特定すべきである。 • 参照する熱水力解析結果は、適用する運転員操作の適切な根拠となるようなものでなければならない。
PRA が備えるべき属性	• 実際のプラント条件を反映した HRA の現実性
備考	• 起因事象の発生から炉心損傷までの時間及びキューの発生時間を推定するために、プラント固有の熱水力計算結果を活用すべきである。 • シミュレータデータ、一般的な若しくはプラント固有の熱水力解析又は専門家判断であるなど HFE のタイミングの根拠を提示すべきである。

表 6.7.8 サポート要件 HR-G4 への適合例及び不適合例 (1/2)

Table 6.7.8 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-G4 (1/2)

SR No.	HR-G4
CC-I への不適合例	
- MSLB、SGTR、LOOP などの複数の ET においてある運転員操作が含まれており、主給水喪失におけるタイミングに基づいている。主給水喪失は、当該運転員操作に関して代表的な起因事象ではないが、他の起因事象と運転員操作のタイミング等に差がない。 - ATWS が発生していない事故シナリオにおいて、RPV の減圧のために 2 時間使用できるとされている。従来、多くの BWR において、当該操作は 30 分から 60 分までの時間が使用できるとされており、2 時間ではリスクを極端に過小評価していることになる。 - 根拠が示されていない不適切な仮定が用いられている場合がある。例えば、再循環運転の成功基準では、RWST を水源とした注水に係る流路上の弁を閉止する必要があるが、当該閉止操作に使用できるとされている時間（1 時間）が運転手順書（2 分）と異なる。	
CC-I に適合かつ CC-II に不適合である例	
HRA に用いられているタイミングは、一般的には合理的なものであるが、プラント固有の熱水力解析結果が用いられていない。運転員操作のタイミングは、一般的な推定又は保守的な値である。時間に関する情報は、プラント固有の MAAP コードによる解析結果又は類似プラントの情報とつながりを持つべきである。	
CC-II に適合かつ CC-III に不適合である例	
- 起因事象の発生から炉心損傷に至るまでの時間及びキューが発生するまでの時間は、現実的で一般的な熱水力解析及びプラント固有の熱水力解析の両方に基づいている。 - 運転員操作に使用できる時間は、FSAR、原子炉出力向上（power uprate）に関するプラント固有の解析結果、MAAP コードによる解析結果、機械室の温度上昇に関する GOTHIC コードによる解析結果、ARP など様々な情報に基づいている。	
CC-III への適合例	
起因事象の発生から炉心損傷に至るまでの時間にプラント固有の熱水力解析結果を用いている。運転員操作に使用できる時間が、シミュレータ訓練における経験に基づいている。	

表 6.7.8 サポート要件 HR-G4 への適合例及び不適合例 (2/2)

Table 6.7.8 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-G4 (2/2)

SR No.	HR-G4
備考	
• HFE に関する時間が不適切な場合、HEP が過小又は保守的となる可能性がある。 • ある一つの起因事象について計算されたタイミングが他の起因事象にも用いられる場合、適用される全ての事故シーケンスについて、当該タイミングが代表的なものでなければならない。 • 中央制御室で知覚される RPV 水位が、熱水力解析における当該水位とどのように対応するのかについて説明すべきである。	

A.6.7.5 運転員操作に必要な時間の設定 (HR-G5)

表 6.7.9 サポート要件 HR-G5 に関する米国専門家の知見

Table 6.7.9 U.S. Expert Insights on SR HR-G5

SR No.	HR-G5
PRA レビュー の視点	- 運転員操作に必要な時間はプラント固有の根拠に基づいて設定すべきである。 - 運転員操作に必要な時間は、観察結果又は運転員からの情報に基づくべきである。 - 移動や現場操作といった中央制御室外における活動に関する時間は、運転員へのインタビュー、訓練に関する記録、観察結果によるものとすべきである。 - シミュレータ訓練における観察は、少なくとも、重要度が高く短時間しか使えない運転員操作について実施すべきである。運転員が認識している運転員操作に係る時間は、シミュレータ訓練で測定される時間と異なる可能性がある。
PRA が備える べき属性	実際のプラント条件を反映した HRA の現実性
備考	- 運転員操作に必要な時間よりも利用できる時間のほうが大きい場合においてのみ、運転員操作が実施可能であることが保証されるべきである。 - 運転員操作に必要な時間は現実的でなければならない。 - 運転員操作に必要な時間は、起因事象の発生から炉心損傷に至るまでの時間からキューの発生までの時間を引いた、運転員操作に利用できる時間と比較されるべきである。 - 運転員操作に必要な時間は、認知に係る時間及び実施に係る時間の二つに分けられる。

表 6.7.10 サポート要件 HR-G5 への適合例及び不適合例

Table 6.7.10 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-G5

SR No.	HR-G5
CC-I への不適合例	
いくつかの HFE に関する時間が、合理的に推定されていない。例えば、運転員操作の実施に 2 分かかると推定されているが、それぞれ数分はかかると思われる重要な手順が 12 個含まれている。	
CC-I に適合かつ CC-II に不適合である例	
運転員操作に必要な時間は、運転員からの情報、運転員との詳細な議論又は専門家判断に基づいている。しかしながら、運転員操作に必要な時間に関する観察結果を得るための、手順書やシミュレータ訓練に関するプラントウォークダウンや詳細な議論の実施に関する文書はない。	
CC-II に適合かつ CC-III に不適合である例	
詳細な HEP の解析に関して、運転員操作に必要な時間は、手順書やシミュレータ訓練に関するプラントウォークダウンや詳細な議論に基づいている。一方で、スクリーニング HEP を用いている HFE については、運転員操作に必要な時間に関する根拠はない。	
CC-III への適合例	
運転員操作に必要な時間を特定するために、手順書やシミュレータ訓練に関するプラントウォークダウンや詳細な議論から得た情報を用いている。	
備考	
スクリーニング HEP については、通常、キューまでの時間及び利用可能な時間に関する根拠はない。	

A.6.7.6 推定された起因事象発生後 HFE の発生確率の一貫性の確保 (HR-G6)

表 6.7.11 サポート要件 HR-G6 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 6.7.11 U.S. Expert Insights on SR HR-G6 (1/2)

SR No.	HR-G6
PRA レビュー の視点	• PRA 内部において、推定された HEP 間で互いに一貫性を持つべきである。 • PRA 内部において、各 HEP が相対的に正しい値を持つべきである。これには、スクリーニング HEP の利用を最小限にする必要がある。 • 重要な HEP については、運転員によりレビューされるべきである。 • 利用できる時間、意思決定に至るまでの複雑さ及び作業の複雑さに基づき、HEP が合理的で一貫性を持つことを確認するために、HRA 及び HEP をレビューしなければならない。 • 利用できる時間が少ないほど、ストレスレベルが大きいほど、又は手順が複雑であるほど HEP が増加することが想定され、一貫性の確認についてはそのような観点から HEP を評価できる。 • 確認では、HFE 間の従属性レベルに関するレビュー、リカバリーに利用できる時間の比較などが行われる。 • 類似プラントにおける類似の運転員操作との間で HEP を比較することもできる。
PRA が備える べき属性	• HRA の合理性及び一貫性

表 6.7.11 サポート要件 HR-G6 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 6.7.11 U.S. Expert Insights on SR HR-G6 (2/2)

SR No.	HR-G6
備考	• レビュー及び比較に基づき、推定された HEP について合理的で一貫性があることが確認されなければならない。 • 各 HEP を推定した後に、時間並びに診断及び実施に関する複雑さといった PSF を検討すべきである。利用可能であれば、類似の操作に関する類似プラントの HEP を更に参考として用いるべきである。 • HEP の推定に関する一貫性を確認する一つの方法は、比較のために昇順又は降順で HEP を整理することである。 • HEP に関して確信が持てない場合には、どの PSF がリスクについて支配的であるか、不整合性を説明できるか及び不整合性を是正するように修正できるかについて判断を行うために、HEP に関する解析について更にレビューしなければならない。

表 6.7.12 サポート要件 HR-G6 への適合例及び不適合例

Table 6.7.12 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-G6

SR No.	HR-G6
サポート要件への適合例	
利用できる時間、意思決定に至るまでのプロセスの複雑さ及び作業の複雑さに基づき、HEP が合理的で一貫性を持つことを確認するために、HEP がレビューされている。HEP が、類似プラントにおける類似の操作と比較されている場合がある。	
サポート要件への不適合例	
- HRA の結果はレビュー及び比較に基づき合理的なものであるとされているが、当該レビュー及び比較に関する詳細が文書化されていない。 - 他の BWR と同様でなく、EOP、シミュレータ訓練で明確にされている手順と不整合であり、RPV を減圧するための運転員操作に係る HPE が極端に高い。 - 早期及び晩期の LPI に関する HEP が同じである。 - ATWS 時における ADS の起動防止に関する HEP が低すぎる。	
備考	
全体的なプロセス、特定された不整合な点、不整合な点の修正について説明し、レビューに関して文書化する必要がある。	

A.6.7.7 従属性の程度に関する評価（HR-G7）

表 6.7.13 サポート要件 HR-G7 に関する米国専門家の知見（1/2）

Table 6.7.13 U.S. Expert Insights on SR HR-G7 (1/2)

SR No.	HR-G7
PRA レビューの 視点	• PRA において、起因事象発生後 HFE 間の従属性を評価しなければならない。 • 同一の事故シーケンス又はカットセットに含まれる複数の起因事象発生後 HFE に関する従属性の評価を行わなければならない。評価においては、前の運転員操作による影響、キュー及び指示器、手順書並びに同一の機能に係る運転員操作であるかについて考慮すべきである。従属性の程度の評価における以下の三つの考慮事項について説明を行わなければならない。 (a) 全ての運転員操作に必要な時間と利用できる時間 (b) 高いストレスレベルなど従属性をもたらす要素 (c) 利用できる人員 • 事故シーケンスの発生頻度が過小評価されないよう、評価した従属性を反映するように、ジョイント HEP を推定しなければならない。 • 異なる運転員操作に関する PSF 間の従属性を考慮しなければならない。 • リカバリーに関する解析を実施する際、PSF がいつも独立していると考えないようにすることに留意しなければならない。同一のカットセットに含まれる HFE 間の PSF に関する詳細な説明をすべきである。これにより、従属性に関する解析を正しく行うことができる。

表 6.7.13 サポート要件 HR-G7 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 6.7.13 U.S. Expert Insights on SR HR-G7 (2/2)

SR No.	HR-G7
PRA が備えるべき属性	• HFE 間の従属性の考慮
備考	• ジョイント HEP を評価するために、同一のカットセットに含まれる複数の起因事象発生後 HFE に関して検討しなければならない。 • 同一のカットセットに含まれる複数の起因事象発生後 HFE の各組合せに関し、まず、事故の進展におけるそれぞれのタイミングを整理すべきである。それから、従属性に関する要素を定性的に考慮すべきである。 • HFE 間の従属性の程度を評価する際に考慮される定性的な要素として、同一又は類似の操作であるか、近いタイミングで発生しているか、類似のキューに関する操作であるかなどが挙げられる。 • 全ての重要な HFE 間の従属性が評価されるよう、PRA モデルの定量化において詳細な評価から得られた HEP を高い値に置きかえることにより、同一の事故シーケンス又はカットセットに含まれる複数の運転員操作を特定することができる。

表 6.7.14 サポート要件 HR-G7 への適合例及び不適合例

Table 6.7.14 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-G7

SR No.	HR-G7
サポート要件への適合例	
サポート要件 HR-G7 に示されている要素を考慮し、同一のカットセットに含まれる起因事象発生後 HFE に関して従属性の評価が徹底的に実施されている。従属性の評価は、一貫性を持って正しく実施されている。評価においては、前の運転員操作による影響が考慮されている。	
サポート要件への不適合例	
- サポート要件 HR-G7 に示されている要素に関する説明がない。 - HRA を更新する際に、HFE 間の従属性の評価が実施されていない。 - 起因事象発生後 HFE 間の従属性の評価に関して、限られた HFE の組合せのみについて検討されている。発生確率が低いカットセットに含まれる HFE の組合せについて、従属性が見落とされている。 - リスク上重要なカットセットについて、合理的な説明がなく従属性を持つ HFE の HEP が 1.0 とされており、PRA モデルが保守的である可能性がある。 - キューのタイミングが離れていることのみから、複数の HFE が独立しているとするのは合理的ではない。HFE 間の従属性の評価においては、運転員操作全体において時間に重なりがあるか検討すべきである。 - 例えば 1E-5 といったジョイント HEP 下限値が適用されていない。 - 適切な説明がなされず、ジョイント HEP で規定された下限値よりも小さいものがある。	
備考	
- ジョイント HEP に関する合理的な下限値を設定しなければならない。 - 一つ目の運転員操作の時間がそれぞれのキューの間の時間と比べて小さく、二つの運転員操作の時間が明確に分かれていれば、従属性の程度は小さいといえる。そのような場合でなければ、二つの運転員操作には従属性がある。	

A.6.7.8 確率値及びその不確かさの評価（HR-G8）

表 6.7.15 サポート要件 HR-G8 に関する米国専門家の知見

Table 6.7.15 U.S. Expert Insights on SR HR-G8

SR No.	HR-G8
PRA レビューの 視点	- 不確かさと共に HEP の値を評価する必要がある。 - 従来、HRA 手法により得られる HEP の値は、中央値である。平均値を得るには、中央値を変換する必要がある。中央値から平均値に変換するには、エラーファクターなどの不確かさパラメータ及び確率分布が必要である。 - HEP の不確かさを与えるために最もよく用いられる手法は THERP 手法である。THERP 手法により、運転員操作の種類及び HEP の大きさに基づきエラーファクターが得られる。
PRA が備えるべき属性	HEP の点推定値及びその不確かさの評価
備考	- PRA モデルの定量化のために HEP の平均値が必要である。HEP の不確かさ範囲又は不確かさパラメータは、不確かさの伝搬解析に必要である。不確かさの伝搬解析により CDF の不確かさ幅が得られる。 - 従来、不確かさの推定は、各起因事象発生後 HFE の平均 HEP に関するエラーファクターを特定することにより行われている。 - HRA Calculator では、推定された HEP に関する不確かさパラメータを得るための方法が提供されている。

表 6.7.16 サポート要件 HR-G8 への適合例及び不適合例

Table 6.7.16 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-G8

SR No.	HR-G8
CC-I への不適合例	
• HEP の点推定値が示されているが、不確かさは示されていない。	
CC-I に適合かつ CC-II に不適合である例	
• HEP の点推定値が評価され、HEP の値が保守的か現実的かに関する定性的な説明により不確かさの特性が表されている。	
CC-II に適合かつ CC-III に不適合である例	
• HEP の平均値及びエラーファクターが、重要な起因事象発生後 HFE のそれぞれについて評価されている。HEP の点推定値及び不確かさ範囲が、ささいな HFE のそれぞれについて評価されている。	
CC-III への適合例	
• 全ての起因事象発生後 HFE に関して、対数正規分布を仮定し、HEP の平均値及びエラーファクターが評価されている。	
備考	
• PRA におけるグッドプラクティスは、HEP の平均値を求め、HEP の値及び運転員操作の種類に応じてエラーファクターを評価することである。	

A.6.8 リカバリーのための運転員操作のモデル化

A.6.8.1 リカバリーのための運転員操作の考慮（HR-H1）

表 6.8.1 サポート要件 HR-H1 に関する米国専門家の知見

Table 6.8.1 U.S. Expert Insights on SR HR-H1

SR No.	HR-H1
PRA レビュー の視点	- リカバリーは、修理又は他の方法による補填により、SSC の故障の結果として失われた機能を復旧することである。（本 NRA 技術ノートでは、人的過誤の是正についてもリカバリーという。） - 過剰な保守性を除外するために、従来、技能に基づいた運転員操作を事故の緩和に活用できるものとし、PRA モデルにはリカバリーのための運転員操作が考慮される。 - PRA モデル及びリスクの定量化結果に係る現実性を改善するために、期待できるリカバリーのための運転員操作については、体系的に PRA モデルにおいて考慮すべきである。 - 元々リカバリーなしでは重要であると思われていたが、適切にリカバリーを考慮すれば実際にはささいであるカットセット又は事故シーケンスによってリスクに関する知見があいまいにならないように、リカバリーのための運転員操作を体系的に考慮することが望ましい。 - PRA モデルに追加すべき期待されるリカバリーのための運転員操作を特定するために、重要なカットセット又は事故シーケンスを運転員と共にレビューすべきである。 - サポート要件 HR-H1 の CC-II では重要な全ての事故シーケンスについて、同サポート要件の CC-III ではモデル化された全ての事故シーケンスについて、リカバリーのための運転員操作をモデル化することが要求されている。
PRA が備える べき属性	実際の運転員による対応を反映する現実性
備考	起因事象発生後 HFE の評価プロセスと同じように、リカバリーのための運転員操作を評価すべきである。

表 6.8.2 サポート要件 HR-H1 への適合例及び不適合例

Table 6.8.2 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-H1

SR No.	HR-H1
CC-I への不適合例	
- リカバリーのための運転員操作が、PRA モデルに考慮されていない。 - 手順書に指示がないなどのことから期待できないリカバリーが、PRA モデルにおいて考慮されている。	
CC-I に適合かつ CC-II に不適合である例	
- CDF 推定における必要性に応じて、リカバリーのための限られた数の運転員操作のみが解析において評価されている。しかしながら、リカバリーに関して重要な事故シーケンスが体系的にレビューされていない。 - リカバリーは、LOOP に関してのみ考慮されている。	
CC-II に適合かつ CC-III に不適合である例	
重要な事故シーケンスについて、リカバリーのための運転員操作が考慮されている。想定されるリカバリーは全てを考慮しているわけではなく、実施される可能性があるとして運転員から情報を得た場合を主に考慮している。	
CC-III への適合例	
過剰な保守性を除外して技能に基づいた運転員操作を考慮するため、単に重要な事故シーケンスだけではなく、PRA モデル全体においてリカバリーのための運転員操作が考慮されている。	
備考	
リカバリーのための運転員操作として、LPI といった系統の自動起動失敗に関して手動起動が考慮される。	

A.6.8.2 リカバリーの信頼性に関するプラント固有の情報の考慮（HR-H2）

表 6.8.3 サポート要件 HR-H2 に関する米国専門家の知見 （1/2）

Table 6.8.3 U.S. Expert Insights on SR HR-H2 (1/2)

SR No.	HR-H2
PRA レビュー の視点	• プラント固有の情報に基づきリカバリーの信頼性について評価すべきである。 • リカバリーのための運転員操作を評価する際は、手順書、訓練、キュー、PSF 及び利用可能な人員数を考慮すべきである。リカバリーのための運転員操作については、明確にプラント固有の手順書があるものや、より一般的な手引き及び系統に関する知識に基づいて実施されるものがある。 • リカバリーを実施する必要性について運転員が分かるように、指示器及び計装機器が利用可能でなければならない。 • 手順書が利用可能である、運転員の訓練の一部に含まれている、又は技能を持つと考えられる場合でなければ、リカバリーのための運転員操作を実施できるものとするべきではない。手順書がない場合には、適切に合理的な説明を行うべきである。 • リカバリーのための運転員操作が確実に実行可能であることを保証するために、当該運転員操作に利用可能な時間及び必要な時間を評価すべきである。 • リカバリーのための運転員操作に係る HEP の定量化においては、PSF を考慮すべきである。
PRA が備える べき属性	• 実際の運転員による対応を反映する現実性

表 6.8.3 サポート要件 HR-H2 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 6.8.3 U.S. Expert Insights on SR HR-H2 (2/2)

SR No.	HR-H2
備考	- 解析が過小評価とならないように、リカバリーのための運転員操作については、サポート要件 HR-H2 で規定されている判断基準に適用する場合においてのみ事故の緩和において期待できるものとすべきである。 - 合理的でないリカバリーを適用することにより、リスクを過小評価する可能性がある。 - 特殊なツール（工具など）の必要性を PSF では考慮すべきである。 - 前の運転員操作に係る利用可能な人員数などの問題を間接的に考慮するように、リカバリーのための運転員操作が完全従属するものとして保守的に考慮されることがある。

表 6.8.4 サポート要件 HR-H2 への適合例及び不適合例

Table 6.8.4 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-H2

SR No.	HR-H2
サポート要件への適合例	
- サポート要件 HR-H2 に規定された要素を考慮し、全ての HEP が同一の手法を用いて評価されている。PRA モデルで考慮されているリカバリーのための全ての運転員操作には、手順書がある。 - 運転員の訓練の一部として含まれる手順書化されている運転員操作に限定して、起因事象発生後 HFE と同様のプロセスに従い、プラント固有の情報に基づいてリカバリーのための運転員操作が評価されている。	
サポート要件への不適合例	
- PRA で考慮されているリカバリーのための運転員操作は、手順書で明確に指示されているものではない。モデル化されているリカバリーのための運転員操作全てについて、プラント固有の手順書がある又は運転員の訓練において実施されているわけではない。 利用できる人員数については十分に確保されるとあるが、解析において特に検討がなされていない。 - PRA モデルに含まれるリカバリーのための運転員操作は一部のものに限られている。結果として、適用可能な全ての事故シーケンスにリカバリーが含まれているわけではない。 - 試験時の人的過誤に関するリカバリーの HEP が、起因事象発生後のリカバリーの HEP として適用されている。予想されるストレスなどの PSF を考慮すると、これは適切ではない。 - 開閉装置室の冷却機能が喪失した後に、当該開閉装置室の扉を開放する運転員操作がモデル化されている。しかしながら、そのような運転員操作に係る手順書の記載はない。さらに、EDG の近くにあることにより更に温度が上昇することから、扉を開放することにより問題が悪化する可能性がある。	
備考	
米国における事業者の多くの PRA では、手順書になっていない運転員操作をモデル化しない。	

A.6.8.3 リカバリー及びその他運転員操作に関する HFE 間の従属性の考慮 (HR-H3)

表 6.8.5 サポート要件 HR-H3 に関する米国専門家の知見

Table 6.8.5 U.S. Expert Insights on SR HR-H3

SR No.	HR-H3
PRA レビューの視点	• HRA におけるリカバリー及びその他運転員操作に関する HFE 間の従属性を評価しなければならない。 • カットセット又は事故シーケンスに含まれるリカバリー及びその他運転員操作に関する HFE の組合せについて、ジョイント HEP を評価するための検討が実施されなければならない。 • 従属性の評価においては、全ての HEP、リカバリー及びその他運転員による操作が考慮されるべきである。
PRA が備えるべき属性	• HFE 間の従属性の考慮
備考	• CDF が過小評価されないように、リカバリー及びその他運転員操作に関する HFE 間の従属性を特定し、評価し、考慮しなければならない。 • 前の運転員操作に係る利用可能な人員数などの問題を間接的に考慮するように、リカバリーのための運転員操作が完全従属するものとして保守的に考慮されることがある。

表 6.8.6 サポート要件 HR-H3 への適合例及び不適合例

Table 6.8.6 Examples for Meeting and Not Meeting SR HR-H3

SR No.	HR-H3
サポート要件への適合例	
- リカバリーを含む全ての運転員操作が FT 及び ET において考慮されている。保守的なスクリーニング HEP を設定し特定された起因事象発生後 HFE の組合せは、リカバリーのための運転員操作を含んでいる。従属性の評価において、リカバリーのための運転員操作を含む起因事象発生後 HFE の組合せが全て考慮されている。 - HRA において、リカバリー及びその他運転員操作に関する HFE 間の従属性が考慮されている。	
サポート要件への不適合例	
- リカバリー及びその他運転員操作に関する HFE 間の従属性は、更新前の PRA で得られた HFE 組合せのみについて考慮され、重要と思われる更新後の組合せが考慮されていない。 - 運転員操作間の従属性の評価は、体系的に正しく実施されていない。 - 同一の事故シーケンス又はカットセットに含まれる HFE の組合せの特定において、リカバリーが考慮されていないことがある。 - ジョイント HEP に関する下限値が設けられていない。	

A.7. データ解析

本節では、データ解析に関する調査結果をまとめている。NRC の RG1.200 において、データ解析（RG1.200 では”parameter estimation analysis”とされている。）では、機器の故障確率及びアンアベイラビリティと共に、起因事象の発生頻度を定量化するとされている。

本節の構成については、A.7.1 で上位レベル要件 HLR-DA-A（パラメータの定義関連）、A.7.2 で上位レベル要件 HLR-DA-B（機器のグループ化関連）、A.7.3 で上位レベル要件 HLR-DA-C（一般的な産業界データ及びプラント固有データの収集関連）、A.7.4 で上位レベル要件 HLR-DA-D（パラメータ推定関連）に関する調査結果をまとめている。

A.7.1 パラメータの定義

A.7.1.1 確率又は頻度が必要な基事象の特定 (DA-A1)

表 7.1.1 サポート要件 DA-A1 に関する米国専門家の知見

Table 7.1.1 U.S. Expert Insights on SR DA-A1

SR No.	DA-A1
PRA レビューの視点	- 例えば CCF を含む全ての故障モードの発生確率、保守によるアンアベイラビリティ、試験によるアンアベイラビリティ、リカバリーの失敗確率など、確率又は頻度を計算するためにデータが必要な基事象を特定しなければならない。 - このような基事象には、サポート要件 DA-D1 に示されたものと起因事象の発生頻度に関するものがある。いくつかのリカバリーを除いて、ほぼ全ての基事象が FT に組み込まれる。 - 各系統の基事象については、システム解析において定義される。サポート要件 DA-A1 に記載されているような各種の基事象を特定するために、各系統モデルをレビューする必要がある。このような特定された基事象から、FT を定量化するのに必要なデータを特定することができる。
PRA が備えるべき属性	必要なパラメータ及び関連するデータの網羅性
備考	- モデルの定量化を行えるように、始めにデータ解析から得られる情報が必要な全ての基事象又はモデル要素を特定しなければならない。 - PRA モデルを定量化するために必要なデータには、デマンド故障、運転継続失敗、CCF、試験又は保守によるアンアベイラビリティ、LOOP 事象発生後の電源復旧操作、機器故障に関連したリカバリー、代替設備の使用などに関するものがある。 - 従来、レベル 1PRA では故障した機器の修理をモデル化しない。

表 7.1.2 サポート要件 DA-A1 への適合例及び不適合例

Table 7.1.2 Examples for Meeting and Not Meeting SR DA-A1

SR No.	DA-A1
サポート要件への適合例	
システム解析の結果より、確率又は頻度が必要な基事象が特定されている。	
サポート要件への不適合例	
CCF 及びリカバリーに関する基事象が全て特定されているわけではない。	
備考	
CCF のモデル化は、システム解析に関する文書に含めるべきである。他方で、CCF パラメータの推定については、データ解析に関する文書に含めるべきである。これにより、米国 PRA 標準に対して各機器のパラメータをレビューしやすくなる。	

A.7.1.2 構造物、系統及び機器（SSC）の構成要素の範囲、故障モード、成功基準の定義（DA-A2）

表 7.1.3 サポート要件 DA-A2 に関する米国専門家の知見

Table 7.1.3 U.S. Expert Insights on SR DA-A2

SR No.	DA-A2
PRA レビューの視点	• PRA モデル、機器の故障モード、データ収集、ベイズ更新及び CCF パラメータが全て一貫性を持つように、機器を構成する部品の範囲を明確に定義しなければならない。 • SSC の故障モード、成功基準及び構成要素の範囲を明確に定義すべきである。 • 機器故障率及び CCF パラメータの評価のために、機器を構成する部品の範囲を定義しなければならない。 • 機器を構成する部品の範囲は、一般的な産業界データの同種機器に係る範囲と整合すべきである。 • 一般的な産業界データ及び PRA モデルの間の、機器を構成する部品の範囲に関する差異については、明確に特定し、これらの違いをどのように調整するかについても文書化すべきである。 • NRC のウェブサイト上において、系統及び機器、それらの構成要素の範囲並びに故障モードに関する一般的な説明が提供されている³²。
PRA が備えるべき属性	• 用いるデータとの整合性 • 独立した個別の故障と CCF の間の整合性
備考	• 同一機器の構成部品の範囲については、ランダム故障と CCF で整合しなければならない。 • 米国の多くの PRA において、機器を構成する部品の範囲は、NUREG/CR-6928 と同じである。 • 基事象によってモデル化された機器を構成する部品の範囲は、データ解析に関する文書にまとめるべきである。

表 7.1.4 サポート要件 DA-A2 への適合例及び不適合例

Table 7.1.4 Examples for Meeting and Not Meeting SR DA-A2

SR No.	DA-A2
サポート要件への適合例	
- SSC を構成する要素の範囲、故障モード及び成功基準が、システム解析における基事象の定義と整合している。 - タービントリップ事象について、PCS が機能喪失しているものとされていない。	
サポート要件への不適合例	
- 機器故障率及び CCF パラメータの評価のために、SSC の構成要素の範囲が定義されていない。 - EDG の起動用空気は、EDG を構成する部品の範囲内として定義されている。しかしながら、FT においては起動用空気が分けられてモデル化されている。 - 電動ポンプに関する一般的なデータには遮断器が含まれているが、PRA における対応する機器の構成要素の範囲については、別の故障率を持つ二つの基事象に遮断器とポンプを分けている。これは、CCF に関する機器を構成する要素の定義についても同様である。機器を構成する部品の範囲は、同一機器に関する一般的なデータにおける範囲と整合すべきである。	
備考	
故障率に関するデータ解析における機器の成功又は失敗に関する定義は、FT における機器の故障モードのモデル化方法と整合しなければならない。	

A.7.1.3 適切な確率モデルの活用（DA-A3）

表 7.1.5 サポート要件 DA-A3 に関する米国専門家の知見

Table 7.1.5 U.S. Expert Insights on SR DA-A3

SR No.	DA-A3
PRA レビュー の視点	- 特定の機器故障モードに関する基事象の確率を計算するために、適切な確率モデルを活用しなければならない。 - 例えば NUREG/CR-6928 に記載されている一般的な起因事象の発生頻度及び故障率に関する確率分布は、継続運転失敗についてはガンマ分布、デマンド故障についてはベータ分布である。 - ベイズ更新においては、継続運転失敗についてはポアソン分布を、デマンド故障については二項分布を尤度関数として用いている。 - 対数正規分布は、継続運転失敗に関する起因事象発生頻度及び機器故障に適用できる。 - 保守（又は試験）によるアンアベイラビリティは、実施頻度と平均的な実施期間の掛け合わせ、又は平均的な実施期間を平均的な実施間隔で割ることにより求められる。
PRA が備える べき属性	パラメータの算出における適切性
備考	基事象の値を正しく計算するために適切なモデルを用いる必要がある。

表 7.1.6 サポート要件 DA-A3 への適合例及び不適合例

Table 7.1.6 Examples for Meeting and Not Meeting SR DA-A3

SR No.	DA-A3
サポート要件への適合例	
- 基事象の確率を計算するために用いられている確率モデルは適切であり、文書化されている。 - 適切な故障確率モデルが用いられている。各基事象の故障データは、対数正規分布、ガンマ分布又はベータ分布が仮定されており、適切に適用されている。一般的なデータは、主に NUREG/CR-6928 に基づいており、二項分布及びポアソン分布を用いてベイズ更新が行えるようにベータ分布及びガンマ分布が用いられている。一般的なデータと整合した故障モデルを用いて、プラント固有データが計算されている。	
サポート要件への不適合例	
- NUREG/CR-6928 で用いられるガンマ分布とは異なり、幾つかの継続運転失敗に関してベータ分布が用いられている。 - デマンド故障に関して、故障の可能性が待機故障率λ及びサーベイランス間隔τに関連していると仮定され、計算式として平均的な待機故障確率$\lambda\tau/2$が用いられている。これは、デマンド故障の確率が純粋に時間に比例するという仮定に基づいているが、必ずしも正しくはない。機器への衝撃や人的過誤により、デマンド故障確率が必ずしも時間に比例しないことがある。デマンド故障確率が適切に算出されるようにデータ解析を実施すべきである。	
備考	
プラント固有のアンアベイラビリティに関する確率分布や 1.0 を上端とする任意の確率分布を表すために、対数正規分布を用いるのは適切ではない。	

A.7.1.4 推定されるパラメータ及び推定に必要なデータの特定 (DA-A4)

表 7.1.7 サポート要件 DA-A4 に関する米国専門家の知見

Table 7.1.7 U.S. Expert Insights on SR DA-A4

SR No.	DA-A4
PRA レビュー の視点	- 推定されるパラメータ及び推定に必要なデータを適切に特定しなければならない。これには、一般的な起因事象の発生頻度、一般的な機器の故障率、一般的な CCF パラメータ、プラント固有の起因事象の発生回数、プラントの運転炉年、機器故障の発生回数、機器の運転時間、機器の動作要求回数、CCF 事象の発生回数、試験間隔及び試験期間、保守の実施頻度及び実施期間などがある。 - PRA モデルの定量化に必要な、起因事象の発生頻度、機器のランダム故障率、CCF パラメータ、試験又は保守による機器のアンアベイラビリティ、起因事象発生前 HFE、起因事象発生後 HFE 及びリカバリーに関する HFE は、全て特定し、評価されなければならない。 - 試験及び保守によるアンアベイラビリティは、当該アンアベイラビリティに関する合計時間を用いて、トレン及び系統レベルでモデル化できる。 - 米国においては、試験及び保守のアンアベイラビリティに関するデータは、各プラントにおいて保守規則に基づき収集された SSC の不具合等に関するデータベース（以下「保守規則データベース」という。）から得ることができる。保守規則の対象でない機器の待機除外時間を得るために、制御室における記録及びリスクモニターの履歴を用いることもできる。
PRA が備える べき属性	必要なパラメータ及び関連するデータの網羅性
備考	各基事象を定量化するために必要なパラメータを特定し、必要なデータを収集し、それらを文書化しなければならない。

表 7.1.8 サポート要件 DA-A4 への適合例及び不適合例

Table 7.1.8 Examples for Meeting and Not Meeting SR DA-A4

SR No.	DA-A4
サポート要件への適合例	
推定されるパラメータ及びパラメータ推定に必要なデータは、適切に特定されている。	
サポート要件への不適合例	
推定されるパラメータ及びパラメータ推定に必要なデータが、特定されていない。	
備考	
例えば、大きな Fussell-Vesely 重要度（以下「FV 重要度」という。）を持つ SSC などの重要なリスク寄与因子については、プラント固有データを考慮すべきである。	

A.7.2 機器のグループ化

A.7.2.1 機器のグループ化 (DA-B1)

表 7.2.1 サポート要件 DA-B1 に関する米国専門家の知見

Table 7.2.1 U.S. Expert Insights on SR DA-B1

SR No.	DA-B1
PRA レビューの 視点	- プラント固有データを収集する際に、合理的な方法で類似の機器をグループ化すべきである。 - データ解析のために、従来、機器は、機種及びその使用条件等に応じて分類される。 - プラント固有データを適切なものとするために、グループ内の機器は、十分に類似したものとするべきである。 - 系統ごとにポンプをグループ化することにより、運転状態、設計及び大きさ、使用条件、保守などにおける差異を考慮できる。 - NUREG/CR-6928 では、一般的な産業データに関する機器のグループ化が示されている。 - サポート要件 DA-B1 の CC-II に適合するために、データから判断できる範囲で、機種及び使用上の特性により機器をグループ化しなければならない。 - 保守によるアンアベイラビリティに関するデータは、一般的に、類似機器に関する平均的な保守によるアンアベイラビリティを表すようにグループ化される。
PRA が備えるべき属性	パラメータ推定における現実性
備考	- パラメータ推定を現実的なものとするために、類似性に基づきグループ化された機器に関してデータ解析を実施すべきである。 - PRA モデル、収集されたデータ、CCF パラメータ及び一般的な産業データ全てが整合性を持つように、機器を構成する部品の範囲を明確に定義すべきである。 - 不確かさの伝播解析を正しく行えるように、同一のグループに含まれる機器に関して SOKC を用いるべきである。

表 7.2.2 サポート要件 DA-B1 への適合例及び不適合例

Table 7.2.2 Examples for Meeting and Not Meeting SR DA-B1

SR No.	DA-B1
CC-I への不適合例	
電動ポンプの故障率が空気圧縮機などに用いられている。また、EDG に関するデータが可搬型ポンプ用のトラックに用いられているが、通常の EDG の環境と異なるトラックでは多くの失敗モードがあることから、その使用には問題がある。この方法については、合理的な説明がなされていない。	
CC-I に適合かつ CC-II に不適合である例	
通常使える状態にある EDG と、隣接号機間で共有されており、運転員が配備し手動で起動する必要がある EDG が同じグループにまとめられている。	
CC-II に適合かつ CC-III に不適合である例	
- 系統及び機種により機器がグループ化されている。プラント固有データについては、使用条件によって分けられている。 - 従来、ポンプは系統ごとにグループ化されており、機器の待機状態及び運転状態のデータをまとめることを避けるために、異なる運転状態について機器グループを分けている。さらに、処理水や生水を用いる AOV が存在することから、使用条件に基づいてグループを分けている。 - 保守によるアンアベイラビリティに関する解析では、可搬型の EDG が他の EDG から適切に分けられてグループ化されている。	
CC-III への適合例	
機種、運転状態及び使用条件に応じて機器がグループ化されている。ポンプなど系統ごとにグループ化されている機器もある。また、機器のグループ化においては、環境条件も考慮されている。	
備考	
米国の多くのプラントでは環境条件を考慮しておらず、サポート要件 DA-B1 については CC-II に適合している。	

A.7.2.2 機器のグループ化における異質な機器の除外 (DA-B2)

表 7.2.3 サポート要件 DA-B2 に関する米国専門家の知見

Table 7.2.3 U.S. Expert Insights on SR DA-B2

SR No.	DA-B2
PRA レビュー の視点	- 機器のグループ化には、異質な機器を含めないようにしなければならない。 - 平均的な性能がより優れた他の機器のグループに異質な機器が含まれないように、プラント固有データを検討すべきである。 - プラント固有の性能の観点から、例えば性能が大きく異なる EDG など、ある機器グループにおいて異質な機器が特定された場合、データ解析の目的のためにそれ自身のグループを作成すべきである。
PRA が備える べき属性	パラメータ推定における現実性
備考	- 例えば、性能が低い他と異質な機器により大きな影響を故障率が受けないように、各機器グループについて現実的なデータ解析を実施すべきである。 - 未知の理由のために、類似機器が大きく異なる性能を持つ可能性がある。

表 7.2.4 サポート要件 DA-B2 への適合例及び不適合例

Table 7.2.4 Examples for Meeting and Not Meeting SR DA-B2

SR No.	DA-B2
CC-I/II への不適合例	
- データ解析のための機器のグループ化において、試験間隔及び試験方法における差異が考慮されていない。 - 機器のグループ化において、異質な機器に関する検討がなされていない。	
CC-I/II に適合かつ CC-III に不適合である例	
異質なものを含まず、機器が適切にグループ化されている。	
CC-III への適合例	
非常にしっかりしたグループ化を行えるように、一般的に機器が系統ごとに分けられている。差異を考慮するために、更なるグループ化が行われている場合がある。十分なデータがある場合、異質な機器が含まれていないことを確認するためのプラント固有データを用いた統計学的な検証（以下「仮説検定」という。）が実施されている。	
備考	
米国プラントでは、グループ化された機器のデータについて仮説検定は実施されていない。	

A.7.3 一般的な産業界データ及びプラント固有データの収集

A.7.3.1 一般的なパラメータの推定結果に関する情報源の活用 (DA-C1)

表 7.3.1 サポート要件 DA-C1 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 7.3.1 U.S. Expert Insights on SR DA-C1 (1/2)

SR No.	DA-C1
PRA レビュー の視点	• PRA モデルで用いる機器故障率の算出には、プラント固有データ及び適用可能な一般的な産業界データの両方を含めるべきである。 • 一般的なパラメータの推定結果に関する一般的に認められた情報源を活用することが必要である。 • 活用できる場合には、最新の原子力発電所の運転経験を反映した合理的な一般的なデータに関する情報源を活用すべきである。 • CCF に関しては、適用可能な産業界のデータ情報源を参照すべきである。 • 一般的なパラメータの推定結果の多くは、一般的に NUREG/CR-6928 を参考にすることができる。 • MLOCA、LLOCA 及び ExLOCA を除いて、起因事象の発生頻度に関する一般的なデータとして、一般的に NUREG/CR-5750 及び NUREG/CR-6928 が用いられる。 • NRC のウェブサイト上 (https://nrc.nel.gov/InitEvent/)³³ において、起因事象の発生頻度に関する最新の NRC データが提供されている。 • MLOCA、LLOCA 及び ExLOCA に関しては、一般的なデータとして NUREG-1829 を用いることができる。 • NUREG/CR-6890 及び EPRI 発行の LOOP 事象に関する報告書³⁴ は、LOOP 事象の発生頻度、発生期間及び復旧に関する最新の一般的な産業界データに関する情報源である。

表 7.3.1 サポート要件 DA-C1 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 7.3.1 U.S. Expert Insights on SR DA-C1 (2/2)

SR No.	DA-C1
PRA レビュー の視点	- NUREG/CR-6928 は、米国における主要な一般的な産業界データに関する情報源として活用されている。NRC のウェブサイト上 (https://nrcoe.inl.gov/resultsdb/CompPerf/) では、EDG³⁵、タービン駆動ポンプ³⁶、電動ポンプ³⁷、AOV³⁸ 及び MOV³⁹ に関するデータが提供されている。 - 最新の NRC の CCF パラメータ⁴⁰ 及び NUREG/CR-5497⁴¹ を一般的なデータとして用いるべきである。NUREG/CR-5485⁴² では、PRA における CCF のモデル化に関する手引きが示されている。NUREG/CR-6268⁴³ では、CCF データベース及び解析システムに関する内容が報告書にまとめられている。 - 試験及び保守によるアンアベイラビリティに関する推定は、プラント固有データに基づくべきである。プラントの試験又は保守の考え方とデータが整合していることを適切に示すことなく、一般的な試験又は保守によるアンアベイラビリティに関する推定結果を用いるべきではない。 - 外部電源の復旧については、適用可能なデータに基づくべきである。
PRA が備える べき属性	パラメータ推定における現実性
備考	- 起因事象の発生頻度を計算するために、NUREG/CR-6928 に基づく最新の一般的なデータを考慮すべきである。 - 機器の修理は、一般的にモデル化されない。モデル化する場合には、場合に応じて修理が期待できるかを判断すべきである。

表 7.3.2 サポート要件 DA-C1 への適合例及び不適合例

Table 7.3.2 Examples for Meeting and Not Meeting SR DA-C1

SR No.	DA-C1
サポート要件への適合例	
一般的な産業界データは、一般的に認められた情報源から得られたものである。機器故障率については NUREG/CR-6928、起因事象の発生頻度については NUREG/CR-6928、NUREG/CR-5750 及び NUREG-1829、CCF パラメータについては最新の NRC データ並びに外部電源の復旧については NUREG/CR-6890 に基づくデータが用いられている。試験及び保守によるアンアベイラビリティについては、一般的な産業界データが用いられていない。	
サポート要件への不適合例	
- 日本の故障データと米国の CCF データを一緒に用いているが、適切でなく、合理的な説明がない。産業界における故障データに関して、同一の情報源から故障データ及び CCF データを得ることを想定して、MGL 手法は開発されている。日本のプラントにおける CCF に関する合理的な説明がなければ、単に MGL パラメータが同じであると仮定するのは合理的ではない。 - 水位制御回路及び流量制御回路のほうがより故障率が高いが、論理回路の故障率をそれらに適用している。	
備考	
PRA に用いられる、一般的な故障データと関連する機器を構成する部品の範囲の定義を整合させるプロセスについては、文書化すべきである。	

A.7.3.2 プラント固有データの収集 (DA-C2)

表 7.3.3 サポート要件 DA-C2 に関する米国専門家の知見

Table 7.3.3 U.S. Expert Insights on SR DA-C2

SR No.	DA-C2
PRA レビューの視点	• 実際のプラントの建設状況及び運転に関わる実績を現実的に反映し、リスク情報を活用しやすくするために、プラント固有データを収集し、評価し、PRA に組み込む必要がある。 • プラント固有データを用いたベイズ更新については、主要な全ての機種を対象にすべきである。可能性のある故障モードを全て考慮すべきである。例えば、弁の故障モードとして、開失敗及び閉失敗の両方を考慮すべきである。弁の閉失敗に関するデータを収集し、個別の故障モードとして又は弁のデマンド故障の一部として、プラント固有の弁の故障率の解析で用いるべきである。 • 実際のプラントの建設状況及び運転を反映したプラント固有データに基づき、系統又はトレンの保守によるアンアベイラビリティを求めるべきである。
PRA が備えるべき属性	• パラメータ推定における現実性
備考	• 実際のプラントの建設状況及び運転の実績を反映するために、プラント固有データを収集し、評価し、PRA モデルに組み込む必要がある。 • 大きな FV 重要度を持つ SSC については、プラント固有データでベイズ更新すべきである。

表 7.3.4 サポート要件 DA-C2 への適合例及び不適合例

Table 7.3.4 Examples for Meeting and Not Meeting SR DA-C2

SR No.	DA-C2
サポート要件への適合例	
例えば、ポンプ、EDG、蓄電池、充電器、母線、空気圧縮機など個々の機器についてプラント固有データが収集され、プラント固有のパラメータの推定のために用いられている。	
サポート要件への不適合例	
- 動的な故障モードを持つ主要な機器に関して、プラント固有データが収集されておらずベイズ更新されていないものがある。弁の開失敗に関するデータを収集し、プラント固有の弁の故障率の解析に用いるべきである。また、プラント固有データでベイズ更新する機器の選択に関する基準がない。 - 一部の主要な機器だけが選ばれ、プラント固有データによるベイズ更新のためにデータが収集されている。 - アンアベイラビリティに関するデータの収集に用いられている手法が適切ではない。保守規則においてアンアベイラビリティデータが直接的に収集されていない場合に、コンディションレポートを用いてアンアベイラビリティを特定するのは適切ではない。計画された保守又は試験については、不具合がない場合にはコンディションレポートに含まれない。このことから、多くのアンアベイラビリティ事象が見逃される可能性がある。全てのアンアベイラビリティ事象が特定されるように、運転員による記録をレビューすべきである。 - RCIC ポンプに関してプラント固有データが収集され、継続運転失敗として分類されている。元の記録のレビューから、起動失敗に分類すべきであることが分かった。起動失敗に再分類した場合、RCIC のアンアベイラビリティ及び全体の CDF に顕著な影響を与える可能性がある。	
備考	
- 米国のプラントでは、保守規則データベースの故障データをパラメータ推定において用いている。 - プラント固有データには、INPO によって管理される運転経験データベース IRIS (Industry Reporting and Information System) から収集できるものがある。	

A.7.3.3 設計、運転、保守及び運転経験が同様なプラント固有データの収集 (DA-C3)

表 7.3.5 サポート要件 DA-C3 に関する米国専門家の知見

Table 7.3.5 U.S. Expert Insights on SR DA-C3

SR No.	DA-C3
PRA レビューの視点	- プラント固有のデータ解析を行う機器を選定する基準は、明確に規定すべきである。 - プラント固有データの収集においては、設計、運転及び保守に関して大きな変更がない連続した期間のデータを収集すべきである。 - 設計、運転及び保守における変更は、機器の故障率、機器のアンアベイラビリティ、CCF、原子炉スクラム頻度などに影響を与える可能性がある。 - 系統及び機器の性能に大きな変化をもたらす、設計、運転及び保守における変更に基づき、変更前のプラント固有データを除外すべきである。 - 類似の設計及び運転年数の原子炉が複数ある発電所では、それらの故障データをまとめることができる。 - プラント固有データを除外するプロセス及び判断基準については、その合理性を説明し、文書化すべきである。
PRA が備えるべき属性	- 実際の設計、建設状況及び運転を反映するプラント固有性 - プラント固有データを除外する合理性
備考	- 適切に説明を行わず、適用可能なプラント固有データを除外すべきではない。 - 米国における故障及びアンアベイラビリティに関する主な情報源は、保守規則データベースである。

表 7.3.6 サポート要件 DA-C3 への適合例及び不適合例

Table 7.3.6 Examples for Meeting and Not Meeting SR DA-C3

SR No.	DA-C3
サポート要件への適合例	
一般的なデータをスクリーニングすることは行われていない。現在の設計、運転、保守と整合したプラント固有データが収集されている。いくつかの故障データが除外されており、除外の理由が示されている。	
サポート要件への不適合例	
- プラントの停止時のデータが出力運転時に適用可能であるという説明が示されていない。停止時におけるプラント構成、系統の可用性、試験及び保守に関する手順並びに技術仕様書は、出力運転時のものとは異なると予想される。 - 故障データをスクリーニングする手順は定められておらず、当該手順及び除外理由については合理的な説明がなされていない。データ収集の過程において多くの利用可能な情報源が得られたが、用いられているものと除外されたものがある。 - 保守規則データベースのみが故障データに関する情報源である。出力運転時に適用できないデータを除外するために、当該データをレビューしていない。さらに、保守規則データベースに含まれない故障データの追加の必要性に関してレビューされていない。 - どの基事象が重要でベイズ更新すべきものであるかを判断する過程に誤りがあり、重要な故障データが除外されている可能性がある。当該過程において用いられている判断基準が、リスク情報の活用において用いられる判断基準と整合していない。	
備考	
- 例えば設備拡張型出力向上（EPU）などのプラント設計における大きな変更に関して、どの機器に変更があったか及び以前のデータを用いるかどうかについて説明すべきである。 - 重要な全ての基事象について、現実的なパラメータ推定を実施すべきである。	

A.7.3.4 PRA で考慮すべき故障を特定する際の明確な基準の定義 (DA-C4)

表 7.3.7 サポート要件 DA-C4 に関する米国専門家の知見

Table 7.3.7 U.S. Expert Insights on SR DA-C4

SR No.	DA-C4
PRA レビュー の視点	- プラント固有の機器故障に関する情報を、PRA モデルに用いられる機器故障に関するパラメータ推定において考慮しなければならない。 - 機器故障には、PRA の使命時間において機器の機能が果たされない故障のみを含めるべきである。 - 機器の機能喪失の定義を明確に規定し、事故の緩和機能に影響する故障のみを考慮すべきである。 - PRA で考慮される緩和機能に関連した機器故障は全て考慮すべきである。 - PRA で考慮される機器の機能喪失に影響を与えない不具合については、PRA に含めないと判断すべきである。そうした不具合をなぜ含めないと判断したかについては説明すべきである。 - 保守規則データベースなどを用いる場合には、当該情報源における故障に係る説明を参照し、PRA における機能喪失の定義に合う機器故障をスクリーニングする際や分類する際のプロセスを提示すべきである。スクリーニングする際の基準は、明確に定義すべきである。 - データ解析に関する文書においては、除外された故障及び除外されなかった故障の両方を含め、スクリーニングする際の根拠を明確に文書化すべきである。
PRA が備える べき属性	パラメータ推定における現実性
備考	- 多くの米国プラントでは、保守規則データベースにおける機器の機能喪失の定義が、PRA における当該定義と整合している。 - 機能喪失として特定された事象については、共通原因によるものか独立したものに分けるべきである。その分け方については、プロセスを定義すべきである。

表 7.3.8 サポート要件 DA-C4 への適合例及び不適合例

Table 7.3.8 Examples for Meeting and Not Meeting SR DA-C4

SR No.	DA-C4
CC-I/II への不適合例	
PRA で考慮する故障については、その特定のために保守規則における基準を用いている。保守規則を導入する前のデータについて、発生した事象を故障と特定した明確な根拠が文書化されていない。	
CC-I/II に適合かつ CC-III に不適合である例	
機器の機能喪失は、保守規則データベースに基づいており、PRA における機器の機能喪失との差異が特定され、パラメータ推定において考慮されている。	
CC-III への適合例	
機器の故障データの情報源として、保守規則データベースを用いている。PRA に含まれる可能性がある故障に関連したコンディションレポートを徹底的にレビューした後で、最終的に全ての故障を特定した。当該レビューにおいては、起因事象発生前 HFE で扱われる人的過誤を特定し、除外している。	

A.7.3.5 短期間に繰り返し発生した機器故障及び動作要求に関する評価（DA-C5）

表 7.3.9 サポート要件 DA-C5 に関する米国専門家の知見

Table 7.3.9 U.S. Expert Insights on SR DA-C5

SR No.	DA-C5
PRA レビューの視点	• 同一の問題が繰り返されたことによりプラント固有の機器故障が短期間に複数回発生した場合、故障の発生を 1 回として数えなければならない。故障を発生させる問題が十分に解決されるまでは、後に続く全ての故障は、最初の故障と同一のものとして考えられる。 • 通常、こうしたことは、保守又は修理において根本原因を特定し是正できないこと又は保守後の試験において隠れた問題を特定できないことが原因である。機器故障の根本原因の分析に失敗し、同一の問題が繰り返されることにより短期間に複数回の機器故障が発生する場合がある。 • 例えば保守規則データベースといった PRA に用いるプラント固有の情報源に含まれる機器故障の発生又は動作要求に関して、短期間に複数回発生した事象をレビューし、同一の問題が繰り返されたことによる事象に該当した場合には、単一の故障又は単一の動作要求としてカウントするように、明確に評価すべきである。機器故障が複数回発生した期間について、数日間又は数週間は、短期間として考えられる。数ヶ月以内に繰り返し発生した機器故障については、ケースバイケースで評価する必要がある。
PRA が備えるべき属性	• パラメータ推定における現実性
備考	• 繰り返し発生した単一の問題の評価に関するデータ解析の手引を作成し、当該評価方法を文書化すべきである。

表 7.3.10 サポート要件 DA-C5 への適合例及び不適合例

Table 7.3.10 Examples for Meeting and Not Meeting SR DA-C5

SR No.	DA-C5
サポート要件への適合例	
同一の問題が繰り返されたことにより機器故障が短期間に複数回発生したと考えられる場合には、機器故障及び動作要求の発生回数を 1 回として考慮している。	
サポート要件への不適合例	
短期間に複数回発生した機器故障に関する評価がなされていない。保守後の試験において繰り返し発生した機器故障に関して、当該故障及び動作要求の発生が複数回で数えられている。	

A.7.3.6 待機状態にある機器へのプラント固有の動作要求回数の推定 (DA-C6)

表 7.3.11 サポート要件 DA-C6 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 7.3.11 U.S. Expert Insights on SR DA-C6 (1/2)

SR No.	DA-C6
PRA レビュー の視点	- 機器が動作する可能性がある機会を考慮して、機器の動作回数データを作成する。 - プラント固有の動作要求回数は、主にサーベイランス試験の回数及び運転上の動作要求の回数から推定される。保守の一部であることから、保守後の試験における動作要求を含めてはならない。 - 待機状態にある機器の故障データを用いた基事象については、プラント固有のサーベイランス試験間隔を特定し、解析において用いなければならない。 - 米国プラントにおいては、機器の運転時間及び動作要求に関するデータは保守規則データベースのものをを用いている。保守規則データベースが利用できない場合には、交互運転、試験、又は系統若しくは機器の運転に関する制御室内の運転記録から、運転時間及び動作要求について推定される。保守後の試験における運転時間及び動作要求は考慮すべきではない。 - 待機状態にある機器へのプラント固有の動作要求回数の推定のために用いることができる情報源としては、LCO に関するデータベース、待機除外に関するデータベース、制御室内の運転記録、サーベイランス試験に関する記録、保守に関する記録、プラントの計装システムなどがある。 - 機器の運転及び故障に関して収集した全てのデータが、適用可能でありデータ解析において考慮するかどうかを判断するために、試験手順をレビューする必要がある。
PRA が備える べき属性	パラメータ推定における現実性

表 7.3.11 サポート要件 DA-C6 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 7.3.11 U.S. Expert Insights on SR DA-C6 (2/2)

SR No.	DA-C6
備考	- パラメータ推定を現実的に行うために、待機状態にある機器への動作要求の回数は、サーベイランス試験及び運転上の動作要求から推定される。保守後の試験については、運転時間及び動作要求を考慮してはならない。 - リスク上重要な機器を特定するため、プラント固有データを用いて一般的なデータをベイズ更新する。 - 待機状態にある機器の動作要求回数を推定するために用いる方法及びデータの情報源は、文書化すべきである。データに含まれる試験及び保守に関する詳細は、系統ごとに文書化すべきである。

表 7.3.12 サポート要件 DA-C6 への適合例及び不適合例

Table 7.3.12 Examples for Meeting and Not Meeting SR DA-C6

SR No.	DA-C6
サポート要件への適合例	
待機状態にある機器へのプラント固有の動作要求回数は、主に保守規則データベースのデータから推定されている。利用可能な記録から動作要求回数が適切に推定されており、保守後の試験における動作要求を除外するためにデータがスクリーニングされている。	
サポート要件への不適合例	
- 保守後の試験に関するデータは、動作要求に関するデータから除外されていない。 - プラント固有の機器への動作要求に関するデータは、保守後の試験に関するものであるかどうかの特定がなくコンピュータに記録されたデータで構成されている。 - 機器の運転データに関する情報源は、実際の機器の状態を監視するプラントデータシステムから直接的に得られている。保守後の試験における動作要求が当該データに含まれており、削除されていない。	
備考	
リスク重要度の高い機器については、PRA モデルの基事象に適切にデータを適用できるように、試験に関する主要なタイミングの定義を示すべきである。例えば、EDG の起動及び継続運転（起動後 1 時間まで）に関するパラメータを推定する際に、EDG の回転速度がある値よりも大きくなる時点データ並びに遮断器の閉止及び負荷に関するデータが必要である。	

A.7.3.7 サーベイランス試験及び保守活動の実施回数に関するプラント固有データの収集（DA-C7）

表 7.3.13 サポート要件 DA-C7 に関する米国専門家の知見

Table 7.3.13 U.S. Expert Insights on SR DA-C7

SR No.	DA-C7
PRA レビューの視点	• サーベイランス試験による実際の動作要求回数又は運転時間に関するデータが利用できない場合、サーベイランス試験に関する手順書をレビューし、実際の手引きに基づきそれら値を推定すべきである。 • 機器故障率を推定する目的でサーベイランス試験による待機状態にある機器への動作要求回数を推定するために、又は試験によるアンアベイラビリティを推定するために、サーベイランス試験の手引きに規定されたサーベイランス試験頻度を用いることができる。 • 保守によるアンアベイラビリティを推定する場合、計画された保守活動の回数は、実際のプラントの運転経験、手引き又はプラントの保守計画に基づくべきである。計画外の保守活動の回数は、実際のプラントの運転経験に基づくべきである。 • 試験、計画された保守活動及び計画外の保守活動の回数は、可能な限り現実的であるべきである。
PRA が備えるべき属性	• パラメータ推定における現実性
備考	• サーベイランス試験及び計画外の保守活動の回数に関する最も理想的なデータは、実際の運転経験である。計画された保守活動に関する最良のデータは、保守活動計画である。

表 7.3.14 サポート要件 DA-C7 への適合例及び不適合例 (1/2)

Table 7.3.14 Examples for Meeting and Not Meeting SR DA-C7 (1/2)

SR No.	DA-C7
CC-I への不適合例	
- プラントの停止時における試験及び保守によるアンアベイラビリティ及び機器故障に関するプラント固有データが、出力運転時に得られたデータと一緒にまとめられている。しかしながら、停止時の試験頻度及び期間は、出力運転時と同じではない。 - 保守に関するデータが収集されておらず、保守によるアンアベイラビリティは、実際の保守データでモデル化されていない。保守の頻度は機器の故障率と同じと仮定されているが、これは適切ではない。	
CC-I に適合かつ CC-II/III に不適合である例	
- 実際のプラント情報を用いる代わりに、試験頻度に関する推定を行っている。 - サーベイランス試験の回数を数えるために、実際のプラントの手順書及び運転経験が用いられている。保守計画は以前と異なるが、計画された保守活動に関するデータは、以前の運転経験に基づいている。プラントの保守に関するデータを変更すべきかどうか判断するために、計画された保守活動計画及び既存の値を保守要員と共にレビューすべきである。	
CC-II/III への適合例	
- サーベイランス試験による動作要求及び保守に関するデータは、保守規則データベースに記録された実際のプラントデータに基づいている。さらに、情報として技術者からの情報及び運転経験が補われている。 - 動作要求の回数、運転時間及び保守によるアンアベイラビリティは、実際のプラントの運転歴を用いている。 - 待機状態にある機器へのプラント固有の動作要求回数は、保守規則データベースのデータを主に用いている。保守規則データベース等で得られない重要な機器に関するデータは、サーベイランス試験の要件及び手順並びに保守活動の計画及び手順に基づいて推定している。 - サーベイランス試験、計画された保守活動及び計画外の保守活動の回数は、実際のプラントの運転経験に基づいている。	

表 7.3.14 サポート要件 DA-C7 への適合例及び不適合例 (2/2)

Table 7.3.14 Examples for Meeting and Not Meeting SR DA-C7 (2/2)

SR No.	DA-C7
備考	
保守規則データベース及び他のプラント固有データベースシステムの二つのデータ情報源が用いられる場合、機器への動作要求回数を求める方法及び二つのデータ情報源の間で動作要求のダブルカウントを防ぐ方法又は当該ダブルカウントがパラメータ推定に影響がないということを明確に説明しなければならない。	

A.7.3.8 機器が待機状態にある時間に関するプラント固有データの収集 (DA-C8)

表 7.3.15 サポート要件 DA-C8 に関する米国専門家の知見

Table 7.3.15 U.S. Expert Insights on SR DA-C8

SR No.	DA-C8
PRA レビューの 視点	- 機器の待機時間を推定するために、待機状態にある時間に関するプラント固有データを収集する必要がある。 - 機器が待機状態にある時間とおおむね一致することから、機器のサーベイランス試験間隔を推定する。当該推定のために、手順書又は技術仕様書に規定されているサーベイランス試験間隔を用いることができる。 - 事故の緩和に用いる機器の運転時間を求めるには、運転記録を用いることができる。加えて、運転記録は、保守期間を求めるために用いることができる。
PRA が備えるべき属性	パラメータ推定における現実性
備考	実際のプラントの運転データが、機器が待機状態にある時間を求める際の最良の情報源である。

表 7.3.16 サポート要件 DA-C8 への適合例及び不適合例

Table 7.3.16 Examples for Meeting and Not Meeting SR DA-C8

SR No.	DA-C8
CC-I への不適合例	
- 機器が待機状態にある時間に関するプラント固有のデータの収集は、機器の待機中故障率を推定するためのものである。しかしながら、機器が待機状態にある時間に関するプラント固有のデータは収集されず、プラントの運転炉年全体において機器はいつも待機状態にあると仮定されている。 - 交互運転が考慮されず系統構成が固定されたものとして仮定されており、関連する機器の待機状態にある時間が適切に求められていない。	
CC-I に適合かつ CC-II/III に不適合である例	
- 機器の実際の待機状態及び運転状態の割合を求めるために、運転に関する情報が収集されている。しかしながら、運転記録は用いられておらず、機器の待機時間は推定されている。 - 幾つかの機器については収集された実際の運転時間及び待機時間が用いられているが、プラントの出力運転時に運転している系統に含まれる多くの機器の待機時間は、例えばトレン数などからプラントの出力運転時間の 1/2、1/3 などと推定されている。プラント固有の運転記録が用いられていない機器がある。 - 機器の待機時間は、類似機器の対称性を仮定して推定されている。アンアベイラビリティを求めるために、機器ごとに機器固有のデータを適用すべきである。	
CC-II/III への適合例	
機器が待機状態にある時間を求めるために、保守規則データベースなどプラント固有データが用いられている。	

A.7.3.9 待機状態にある機器の運転時間の推定（DA-C9）

表 7.3.17 サポート要件 DA-C9 に関する米国専門家の知見

Table 7.3.17 U.S. Expert Insights on SR DA-C9

SR No.	DA-C9
PRA レビュー の視点	- 機器の継続運転失敗確率の推定に用いるために、機器の運転時間を推定する必要がある。 - プラント固有の機器の運転時間に関するデータは、リスク上重要な機器のベイズ更新に用いることができる。 - サポート要件 DA-C9 に適合するためには、プラントの通常運転時に待機状態にある機器の運転時間に関して、サーベイランス試験の慣例又は実際の試験記録をレビューすることが必要である。 - プラントの通常運転時に待機状態にある機器に関しては、サーベイランス試験の慣例に基づくように、サーベイランス試験要件及びサーベイランス試験手順から運転時間を推定することにより、サポート要件 DA-C9 の CC-I/II に適合できる。 - サーベイランス試験に関するレビュー、利用可能な運転データ及び類似の SSC の関連情報からプラントの通常運転時に待機状態にある機器の運転時間を推定する場合は、サポート要件 DA-C9 の CC-I/II に適合する。 - プラントの通常運転時に待機状態にある機器に関しては、保守規則データベース、サーベイランス試験記録又はプラントデータに関するコンピュータシステムから運転時間を推定することにより、サポート要件 DA-C9 の CC-III に適合する。
PRA が備える べき属性	パラメータ推定における現実性
備考	サポート要件 DA-C9 の CC-I/II と CC-III の差異は、プラントの通常運転時に待機状態にある機器の運転時間の推定に、サーベイランス試験記録又はサーベイランス試験の慣例のいずれが用いられるかである。

表 7.3.18 サポート要件 DA-C9 への適合例及び不適合例

Table 7.3.18 Examples for Meeting and Not Meeting SR DA-C9

SR No.	DA-C9
CC-I/II への不適合例	
待機状態にある機器の運転時間を求めるために、サーベイランス試験に関するレビューが実施されていない。	
CC-I/II に適合かつ CC-III に不適合である例	
- 待機状態にある機器の運転時間の推定には、技術者から得られた情報と共に保守規則データベースのデータが用いられている。サーベイランス試験に関するレビュー、利用可能な運転データ及び類似機器に関する関連情報に基づき、運転時間が推定されている。 - 実際の運転記録又は実際のデータがない場合には慣例を踏まえた技術者による推定から様々な機器の運転時間が求められている。	
CC-III への適合例	
- 実際の運転時間が収集され、各機器の運転時間を求めるために用いられている。 - プラントデータに関するコンピュータシステムから直接的に運転時間情報が得られている。本システムにより、運転時間を求めるために、別途、試験記録や運転記録は必要ない。機器の運転時間の推定には、実際の運転データが反映されている。 - 機器の運転時間は、保守規則データベースで提供される実際のデータ及びプラントの保守システムに格納されている保守記録のレビューに基づいている。また、機器の運転時間は、試験記録から推定されている。	

A.7.3.10 サーベイランス試験結果の故障モードごとの考慮 (DA-C10)

表 7.3.19 サポート要件 DA-C10 に関する米国専門家の知見

Table 7.3.19 U.S. Expert Insights on SR DA-C10

SR No.	DA-C10
PRA レビュー の視点	- サーベイランス試験において十分に試験されている機器故障モードについては、故障率の解析において、サーベイランス試験データを用いることができる。 - 故障率の推定に用いられる故障モードごとの全体的な成功データを作成するために、サーベイランス試験の実施回数は、運転上の動作要求回数と一緒にまとめられる。 - 米国プラントでは、一般的に、保守規則の対象機器におけるサーベイランス試験の実施回数及び運転上の動作要求回数は、保守規則データベースで数えられている。 - サーベイランス試験データに関して、実際の試験において機器故障モードの発生を判断できるかについて、サーベイランス試験の手順書をレビューしなければならない。故障モードが試験の対象とされている場合のみ、試験結果をデータとして活用すべきである。 - 適用可能な機器の運転データ及び故障データのみをデータ解析に含めるように、試験に関する手順書のレビューが必要である。部品ごとの試験結果を用いるためには、部品レベルでの試験の手順書をレビューする必要がある。 - サポート要件 DA-C10 の CC-II では、試験が機器の部品レベルで行われていても、故障モードを部品レベルに分解することは求められていない。このように、機器故障モードを機器の部品レベルに分解しなくても、故障モードに関する試験が十分であれば、サポート要件 DA-C10 の CC-II に適合することができる。また、機器の故障モードが部品レベルに分解されている場合には、部品を十分に試験した結果を当該部品に関するデータとして活用すべきとしている。なお、故障モードが部品レベルに分解されていても、十分に試験が実施されていない場合には、サポート要件 DA-C10 の CC-II に適合しない。

表 7.3.19 サポート要件 DA-C10 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 7.3.19 U.S. Expert Insights on SR DA-C10 (2/2)

SR No.	DA-C10
PRA レビュー の視点	• サポート要件 DA-C10 の CC-III に適合するには、試験が実施されている部品については、故障モードを機器の部品レベルまで分解する必要がある。 • 故障率の解析で、サーベイランス試験手順書が故障モードのカウントに対して適切でない場合又は手順書どおりに完遂していない場合、その試験結果を用いることは、動作要求や運転時間を誤ってカウントすることになる。各機器についてデータが適切に考慮されるように、機器を構成する部品の範囲及びデータ収集に含まれる試験をレビューする必要がある。ある部品について他の同種の部品よりも多く正常に試験で動作したデータがある場合には、データのカウントが正しいか確認すべきである。
PRA が備える べき属性	• パラメータ推定における現実性
備考	• サーベイランス試験の要件及び手順書は、試験によるアンアベリビリティを求める場合及び機器故障率を推定する際のデータに関する判断を行う場合に用いることができる。

表 7.3.20 サポート要件 DA-C10 への適合例及び不適合例 Table 7.3.20 Examples for Meeting and Not Meeting SR DA-C10

SR No.	DA-C10
CC-I への不適合例	
機器の各部品の起動及び停止を判断するプラントコンピュータからの情報により、機器の各部品の運転時間が求められている。しかし、収集された全ての運転データ及び故障データが各故障モードに適用できるか判断するための、サーベイランス試験に関するレビューが実施されていない。	
CC-I に適合かつ CC-II に不適合である例	
サーベイランス試験に関するレビューが実施されている。機器故障モードを部品レベルに分解しておらず、部品ごとに十分な試験を行った結果を該当する故障モードの故障率の解析において用いている。	
CC-II に適合かつ CC-III に不適合である例	
- サーベイランス試験の手順書をレビューし、適用可能な故障モードに関してのみ試験結果を用いている。 - PRA モデルに含まれる各機器及びそれら故障モードへの適用性を判断するために、試験、保守及び運転手順書がレビューされている。EDG や遮断器など EDG に関連する部品に関する基事象が個別に PRA モデルにおいて考慮されており、それらの故障確率を評価するためのデータに関しては、様々な種類の試験、保守及び運転上の要件が考慮されている。	
CC-III への適合例	
機器故障モードを機器の部品レベルに分解する必要があるか判断するために、部品レベルでサーベイランス試験の手順書がレビューされている。機器について十分に実施された試験のみを、データ解析における動作要求回数や運転時間を求めるために用いている。	

A.7.3.11 アンアベイラビリティ推定のための保守及び試験に関するデータの活用 (DA-C11)

表 7.3.21 サポート要件 DA-C11 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 7.3.21 U.S. Expert Insights on SR DA-C11 (1/2)

SR No.	DA-C11
PRA レビュー の視点	• PRA に含まれる機器、トレン又は系統を事故の緩和に利用できなくする保守又は試験活動のみを PRA において考慮する必要がある。 • プラントの実際の建設状況及び運転を反映するプラント固有データに基づいて、系統、トレン及び機器のアンアベイラビリティを求めるべきである。 • アンアベイラビリティを推定するために用いられるデータは、保守又は試験により、PRA に含まれる機器、トレン又は系統が利用できなくなる期間である。 • 系統及びトレンの試験又は保守によるアンアベイラビリティは、重要なリスク寄与因子である可能性がある。試験及び保守活動によるリスクへの寄与を適切に判断するために、これら活動を可能な限り現実的にモデル化すべきである。ほとんどのプラントは、系統及び機器の試験及び保守による実際のアンアベイラビリティに関するプラント固有データを多量に有している。当該データを、系統及び機器の試験及び保守によるアンアベイラビリティに関する主な情報とすべきである。実際のプラント固有の試験及び保守によるアンアベイラビリティに関するデータを用いることが、グッドプラクティスである。 • プラントの試験及び保守に関する慣例並びに系統はプラントによって大きく変わることから、対象のプラントに対して現実的なものであれば、試験及び保守によるアンアベイラビリティに関する一般的なデータの活用は容認可能と見なすことができる。

表 7.3.21 サポート要件 DA-C11 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 7.3.21 U.S. Expert Insights on SR DA-C11 (2/2)

SR No.	DA-C11
PRA レビュー の視点	• どの試験により機器が利用できなくなるかを判断するために、サーベイランス試験をレビューしなければならない。機器の動作に影響しないサーベイランス試験の一覧を系統ごとに文書化すべきである。試験が系統のアンアベイラビリティに影響しないと判断した理由を含め、試験による系統のアンアベイラビリティへの影響を説明すべきである。 • 米国プラントでは、通常、保守及び試験の期間は、保守規則データベースから得られる。従来、保守規則データベースのアンアベイラビリティに関するデータは、機器又はトレンが機能喪失している時間に基づいている。保守規則データベースにおける機器の機能は、PRA でモデル化される機能と整合しているかレビューされる。
PRA が備える べき属性	• パラメータ推定における現実性
備考	• 幾つかの米国プラントでは、保守又は試験によるアンアベイラビリティに関する多くのデータをリスクモニターから得ていた。アンアベイラビリティの検証の用途として、リスクモニターデータの確認のために保守規則データベースが用いられている。 • サポート系の機能喪失が原因であるフロントライン系のアンアベイラビリティは、サポート系側でカウントされる。

表 7.3.22 サポート要件 DA-C11 への適合例及び不適合例 Table 7.3.22 Examples for Meeting and Not Meeting SR DA-C11

SR No.	DA-C11
サポート要件への適合例	
- 待機除外時間を求めるために、機器、トレン又は系統が使用できなくなる保守及び試験活動に関するデータのみが用いられている。 - 試験及び保守活動の期間及び頻度の推定ではなく、試験及び保守活動により機器がそのリスク上重要な機能を果たせない実際の時間に基づいてアンアベイラビリティが評価されている。	
サポート要件への不適合例	
- 故障が原因ではない保守による機器の待機除外があり得るが、保守の実施頻度を故障率と同じと仮定しており、桁違いに保守の実施頻度が過小評価されている。保守の実施期間に関するデータを収集しておらず、技術仕様書の AOT を保守の実施期間として用いている。 - アンアベイラビリティに関する主な情報源は、保守規則データベースである。当該データベースのデータに関する説明はされているが、当該データが PRA モデルにおけるアンアベイラビリティと整合しているかの確認はなされていない。保守規則データベースでは、機器、トレン及び系統がその機能を果たせなくなる活動のみが考慮されていることを十分に保証されない可能性がある。アンアベイラビリティが過大に評価されないようにする必要がある。	
備考	
アンアベイラビリティに関するデータが PRA で用いるのに適切であるかをレビューし、その合理性を示さなければならない。	

A.7.3.12 サポート系の機能喪失によるフロントライン系のアンアベイラビリティに関するカウントの除外 (DA-C12)

表 7.3.23 サポート要件 DA-C12 に関する米国専門家の知見

Table 7.3.23 U.S. Expert Insights on SR DA-C12

SR No.	DA-C12
PRA レビューの視点	- サポート系が機能喪失したことによるフロントライン系のアンアベイラビリティは、サポート系側で考慮しなければならない。サポート系のアンアベイラビリティのみを考慮し、フロントライン系については当該アンアベイラビリティをカウントしない。 - サポート系のアンアベイラビリティはフロントライン系と異なることが示されるとともに、サポート系のアンアベイラビリティに関する基事象が存在すべきである。 - サポート系のアンアベイラビリティについては、フロントライン系ではない、適切な系統及びトレンにおいて考慮されるべきである。サポート系の影響を受ける各系統においてその影響を考慮することにより過度に保守的となる。
PRA が備えるべき属性	パラメータ推定における現実性
備考	フロントライン系及びサポート系のアンアベイラビリティの評価に関する手順を示すべきである。

表 7.3.24 サポート要件 DA-C12 への適合例及び不適合例

Table 7.3.24 Examples for Meeting and Not Meeting SR DA-C12

SR No.	DA-C12
サポート要件への適合例	
サポート系の機能喪失によるフロントライン系のアンアベイラビリティについて、フロントライン系のアンアベイラビリティはカウントされず、サポート系側のアンアベイラビリティとしてカウントされている。	
サポート要件への不適合例	
機器故障に関する報告書を分類する際に、AFW ポンプへの電力供給失敗が、電源系ではなく AFW ポンプの故障としてカウントされていた。	

A.7.3.13 実際に機器が利用できない時間の推定（DA-C13）

表 7.3.25 サポート要件 DA-C13 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 7.3.25 U.S. Expert Insights on SR DA-C13 (1/2)

SR No.	DA-C13
PRA レビュー の視点	• 米国において、プラント固有の保守及び試験により機器が実際に利用できない時間を求めるために用いる情報は、保守規則データベース、運転記録、技術者との議論などに基づいている。これら情報は、機器故障が PRA に関連するものであるかどうかを判断するためにも用いられる。 • 技術者がアンアベイラビリティを把握していない系統については、それら系統のアンアベイラビリティを特定するために、運転記録、保守作業指示書などプラントにある情報をレビューすべきである。 • データ解析では、プラント要員によるデータのレビューを実施すべきである。アンアベイラビリティ時間、運転時間、動作要求回数などを推定するための情報源として、知識が豊富なプラント要員へのインタビューの結果も用いることができる。 • これら情報源から得られるデータは、プラントの出力運転時における機器の待機除外に関するものとすべきである。この点に関して、ある機器については保守規則データベースのデータを PRA にそのまま用いることができない場合がある。そのようなデータは除外しなければならない。 • 多数基立地では、故障があった場合に、号機間で共有された機器が当該機器を必要とする号機で用いられるようにモデル化すべきである。 • 共有された機器の試験及び保守に関する技術仕様書の変更の影響を考慮すべきである。

表 7.3.25 サポート要件 DA-C13 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 7.3.25 U.S. Expert Insights on SR DA-C13 (2/2)

SR No.	DA-C13
PRA が備えるべき属性	パラメータ推定における現実性
備考	- プラントの出力運転時に、機器、トレン及び系統が機能喪失した時間のみを考慮すべきである。 - 適切なアンアベイラビリティに関するデータが得られない場合には、現実的なアンアベイラビリティに関する推定を行うために、知識が豊富なプラント要員にインタビューすべきである。 - 共有の機器又は系統の影響を考慮し、現実的にモデル化すべきである。 - 待機除外によるアンアベイラビリティを考慮すべきかどうかレビューし、プラント停止時のアンアベイラビリティは除外しなければならない。 - データ解析のプロセスにおいては、機器、トレン又は系統の保守によるアンアベイラビリティ時間を推定するために、プラントの保守要員及び運転員へのインタビューを含めるべきである。

表 7.3.26 サポート要件 DA-C13 への適合例及び不適合例 (1/2)

Table 7.3.26 Examples for Meeting and Not Meeting SR DA-C13 (1/2)

SR No.	DA-C13
CC-I への不適合例	
- 技術仕様書の要件の変更は、試験及び保守活動の時間の推定に影響がある。しかしながら、号機間で共有している系統の試験及び保守活動に関する技術仕様書の変更が考慮されていない。 - プラントの出力運転時 PRA に適用できないデータを除外するために、保守規則データベースのデータがレビューされていない。保守規則データベースから除外すべき機器故障データ及び当該データベースに含まれるデータの適用性について説明すべきである。 - 系統のアンアベイラビリティに関するデータは、月ごとのデータのみが利用可能で、プラントが停止した月に系統が待機除外していると、アンアベイラビリティが過大評価されることがある。この過大評価は運転員による記録に基づいて修正すべきであるが、技術者がアンアベイラビリティを把握していない系統についてはデータがないとしてアンアベイラビリティが修正されていない。データが存在することから、これは容認できない。	
CC-I に適合かつ CC-II/III に不適合である例	
機器が機能喪失した期間を求めるために、運転記録が用いられている。隣接号機で共有されている EDG のアンアベイラビリティ時間は、他の EGD とは別途、求められている。データ解析では、プラント要員がデータをレビューしている。保守の時間に関する信頼できるデータが利用できない場合には、保守的な推定値が用いられている。	
CC-II/III への適合例	
アンアベイラビリティ時間は、保守規則データベースで提供される実際のデータ及び保守履歴のレビューに基づいて求められている。アンアベイラビリティ時間については、プラント出力運転時のものである。重要な基事象のアンアベイラビリティに関して、保守の時間に関する信頼できるデータが利用出来ない場合には、当該時間を推定するために知識が豊富なプラント要員へのインタビューが実施されている。	

表 7.3.26 サポート要件 DA-C13 への適合例及び不適合例 (2/2)

Table 7.3.26 Examples for Meeting and Not Meeting SR DA-C13 (2/2)

SR No.	DA-C13
備考	
低出力運転時に収集されたデータが保守規則データベースに含まれていることがあるが、出力運転時 PRA のデータに含めるべきではない。	

A.7.3.14 保守を同時に実施することによるアンアベイラビリティの評価 (DA-C14)

表 7.3.27 サポート要件 DA-C14 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 7.3.27 U.S. Expert Insights on SR DA-C14 (1/2)

SR No.	DA-C14
PRA レビュー の視点	• 運転中保全を実施するプラントでは、異なる系統の同一トレンにある機器の計画的な保守を実施することがある。例えば、A トレン母線が保守を実施中に A トレンのポンプを待機除外とする場合がある。従来、少なくとも別途予備の機器が利用できる場合を除いて、異なるトレンの冗長機器の保守を同時に実施するような計画はされない。 • 約 12 週ごとに行われる定期的な運転中保全計画をレビューすることで、機器の同時保守に関する情報が別途得られる。従来、米国においては、同一週内に複数系統の同一のトレンについて保守を実施するように計画が立てられる。過去に実際に行われた同時保守を検討することに加えて、レビューにおいては、あり得る保守の組合せを検討する。 • 計画された保守により機器が同時に使用できない状況を特定し、当該アンアベイラビリティを評価するには、保守活動をレビューし、保守後の試験や機器の復旧を行う短い期間に複数のトレンが使用できない可能性があるかどうかを判断すべきである。例えば、作業の後に弁の再調整が必要になる保守がある。プラントの設計上、弁操作中の約 5 分間は、当該系統の三つのトレン全てが使用できない。このタイプのアンアベイラビリティは、保守計画をレビューしても簡単には特定できない。通常は、運転員や保守要員との議論により特定される。 • 冗長機器が同時に使えない特殊なアンアベイラビリティに関しては、利用可能なプラント固有のデータや、実際の建設状況や運転に関するプラント固有の特性及び慣例を踏まえた現実的な推定に基づくべきである。 • プラントの記録に基づいて冗長機器が同時に使えないアンアベイラビリティを推定することにより、サポート要件 DA-C14 に適合することができる。

表 7.3.27 サポート要件 DA-C14 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 7.3.27 U.S. Expert Insights on SR DA-C14 (2/2)

SR No.	DA-C14
PRA が備えるべき属性	パラメータ推定における現実性
備考	運転中保全を実施しないプラントについては、冗長機器が同時に使えなくなる保全活動を計画しない。そのような場合には、保守活動により冗長機器が同時に使えなくなるような状況を分けて考慮することはない。

表 7.3.28 サポート要件 DA-C14 への適合例及び不適合例 Table 7.3.28 Examples for Meeting and Not Meeting SR DA-C14

SR No.	DA-C14
サポート要件への適合例	
- 冗長機器に同時に影響する保守活動はない。冗長機器の同時保守によるアンアベイラビリティは発生しない。 - レビューが実施され、PRA において同時保守に関する過去の事例が考慮されている。 - 従来のプラントの保守の方法と同じく、PRA モデルにおいてトレンレベルで保守が考慮されている。対象期間のデータをレビューすることにより、冗長機器の同時保守が検討されている。これにより、系統内又は複数の系統における冗長機器の同時保守によるアンアベイラビリティを把握できるようになっている。	
サポート要件への不適合例	
- 例えば AFW の A トレン及び HPI の A トレンといった、同一トレンに属する異なる系統の機器が同時に使用できなくなる保守についてはモデル化されている。しかし、例えば AFW のトレン A 及び HPI のトレン B といった異なるトレンに属する異なる系統の機器が同時に使用できなくなる保守についてはモデル化されていない。 - 同時保守によるアンアベイラビリティに関するデータが収集されていない。異なる複数のトレンが同時に使用できなくなるアンアベイラビリティは評価されていない。 - 四半期ごとに行われる SLCS のポンプ及び弁の動作試験では SLCS の両方のトレンを使用できなくなるが、当該試験がモデル化されていない。 - PRA の手引きでは、冗長機器が同時に使用できなくなる保守に関するレビューの実施が規定されている。しかしながら、どの試験及び保守の組合せが同時に計画されるかを判断するためのレビューは実施されていない。本来認められていない試験及び保守の組合せが支配的なカットセットに含まれており、相互に排反な事象として削除すべきである。	
備考	
複数系統の異なるトレンの保守活動によるアンアベイラビリティが PRA モデルに考慮されていない場合には、PRA の結果が過小評価となる可能性がある。もし過去の実績があるのであれば、ある系統のトレン A 及び別の系統のトレン B の保守を同時に実施することによるアンアベイラビリティを考慮すべきである。	

A.7.3.15 SSC の修理に関するプラント固有データや産業界データの収集 (DA-C15)

表 7.3.29 サポート要件 DA-C15 に関する米国専門家の知見

Table 7.3.29 U.S. Expert Insights on SR DA-C15

SR No.	DA-C15
PRA レビューの 視点	• PRA モデルでは、適切に SSC の修理を考慮し、修理失敗を定量化するための根拠を提示すべきである。 • PRA モデルにおいて機器の修理が考慮されている場合には、修理失敗の確率を定量化するために、プラント固有データ又は適用可能な産業界データを用いるべきである。機器の修理時間は、当該機器故障が見つかり、復旧するまでの時間として定義すべきである。 • 適切な解析又はデータの検討により修理の失敗確率の適切性が示されなければ、機器故障の修理がモデル化されないようにする必要がある。 • 一般的に、時間に余裕がある場合のみ、プラント要員による機器の故障への対応としての修理のモデル化が行われる。修理をモデル化するには、運転員の行動、修理、機器へのアクセス環境などが考慮されるべきである。 • 確かなプラント固有の根拠がなければ、故障した機器の修理に期待すべきではない。 • EDG の復旧確率は、適用可能なデータに基づくべきである。 • 外部電源及び EDG の復旧を除いて、ほとんどのプラントでは SSC の修理をモデル化していない。
PRA が備えるべき属性	• SSC の修理のモデル化に係る正当性
備考	• データがないことから、一般的に、EDG 及び外部電源の復旧に係る時間のみが収集される。

表 7.3.30 サポート要件 DA-C15 への適合例及び不適合例 Table 7.3.30 Examples for Meeting and Not Meeting SR DA-C15

SR No.	DA-C15
サポート要件への適合例	
外部電源及び EDG の復旧を除いて、故障した SSC の修理はモデル化されていない。	
サポート要件への不適合例	
- EDG 及び DHR 機能の復旧を含め、いくつかの機器の復旧が PRA モデルで考慮されている。しかしながら、これら事象に用いられている一般的な産業界データは適用可能なものではない。 - EDG の修理がモデル化されているが、EDG の復旧に関する根拠データは、1993 年よりも前の非常に古いデータであり比較的データ数が少ない。プラント固有の運転経験に照らして、機器故障の修理に期待できるか検討すべきである。 - 直流電源の復旧が PRA モデルで考慮されている。他のプラントの PRA と比較して、復旧成功確率は合理的ではない。	
備考	
外部電源の復旧を除いて、適用可能なデータなければ、故障した機器の修理に期待すべきではない。	

A.7.3.16 復旧までの時間に関するデータの収集 (DA-C16)

表 7.3.31 サポート要件 DA-C16 に関する米国専門家の知見

Table 7.3.31 U.S. Expert Insights on SR DA-C16

SR No.	DA-C16
PRA レビュー の視点	- 復旧に関しては、利用可能なデータに基づくべきである。外部電源の復旧確率を評価するために、認められた一般的な産業界データを用いるべきである。 - 外部電源の復旧に関するプラント固有データは多くない。プラント固有の復旧時間に関する情報は収集することはできるが、ほとんどのプラントではデータが不足しているため、外部電源の復旧に関する解析には十分ではない。個々の送電線に関して復旧時間が収集されるが、外部電源の復旧時間とは大きく異なる。 - 外部電源の復旧に関するプラント固有のデータが十分に収集できないことから、通常、外部電源の復旧に関する解析では一般的な産業界データが用いられる。当該プラントに適用可能なデータに基づき復旧失敗確率を求めるために、一般的な産業界データをスクリーニングする必要がある。 - 最も適用性があるデータとしては、米国の原子力発電所における過去の外部電源の復旧時間がある。しかしながら、復旧失敗確率の解析に用いられているデータが当該プラントに適用可能なものとなるように、データをふるいにかける必要がある。例えば、吹雪による LOOP 事象については、暖かい気候の地域には適用できない。同様に、竜巻による LOOP 事象は、竜巻による危険性が極端に低い地域のプラントには適用できない。 - LOOP 事象は、重要なリスク寄与因子である。外部電源の復旧に関する解析において、極端に長い期間発生した LOOP を除外することは、リスクに大きな影響がある。
PRA が備える べき属性	パラメータ推定における現実性

表 7.3.32 サポート要件 DA-C16 への適合例及び不適合例

Table 7.3.32 Examples for Meeting and Not Meeting SR DA-C16

SR No.	DA-C16
サポート要件への適合例	
プラントへの適用性に基づきスクリーニングされた一般的な産業界データに基づき、復旧失敗確率が時間の関数として求められている。	
サポート要件への不適合例	
- 外部電源の復旧に関するデータに適用できないプラントのデータが含まれている。例えば、塩害による電氣的なショートによる LOOP からの復旧時間が海岸地域にないプラントに適用されている。 - 送電線が関連した LOOP に関する外部電源の復旧確率は、発電所内における送電線の待機除外データに基づいて推定されている。発電所内における送電線の待機除外データで適切に考慮できない LOOP の原因があることから、これは適切ではない。 - LOOP の発生頻度及び発生時間を評価するために用いられているデータは、古いものである。データの情報源として最新の文書を用いるべきである。LOOP 事象の発生及び発生時間は減少傾向にあることから、外部電源の復旧の確率が増加する可能性がある。	
備考	
外部電源の復旧に関する解析は、適用可能なデータに基づくべきである。	

A.7.4 パラメータ推定

A.7.4.1 基事象のパラメータ推定 (DA-D1)

表 7.4.1 サポート要件 DA-D1 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 7.4.1 U.S. Expert Insights on SR DA-D1 (1/2)

SR No.	DA-D1
PRA レビュー の視点	- 機器故障率に関するデータ解析には、プラント固有データ及び一般的な産業界データを統合するベイズ更新を適切に適用する手順が含まれる。適切なプラント固有データが利用できる場合には、ベイズ更新を用いるべきである。プラントの機器と整合しており適用性があることを確認するために、ベイズ更新に用いる一般的な産業界データについてレビューすべきである。特定の機器に関して産業界の母集団とは当該プラントが異なるというしっかりとした根拠がなければ、機器故障率はプラント固有データのみに基づくものにすべきではない。 - 適切なプラント固有データが利用できる場合に、リスク上重要な機器の故障率の算出に適用可能な一般的な産業界データを用いたベイズ更新を実施することは、グッドプラクティスである。プラントに十分な運転経験がある場合のみ、プラント固有データのみに基づいた機器故障率を用いることが容認可能である。機器がリスク上ささいなものである場合又はデータが機器に適用可能であることが示されている場合のみにおいて、一般的な産業界データのみを用いることが容認可能である。 - リスク上重要な基事象については、最新のデータ解析技術に基づき、一般的な産業界データ及びプラント固有データを合わせた現実的なパラメータ値を推定すべきである。 - サポート要件 DA-D1 の CC-II への適合においては、産業界データを用いてリスク上の重要性が低い基事象のパラメータ値を推定することができる。また、リスク上の重要性が低い基事象のパラメータについてのみ保守的な値を用いることができる。リスク上重要な基事象については、無情報事前分布や産業界データを反映した事前分布を用いてベイズ更新を実施すべきである。リスクに係る知見をあいまいにすることから、全ての基事象に保守的な値を用いることは容認可能ではない。

表 7.4.1 サポート要件 DA-D1 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 7.4.1 U.S. Expert Insights on SR DA-D1 (2/2)

SR No.	DA-D1
PRA レビューの視点	- サポート要件 DA-D1 の CC-I に適合するには、設計上又は運転上の固有の特性を有する基事象について、プラント固有のデータを用いた推定を行うべきである。プラント固有のデータを用いた推定が行えない場合には、設計上又は運転上の固有の特性に沿った修正を行い、一般的な産業界データに基づく推定値を用いることができる。その他の基事象については、一般的な産業界データを用いることができる。 - 多くのリスク上重要な機器については、プラント固有の機器故障率を算出するためのベイズ更新において、一般的な産業界データ及びプラント固有データを用いるべきである。 - 試験及び保守によるアンアベイラビリティについては、データを類似のトレン又は同種機器で分類し、トレンごと又は機器ごとに固有の値を求めることができる。いずれにおいても、算出に十分な適用可能なデータがなければならない。 - リスク上重要なパラメータであれば、試験及び保守によるアンアベイラビリティに関するプラント固有の値を求めるべきである。
PRA が備えるべき属性	パラメータ推定及び PRA の解析結果における現実性
備考	一般的に、動的な故障モードは、リスク上重要であり、プラント固有の機器故障率が算出されるべきである。

表 7.4.2 サポート要件 DA-D1 への適合例及び不適合例 (1/2)

Table 7.4.2 Examples for Meeting and Not Meeting SR DA-D1 (1/2)

SR No.	DA-D1
CC-I への不適合例	
- 直流母線の試験及び保守によるアンアベイラビリティに関する基事象では、交流母線に関する一般的な値が用いられている。プラントを停止することなく、直流母線が非常に長い時間において待機除外となる可能性を考慮すれば、当該値は直流母線に対してかなり小さい。プラント固有データを用いるべきである。 - データ解析の結果が何年もの間更新されていない。例えば、現在のプラントの運転を反映した最新のプラント固有データが含まれていない。	
CC-I に適合かつ CC-II に不適合である例	
プラント固有のパラメータを求めるために、プラント固有データ及び一般的な産業界データを用いたベイズ更新が実施されている。しかしながら、どの機器がリスク上重要でベイズ更新を実施すべきかの判断において、従来のリスク情報の活用と整合していない判断基準が用いられている。これにより、リスク上重要と考えられる機器についてプラント固有のパラメータが求められていない。従来、リスク増加価値（以下「RAW」という。）及び FV 重要度に基づきリスク上重要な機器が選ばれる。通常、リスク上重要な機器の基準は、RAW が 2 以上又は FV 重要度が 0.005 以上である⁴⁴。ほとんどのパラメータについて、適用可能な一般的な産業界データが用いられている。リスク上重要な可能性がある機器についてはプラント固有データが用いられるように、適切な判断基準を用いるべきである。	

表 7.4.2 サポート要件 DA-D1 への適合例及び不適合例 (2/2)

Table 7.4.2 Examples for Meeting and Not Meeting SR DA-D1 (2/2)

SR No.	DA-D1
CC-II に適合かつ CC-III に不適合である例	
- リスク上重要な基事象については、プラント固有のパラメータを求めるために、プラント固有のデータ及び一般的な産業界データに基づいてベイズ更新が実施されている。事前分布は、一般的な産業界データに基づいた分布が用いられている。多くの機器について、事前分布を更新するためにプラント固有データが用いられている。一般的な産業界データに基づく機器故障率もある。機器のアンアベイラビリティに関するデータとして、プラント固有データのみが用いられている。 - 一般的な産業界データ及びプラント固有データを統合するために、ベイズ更新が用いられている。リスク上重要な基事象については、プラント固有のパラメータを求めるために、NUREG/CR-6928 に基づく一般的な産業界データを反映した事前分布を用いて、プラント固有データによりベイズ更新が行われている。故障モードが動作要求に関するものか時間に関するものかのいずれかに応じて、事前分布はベータ分布又はガンマ分布のいずれかである。その他の基事象については、一般的な産業界データに基づくパラメータが用いられている。	
CC-III への適合例	
全てのパラメータの推定において、一般的な産業界データ及びプラント固有データが用いられている。	
備考	
- 一般的な産業界データ並びに設計及び運転上の慣例が類似した隣接号機のデータの活用を検討せず、限られたプラント固有のデータのみを用いることで、PRA の結果が現実的なものとならない可能性がある。 - NUREG/CR-6823⁴⁵ では、ベータ分布やガンマ分布を用いたベイズ更新に関して議論されており、パラメータの平均値を算出するための式が提示されている。	

A.7.4.2 類似機器に関するデータ又は専門家判断の活用（DA-D2）

表 7.4.3 サポート要件 DA-D2 に関する米国専門家の知見

Table 7.4.3 U.S. Expert Insights on SR DA-D2

SR No.	DA-D2
PRA レビュー の視点	- プラント固有データ及び一般的な産業界データがない場合には、最も類似性のある機器の推定値又は専門家判断を用いて、その正当性を説明すべきである。 - 必要な場合には、差異を考慮するために類似機器のパラメータの値を調整すべきである。
PRA が備える べき属性	パラメータ推定及び PRA の解析結果における現実性
備考	通常あまり見られないことであるが、NUREG/CR-6928 に基づくデータを適用できないことがある。そのような場合には、他の情報源が用いられる。

表 7.4.4 サポート要件 DA-D2 への適合例及び不適合例

Table 7.4.4 Examples for Meeting and Not Meeting SR DA-D2

SR No.	DA-D2
サポート要件への適合例	
- ほとんどの機器について、適切な推定値が用いられている。一般的には、全ての機器についてデータ解析のための一般的な産業界データを手に入れることができる。しかしながら、一つの機器では、一般的な産業界データが利用できず、最も類似性がある機器に関する推定値が用いられ、適切に正当性が説明されている。 - 全ての機器について、一般的な産業界データが利用可能である。	
サポート要件への不適合例	
一般的な産業界データを利用できない機器について、類似性のある他の機器を対応付けてその推定値を用いている。例えば、電動ポンプの一般的な故障率の推定値が、空気圧縮機について用いられている。また、EDG のデータが、可搬ポンプ運搬用トラック全体の失敗確率に用いられている。通常の EDG の環境よりもトラックのほうがより多くの失敗モードがあるはずである。 上記の方法には以下のような問題がある。 (a) 他の機器の故障率を用いることの正当性に関して適切な説明がなされていない。 (b) 一般的な産業界データを比較的多く網羅している情報源について言及又は確認していない。	
備考	
ディーゼル駆動空気圧縮機の事前分布として、ディーゼル駆動ポンプの故障率分布が用いられた例がある。	

A.7.4.3 基事象の確率の計算と不確かさの表現 (DA-D3)

表 7.4.5 サポート要件 DA-D3 に関する米国専門家の知見

Table 7.4.5 U.S. Expert Insights on SR DA-D3

SR No.	DA-D3
PRA レビューの 視点	- サポート要件 DA-D3 の CC-II に適合するためには、リスク上重要な基事象のパラメータの平均値を計算し、それらパラメータの不確かさを確率論的に表現する必要がある。リスク上ささいな基事象については、パラメータの点推定値を計算し、パラメータがとり得る値の範囲の提示、当該範囲に関する定性的な説明又は上下限に関する値を提示することにより、不確かさの特性を示す必要がある。 - サポート要件 DA-D3 の CC-III に適合するためには、サポート要件 DA-D3 の CC-II におけるリスク上重要な基事象と同じく、全てのパラメータの平均値を計算し、それらパラメータの不確かさを確率論的に表現する必要がある。 - サポート要件 DA-D3 の CC-I に適合するためには、サポート要件 DA-D3 の CC-II におけるリスク上ささいな基事象と同じく、パラメータの点推定値を計算し、パラメータがとり得る値の範囲の提示、当該範囲に関する定性的な説明又は上下限に関する値を提示することにより、不確かさの特性を示す必要がある。 - 時間機器故障率及び起因事象の発生頻度については、対数正規分布又はガンマ分布がそれらの不確かさを確率論的に表現するためにしばしば用いられる。機器の動作要求時の故障確率及び MGL パラメータについては、従来、それら不確かさを確率論的に表現するためにベータ分布が用いられる。
PRA が備えるべき属性	- パラメータ推定における現実性 - パラメータ推定における不確かさの特性評価
備考	対数正規分布で表現される不確かさについては、不確かさの幅を表すためにエラーファクターがよく用いられる。

表 7.4.6 サポート要件 DA-D3 への適合例及び不適合例

Table 7.4.6 Examples for Meeting and Not Meeting SR DA-D3

SR No.	DA-D3
CC-I への不適合例	
- 基事象のパラメータ推定では、点推定値のみが提示されている。不確かさの特性評価については説明されていない。 - MGL パラメータの不確かさを表すために対数正規分布が用いられている。対数正規分布の代わりに、ベータ分布を用いるべきである。MGL 手法は、不確かさを表すベータ分布と共に用いるように開発されている。	
CC-I に適合かつ CC-II に不適合である例	
リスク上重要とされる基事象についてはパラメータの平均値及びその不確かさ分布が提示されているが、どの基事象がリスク上重要でベイズ更新を行うべきか判断するためのプロセスにおいて誤りがある。従来リスク情報の活用において用いられるものと異なる判断基準が用いられている。リスク上重要とすべきであるが、そうした考慮から除外された基事象がある。	
CC-II に適合かつ CC-III に不適合である例	
リスク上重要な基事象について、適切にベイズ更新が行われている。一般的な産業界データを反映した事前分布を収集したプラント固有データで更新している。各パラメータについて、平均値、エラーファクター及び確率分布が示されている。それ以外の事象については、ベイズ更新が行われず、不確かさ幅などのパラメータの不確かさに関する情報が与えられている。	
CC-III への適合例	
全ての機器のパラメータ推定に関して、平均値、エラーファクター及び確率分布が示されている。	
備考	
0.1 より大きい平均確率を持つ基事象については、不確かさを表現するために対数正規分布を選ぶことは好ましくない。CDF の不確かさを評価する際のモンテカルロサンプリングにおいて、物理的にあり得ない 1 を超える故障確率が用いられる可能性がある。	

A.7.4.4 ベイズ更新により得られた事後分布の合理性の確認 (DA-D4)

表 7.4.7 サポート要件 DA-D4 に関する米国専門家の知見

Table 7.4.7 U.S. Expert Insights on SR DA-D4

SR No.	DA-D4
PRA レビューの 視点	- 一般的な産業界データとプラント固有データを用いてベイズ更新を行う場合、事後分布が合理的であるか確認しなければならない。 - ベイズ更新は正しく実行されなければならない。プラント固有データによる点推定値が事前分布においてしっかりと包含されるように、事前分布は十分な幅を持たなければならない。 - 事前分布の区間は十分に詳細に区切り、ベイズ更新した後の事後分布が少数の区間に集中しないようにすべきである。 - 事前分布の区間は全体として十分に広く設け、ベイズ更新した後の事後分布が上下限付近で大きな確率を持たないようにすべきである。 - 以下の三つの確認方法がある。 - 事前分布の範囲内にプラント固有データによる推定値が包含されているか？ - 更新後の平均値が事前分布の範囲内か？ - プラント固有データによる点推定値が事後分布の範囲内か？ - ベータ分布又はガンマ分布に基づいた一般的な産業界データを対数正規分布に用いるべきではない。
PRA が備えるべき属性	パラメータ推定における現実性
備考	プラントで故障が発生していない機器に関する確認の手引きが必要である。

表 7.4.8 サポート要件 DA-D4 への適合例及び不適合例

Table 7.4.8 Examples for Meeting and Not Meeting SR DA-D4

SR No.	DA-D4
CC-I に適合かつ CC-II/III に不適合である例	
ベイズ更新が適切であるか確認するために、事後分布に関するレビューが実施されていない。	
CC-II/III への適合例	
- データ解析において、明確に合理性の確認が行われている。事後分布の事前分布からの変化が現実的で合理的なものであることを保証するために、ベイズ更新後の結果が確認されている。 - 一般的な産業界データがプラント固有データでベイズ更新されている場合、事後分布が合理的であることを保証するための確認が行われている。事前分布及びプラント固有データに対する事後分布の合理性の確認が行われている。	
備考	
- あるプラントでは、5 年分のデータのためのプラント固有データを用いてベイズ更新が実施されていたことがある。当該データを用いたベイズ更新では、一般的な産業界データから有意な変化はなかった。 - 事前分布として、適切な確率分布を選ぶべきである。ベータ分布又はガンマ分布に基づいた一般的な産業界データを対数正規分布に用いるべきでない。	

A.7.4.5 共通原因故障（CCF）パラメータの推定（DA-D5）

表 7.4.9 サポート要件 DA-D5 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 7.4.9 U.S. Expert Insights on SR DA-D5 (1/2)

SR No.	DA-D5
PRA レビュー の視点	• CCF は、CDF への重要な寄与因子である。CCF を考慮しないことは許容されない。CCF を考慮するための類似機器のプラント固有のグループを特定し定義するために、体系的な手法を用いるべきである。 • CDF への重要な寄与因子として、二つ以上の冗長トレンの CCF を考慮すべきである。 • NUREG/CR-5485 では、機器レベルの CCF ファクターを評価するための手法が提示されている。 • 二つ以上の冗長性を有するものを考慮するために、MGL モデル又はアルファファクターモデルのような複数パラメータを用いる手法を活用すべきである。 • MGL が最も頻繁に用いられる CCF の手法である。次に用いられるのがアルファファクターモデルである。二項式故障率手法は、あまり用いられていない。 • CCF グループは、確かな判断に基づかなければならない。 • 設計、製造業者、使用条件、保守、環境条件、用いる燃料、潤滑油などの類似性に基づき、NUREG/CR-5485 の論理的で体系的なプロセスを用いて CCF グループが設定されている。 • CCF を考慮するためのプラント固有の類似機器のグループ化を行うために、NUREG/CR-4780（又は EPRI NP-5613⁴⁶）の体系的な手法を用いるべきである。 • CCF のリスクへの寄与を適切に推定するために、適切な CCF 手法を用いなければならない。
PRA が備える べき属性	• パラメータ推定における現実性

表 7.4.9 サポート要件 DA-D5 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 7.4.9 U.S. Expert Insights on SR DA-D5 (2/2)

SR No.	DA-D5
備考	• CCF では、従来、系統レベルではなく、機器レベルの故障のみを考慮する。 • 発電所内における交流電源の CCF については、特に全ての EDG を詳細に考慮すべきである。設計に多様性があったとしても、以下の CCF に関する重要な考慮事項がある。 - 共通の保守要員 - 共通の I&C 技術者 - 手順書の類似性 - 共通の燃料油 - 共通の潤滑油 - 環境（温度等）の類似性

表 7.4.10 サポート要件 DA-D5 適合例及び不適合例

Table 7.4.10 Examples for Meeting and Not Meeting SR DA-D5

SR No.	DA-D5
CC-I への不適合例	
アルファファクターモデルに基づき、CCF の基事象の確率が誤って計算されている。NUREG/CR-5485 の式を用いた CCF の基事象の確率と比較したところ、計算した値は過大であった。	
CC-I に適合かつ CC-II に不適合である例	
CCF の基事象にはベータファクターモデルが用いられている。	
CC-II に適合かつ CC-III に不適合である例	
- リスク上重要な CCF の基事象に MGL モデルが用いられている。 - CCF の基事象の定量化は、NUREG/CR-5485 で説明されたアルファファクターモデルに基づいている。当該モデルを用いた定量化対象の機器にはリスク上重要な機器が全て含まれている。 - アルファファクターモデルが用いられており、当該モデルの適用はリスク上重要な基事象に限定されている。	
CC-III への適合例	
全ての CCF の基事象のパラメータ推定にアルファファクターモデル（又は MGL モデル）が用いられている。	

A.7.4.6 機器を構成する部品の範囲と整合した CCF の確率の推定 (DA-D6)

表 7.4.11 サポート要件 DA-D6 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 7.4.11 U.S. Expert Insights on SR DA-D6 (1/2)

SR No.	DA-D6
PRA レビューの 視点	- 利用可能なデータと整合するように、最も現実的な CCF のモデル化方法を用いるべきである。 - プラント固有の CCF データを PRA モデルに組み込むために、適用可能なプラント固有の CCF データを特定し、スクリーニングし、活用するためのプロセス及びスクリーニングにかける際の判断基準を定めるべきである。 - 認められた一般的な産業界データを用いることは、グッドプラクティスである。CCF モデルの定量化を行いやすいように、NRC は、データの収集及び解析を行う研究を支援してきた。CCF に関するデータは、最新の情報源に基づくべきである。例えば、アイダホ国立研究所（以下「INL」という。）により開発された CCF データベースに基づく、NRC のウェブサイト上で公表されている CCF パラメータの値である。INL により最新のアルファファクター及び MGL パラメータの値が “CCF Parameter Estimations, 2020 Update” にまとめられ、NRC により公表されている。これが、現在において最良の一般的な産業界 CCF データであると考えられる。 - CCF の基事象に適用する際に CCF データを選別するプロセスを文書化すべきである。 - PRA モデル、データの選別、CCF に係るファクターの活用及びベイズ更新のための一般的な産業界データ及びプラント固有データの活用が全て整合性を持つように、機器を構成する部品の範囲を用いる CCF データと整合させるべきである。 - 独立した個別の故障と CCF に関して、それらの間に整合性があるかを判断するために、機器を構成する部品の範囲を確認すべきである。 - CCF は、リスク上重要である。現状に合わない情報源を用いると、リスクに係る知見に影響を及ぼす可能性がある。

表 7.4.11 サポート要件 DA-D6 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 7.4.11 U.S. Expert Insights on SR DA-D6 (2/2)

SR No.	DA-D6
PRA が備えるべき属性	• 用いるデータとの整合性 • 独立した個別の故障と CCF の間の整合性
備考	• 機器を構成する部品の範囲について、CCF パラメータと独立した個別の故障の間で整合していなければ、一般的な産業界 CCF データを調整することなく適用することはできない。

表 7.4.12 サポート要件 DA-D6 適合例及び不適合例

Table 7.4.12 Examples for Meeting and Not Meeting SR DA-D6

SR No.	DA-D6
CC-I への不適合例	
1980 年代の CCF に関する情報を用いて、データ解析が行われている。1980 年代以降、INL は、何千もの記録及び関連する CCF パラメータに関する解析結果を公表している。 - CCF に係るファクターは、一般的な産業界データから算出された値を解析に用いているが、INL が推奨している値よりも極端に低い。	
CC-I に適合かつ CC-II に不適合である例	
- PRA における機器を構成する部品の範囲と整合した、一般的な産業界データに基づいた MGL パラメータのみが用いられている。 - 産業界データ全てを含むデータベースから算出された、一般的な CCF に係るファクターを用いている。CCF と独立した個別の故障の間で整合性が確保されている。系統的な誤りではないが、EDG 燃料油移送ポンプの逆止弁について CCF が考慮されていない。	
CC-II に適合かつ CC-III に不適合である例	
- プラントの運転経験と整合性のある、NRC のウェブサイト上のデータベースから得られる一般的な CCF に係るファクターが用いられている。 - CCF に関する確率を求めるために、三つの情報源を用いている。WCAP が主に用いられており、その他に INL データベース及びプラント固有の故障データが用いられている。プラント固有の計算により、多数の機器が関わる CCF の確率がいくつか求められている。CCF パラメータの値を求めるために、体系的に、プラント固有性に基づき CCF データをスクリーニングしてはいない。 - SLCS の爆破弁に関する評価では、CCF に関する産業界における過去の運転経験が考慮されていない。	
CC-III への適合例	
プラント固有の CCF パラメータを求めるために、CCF に関する一般的な産業界データをプラント固有性に基づきスクリーニングしている。	

A.7.4.7 CCF 及び独立した機器故障に関する一般的な産業界データのプラント固有性に基づいた選別 (DA-D7)

表 7.4.13 サポート要件 DA-D7 に関する米国専門家の知見

Table 7.4.13 U.S. Expert Insights on SR DA-D7

SR No.	DA-D7
PRA レビューの視点	• CCF は最も重要なリスク寄与因子である。PRA のプラント固有性が確保されるように、CCF パラメータに関するプラント固有性を踏まえた解析がなされるべきである。最新の CCF の情報源に含まれる CCF 事象をプラントの固有性に基づき選別し、選別結果に基づいて CCF パラメータを求めるべきである。 • CCF 及び独立した機器故障が同じように評価されるように、プラントの固有性に基づいた CCF の選別では、それらの間で一貫性を持つようにしなければならない。 • NUREG/CR-4780 を全てに適用し、CCF データをプラントの固有性に基づいて選別することは、最高水準の方法と考えられる。重要なリスク寄与因子については NUREG/CR-4780 を適用し、その他のリスク寄与因子について一般的な産業界データを用いることは、グッドプラクティスと考えられる。
PRA が備えるべき属性	• 実際の設計、建設状況及び運転を反映するプラント固有性
備考	• アルファファクター及び MGL パラメータは両方共に、独立した個別の故障を含む機器故障全体に対する CCF の発生割合に基づいている。独立した個別の機器故障をスクリーニングせず、CCF のみをスクリーニングする場合には、CCF の発生が過小に数えられることとなり、CCF の発生割合である CCF パラメータの値が過小評価される。

表 7.4.14 サポート要件 DA-D7 適合例及び不適合例

Table 7.4.14 Examples for Meeting and Not Meeting SR DA-D7

SR No.	DA-D7
サポート要件への適合例	
一般的な産業界データをプラントの固有性に基づき選別しており、選別したデータを CCF パラメータの値を求めるために用いている。当該選別は、CCF 及び独立した個別の機器故障の両方に対して実施されている。	
サポート要件への不適合例	
一般的な産業界データをプラントの固有性に基づき選別しており、選別したデータを CCF パラメータの値を求めるために用いている。しかしながら、当該選別では、CCF のみがスクリーニングされており、独立した機器故障に関してはスクリーニングされていない。	
備考	
プラントの固有性に基づき CCF 事象をスクリーニングしないプラントにおいては、サポート要件 DA-D7 に適合することとなる。米国のプラントの多くは、スクリーニングを実施しておらず、プラントの固有性に基づいた CCF パラメータの値を求めている。	

A.7.4.8 古いデータの使用に関する制限 (DA-D8)

表 7.4.15 サポート要件 DA-D8 に関する米国専門家の知見

Table 7.4.15 U.S. Expert Insights on SR DA-D8

SR No.	DA-D8
PRA レビュー の視点	- 収集されたプラント固有の機器故障データは、現在のプラントに適用可能なものでなければならない。適用可能なプラント固有データのみをデータ解析に用いることができる。 - 適用できない過去のデータを用いて定量化が行われないように、データ収集期間におけるプラントの機器及び運転に関する変更に関する情報をまとめ、評価し、解析において考慮しなければならない。 - 過去のプラント固有データが適用できなくなるほど変更が大きい場合には、定量化に適用可能な一般的な産業界データを用いるべきである。 - 一般的な産業界データが利用可能な場合、サポート要件 DA-D8 における差異としては、CC-II では影響を受けるリスク上重要な基事象についてのみ、CC-III では影響を受ける全ての基事象について、適用可能な新しいプラント固有データで一般的な産業界データをバイズ更新する必要がある。 - 一般的な産業界データが利用できない場合、サポート要件 DA-D8 の CC-I、CC-II 及び CC-III は、同一の要件であり、設計等の変更による影響を評価し、当該評価結果に応じて過去のデータを調整することを求めている。
PRA が備える べき属性	実際の設計、建設状況及び運転を反映するプラント固有性
備考	一般的な産業界データが利用できない場合、類似機器の一般的な産業界データを、差異を考慮した専門家判断による修正を行い用いることができる。

表 7.4.16 サポート要件 DA-D8 適合例及び不適合例

Table 7.4.16 Examples for Meeting and Not Meeting SR DA-D8

SR No.	DA-D8
CC-I への不適合例	
- プラントの変更や福島第一原子力発電所の事故の後の新しい規制要件の施行があった。しかしながら、系統又は機器の性能並びに試験及び保守によるアンアベイラビリティへのこれら変更による影響が考慮されていない。 - 過去のデータが適用できないような、多くの主要な系統及び機器に関する変更が行われている。これら変更の影響は評価されておらず、データ解析の見直しも実施されていない。	
CC-I に適合かつ CC-II に不適合である例	
特殊性のある変更に関連した古いデータは除外され、当該変更により影響を受ける基事象には新しいデータで更新された一般的な産業界データが用いられている。特殊性のある変更に関連しない PRA モデルの部分では、変更はされていない。	
CC-II に適合かつ CC-III に不適合である例	
- 変更のあった機器は、過去のデータがない新しい機器として考慮されている。 - リスク上重要な基事象に関連したプラントの変更があった場合、古いデータを削除し、一般的な産業界データを用いている。例えば、電動空気圧縮機を撤去し、ディーゼル駆動空気圧縮機を設置した場合がある。電動空気圧縮機に関する収集データは、ディーゼル駆動空気圧縮機に適用できない。それゆえ、一般的な産業界データが用いられている。適用可能な新しいデータがある場合には、一般的な産業界データが更新されている。	
CC-III への適合例	
プラントに変更がある場合、その後の機器故障データの扱いが検討されている。例えば、計装用空気圧縮機に関する変更の後に、以前に収集されたデータの適用性が評価されている。PRA の保守及び更新に関するプラントの手順書では、工学的な変更及び手順書の改訂に関して、PRA 作業グループに通知することとなっている。プラントの運転の 1 サイクル当たり少なくとも 1 回は、担当の PRA 技術者が、工学的な変更並びに PRA で参照している EOP、AOP 及び他の運転手順書をレビューしている。PRA モデルに影響を及ぼす可能性がある変更については、PRA モデル変更に係る提案が出され、PRA モデル変更に係る提案に関するデータベースに格納される。	

A.8. 定量化

本節では、定量化に関する調査結果をまとめている。NRC の RG1.200 において、定量化では、CDF の推定を行うとされている。

本節の構成については、A.8.1 で上位レベル要件 HLR-QU-A（炉心損傷頻度（CDF）の定量化関連）、A.8.2 で上位レベル要件 HLR-QU-B（適切なモデル及びコードの利用並びに手法固有の制約及び特性の考慮関連）、A.8.3 で上位レベル要件 HLR-QU-C（従属性の適切な考慮関連）、A.8.4 で上位レベル要件 HLR-DA-D（定量化結果のレビュー関連）、A.8.5 で上位レベル要件 HLR-DA-E（不確かさの特性評価関連）に関する調査結果をまとめている。

A.8.1 炉心損傷頻度（CDF）の定量化

A.8.1.1 事故シーケンス、系統モデル、データ及び人間信頼性解析（HRA）結果の統合（QU-A1）

表 8.1.1 サポート要件 QU-A1 に関する米国専門家の知見

Table 8.1.1 U.S. Expert Insights on SR QU-A1

SR No.	QU-A1
PRA レビュー の視点	- 各起因事象グループに関する定量化プロセスにおける、事故シーケンス、系統モデル、データ及び HRA 結果の統合方法を説明しなければならない。定量化において事故シーケンスの発生頻度を求める際には、系統間の従属性を考慮しなければならない。 - 例えば CAFTA⁴⁷ といった、その使用がグッドプラクティスとされる各 PRA ソフトウェアを活用することにより、サポート要件 QU-A1 に適合することができる。本サポート要件に適合するために重要な留意事項は、PRA モデルを統合し定量化するために、全ての要素を考慮しなければならないことである。例えば、固有の特性を持つ起因事象、起因事象による緩和系及び運転員操作への影響、系統間の機能的な従属性、CCF、相互に排反な事象、フロントライン系と事故シーケンスの従属性、データの SOKCなどを適切に考慮すべきである。 - LOOP、SBO、ESWS 喪失、RCP シール LOCA、PORV の誤開、SI の誤動作などの異なる起因事象グループの定量化において、例えばジェネラルトランジエントの ET といった同一の ET を使いすぎると、事故シーケンスの結果や FT を追跡するのが複雑になる。
PRA が備える べき属性	従属性を含む全てのリスク寄与因子の網羅性
備考	- 系統間の従属性、HFE 間の従属性、事故シーケンス上の従属性などを含む全ての PRA 要素を考慮しなければならない。 - CAFTA では、CDF の定量化のために、全ての事故シーケンス及び各系統の FT を統合した単一の FT モデルが用いられる。系統間の従属性は FT において直接的にモデル化され、HFE 間の従属性はカットセット生成後のポスト処理で考慮される。

表 8.1.2 サポート要件 QU-A1 への適合例及び不適合例

Table 8.1.2 Examples for Meeting and Not Meeting SR QU-A1

SR No.	QU-A1
サポート要件への適合例	
定量化においては、起因事象、事故シーケンス、系統モデル、データ、HRA 結果及び各従属性が全て統合されている。	
サポート要件への不適合例	
- 論理ループの原因となっている FT の一部を単純に除去しており、論理ループを不適切に処理している。このため、機能的従属性が考慮されていない。 - 事故シーケンスにおいて期待できないリカバリーが不適切に考慮されている。 - 定量化結果のカットセットに含まれる相互に排反な事象が適切に除外されていない。	
備考	
定量化において全ての PRA 要素が適切に統合されるように、定量化ファイルに関して、網羅的で、徹底された、詳細な品質確認が必要である。	

A.8.1.2 個々の事故シーケンスの発生頻度の推定及びその適切性の確認 (QU-A2)

表 8.1.3 サポート要件 QU-A2 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 8.1.3 U.S. Expert Insights on SR QU-A2 (1/2)

SR No.	QU-A2
PRA レビュー の視点	• PRA モデルは、論理的に正しい事故シーケンスを生成すべきである。結果をレビューすることは、適切に事故シーケンスが表現されているかを確認するプロセスに不可欠な部分である。PRA モデルにおける論理的表現が正しいかどうか結論を導くには、おおよそ 100 から 200 までの事故シーケンス及びそれらカットセットを評価し、それらが論理的に正しいかを判断すればレビューとしては十分であると考えられる。そのようなレビューでは、発生頻度の大きい事故シナリオ及び発生頻度が非常に小さい事故シナリオを両方とも検討すべきである。PRA モデルからは、通常、何万ものカットセット及び事故シナリオが生成される。レビュープロセスでは、これらの大部分を評価する必要はない。系統、リカバリー及びタイミングの完全性を検討する際も、同じレベルの判断が適切である。 • サポート要件 QU-A2 に関する重要な点は、重要な事故シーケンス及びカットセットを特定し、PRA モデルの論理の適切性を確認できるようにするために、事故シーケンスの定量化において、適切なプロセスを使用することである。 • 重要なリスク寄与因子の特定、定量化結果のレビュー及び PRA モデルの正しさの確認は、上位レベル要件 HLR-QU-D のサポート要件に含まれている。 • PRA モデルは、事故シーケンスごとに計算される。事故シーケンスごとのリスク寄与因子を定量化する際に、それらを特定することが適切な程度に打ち切り値を設定しなければならない。 • 個々の事故シーケンスを定量化し、重要な事故シーケンス、起回事象及びカットセットを特定するプロセスは、CDF の計算に用いられるプロセスと整合すべきである。

表 8.1.3 サポート要件 QU-A2 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 8.1.3 U.S. Expert Insights on SR QU-A2 (2/2)

SR No.	QU-A2
PRA が備えるべき属性	定量化プロセスの適切性
備考	- リスク寄与因子を特定でき、PRA モデルを適切に反映した結果が得られる定量化プロセスを用いなければならない。 - FT リンキングモデル又は境界条件を考慮した ET リンキングモデルを用いて統合された PRA モデルを定量化することができる。

表 8.1.4 サポート要件 QU-A2 への適合例及び不適合例

Table 8.1.4 Examples for Meeting and Not Meeting SR QU-A2

SR No.	QU-A2
サポート要件への適合例	
PRA ソフトウェアを用いて、個々の事故シーケンスが定量化されている。個々の事故シーケンスを定量化するプロセスは、全体の CDF を計算するために用いられているプロセスと整合している。	
サポート要件への不適合例	
従属性を考慮できない標準的でない PRA ソフトウェアが用いられている。	
備考	
基本的には、CAFTA、RiskSpectrum、SAPHIRE 及び RISKMAN を含む標準的な PRA ソフトウェアを用いた全ての現代の PRA は、サポート要件 QU-A2 に適合することができる。	

A.8.1.3 炉心損傷頻度（CDF）及びその不確かさの計算（QU-A3）

表 8.1.5 サポート要件 QU-A3 に関する米国専門家の知見

Table 8.1.5 U.S. Expert Insights on SR QU-A3

SR No.	QU-A3
PRA レビュー の視点	- サポート要件 QU-A3 の CC-II に適合するためには、重要なパラメータの平均値及びそれ以外のパラメータの点推定値といった様々なパラメータを包括的に考慮する詳細なプロセスを用いて、CDF の平均を計算すべきである。 - 平均値とは、不確かさ幅を考慮した確率分布の平均である。点推定値とは、単一の値で表されたパラメータの推定値である。サポート要件 QU-A3 の CC-II では、関連する事故シーケンスのカットセットの平均値の推定に影響があることから、SOKC を考慮する必要がある。 - ISLOCA の解析では、MOV、逆止弁及び他の静的機器を含む類似機器の同時故障に関する SOKC を考慮すべきである。 - 不確かさ及び SOKC を考慮し、CDF の計算が過小評価されないようにすべきである。
PRA が備える べき属性	CDF の定量化における適切性
備考	- サポート要件 QU-E3 の CC-II では、CDF の不確かさ幅の推定が求められている。そのためには、重要なパラメータの不確かさ幅が必要である。 - PRA モデルを定量化する前にリスク上の重要度を判断することは簡単ではない。

表 8.1.6 サポート要件 QU-A3 への適合例及び不適合例

Table 8.1.6 Examples for Meeting and Not Meeting SR QU-A3

SR No.	QU-A3
CC-I への不適合例	
CDF が計算されていない。	
CC-I に適合かつ CC-II に不適合である例	
- RiskSpectrum の設定が誤っており、事象の発生頻度や確率の間の SOKC が考慮されていない。 - SOKC が考慮されておらず、CDF の計算が大きく異なっている可能性がある。ISLOCA に関する解析で、ISLOCA の発生頻度や CCF の発生確率に SOKC が考慮されていない。 - パラメータに関する不確かさの解析において、従属性のあるリカバリーに関する HFE の不確かさが適切に考慮されていない。また、CCF の不確かさが求められていない。	
CC-II に適合かつ CC-III に不適合である例	
CDF の不確かさを求めるために、重要な基事象に関する SOKC を考慮したモンテカルロ計算が実施されている。ISLOCA の発生頻度及び CCF の発生確率の計算で、SOKC が明示的に評価されている。	
CC-III への適合例	
CDF に関して、平均値、中央値、95 パーセンタイル及び 5 パーセンタイルが定量化され、提示されている。また、ISLOCA 及び SSIE の FT に含まれる基事象など各基事象について SOKC が考慮され、不確かさ解析が実施されている。	
備考	
製造時の誤りにより、逆止弁の CCF が発生することが考えられる。こうしたことは、逆止弁のおかれた環境とは関係ないが、ある米国のプラントでは環境を理由として、当該 CCF を不適切に除外していた。	

A.8.1.4 炉心損傷頻度（CDF）への寄与因子の特定（QU-A4）

表 8.1.7 サポート要件 QU-A4 に関する米国専門家の知見

Table 8.1.7 U.S. Expert Insights on SR QU-A4

SR No.	QU-A4
PRA レビューの視点	• 定量化のプロセスにおいて、起因事象、事故シーケンス、カットセット、HFE 及び基事象といった CDF への寄与因子を特定できる必要がある。 • 全体の CDF だけでなく、PRA モデルの各要素の CDF に対する寄与又は重要度が得られるように、PRA ソフトウェアを用いて PRA モデルの定量化及びカットセットの管理が行える必要がある。 • PRA モデルの詳細さは、CDF への寄与因子を特定するのに十分なものでなければならない。スーパーコンポーネント等の利用及び起因事象のグループ化を制限すべきである。
PRA が備えるべき属性	• CDF への寄与因子の特定
備考	• CAFTA、RiskSpectrum、SAPHIRE 及び RISKMAN といった標準的な PRA ソフトウェアは全て、定量結果から CDF への寄与因子を特定することができる。

表 8.1.8 サポート要件 QU-A4 への適合例及び不適合例

Table 8.1.8 Examples for Meeting and Not Meeting SR QU-A4

SR No.	QU-A4
サポート要件への適合例	
スーパーコンポーネント等の利用及び起因事象のグループ化を制限することにより、起因事象、事故シーケンス、カットセット、HFE、基事象、系統及び機器の CDF に対する寄与及び重要度が特定されている。	
サポート要件への不適合例	
起因事象のグループ化がよく行われ、スーパーコンポーネント等が広く用いられていることから、各起因事象、機器及びそれら故障モードの CDF への寄与を求めることが困難である。	
備考	
スーパーコンポーネント等の利用及び起因事象のグループ化を制限する限り、CAFTA、RiskSpectrum、SAPHIRE 及び RISKMAN といった標準的な PRA ソフトウェアを用いることにより CDF への各寄与因子を特定することができる。	

A.8.1.5 定量化プロセスにおけるリカバリーの考慮 (QU-A5)

表 8.1.9 サポート要件 QU-A5 に関する米国専門家の知見

Table 8.1.9 U.S. Expert Insights on SR QU-A5

SR No.	QU-A5
PRA レビューの 視点	- 評価において考慮されるリカバリーは、手順書化されているもの又は合理的に成功の可能性が見込まれるものとすべきである。一般的に、手順書化されていない運転員操作は、PRA ではモデル化されない。 - リスク上重要な事故シーケンス及びカットセットに関して、適用可能な場合には、定量化プロセスにおいて、リカバリーを考慮する必要がある。 - 一般的に、リカバリーは、故障した機器の機能を復旧するように、直接的に PRA モデルにおいて考慮される。 - リスクの現実的な推定を行うために、実現可能な場合にのみ、リカバリーを考慮すべきである。 - 最もよくモデル化されるリカバリーは、交流電源のリカバリーである。 - リカバリーは、ET 又は FT に直接的に含めるか、カットセット生成後のポスト処理のいずれかにより考慮することができる。
PRA が備えるべき属性	事故シーケンス及び CDF の定量化における現実性
備考	起因事象発生後の運転員による対応とリカバリーは、いつも区別できるものとは限らない。例えば、手順書化されている機能復旧のための運転員操作は、いずれにも分類され得る。

表 8.1.10 サポート要件 QU-A5 への適合例及び不適合例

Table 8.1.10 Examples for Meeting and Not Meeting SR QU-A5

SR No.	QU-A5
サポート要件への適合例	
リカバリーは、ET 若しくは FT において、又はポスト処理により適切に考慮されている。定量化プロセスにおいて、適用可能な事故シーケンスにおいてリカバリーが考慮されている。	
サポート要件への不適合例	
- 交流電源のリカバリー失敗確率が、SBO に関するカットセットにのみ適用されている。LOOP に関する全てのカットセットについてリカバリーを考慮すべきである。交流電源のリカバリーには、外部電源の復旧及び EDG の修理の両方が含まれる。SBO でない事故シーケンスに EDG の修理を考慮した値を適用することはできないため、適切なリカバリー失敗確率を用いるべきである。 - HVAC 喪失が関わる事故シーケンスについて、例えば扉の開放や可搬型ファンの活用といった適用可能なリカバリーを考慮すべきである。	
備考	
運転員が技能を持つ又は訓練を受けていると考えられる場合に限り、故障した機能を復旧するための運転員操作で、手順書に記載されていないものが考慮されることがある。	

A.8.2 適切なモデル及びコードの利用並びに手法固有の制約及び特性の考慮

A.8.2.1 コンピュータコードの適切な使用並びに手法固有の制約及び特性の特定 (QU-B1)

表 8.2.1 サポート要件 QU-B1 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 8.2.1 U.S. Expert Insights on SR QU-B1 (1/2)

SR No.	QU-B1
PRA レビュー の視点	• 用いるコンピュータコード及びその入力をテストし、合理的な結果が得られることを示すべきである。 • CAFTA、RiskSpectrum、SAPHIRE 及び RISKMAN といったコンピュータコードを用いて PRA モデルを定量化することは、十分に確立された方法である。 • 定量化プロセスにおける、定量化結果に影響を与え得る制約及び特性を特定し、提示しなければならない。例えば、以下のようなものがある。 － FT リンキングモデルでは、生成されたカットセットから基事象の重要度が求められる。定量化における打ち切り値が十分に低くなければ計算された重要度に影響が及び、当該重要度が適切でない可能性がある。 － リカバリー及び相互に排反な事象のポスト処理は、誤りやすい。 － 定量化手法には、稀有事象近似、ミニマルカットセット上限近似（以下「MCUB」という。）、二分決定図（以下「BDD」という。）があり、用いる定量化手法を理解すべきである¹¹。 • コードが持つ制約の範囲内で PRA が実施されていることを示す必要がある。FT の大きさなど、コードが持つ制約による影響があった場合には、対応策をとる必要がある。

¹¹ 稀有事象近似では、カットセットが相互に排反な事象と仮定されて定量化（カットセットの確率値の足合わせ）が行われます。MCUB では、各カットセットの排反事象が互いに確率的に独立なものと仮定されて定量化が行われます。MCUB では、稀有事象近似と異なり、定量化結果である確率値が 1 を超える可能性があります。BDD では、各カットセットに含まれる基事象が詳細に分析され、他の手法よりも正確な定量化が行われます。

表 8.2.1 サポート要件 QU-B1 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 8.2.1 U.S. Expert Insights on SR QU-B1 (2/2)

SR No.	QU-B1
PRA が備えるべき属性	定量化結果の適切性
備考	- CAFTA、RiskSpectrum、SAPHIRE 及び RISKMAN は、適切な結果を求めることができるコンピュータコードであると産業界では認知されている。 - 通常、産業界標準のソフトウェアは、製造業者によるソフトウェアの品質保証及び事業者による承認試験を含む定められたソフトウェアに関する品質保証プロセスを経る。

表 8.2.2 サポート要件 QU-B1 への適合例及び不適合例

Table 8.2.2 Examples for Meeting and Not Meeting SR QU-B1

SR No.	QU-B1
サポート要件への適合例	
定量化手法、ポスト処理方法等に関する固有の制約及び特性が特定され、コンピュータコードの使用に関する課題について議論されている。	
サポート要件への不適合例	
コンピュータコードに関する制約が利用者マニュアルに記載されているが、定量化結果に影響を与え得る手法固有の制約及び特性は特定されていない。	

A.8.2.2 十分に低い打ち切り値の設定 (QU-B2)

表 8.2.3 サポート要件 QU-B2 に関する米国専門家の知見

Table 8.2.3 U.S. Expert Insights on SR QU-B2

SR No.	QU-B2
PRA レビューの視点	- 重要なカットセット若しくは事故シーケンスに関連した従属性又は重要な事故シーケンスが不適切に除外されることがないよう、定量化における打ち切り値を十分に低くする必要がある。 - サポート要件 QU-B3 に規定されるとおり、感度解析で定量化における打ち切り値を決める必要がある。一般的には、サポート要件 QU-B3 に適合することで、サポート要件 QU-B2 に適合するのに十分なはずである。 - 通常、PRA では、全体の CDF よりも少なくとも 5 桁小さい打ち切り値を用いるべきである。
PRA が備えるべき属性	重要なリスク 寄与因子の網羅性
備考	打ち切り値を徐々に小さくしていき、CDF の収束性を考慮して打ち切り値を設定すべきである。PRA モデルを用いた定量化を実施し、打ち切り値を徐々に 1 桁ずつ小さくすることで収束性を判断すべきである。例えば、全 CDF の値の変化が 5% より小さくなれば、収束したものと考えられる。

表 8.2.4 サポート要件 QU-B2 への適合例及び不適合例

Table 8.2.4 Examples for Meeting and Not Meeting SR QU-B2

SR No.	QU-B2
サポート要件への適合例	
重要なカットセットに含まれる従属性を考慮できるように、事故シーケンスの定量化は十分に小さい値で打ち切られている。	
サポート要件への不適合例	
- 定量化における打ち切り値が十分に小さいかどうか判断するための感度解析が実施されていない。 - 従属性を持つ重要な HFE の組合せが除外されており、CDF の収束性を判断するための感度解析が誤って実施されている。	
備考	
打ち切り値を定めるために、CDF の収束性に関する感度解析を実施すべきである。	

A.8.2.3 反復プロセスによる打切り値の設定（QU-B3）

表 8.2.5 サポート要件 QU-B3 に関する米国専門家の知見

Table 8.2.5 U.S. Expert Insights on SR QU-B3

SR No.	QU-B3
PRA レビュー の視点	- 一般的に、CDF の打切り値は、CDF よりも 5 桁以上小さいものが容認可能とされる。しかしながら、打切り値の設定については、CDF の収束性に関する根拠が示されるべきである。 - サポート要件 QU-B3 に適合するためには、1 桁ずつ打切り値を小さくしていき、少数%（例えば 5%）以下で CDF が変化することにより定量化における打切り値を定める必要がある。言い換えれば、CDF の収束性を考慮することで、打切り値を設定すべきである。 5%は、単なる例であり、絶対的な値とみなすべきではない。原理的には、1%のほうがより良い判断基準である。しかしながら、非常に多くのカットセットを記憶するにはコンピュータのメモリに制約があることから、妥協して、5%が容認される場合がある。将来的においては、コンピュータの性能が改善した際に、打切り値を 1%まで低減させるべきである。
PRA が備える べき属性	重要なリスク寄与因子の網羅性
備考	CDF に関して、感度解析は個別に実施すべきである。

表 8.2.6 サポート要件 QU-B3 への適合例及び不適合例

Table 8.2.6 Examples for Meeting and Not Meeting SR QU-B3

SR No.	QU-B3
サポート要件への適合例	
打切り値に関する感度解析が実施されている。最終的な CDF の変化は、5%より小さい。	
サポート要件への不適合例	
- 定量化における打切り値が十分に小さいかどうかを判断するための感度解析が実施されていない。 - 打切り値として 1E-11 及び 1E-12 を用いた定量化が行われ、それらの間の CDF の変化は 5%より小さかった。しかしながら、最終的に採用された打切り値として 1E-11 が用いられている。この場合、1E-12 を打切り値として採用すべきである。	
備考	
1 桁ずつ徐々に打切り値を小さくしていき PRA モデルを定量化することにより、CDF の収束性を判断すべきである。1 桁小さくしたことによる全 CDF の変化が少数%以下であった場合、CDF は収束したと考えられる。	

A.8.2.4 適切な計算手法の活用 (QU-B4)

表 8.2.7 サポート要件 QU-B4 に関する米国専門家の知見

Table 8.2.7 U.S. Expert Insights on SR QU-B4

SR No.	QU-B4
PRA レビューの 視点	• BDD や MCUB などの定量化手法を用いることができる。 • MCUB は、ほとんどの PRA の定量化に用いられる標準的な手法である。 • 稀有事象近似は、基事象の確率が 0.1 より小さい場合に用いることができる。通常、機器故障などの発生確率は十分に小さいことから、内部事象 PRA では問題とならない。
PRA が備えるべき属性	• 定量化結果の適切性
備考	• CAFTA、RiskSpectrum、SAPHIRE 及び RISKMAN といった PRA ソフトウェアでは、BDD や MCUB を用いることができる。

表 8.2.8 サポート要件 QU-B4 への適合例及び不適合例

Table 8.2.8 Examples for Meeting and Not Meeting SR QU-B4

SR No.	QU-B4
サポート要件への適合例	
PRA モデルの定量化に MCUB が用いられている。	
サポート要件への不適合例	
確率が 0.1 を超える基事象が含まれる定量化において、稀有事象近似手法が用いられている。	

A.8.2.5 論理ループの解消 (QU-B5)

表 8.2.9 サポート要件 QU-B5 に関する米国専門家の知見

Table 8.2.9 U.S. Expert Insights on SR QU-B5

SR No.	QU-B5
PRA レビュー の視点	- FT リンキングモデルを用いた場合には、論理ループが発生することがある。PRA では、論理ループを避けるようにして系統間の従属性を適切に考慮すべきである。 - サポート要件 QU-B5 における関心は、適切な方法で論理ループが解消されているかどうかである。論理ループの解消のためのプロセスでは、過小評価や過大評価が行われないように十分な確認が行われる。 - 従来、論理ループは、二つのサポート系が相互に依存している状況においてあり得る。NUREG/CR-2728⁴⁸において、論理ループを解消するための手引きが示されている。 - 論理ループを解消するための方法を文書化すべきである。 - 単純にサポート系の FT へのつながりを削除するといったように論理ループが適切に解消されない場合には、結果として、ある失敗組合せが見逃される可能性がある。
PRA が備える べき属性	定量化結果の適切性
備考	- 従来、論理ループがあり得る組合せとしては、交流電源及び開閉装置室の HVAC、EDG 及び CCWS などがある。 - 文書化においては、論理ループを解消するために用いた方法だけでなく、論理ループが解消された全ての箇所を含めるべきである。論理ループを削除した FT を一覧にし、どこのが削除されたのかを示す必要がある。

表 8.2.10 サポート要件 QU-B5 への適合例及び不適合例

Table 8.2.10 Examples for Meeting and Not Meeting SR QU-B5

SR No.	QU-B5
サポート要件への適合例	
NUREG/CR-2728 に記載された手引きに基づき FT が修正され、例えば EDG と CCWS が関わる論理ループが解消されている。FT リンキングで用いられる実際の FT が、意図したとおりのものであることが確認されている。	
サポート要件への不適合例	
不適切な論理ループの解消方法により、過小評価される部分がある。例えば、交流電源へのつながりを単純に削除して、論理ループを解消している。	
備考	
論理ループが存在する限り、PRA ソフトウェアでは FT リンキングモデルを定量化することができない。	

A.8.2.6 事故シーケンスの評価における系統による事故の緩和成功の考慮 (QU-B6)

表 8.2.11 サポート要件 QU-B6 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 8.2.11 U.S. Expert Insights on SR QU-B6 (1/2)

SR No.	QU-B6
PRA レビュー の視点	• ET 上の成功分岐では、系統による事故の緩和成功により生成されるカットセットを考慮すべきである。事故シーケンスの発生頻度評価において用いられる成功分岐のカットセットの処理方法がいくつか知られている。確率論的な評価においては、特に成功確率が 1.0 で近似できない場合において、成功分岐の取扱いの差異による数値的な影響を考慮する必要がある。リスク情報が適切に評価され偏りがないように、このような根拠が必要である。 － 系統による事故の緩和失敗の確率が大きい場合には、系統による事故の緩和成功確率を適切に計算する必要がある。 － 系統による事故の緩和成功が考慮されないことで、リスクが過大に評価される場合がある。 • 系統による事故の緩和成功は、以下の方法で考慮できる。 － 事故シーケンス上における相補演算 (Not 演算) の考慮 事故シーケンス全体から項を削除すること (delete term) による近似 (正しいカットセットが生成され、事故シーケンス上の成功がある程度考慮されるように、成功に関連する項を定量化プロセスにおいて削除する。) － 成功確率のかけ合わせ • 系統による事故の緩和成功を考慮する方法は、用いるコンピュータコードに依存する。
PRA が備える べき属性	• 定量化結果の適切性

表 8.2.11 サポート要件 QU-B6 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 8.2.11 U.S. Expert Insights on SR QU-B6 (2/2)

SR No.	QU-B6
備考	• RiskSpectrum により、カットセットに成功事象が含まれる条件で MCUB による定量化を行うと、CDF が過小評価される可能性がある。これは、成功事象と失敗事象を含むカットセット同士が相互に排反となり、MCUB の仮定に反するためである。定量化の設定が適切に行われるように留意すべきである⁴⁹。

表 8.2.12 サポート要件 QU-B6 への適合例及び不適合例

Table 8.2.12 Examples for Meeting and Not Meeting SR QU-B6

SR No.	QU-B6
サポート要件への適合例	
NOT ゲートを用いて、成功事象が事故シーケンスにおいて明確に考慮されている。定量化プロセスにおいて、成功に関連する項が削除されている。	
サポート要件への不適合例	
系統による事故の緩和成功は、CDF の定量化において考慮されていない。FT リンキングモデルでも当該成功は考慮されておらず、その理由に関する合理的な説明もなされていない。	

A.8.2.7 相互に排反な事象を含むカットセットの特定 (QU-B7)

表 8.2.13 サポート要件 QU-B7 に関する米国専門家の知見

Table 8.2.13 U.S. Expert Insights on SR QU-B7

SR No.	QU-B7
PRA レビュー の視点	- コンピュータコードの制約のために、非論理的なカットセットが生成される可能性を考慮する必要がある。 - 相互に排反な事象とは、カットセット内の他の事象と同時に発生することがない事象のことである。 - 相互に排反な事象を含むカットセットは、同時に発生することがあり得ない事象の組合せを表していることから、このような不適切なカットセットを除外しなければならない。 - 冗長トレンにおける保守によるアンアベイラビリティを含むカットセットに、技術仕様書やその他管理上の問題で認められていない系統構成が含まれていることがある。 - 定量化の結果が物理的にあり得て、合理的であり、現実的なものとなるように、相互に排反な事象を含むカットセットを特定し、定量化プロセスにおいて除外すべきである。
PRA が備える べき属性	定量化結果の適切性
備考	例えば技術仕様書に基づく制約など、同時に発生しない理由を含め、相互に排反な事象の組合せについて説明すべきである。

表 8.2.14 サポート要件 QU-B7 への適合例及び不適合例

Table 8.2.14 Examples for Meeting and Not Meeting SR QU-B7

SR No.	QU-B7
サポート要件への適合例	
定量化プロセスにおいて、相互に排反な事象を含むカットセットが特定され、除外されている。	
サポート要件への不適合例	
相互に排反な事象のリストが作成されているが、相互に排反な事象の多くが当該リストに含まれておらず、相互に排反な事象の除外が不完全である。	
備考	
相互に排反な事象のリストは、初期の PRA モデル開発段階及び初期の PRA モデルの定量化段階において作成される。初期の定量化において、相互に排反な事象を含むカットセットは、カットセットレビューによって特定される。	

A.8.2.8 相互に排反な事象を含むカットセットの除外 (QU-B8)

表 8.2.15 サポート要件 QU-B8 に関する米国専門家の知見

Table 8.2.15 U.S. Expert Insights on SR QU-B8

SR No.	QU-B8
PRA レビューの 視点	- 相互に排反な事象を含むカットセットを、相互に排反な事象のリストの作成又は相互に排反な事象の組合せのモデル化により特定し、定量化において除外しなければならない。 - 相互に排反な事象を除外するためには、二つの方法がある。最も網羅性があるのは、相互に排反な事象を除外するように PRA モデルを修正することであるが、PRA モデル全体がより大きく、複雑になる可能性がある。二つ目の方法は、リストに挙げられた相互に排反な事象を特定し、除外するようにカットセットを事後処理する方法である。
PRA が備えるべき属性	定量化結果の適切性
備考	相互に排反な事象を表現する FT を作成することにより、除外すべき相互に排反な事象の組合せを最も網羅的に特定することができる。

表 8.2.16 サポート要件 QU-B8 への適合例及び不適合例

Table 8.2.16 Examples for Meeting and Not Meeting SR QU-B8

SR No.	QU-B8
サポート要件への適合例	
定量化プロセスにおいて、ミニマルカットセットの生成後、相互に排反な事象ファイルに含まれる事象の組合せを除去するポスト処理が行われている。	
サポート要件への不適合例	
相互に排反な事象のリストが作成されているが、相互に排反な事象の多くが当該リストに含まれておらず、相互に排反な事象の除外が不完全である。	

A.8.2.9 論理フラグの設定 (QU-B9)

表 8.2.17 サポート要件 QU-B9 に関する米国専門家の知見

Table 8.2.17 U.S. Expert Insights on SR QU-B9

SR No.	QU-B9
PRA レビュー の視点	- 事故シーケンスタイプ及び系統構成を区別できることから、モデルの作成において論理フラグ（又はハウス事象）が有用である。最小でないカットセットが生成されないように、カットセットの生成前に論理条件を TRUE 又は FALSE に設定すべきである。 - 例えば特定の事故シーケンスの特定ののために、1.0 の確率値を持つ論理フラグが用いられる場合がある。こうした論理フラグが定量化に影響を及ぼさず、最小でないカットセットが生成されないように注意が必要である。 - 全体的にレビューができるように、論理フラグについて文書化すべきである。
PRA が備える べき属性	定量化結果の適切性
備考	重要な事故シーケンスとカットセットをレビューして、PRA モデルが正しいこと、論理フラグの設定、相互に排反な事象の除外及びリカバリーの適用など PRA モデルの機能が正しく使用されていること並びにプラントの設計及び運転と得られた結果が整合していることを確認しなければならない。

表 8.2.18 サポート要件 QU-B9 への適合例及び不適合例

Table 8.2.18 Examples for Meeting and Not Meeting SR QU-B9

SR No.	QU-B9
サポート要件への適合例	
論理フラグ（又はハウス事象）が TRUE 又は FALSE に設定されている。最初に 1.0 に設定されていた論理フラグは、定量化前に TRUE に変えられている。	
サポート要件への不適合例	
- 用いられている論理フラグの設定に関して文書化されていない。 - 設定ファイルに含まれる論理フラグについては、TRUE 又は FALSE に設定されている。しかし、当該ファイルに含まれず、TRUE 又は FALSE に設定されない論理フラグがあり、定量化に影響を及ぼしている。	

A.8.2.10 モジュール、サブツリー及びスプリットフラクションを使用する際の対応 (QU-B10)

表 8.2.19 サポート要件 QU-B10 に関する米国専門家の知見

Table 8.2.19 U.S. Expert Insights on SR QU-B10

SR No.	QU-B10
PRA レビューの視点	- 一般的に、モジュールやサブツリーは、大きな制約の下でコンピュータコードを用いた古い PRA モデルに含まれる。一般的に、問題を避けるために、それらの使用はなくすべきである。 - ET リンキングを用いる RISKMAN では、基事象レベルで重要度に関する結果が適切に得られなければならない。 - PRA モデルにモジュール、サブツリー又はスプリットフラクションを用いる場合には、サポート要件 QU-B10 に規定された対応プロセスを実施すべきである。
PRA が備えるべき属性	定量化結果の適切性
備考	定量化においては、各基事象のリスク上の重要度を評価するために、常にモジュールを展開すべきである。

表 8.2.20 サポート要件 QU-B10 への適合例及び不適合例

Table 8.2.20 Examples for Meeting and Not Meeting SR QU-B10

SR No.	QU-B10
サポート要件への適合例	
モジュールやスプリットフラクションは用いられていない。カットセットの生成において、他と共有された基事象を適切に処理するように、サブツリーが明示的に考慮されている。	
サポート要件への不適合例	
- プラント固有の系統に関連した起因事象の発生頻度を定量化するために、モジュールが用いられている。モジュールを独立したものとするために、モジュール内の基事象の命名を他の同じ機器故障モードの基事象と異なるように設定するといった不適切な対応がなされている。 - いくつかの起因事象の発生頻度を定量化するために、モジュールが用いられている。モジュール間では、共有された基事象がなく独立している。しかし、同一の機器が PRA モデルの他の部分に含まれるため、PRA モデル全体では、それらは独立していない。重要度評価において、それらモジュールに含まれる基事象は、考慮されない。	
備考	
定量化において、モジュール、サブツリー及びスプリットフラクションが用いられなければ、サポート要件 QU-B10 は適用されない。	

A.8.3 従属性の適切な考慮

A.8.3.1 複数の人的過誤事象（HFE）を含むカットセットの特定（QU-C1）

表 8.3.1 サポート要件 QU-C1 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 8.3.1 U.S. Expert Insights on SR QU-C1 (1/2)

SR No.	QU-C1
PRA レビュー の視点	• HFE 間の従属性を特定する必要がある。従属性の程度に関する評価は、サポート要件 QU-C2 で扱われている。従属性がある HFE 組合せに関するジョイント HEP を評価する必要がある。従属性を考慮した HEP 又は HEP 下限値を適用する必要がある。 • HRA において従属性を考慮すべきカットセットが生成されるように、解析及び定量化を行い、複数の HFE を含む事故シーケンスを特定しなければならない。 • 実際のところ、サポート要件 QU-C1 及び QU-C2 は、HRA の一部である。しかしながら、FT リンキングを用いる PRA では、始めに全ての HFE を独立したものとしてモデル化することがグッドプラクティスであることから、サポート要件 QU-C1 が定量化（QU）に含まれている。定量化のプロセスにおいて、従属性に関する解析が必要な、同一のカットセットに含まれる HFE の組合せが特定される。 • HEP が小さいために複数の HFE が含まれるカットセットが切り捨てられないようにしなければならない。同一の事故シーケンスにおける複数の HFE の発生を特定し、HRA の従属性解析を実施しなければならない。その後、同一の事故シーケンスで発生する複数の HFE 間の従属性の程度を評価することができる。さらに、評価された HFE 間の従属性の程度に基づきジョイント HEP を求めることができる。 • このような HRA の従属性の解析プロセスにより、過小評価による HFE 組合せの切り捨てがないようにできる。
PRA が備える べき属性	• 定量化結果の適切性

表 8.3.1 サポート要件 QU-C1 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 8.3.1 U.S. Expert Insights on SR QU-C1 (2/2)

SR No.	QU-C1
備考	HFE 組合せを特定するために、最初の定量化で起因事象発生後 HFE の発生確率が 0.1 以上の値に設定される。これは、重要な HFE 組合せが打ち切り値以下のカットセットに含まれ、定量化プロセスにおいて切り捨てられないようにするためである。従属性の程度を評価するために、事故シーケンスにおける状況を踏まえた各 HFE 組合せに関するレビューを実施しなければならない。従属性の大きい HFE 組合せについては、ジョイント HEP を求めなければならない。最終的には、HFE 組合せ及びそれらの従属性の定量化結果が反映されるように、カットセットがポスト処理される。

表 8.3.2 サポート要件 QU-C1 への適合例及び不適合例

Table 8.3.2 Examples for Meeting and Not Meeting SR QU-C1

SR No.	QU-C1
サポート要件への適合例	
PRA におけるグッドプラクティスに従い HFE の従属性が特定されている。HRA における従属性解析では、従属性が考慮されていない複数の HFE を含むカットセットが切り捨てられる可能性が考慮されている。最初の定量化ではスクリーニング HEP が用いられ、複数の HFE を含むカットセットが特定されている。HEP の大きさが原因で複数の HFE を含むカットセットが切り捨てられないように、十分に大きな HEP が用いられている。最終的な定量化においては、従属性を考慮した HEP が適用されている。	
サポート要件への不適合例	
- HFE 間の従属性を正しくモデル化するように、カットセットに含まれる複数の HFE の従属性がレビューされていない事故シーケンスがある。 - HFE 組合せの特定に用いるスクリーニング HEP が小さすぎることで、重要な全ての HFE 組合せを特定できていない。	
備考	
- 重要な HFE 組合せを考慮するために従来用いられるスクリーニング HEP は、0.1 より大きい値である。 - HFE 組合せを特定するために行われる最初の定量化においては、例えば他の全ての HFE と独立しているなど根拠が示される場合を除いて、全ての HFE にスクリーニング HEP を用いるべきである。	

A.8.3.2 人的過誤事象（HFE）間の従属性の程度に関する評価（QU-C2）

表 8.3.3 サポート要件 QU-C2 に関する米国専門家の知見

Table 8.3.3 U.S. Expert Insights on SR QU-C2

SR No.	QU-C2
PRA レビュー の視点	• 同一の事故シーケンスにおける複数の HFE の同時発生を特定した後、起因事象発生前 HFE についてはサポート要件 HR-D5 に、起因事象発生後 HFE については HR-G7 に適合するように、HFE 間の従属性の程度に関する評価を実施しなければならない。 • 起因事象発生後 HFE については、ジョイント HEP を評価するために、事故シーケンス上の状況を踏まえて複数の HFE 間の従属性の程度を検討しなければならない。 • 対象の事故シーケンスの時系列を整理し、従属性又は独立性をもたらす因子を定量的に検討することにより、各 HFE の組合せに関して従属性の程度を評価できる。 • HFE 間の従属性を評価する際に考慮される定性的な因子には、複数の HFE が同一の運転員操作又は同一の機能に関連しているか、複数の HFE が短時間に発生しているか、複数の HFE が同一のキューによるものか、二つの HFE の発生の上に成功した運転員操作があるかなどがある。 • サポート要件 QU-C2 は、サポート要件 HR-D5 及びサポート要件 HR-G7 に対して冗長である。これは、サポート要件 QU-C1 に関する HFE 組合せの特定並びにサポート要件 HR-D5 及びサポート要件 HR-G7 に関する従属性の程度の評価が最終的な PRA モデルに考慮されていることを確認するものと解される。
PRA が備える べき属性	• 定量化結果の適切性
備考	• ASEP 手法では、起因事象発生前 HFE の従属性の程度を求める際の手引きが提供されている。THERP 手法では、起因事象発生後 HFE の従属性の程度を求める手引きが提供されている。 • 評価された従属性の程度に応じて、ジョイント HEP を推定することができる。

表 8.3.4 サポート要件 QU-C2 への適合例及び不適合例

Table 8.3.4 Examples for Meeting and Not Meeting SR QU-C2

SR No.	QU-C2
サポート要件への適合例	
HFE 間の従属性の程度に関する評価が、PRA のグッドプラクティス及び HRA に関するサポート要件と整合して実施されている。	
サポート要件への不適合例	
- PRA を更新する際に、HFE 間の従属性に関する評価が十分に行われていない。 - HFE 間の従属性が過小評価されている。60 分以上かかる運転員操作に関連した HFE が一つでもあれば、従属性なし（ZD）が共通して適用されている。また、従属性の程度を評価するための ET の適用方法に関して誤りがある。従属性なしとされているが、当該 ET を適切に適用することで従属性低という結果が得られる。	
備考	
事故シーケンスの定量化において、全ての HFE の従属性を適切に考慮しなければならない。	

A.8.3.3 ET 間における事故シーケンスの特性の伝達 (QU-C3)

表 8.3.5 サポート要件 QU-C3 に関する米国専門家の知見

Table 8.3.5 U.S. Expert Insights on SR QU-C3

SR No.	QU-C3
PRA レビュー の視点	- 事故シーケンスがある ET から別の ET に遷移する場合、上流側の ET における全ての従属性及び事故シーケンス上の論理情報が、定量化において十分に考慮されるように、下流側の ET に伝達されなければならない。 - ET 間のトランスファーは、明示的に扱わなければならない。 - 事故シーケンスの特性を伝達する例としては、ジェネラルトランジェントの ET や SLOCA の ET から ATWS の ET へのトランスファー、LOOP の ET から SBO の ET へのトランスファーなどがある。
PRA が備える べき属性	トランスファー前後における適切な従属性
備考	CAFTA では、CDF の定量化に FT リンキングモデルが用いられる。トランスファーについても、トランスファー下流側の事故シーケンスに関する FT が直接的に FT リンキングモデルに組み込まれる。これにより、全ての従属性が考慮される。

表 8.3.6 サポート要件 QU-C3 への適合例及び不適合例

Table 8.3.6 Examples for Meeting and Not Meeting SR QU-C3

SR No.	QU-C3
サポート要件への適合例	
ET 上のトランスファーが FT リンキングで考慮されており、事故シーケンスの上流側の特性が下流側に伝達されている。	
サポート要件への不適合例	
統合された FT リンキングモデルにトランスファー上流側の事故シーケンスが考慮されておらず、正当な理由も示されていない。	

A.8.4 定量化結果のレビュー

A.8.4.1 重要な事故シーケンス及びカットセットのレビュー (QU-D1)

表 8.4.1 サポート要件 QU-D1 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 8.4.1 U.S. Expert Insights on SR QU-D1 (1/2)

SR No.	QU-D1
PRA レビューの視点	• 上位レベル要件 HLR-QU-D のサポート要件の目的は、各種観点から PRA の結果を慎重にレビューし、PRA モデルの論理が正しく、PRA の結果がプラントの設計及び運転と整合していることを確認することである。最初のステップでは、重要な事故シーケンスの例を詳細にレビューする。 • PRA の結果が物理的に合理的であり、プラントの実際の建設状況及び運転が反映されていることを確認するために、重要な事故シーケンス及びカットセットをレビューしなければならない。 • 重要な事故シーケンス及びカットセットには、場合によって、CCF や従属性をもつ複数の HFE が含まれる可能性が高い。 • 重要な事故シーケンス及びカットセットに関しては、類似プラントで重要な事故シーケンス及びカットセットとされているものが、以下のような差異に関する適切な理由なく見落とされないようにすべきである。 (a) プラント間の物理的又は運転上の差異 (b) PRA 上の仮定の差異 (c) モデル化又はデータにおける差異 • 非対称性が発生するのは、(a) サポート系における運転状態にある機器及び待機状態にある機器や (b) 隣接号機間のクロスタイなどに関して PRA モデルを簡略化することが原因である。非対称なモデル化を取り除くか、非対称性による影響がある PRA の活用が判断できるように、非対称なモデル化を十分に理解すべきである。

表 8.4.1 サポート要件 QU-D1 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 8.4.1 U.S. Expert Insights on SR QU-D1 (2/2)

SR No.	QU-D1
PRA レビューの視点	• CDF への寄与が上位の事故シーケンス及びミニマルカットセットを含む重要な事故シーケンスについて、十分にレビューを実施しなければならない。当該レビューにおいては、モデル化の一貫性、プラントの運転との整合性、論理フラグの設定の正しさ、相互に排反な事象の除外、リカバリーの考慮、事故シーケンスの重要性、系統、トレン、機器、基事象、人的過誤、以前のバージョンの PRA モデルの結果との比較などを含めるべきである。 • 重要なカットセットのレビューでは、基事象の組合せ、基事象の値などを含むべきである。 • 事故シーケンスを注意深くレビューすることは、プラントにおけるリスクの特性に関する新たな知見を特定することも目的である。当初に疑わしいと思われた事故シーケンスが後で正しいと証明される場合には、系統間の関係について新たな理解が生まれていると考えられる。
PRA が備えるべき属性	• 定量化結果の適切性 • 実際の設計、建設状況及び運転を反映するプラント固有性
備考	• FT の誤った構成、運転員操作の保守的な扱い、系統の運転方法に関する誤った理解など多くの理由により、事故シーケンスが誤っている可能性がある。このような誤りの一部は、定量化において容易に特定できる。その他の誤りを特定するには、PRA モデル並びにプラントの設計及び運転に関する幅広い知識を持つ経験豊かなチームが必要になる。 • 当該レビューは、内部の PRA グループにより実施するか、または、専門家を集めることにより実施することができる。

表 8.4.2 サポート要件 QU-D1 への適合例及び不適合例

Table 8.4.2 Examples for Meeting and Not Meeting SR QU-D1

SR No.	QU-D1
サポート要件への適合例	
CDF への寄与が上位の事故シーケンス及びカットセットのレビューにより、論理が正しく、得られたカットセットが合理的であることが示されている。	
サポート要件への不適合例	
- レビューにおいて、重要な事故シーケンス及びカットセットが十分に網羅されていない。レビューされた重要な事故シーケンス及びカットセットが少なすぎる。 - レビューにおいて、カットセットに含まれる失敗の組合せにより炉心損傷に至る過程が検討されていない。レビューされたカットセットを確認したところ、誤りのあるカットセットが含まれていたり、プラント設計に関する考慮が不足していたりすることが分かった。 - 重要なカットセットについては、合理的でなく、事故の緩和に用いられる重要な SSC を適切に考慮してモデル化されていない。例えば、以下のような例がある。 - SBO に至る LOOP 事故シーケンスにおいて、タービン駆動 AFW ポンプが事故の緩和に活用できるとされていない。 - 起因事象発生前 HFE に関して、電動 AFW ポンプ及び TDAFW ポンプの両方共に試験のために使用できなくなる人的過誤が考慮されている。システムが使えなくなる試験に入る前に、通常、冗長性に関する確認が行われることから、プラントの運転と整合していない。 - HRA において、キューに必要な電源供給が期待できないことから人的過誤の発生が仮定されている。これは、過度に保守的であり、定量化の結果に偏りがある可能性がある。	
備考	
- より多くの事故シーケンス及びカットセットをレビューすることにより、PRA の結果の正しさをより良く示すことができる。 - 重要なミニマルカットセットの網羅的なレビューとは、全 CDF への寄与が 1%以上であるミニマルカットセットの集合又は全 CDF への寄与が上位 95%以上であるミニマルカットセットの集合をレビューすることである。	

A.8.4.2 モデル化における整合性及びプラントの運転との整合性に関するレビュー (QU-D2)

表 8.4.3 サポート要件 QU-D2 に関する米国専門家の知見

Table 8.4.3 U.S. Expert Insights on SR QU-D2

SR No.	QU-D2
PRA レビューの視点	• PRA モデルが正しいことを確認するためのレビューの一環として、例えば ET の系統及び成功基準との整合性といったモデル化における整合性や、例えばプラントの設計、手順書並びにプラント固有及び産業界における一般的な運転経験といった事項に関するプラントの運転との整合性に関する PRA 結果のレビューが必要である。 • PRA の結果をレビューする際には、PRA モデルの論理、非対称性、予期される運転員操作との整合性、リスク重要度などを確認すべきである。 • レビューにおいては、PRA モデルの論理がプラントの設計及び運転と整合していることを確認しなければならない。PRA の結果には、プラントの実際の建設状況及び運転が反映されていなければならない。 • レビューについては、レビュー対象の分野や題材、具体的な検討及び確認の項目、得られた知見や観察事項などを文書化しなければならない。
PRA が備えるべき属性	• 定量化結果の適切性 • 実際の設計、建設状況及び運転を反映するプラント固有性
備考	• PRA モデルの結果は、一貫性を持つ必要がある。同じカットセットに含まれる事象が相互に矛盾することがないようにすべきである。 • 事故シーケンス上においてモデル化される運転員操作は、手順書と整合していなければならない。

表 8.4.4 サポート要件 QU-D2 への適合例及び不適合例

Table 8.4.4 Examples for Meeting and Not Meeting SR QU-D2

SR No.	QU-D2
サポート要件への適合例	
組織内部の PRA グループによる、重要な事故シーケンス及びカットセットのレビューが文書化されている。レビューにおいては、PRA モデルの論理、PRA モデルにおける非対称性、想定される運転員操作に関する整合性などが網羅されている。レビューにおいては、PRA モデルの論理が、プラントの設計及び運転と整合していることが確認されている。	
サポート要件への不適合例	
- PRA 結果のレビューが文書化されておらず、レビュー自体も適切ではない。モデル化上及びプラントの運転上の考え方とカットセットが整合しているかを確認するために、レビューにおいて、重要なカットセットをさらに検討すべきである。 - CDF への寄与が上位の事故シーケンス及びカットセットには取水口の閉塞が関わっているなど、適切性に確信が持てない事象が含まれる。そのような重要な基事象に関する不確かさを小さくするためのカットセットへの注意が不十分である。重要なカットセットを扱う場合には、リスク寄与因子を理解し、適切で厳格な解析及び評価により根拠を示すべきである。 - プラントの通常運転時に、一つのトレンが常に運転されているという仮定は、プラントの運転を反映しておらず、リスク重要度の結果が偏ったり、カットセット及び事故シーケンスが見逃されたりする可能性がある。プラントの通常運転時において、HVAC の A 系が運転状態にあり、HVAC の B 系が待機状態にあるという仮定をすると、基事象のリスク重要度を偏らせ、合理的でないカットセットが生成される。例えば、(a) 母線 A のリスク重要度が母線 B のリスク重要度よりも高くなり、(b) 母線 A が保守作業中に HVAC の B 系が起動に失敗するといった合理的でないカットセットが存在することになる。	
備考	
非対称なモデル化により、リスク重要度が正確でなくなるだけでなく、系統構成に関するリスク管理が困難になる。	

A.8.4.3 PRA 結果の論理に関するレビュー (QU-D3)

表 8.4.5 サポート要件 QU-D3 に関する米国専門家の知見

Table 8.4.5 U.S. Expert Insights on SR QU-D3

SR No.	QU-D3
PRA レビューの 視点	• PRA モデルの論理が正しいかどうかを判断する必要がある。 • 各サポート要件に適合するように、PRA 結果をレビューし、以下の事項が適切にモデル化されているかどうか確認を行う。 – 論理フラグの設定 (サポート要件 QU-B9) – 相互に排反な事象を含むカットセットの除外 (サポート要件 QU-B7 及び B8) – リカバリーの考慮 (サポート要件 QU-A5) • 論理フラグの設定、相互に排反な事象の除外及びリカバリーの考慮のレビューについては、文書化すべきである。
PRA が備えるべき属性	• 定量化結果の適切性
備考	• 相互に排反な事象を含むカットセットの除外に関する根拠は、文書化すべきである。 • 適切に論理フラグが設定されていれば、系統構成に関する論理フラグがカットセットに現れることはない。しかしながら、事故シナリオに関する情報又はその他の特別な情報を示す論理フラグがカットセットに含まれることはあり得る。

表 8.4.6 サポート要件 QU-D3 への適合例及び不適合例

Table 8.4.6 Examples for Meeting and Not Meeting SR QU-D3

SR No.	QU-D3
サポート要件への適合例	
論理フラグの設定、相互に排反な事象を含むカットセットの除外及びリカバリーの考慮に関するレビューが文書化され、それら事項に関して合理的で適切であると判断され、PRA 結果に反映されている。	
サポート要件への不適合例	
- PRA モデルの論理の設定、相互に排反な事象を含むカットセットの除外及びリカバリーの考慮に関するレビューが文書化されていない。以下の例のように、リスク上重要なカットセットに詳細に検討すべき事象が含まれている。 - 外部電源の復旧が不可能なカットセットに対して、外部電源の復旧が適用されている。安全系の母線の機能を喪失させる HVAC の故障が発生している状況で、外部電源の復旧が考慮されている。リカバリーについては、その成功が期待できる事故シーケンス又はカットセットにのみ適用すべきである。	
備考	
PRA の定量化結果に関して、論理フラグの設定、相互に排反な事象を含むカットセットの除外及びリカバリーの考慮により、論理的な結果が得られることを示す必要がある。	

A.8.4.4 類似プラントの PRA 結果との比較 (QU-D4)

表 8.4.7 サポート要件 QU-D4 に関する米国専門家の知見

Table 8.4.7 U.S. Expert Insights on SR QU-D4

SR No.	QU-D4
PRA レビュー の視点	- モデル化が適切で現実的なものであり、解析者の好みや選択による過度な偏りがないようにすべきである。 - PRA 結果を比較する目的は、モデル化における誤りを探し、全体的な PRA 結果のレビューに役立てることである。 - 類似プラントの PRA 結果との比較においては、プラントの類似箇所と相違箇所を特定する必要がある。 - 類似プラントにおける CDF の結果及び起因事象の寄与を、最新の PRA 結果と比較すべきである。 - 起因事象レベルでの PRA 結果の比較及びリスク上重要な SSC 及び HFE を比較することにより、プラント固有の差異を容易に特定でき、非論理的な結果を特定できる場合がある。 - 差異が生じる理由を特定しより信頼できる形で差異に関する説明を行うためには、PRA 結果を詳細に比較する必要がある。カットセットだけでなく、FT もレビューすべきである。差異の多くは、モデル化の方法に関係していることがある。例えば、運転員操作が他の PRA モデルよりも保守的な偏りを持つような場合がある。 - PRA の結果において類似のプラントと大きな差異があれば、理由及び原因に関する考察を行うべきである。
PRA が備える べき属性	定量化結果の適切性
備考	- 各系統の FT の定量化結果についても現実的であることを確認するためのレビューを行うべきである。例えば、IAS 喪失に関する FT の定量化結果が小さく、非現実的であることが考えられる。 - 系統及び機器のリスク重要度をレビューすることにより、PRA モデルが論理的であることを保証しやすくなる。

表 8.4.8 サポート要件 QU-D4 への適合例及び不適合例

Table 8.4.8 Examples for Meeting and Not Meeting SR QU-D4

SR No.	QU-D4
CC-I に適合かつ CC-II/III に不適合である例	
- 類似プラントにおける PRA 結果又は類似の事象に関する比較が実施されていない。以前のバージョンの PRA モデルの結果との比較のみ議論されている。 - 全 CDF の値について類似プラントとの比較がなされているのみであり、重要な差異の原因が特定されていない。 - LOOP 事象によるリスクへの寄与が、他のプラントよりも大幅に小さいことが特定されている。しかし、差異の原因について説明がなされていない。	
CC-II/III への適合例	
CDF レベルでいくつかのプラントとの比較がなされている。同一の原子炉製造業者により設計された他のプラントと起因事象に関して PRA 結果の比較が行われている。また、CDF に関するカットセット及び FT がレビューされている。	

A.8.4.5 リスク上重要でない事故シーケンス及びカットセットのレビュー (QU-D5)

表 8.4.9 サポート要件 QU-D5 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 8.4.9 U.S. Expert Insights on SR QU-D5 (1/2)

SR No.	QU-D5
PRA レビュー の視点	- 修正によりリスク上重要となるような、過小評価された要素がないことを示すために、リスク上重要でない事故シーケンス又はカットセットに関するレビュー及び検討が必要である。 - モデル化における論理及び従属性に関する誤り並びに過度の保守性を特定すべきである。 - リスク上重要でない事故シーケンスは、比較的保守的なモデル化が行われていたり、論理的な誤りが含んでいたりする可能性がある。 - リスク上重要でない事故シーケンス及びカットセットは、物理的に意味があり、論理的に正しいものでなければならない。 - リスク上重要でない事故シーケンス及びカットセットには、CCF や、同一のカットセットに複数の HFE が含まれる場合には HFE 間の従属性が含まれる可能性がある。 - リスク上重要でないカットセットのレビューのための抽出は、厳密に無作為ではなく、PRA モデルの様々な部分をレビューできるように慎重に実行する必要がある。抽出については、リスク上支配的な事故シーケンスに現れないような発生頻度が低い起因事象に注目する。 - CDF 及び事故シーケンスに対してリスク上の寄与が小さいカットセットに関して、その寄与が小さい理由が合理的であることを確認しなければならない。
PRA が備える べき属性	定量化結果の適切性

表 8.4.9 サポート要件 QU-D5 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 8.4.9 U.S. Expert Insights on SR QU-D5 (2/2)

SR No.	QU-D5
備考	- リスク上重要でない事故シーケンス及びカットセットを抽出する際の一つの方法は、全 CDF への寄与が低いカットセットから多数を抽出することである。 - 本レビューでは、主に、説明できない PRA 結果を生成する論理誤りに注目している。 - リスク上重要でないカットセットのレビューでは、例えば、レビュー対象としたカットセット、レビューの特性、特定された指摘事項などを文書化すべきである。

表 8.4.10 サポート要件 QU-D5 への適合例及び不適合例

Table 8.4.10 Examples for Meeting and Not Meeting SR QU-D5

SR No.	QU-D5
サポート要件への適合例	
事故シーケンスごとのカットセット結果のレビューでは、リスク上重要な事故シーケンス及びリスク上重要でない事故シーケンスの両方がレビューされており、これら種類のカットセットがレビューされていることが保証されている。リスク上重要でないカットセットについて、広範な議論が実施されている。	
サポート要件への不適合例	
リスクへの寄与が下位の事故シーケンスに含まれるリスク上重要でないカットセットについてレビューが実施されていない。	
備考	
- CDF への寄与が小さい事故シーケンス及びカットセットをレビューするプロセス及びその結果については、文書化すべきである。 - CDF への寄与が小さいカットセットが合理的でない例としては、それらの間で従属性を持つ複数の HFE が独立として扱われている場合がある。	

A.8.4.6 リスク上重要な寄与因子の特定 (QU-D6)

表 8.4.11 サポート要件 QU-D6 に関する米国専門家の知見

Table 8.4.11 U.S. Expert Insights on SR QU-D6

SR No.	QU-D6
PRA レビューの視点	- 定量化結果から、CDF への寄与が上位の起因事象、事故シーケンス、ミニマルカットセットなどを特定する必要がある。 - リスク重要度に基づき、基事象、SSC、CCF 及び HFE に関する上位のリスク寄与因子を特定しなければならない。 - サポート要件 QU-D6 の CC-II/III に適合するためには、上位の重要なリスク寄与因子を決定する際に、起因事象の発生及び事故の緩和失敗の両方について SSC 及び運転員操作といったリスク寄与因子を考慮すべきである。 - 重要なリスク寄与因子の特定に注目することにより、PRA モデルの論理が正しいかどうか判断しやすくなり、PRA モデルの不備を明らかにしやすくなる。
PRA が備えるべき属性	定量化結果の適切性
備考	- リスク上重要な事故シーケンス (significant accident sequence)、リスク上重要なカットセット (significant cutset) 及びリスク上重要な基事象 (significant basic event) といった、重要なリスク寄与因子の数値的な定義は、米国 PRA 標準の 1-2.2 節 (DEFINITIONS) に示されている¹。 - 最終的な目的は、PRA モデルの各種要素の観点から重要なリスク寄与因子を特定することだけではない。当該特定により、CDF にとって PRA モデルのある要素がリスク上重要である理由、そして対照的に、その他の PRA モデルの要素がリスク上重要でない理由を説明するための詳細なレビューが実施されやすくなる。リスク寄与因子の重要度に関する理由を解析した結果は、リスクに係る知見であり文書化すべきである。

表 8.4.12 サポート要件 QU-D6 への適合例及び不適合例

Table 8.4.12 Examples for Meeting and Not Meeting SR QU-D6

SR No.	QU-D6
CC-I への不適合例	
- 重要なリスク寄与因子の特定では、全 CDF への寄与が 25%以下のミニマルカットセットの集合しか対象とされていない。「リスク上重要」の定義に基づき、全 CDF への寄与が大幅に大きな割合となるように対象を広げるべきである。 - リスク上重要な起回事象、機器故障、CCF、運転員操作及び事故シーケンスが特定されていない。 - 基事象のリスク重要度は示されているが、「リスク上重要」の定義を満たす基事象が特定されていない。 - リスク上重要な基事象が、$RAW \geq 2$ 又はリスク低減価値 (RRW) ≥ 1.005 に基づいて決められており、米国 PRA 標準と整合していない。 - 運転員操作のリスク重要度が適切に求められていない。HFE の従属性解析を行う前に、FV 重要度の値が求められている。この方法でリスク重要度を求めると、HFE の重要度が正しく求められない。HFE の重要度については、PRA モデルの定量化後に求めるべきである。	
CC-I に適合かつ CC-II/III に不適合である例	
リスク重要度が評価され、重要なリスク寄与因子が特定されているが、起回事象の発生頻度への寄与は検討されていない。	
CC-II/III への適合例	
- 基事象、機器故障、CCF、運転員による人的過誤、起回事象、事故シーケンス及び系統が、リスク上の重要度に応じてランク付けされ文書化されている。SSC、運転員による人的過誤などのリスク寄与因子については、起回事象の発生及び事故の緩和失敗の両方の観点からリスク重要度が検討されている。 - リスク上重要な機器故障、HFE、CCF、試験及び保守事象、起回事象が CDF に関する RAW や FV 重要度によってランク付けされている。起回事象 FT を作成することにより、起回事象の発生に関する基事象の影響を把握することができる。	

A.8.4.7 機器及び基事象のリスク重要度の合理性に関するレビュー（QU-D7）

表 8.4.13 サポート要件 QU-D7 に関する米国専門家の知見

Table 8.4.13 U.S. Expert Insights on SR QU-D7

SR No.	QU-D7
PRA レビューの視点	• PRA モデルの論理が正しいかどうかをレビューする必要がある。 • サポート要件 QU-D7 におけるレビューでは、機器及び基事象に焦点を当てている。 • 当該レビューにおいては、機器故障率、冗長性及び多様性の程度、安全機能、安全機能に対応する系統のリスク重要度などに基づき、モデル化における潜在的な問題を特定する。
PRA が備えるべき属性	• 定量化結果の適切性
備考	• 当該レビューでは、PRA モデルの下位のレベル（機器と基事象）を扱っている。 • 当該レビューは文書化されなければならない。

表 8.4.14 サポート要件 QU-D7 への適合例及び不適合例 Table 8.4.14 Examples for Meeting and Not Meeting SR QU-D7

SR No.	QU-D7
サポート要件への適合例	
機器、HFE 及び基事象に関するリスク重要度の順位表がレビューされ、論理的に正しく、リスクへの相対的な寄与の観点から合理的であるとされている。	
サポート要件への不適合例	
論理的に正しいことを確認するための、機器及び基事象のリスク重要度に関するレビューは実施されていない。	
備考	
カットセット及びリスク重要度に関する順位表をレビューし、機器及び基事象のリスク重要度に関する説明を行うことによりサポート要件 QU-D7 に適合しているとみなすことができる。	

A.8.5 不確かさの特性評価

A.8.5.1 モデルの不確かさの要因の特定 (QU-E1)

表 8.5.1 サポート要件 QU-E1 に関する米国専門家の知見 (1/2)

Table 8.5.1 U.S. Expert Insights on SR QU-E1 (1/2)

SR No.	QU-E1
PRA レビュー の視点	- パラメータ若しくは測定可能な値にランダムなばらつきがあることや、PRA モデル、パラメータ若しくは推定値に関する知識が不十分なことにより、PRA の結果である全 CDF には不確かさがある。不確かさの要因を評価し、PRA の結果と PRA から得られるリスクに係る知見への潜在的な影響を考慮すべきである。不確かさの要因は、ばらつきやランダム性に関連するもの又は認識における不確かさに関連するものに分類できる。不確かさ分布と共に最終的なリスク推定値を提示する際に、ばらつきや認識に関する不確かさの要因を含む全ての不確かさの要因を網羅的に定量化することは、特に、認識に関連した不確かさが明確に定量的に最終的な不確かさ分布で考慮される場合、最高水準の方法と考えられる。今日の PRA ソフトウェアを用いれば、PRA モデルを介してばらつきに関連した不確かさの伝播解析を行うことは容易であり、感度解析により認識に関連した不確かさの寄与を評価することができる。このような方法は、グッドプラクティスと考えられる。不確かさを評価しないことは容認されない。 - このように、PRA では不確かさを評価しなければならない。 - 上位レベル要件 HLR-QU-E のサポート要件では、PRA モデルを作成する際の仮定、モデルの不確かさの要因及び関連する仮定、それらによる影響、CDF の不確かさ幅の推定に関する根拠などを特定する必要がある。 - 特に定量化プロセスに関連した PRA モデルの不確かさの要因を考慮する必要がある。例えば、打ち切り値、論理フラグの設定、相互に排反な事象を含むカットセットの除外、リカバリーの考慮、HRA における従属性に関する解析などによる PRA の結果及びリスク重要度における不確かさがある。

表 8.5.1 サポート要件 QU-E1 に関する米国専門家の知見 (2/2)

Table 8.5.1 U.S. Expert Insights on SR QU-E1 (2/2)

SR No.	QU-E1
PRA レビュー の視点	• PRA モデルを作成する際に各技術要素において特定され、サポート要件 IE-D3、AS-C3、SC-C3、SY-C3、HR-I3 及び DA-E3 に従い文書化された、全ての PRA モデルの不確かさの要因を考慮する必要がある。 • 産業界において特定されている一般的な PRA モデルの不確かさの要因に加えて、プラント固有の PRA モデルの不確かさの要因も調査すべきである。プラント固有の不確かさについて、感度解析や不確かさ解析を行うべきである。 • プラント固有の不確かさの例には以下のものがある。 － 取水口喪失起因事象の発生頻度に影響する因子 － 詳細な HRA における仮定（例えば運転員操作のタイミング） • 特定された PRA モデルの不確かさの要因に係る特性評価が、サポート要件 QU-E4 において求められている。
PRA が備える べき属性	• モデルの不確かさの要因及び関連する仮定の PRA の結果への影響の理解
備考	• EPRI 発行の技術報告書 TR-1016737⁵⁰ 及び NUREG-1855⁵¹ では、一般的な PRA モデルの不確かさの要因が示されている。 • 類似の系統を有し類似のモデル化手法を用いているプラント間で、仮定及びモデル化における不確かさの比較を行うと、仮定及び不確かさのリストが網羅的かどうかを判断しやすくなる。

表 8.5.2 サポート要件 QU-E1 への適合例及び不適合例

Table 8.5.2 Examples for Meeting and Not Meeting SR QU-E1

SR No.	QU-E1
サポート要件への適合例	
- モデルの不確かさの要因が網羅的に特定され、それら特性が評価されている。 - EPRI 発行の TR-1016737 及び NUREG-1855 の不確かさの評価方法に基づきモデルの不確かさの要因が示されており、モデルの作成時及び定量化において特定された不確かさの要因により補完されている。	
サポート要件への不適合例	
モデルの不確かさの要因が特定されていない。	
備考	
モデルの不確かさの主な要因と重要な仮定を一元的にリスト化することにより、感度解析の結果をまとめやすくなる。	

A.8.5.2 モデル化における仮定の特定（QU-E2）

表 8.5.3 サポート要件 QU-E2 に関する米国専門家の知見

Table 8.5.3 U.S. Expert Insights on SR QU-E2

SR No.	QU-E2
PRA レビューの 視点	• 仮定とは、PRA モデルの不確かさの要因や PRA モデルの詳細さに関連した、PRA モデルを開発する際になされる判断である。 • PRA モデルの評価対象範囲又は詳細さに関連した仮定は、モデル化の利便性のために設定される。 • サポート要件 QU-E2 で対象とする仮定は、PRA モデルの不確かさをもたらすものである。 • 仮定については、特定し、文書化し、及びその特性を明らかにすべきである。
PRA が備えるべき属性	• モデルの不確かさの要因及び関連する仮定の PRA の結果への影響の理解

表 8.5.4 サポート要件 QU-E2 への適合例及び不適合例

Table 8.5.4 Examples for Meeting and Not Meeting SR QU-E2

SR No.	QU-E2
サポート要件への適合例	
PRA モデルの不確かさに影響する仮定を特定し、文書化し、及びその特性を明らかにしている。PRA の各技術要素（IE、AS、SC 等）において特定された PRA の結果に影響を与える可能性があるプラント固有の仮定と共に、EPRI 発行の技術報告書 TR-1016737 及び NUREG-1855 に示された仮定が含まれている。PRA の各技術要素に関するノートブックにおいて、モデル化における仮定がまとめられている。さらに、感度解析及び不確かさ解析に関するノートブックにおいて、多くの仮定に関するレビュー結果が提示されている。定量化に関するノートブックにおいても、モデル化における仮定一覧が示されている。	
サポート要件への不適合例	
PRA モデルの作成においてなされる仮定が特定されておらず、文書化されていない。	
備考	
- 全ての重要な仮定を一元化すると便利である。 - 仮定については、一般的な PRA モデルの不確かさの要因と合わせてレビューすべきである。	

A.8.5.3 炉心損傷頻度（CDF）の推定結果に関する不確かさの評価（QU-E3）

表 8.5.5 サポート要件 QU-E3 に関する米国専門家の知見

Table 8.5.5 U.S. Expert Insights on SR QU-E3

SR No.	QU-E3
PRA レビュー の視点	• CDF の不確かさ幅を評価する必要がある。パラメータの不確かさ及びモデルの不確かさは、CDF の不確かさ幅を求めるために用いられる。SOKC を考慮する必要がある。 • サポート要件 QU-E3 では、CC-III と比較して、CC-II は、より大まかな方法で CDF の不確かさ幅を求めることが認められる。 • CC-I では、パラメータの不確かさのみに基づいた CDF の不確かさの評価が必要である。CC-II 及び CC-III では、モデルの不確かさを確率論的に考慮する必要がある。 • CC-II では、重要な SOKC のみを考慮すればよい。CC-III では、特定された全ての SOKC を考慮すべきである。 • PRA の定量化コードに関する現在のグッドプラクティスでは、モンテカルロサンプリングを用いて不確かさを伝播することにより不確かさの定量化を行っている。
PRA が備える べき属性	• モデルの不確かさの要因及び関連する仮定の PRA の結果への影響の理解

表 8.5.6 サポート要件 QU-E3 への適合例及び不適合例 (1/2)

Table 8.5.6 Examples for Meeting and Not Meeting SR QU-E3 (1/2)

SR No.	QU-E3
CC-I への不適合例	
- MGL パラメータの不確かさ分布が、ベータ分布でなく対数正規分布となっている。MGL パラメータ ($0 < \alpha, \beta, \gamma, \delta$ など ≤ 1.0) の値が考慮されず、対数正規分布と仮定され、全ての MGL パラメータのエラーファクターが 30 とされている。こうした対数正規分布によるモンテカルロサンプリングでは、1.0 を超える値を得る可能性がある。 - パラメータによる CDF の不確かさ評価は、部分的なものにすぎない。当該評価においては、CCF や ISLOCA の不確かさが考慮されていない。SSIE の FT に含まれる一部の CCF は、事前に計算された点推定値である。それらは、CDF の不確かさ評価に考慮されない。その影響を反映するために、SOKC を考慮しなければならない。	
CC-I に適合かつ CC-II に不適合である例	
- CDF の不確かさ幅が推定されており、確率分布によってそれぞれ明示的に特性評価されたパラメータの不確かさが考慮されている。PRA ソフトウェアの設定が適切でないことから、SOKC が考慮されていない。 - 不確かさの定量化において、CCF の SOKC を十分に考慮できてない。計算された CCF の故障率は、独立した機器故障と同じく産業界の経験から計算されている。CCF と独立した機器故障が関連付けられておらず、SOKC は十分に考慮されていない。	
CC-II に適合かつ CC-III に不適合である例	
パラメータ及びモデルの不確かさを考慮し、CDF の不確かさ幅が評価され、モンテカルロサンプリングにより定量化されている。CDF の不確かさ幅の評価においては、重要な SOKC が特定され、考慮されている。	
CC-III への適合例	
パラメータ及びモデルの不確かさが考慮され、モンテカルロサンプリングを用いて確率分布により明示的に CDF の不確かさの特性が評価されている。各基事象間の SOKC が考慮されている。	

表 8.5.6 サポート要件 QU-E3 への適合例及び不適合例 (2/2)

Table 8.5.6 Examples for Meeting and Not Meeting SR QU-E3 (2/2)

SR No.	QU-E3
備考	
SOKC の影響は、計算された CDF の平均値を用いる場合に考慮すべきである。CDF の平均値に対して SOKC による影響が大きいカットセットが存在する可能性がある。SOKC を考慮しない場合には、CDF の平均値が過小評価される可能性がある。	

A.8.5.4 モデルの不確かさの要因及び関連する仮定の影響に関する評価（QU-E4）

表 8.5.7 サポート要件 QU-E4 に関する米国専門家の知見

Table 8.5.7 U.S. Expert Insights on SR QU-E4

SR No.	QU-E4
PRA レビュー の視点	• PRA で用いられた仮定及びモデルの不確かさの要因を特定することに加え、仮定やモデルの不確かさの各要因による PRA モデルへの影響について特性評価を行うことが必要である。 • モデルの不確かさの要因及び関連する仮定の潜在的な影響に関する特性評価は、定性的であってもよく定量的である必要はない。 • PRA の各技術要素（起因事象解析等）において設定された仮定を文書化することに加え、どの仮定がモデルの不確かさの要因として考えられるかを明示する必要がある。 • サポート要件 QU-E4 では、モデルの不確かさ及び仮定が PRA モデル及びその結果にどのように影響するかという観点から、モデルの不確かさ及び仮定を PRA の特定部分に関連付ける。 • 感度解析を実施することにより、仮定及びモデルの不確かさの要因の定量化結果への影響を評価できる。
PRA が備える べき属性	• モデルの不確かさの要因及び関連する仮定の PRA の結果への影響の理解
備考	• EPRI 発行の技術報告書 TR-1016737 及び NUREG-1855 の手法は、サポート要件 QU-E4 に適用できる。 • モデル化における仮定を全てレビューし、実施する必要がある感度解析ケースを特定すべきである。 • 特定されたモデルの不確かさの要因及び関連する仮定を評価することにより、不確かさ及びその影響が合理的に要約され、PRA を活用する際に重要な不確かさの要因を特定するための出発点となる。

表 8.5.8 サポート要件 QU-E4 への適合例及び不適合例

Table 8.5.8 Examples for Meeting and Not Meeting SR QU-E4

SR No.	QU-E4
サポート要件への適合例	
感度解析により、モデルの不確かさが評価されている。PRA の各技術要素に関連した一般的なモデルの不確かさに関するレビュー、各技術要素において特定された仮定及び PRA において変更すべきであるが未実施の事項に関するレビューに基づき、一連の感度解析ケースが決められ定量化されている。定量化された CDF への影響を用いて、それら仮定及び不確かさにより大きな影響を受けるかどうか判断されている。	
サポート要件への不適合例	
- 仮定及びモデルの不確かさによる PRA の結果への影響が評価されていない。 - モデルの不確かさ及び関連する仮定が、PRA モデルにどのように影響するかが議論されていない。 - プラントの設計及び運転を踏まえると、非常に保守的な仮定が見られる。多くの仮定が保守的と考えられることから、そうした保守的な仮定についてはその影響について現実的に評価すべきである。 - 非対称なプラントの系統構成を仮定しており、PRA モデルの結果に大きな影響を及ぼす可能性がある。しかしながら、プラントの系統構成に関する仮定による PRA 全体の結果への影響が適切に評価されていない。 - 多数の不確かさが評価されているが、定性的なものも含めて、PRA の全ての技術要素に関して不確かさによる影響の評価が行われていない。決められた感度解析ケースは合理的であると思われるが、どのような感度解析を行うかを判断する際に、モデル化における全ての仮定を体系的に検討したという根拠がない。	
備考	
- 全ての仮定をレビューし、PRA の結果に関するこれら仮定の影響を検討するために実施する一連の感度解析を特定するために、定性的なレビューを実施すべきである。 - 保守的とされた仮定の多くについて、保守的な仮定の代わりに現実的な仮定を用いることにより、CDF は低減すると考えられる。	

参考文献一覽

1. ASME/ANS, “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008, Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications,” ASME/ANS RA-Sb-2013, September 2013.
2. NRC, “Glossary of Risk-Related Terms in Support of Risk-Informed Decisionmaking,” NUREG-2122, November 2013. (ADAMS Accession No. ML13311A353)
3. NRC, “Reactor Operating Experience Program,” MD 8.7, February 2018. (ADAMS Accession No. ML18012A156)
4. NRC, “Acceptability of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed Activities,” RG 1.200, Revision 3, December 2020. (ADAMS Accession No. ML20238B871)
5. INL, “Industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants: 2020 Update,” INL/EXT-21-65055, November 2021.
6. NRC, “Glossary,” United States Nuclear Regulatory Commission, <https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary.html>, (accessed 2024-06-13).
7. Lee, H. and Park, J., “Analysis of Initiating Events for SMART using Heat Balance Fault Tree Method,” Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting, May 2017.
8. NRC, “Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants,” RG 1.160, Revision 4, August 2018. (ADAMS Accession No. ML18220B281)
9. NEI, “Process for Performing Internal Events PRA Peer Reviews Using the ASME/ANS PRA Standard,” NEI 05-04, Revision 2, November 2008. (ADAMS Accession No. ML083430462)
10. EPRI, “ATWS: A Reappraisal, Part 3: Frequency of Anticipated Transients,” EPRI NP-2230, January 1982.
11. NRC, “Precursors to Potential Severe Core Damage Accidents: 1980-81, A Status Report,” NUREG/CR-3591, July 1984.
12. NRC, “Precursors to Potential Severe Core Damage Accidents: 1998, A Status Report,” NUREG/CR-4674, Volume 27, July 2000. (ADAMS Accession No. ML003733843)
13. NRC, “Rates of Initiating Events at U.S. Nuclear Power Plants: 1987 - 1995,” NUREG/CR-5750, February 1999.
14. NRC, “Industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants,” NUREG/CR-6928, February 2007. (ADAMS Accession No. ML070650650)
15. EPRI, “Gothic v8.4 Windows,” May 2022.
16. NRC, “Reevaluation of Station Blackout Risk at Nuclear Power Plants - Analysis of Loss

- of Offsite Power Events: 1986-2004,” NUREG/CR-6890, Volume 1, December 2005. (ADAMS Accession No. ML060200477)
17. EPRI, “An Analysis of Loss of Decay Heat Removal Trends and Initiating Event Frequencies (1989 - 2000): Outage Risk Assessment and Management (ORAM) Technology,” EPRI TR-1003113, November 2001.
 18. NRC, “Estimating Loss-of-Coolant Accident (LOCA) Frequencies Through the Elicitation Process: Main Report” NUREG-1829, Volume 1, April 2008. (ADAMS Accession No. ML082250436)
 19. NRC, “Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants,” NUREG-75/014 (WASH-1400), October 1975.
 20. NRC, “Interfacing Systems LOCA: Pressurized Water Reactors,” NUREG/CR-5102, February 1989.
 21. NRC, “Assessment of ISLOCA Risk - Methodology and Application to a Westinghouse Four-Loop Ice Condenser Plant,” NUREG/CR-5744, May 1992.
 22. EPRI, “Modular Accident Analysis Program Version 5.06 (MAAPv5.06) - PWR/BWR - Windows Executable (64-bit),” August 2021.
 23. EPRI, “PSA Applications Guide,” TR-105396, September 1995.
 24. EPRI, “Modular Accident Analysis Program 5 (MAAP5) Applications Guidance: Desktop Reference for Using MAAP5 Software— Phase 3 Report,” 3002010658, November 2017.
 25. NRC, “Evaluation of Water Hammer Occurrence in Nuclear Power Plants,” NUREG-0927, Revision 1, March 1984. (ADAMS Accession No. ML071030267)
 26. NRC, “Guidelines on Modeling Common-Cause Failures in Probabilistic Risk Assessment,” NUREG/CR-5485, November 1998.
 27. NRC, “Procedures for Treating Common Cause Failures in Safety and Reliability Studies,” NUREG/CR-4780, Volume 1, January 1988.
 28. NRC, “Good Practices for Implementing Human Reliability Analysis (HRA),” NUREG-1792, April 2005. (ADAMS Accession No. ML051160213)
 29. NRC, “Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications: Final Report,” NUREG/CR-1278, August 1983.
 30. NRC, “Accident Sequence Evaluation Program: Human reliability analysis procedure,” NUREG/CR-4772, February 1987.
 31. EPRI, “HRA Calculator v6.0b,” September 2022.
 32. NRC, “System and Component Descriptions, Boundaries, and Failure Modes,” <https://nrc.nrel.gov/resultsdb/publicdocs/CCF/CompBoundaries.pdf> (accessed 2024-06-13).

33. INL, “Initiating Event Rates at U.S. Nuclear Power Plants: 2022 Update,” INL/RPT-23-72818, June 2023.
34. EPRI “Losses of Offsite Power at U.S. Nuclear Power Plants: Summary of Experience Through 2016,” EPRI TR-3002010672, September 2017.
35. INL, “Enhanced Component Performance Study: Emergency Diesel Generators 1998–2022,” INL/RPT-23-73954, July 2023.
36. INL, “Enhanced Component Performance Study: Turbine-Driven Pumps 1998–2022,” INL/RPT-23-73957, July 2023.
37. INL, “Enhanced Component Performance Study: Motor-Driven Pumps 1998–2022,” INL/RPT-23-73955, July 2023.
38. INL, “Enhanced Component Performance Study: Air-Operated Valves 1998–2022,” INL/RPT-23-73953, July 2023.
39. INL, “Enhanced Component Performance Study: Motor-Operated Valves 1998–2022,” INL/RPT-23-73956, July 2023.
40. INL, “CCF Parameter Estimations, 2020 Update,” INL/EXT-21-62940, Revision 1, August 2022.
41. NRC, “Common-Cause Failure Parameter Estimations,” NUREG/CR-5497, October 1998.
42. NRC, “Guidelines on Modeling Common-Cause Failures in Probabilistic Risk Assessment,” NUREG/CR-5485, November 1998.
43. NRC, “Common-Cause Failure Database and Analysis System: Event Data Collection, Classification, and Coding,” NUREG/CR-6268, Revision 1, September 2007. (ADAMS Accession No. ML072970404)
44. NEI, “10 CFR 50.69 SSC Categorization Guideline,” NEI 00-04, Revision 0, July 2005. (ADAMS Accession No. ML052910035)
45. NRC, “Handbook of Parameter Estimation for Probabilistic Risk Assessment,” NUREG/CR-6823, September 2003. (ADAMS Accession No. ML032900131)
46. NRC, “Procedures for Treating Common Cause Failures in Safety and Reliability Studies, Volumes 1 and 2,” EPRI NP-5613-V1, February 1998.
47. EPRI, “Computer Aided Fault Tree Analysis System (CAFTA), Version 6.0b,” August 2014.
48. NRC, “Interim Reliability Evaluation Program Procedures Guide,” NUREG/CR-2728, January 1983.
49. RiskSpectrum AB, “RiskSpectrum Analysis Tools Theory Manual,” Version 3.5.6, August 2022.
50. EPRI, “Treatment of Parameter and Modeling Uncertainty for Probabilistic Risk

Assessments,” TR-1016737, December 2008.

51. NRC, “Guidance on the Treatment of Uncertainties Associated with PRAs in Risk-Informed Decision Making,” NUREG-1855, Revision 1, March 2017. (ADAMS Accession No. ML17062A466)

執筆者一覧

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
上田 治明 副主任技術研究調査官
濱口 義兼 主任技術研究調査官