

(1) 確率論的リスク評価(PRA) 内的事象レベル1PRA

東京都市大学
理工学部 原子力安全工学科
総合理工学研究科 共同原子力専攻
牟田 仁



3.原子力のリスクをどう評価するか ～レベル1PRA手法の概要～



本章の目次

- ① リスク評価の経緯
- ② レベル1PRAの概要
- ③ 起因事象の設定
- ④ 安全機能の定義
- ⑤ 事故シーケンス評価(イベントツリー解析)
- ⑥ システム信頼性解析(フォールトツリー解析)
- ⑦ 炉心損傷頻度の定量化

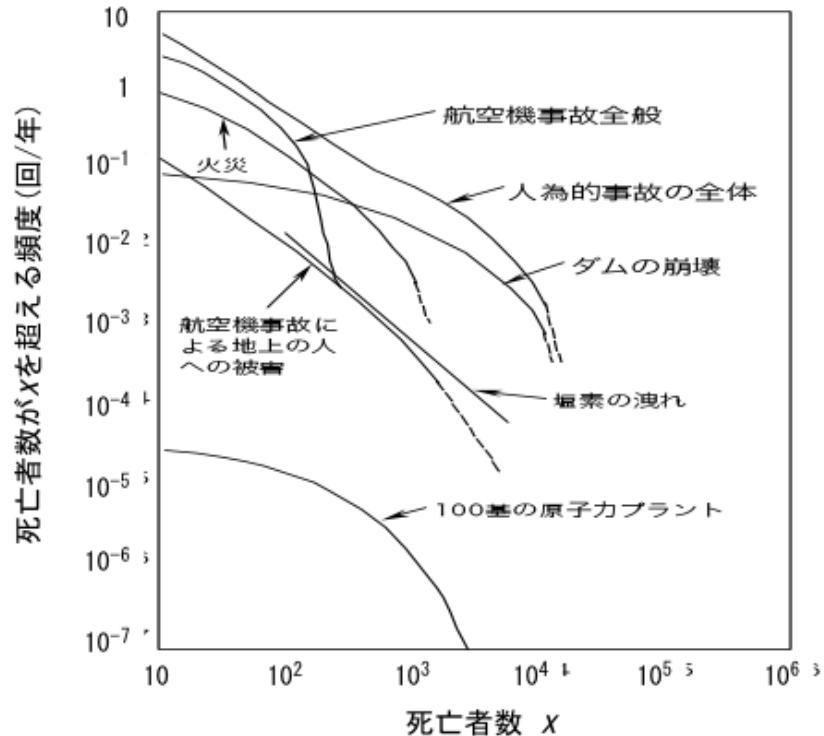


① リスク評価の経緯



原子力発電所の最初の定量的リスク評価

- 2基の原子力発電所を対象にリスクを評価
- 外的事象や人的過誤の扱いが不十分などの批判
- 安全上重要な事項を明確に出来ることから安全規制や安全研究の方針決定に参考とすべきとの評価
 - 例えば、それ以前は最も重要な事故は、配管の大破断による冷却材喪失事故(LOCA)と考えられていたが、この研究で、より頻繁に発生する小破断LOCAや過渡事象に、安全設備の多重故障が重なる事故であること等が判った



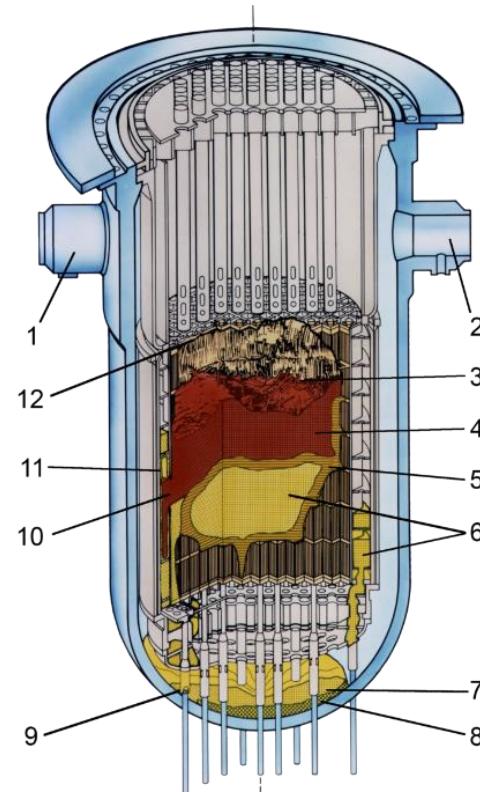
【8】出典 :WASH-1400 The Reactor Safety NUREG/KM-0010
U.S.NRC, 2016, P23, WASH-1400 results comparing nuclear power plants and man-made events



スリーマイル島原子力発電所(TMI-2)事故

1978年3月28日米国ペンシルバニア州

- 蒸気発生器へ給水するシステムの故障が発端となり、一次系の逃がし弁の故障、運転員の誤判断などが重なり、**炉心が露出して炉心溶融**
- 炉心溶融事故が実際に起きることが認識された
- 米国では1975年にリスク評価を扱った原子炉安全研究**WASH-1400**が公表されていた。公表直後は批判も多かったが、**TMI-2事故の形態を先見的に予測**していたことから脚光を浴びる→確率論的安全評価(PSA)研究が進展



【9】パブリック・ドメイン

TMI-2事故の概要

- 不適切な保守作業(人的過誤)により蒸気発生器に冷却水を送り込む**主給水ポンプが停止**し、補助給水ポンプが自動起動したもののポンプ出口弁全閉(人的過誤)で**二次冷却水が循環しなかった**。
- **加圧器逃し弁が開固着**(機器故障)したが表示が出ないため、運転員が開固着に長時間気付かず(人的過誤:**一次系の圧力、温度、格納容器圧力、サンプ水位などを無視**)、自動起動した**ECCS**を運転員が手動で**停止**したり流量を絞ったり(人的過誤)等など機器の故障や誤操作の結果、燃料や炉内構造物が大量に溶融した。
- 周辺に放射性物質が放出され、住民の一部が避難したが、放射線障害の発生はなかった。
- 国際原子力事象評価尺度(INES)は「レベル5」。



原子炉施設の決定論的安全評価と確率論的安全評価の比較

事項	アプローチ	
	決定論的安全評価	確率論的安全評価
評価対象とする起因事象 *	事前に選定された代表的な事象	広範な範囲の事象
プラント設備の応用	単一故障	多重故障
評価結果	保守的な仮定に基づく上限値	現実的な解析による平均値(中央値)とその不確実さ幅
安全性の判断	包絡性(安全裕度)の確認	定量的な指標による判断

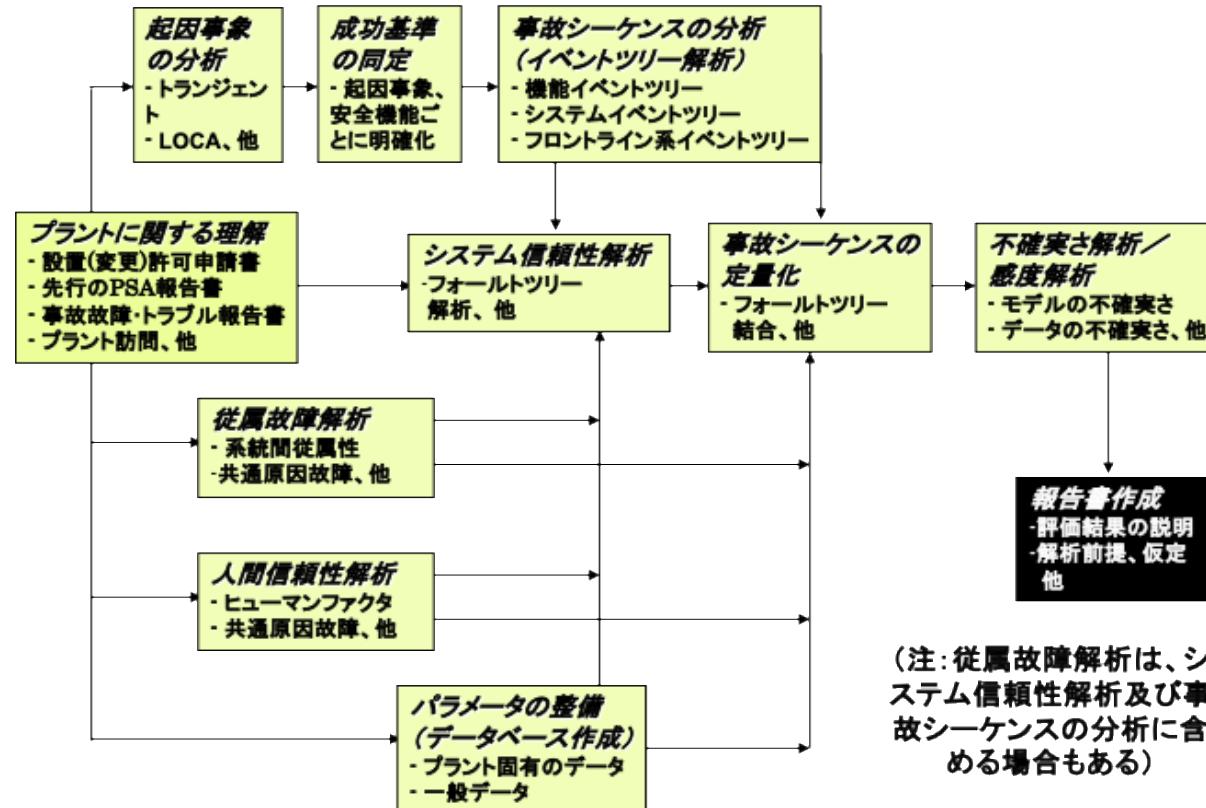
【10】出典：国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 JAEA-Review 2006-041「原子力発電所の確率論的安全評価(Probabilistic Safety Assessment: PSA): 内的事象に対するレベル1PSA; 東京大学大学院工学系研究科原子力専攻(専門職大学院)講義用テキスト」p.2 表1.1 決定論的安全評価と確率論的安全評価の比較



② レベル1PRAの概要



レベル1PRAの手順



【11】出典: 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 JAEA-Review 2006-041「原子力発電所の確率論的安全評価(Probabilistic Safety Assessment: PSA): 内的事象に対するレベル1PSA; 東京大学大学院工学系研究科原子力専攻(専門職大学院)講義用テキスト」p.5 図2.1 レベル1PSA実施手順の流れ、一部改変



レベル1 PRAのプロセス

- 1. プラントに関する理解:** 設計、運転及び保守管理に関する情報を基に、プラントの設備や運転管理の方法を理解し、安全機能とそれを達成するための設備、設備間の依存関係などの情報を整理する。
- 2. 起因事象の分析:** 炉心損傷に至る可能性のあるプラントの擾乱を引き起こす事象を同定し、それを起因事象とする。各起因事象を安全に終息させるために必要な安全機能や事故進展の類似性に基づいて、起因事象を分類する。原子力発電所のPSAでは、一般に、LOCAと過渡事象に大別される。
- 3. 成功基準の同定:** 起因事象ごとに、プラントの状況を考慮して、安全機能を達成するために必要な安全設備の条件(作動する設備、系統数、操作など)を明確にする



レベル1 PRAのプロセス(続き)

4. イベントツリー解析(事故シーケンスの同定)：イベントツリーを用いて、各起因事象に対する事故の進展を分析し、炉心損傷に至る事故のシナリオを、起因事象と安全機能や系統の成功／失敗の組合せとして表現する。このようにして表現されたシナリオを事故シーケンスという。
5. システム解析(フォールトツリー解析)：イベントツリーで定義された事故シーケンスに対する発生頻度を推定するために、フロントライン系及びサポート系をモデル化し、そのモデルを定量化する。一般にはフォールトツリーが用いられている。
6. 従属故障解析：複数の機器や系統の故障における従属性、共通原因起因事象、機能上の従属性、共有設備の従属性、物理的相互作用、人間の相互作用による従属性、機器間従属性を明らかにし、その影響を評価する。
7. 人間信頼性解析：自動起動すべきものが起動しない場合の手動による起動、事故後に原子炉を冷態停止状態に移行するために必要となる操作におけるエラーの発生可能性、保守時のエラーの可能性と影響を評価する。

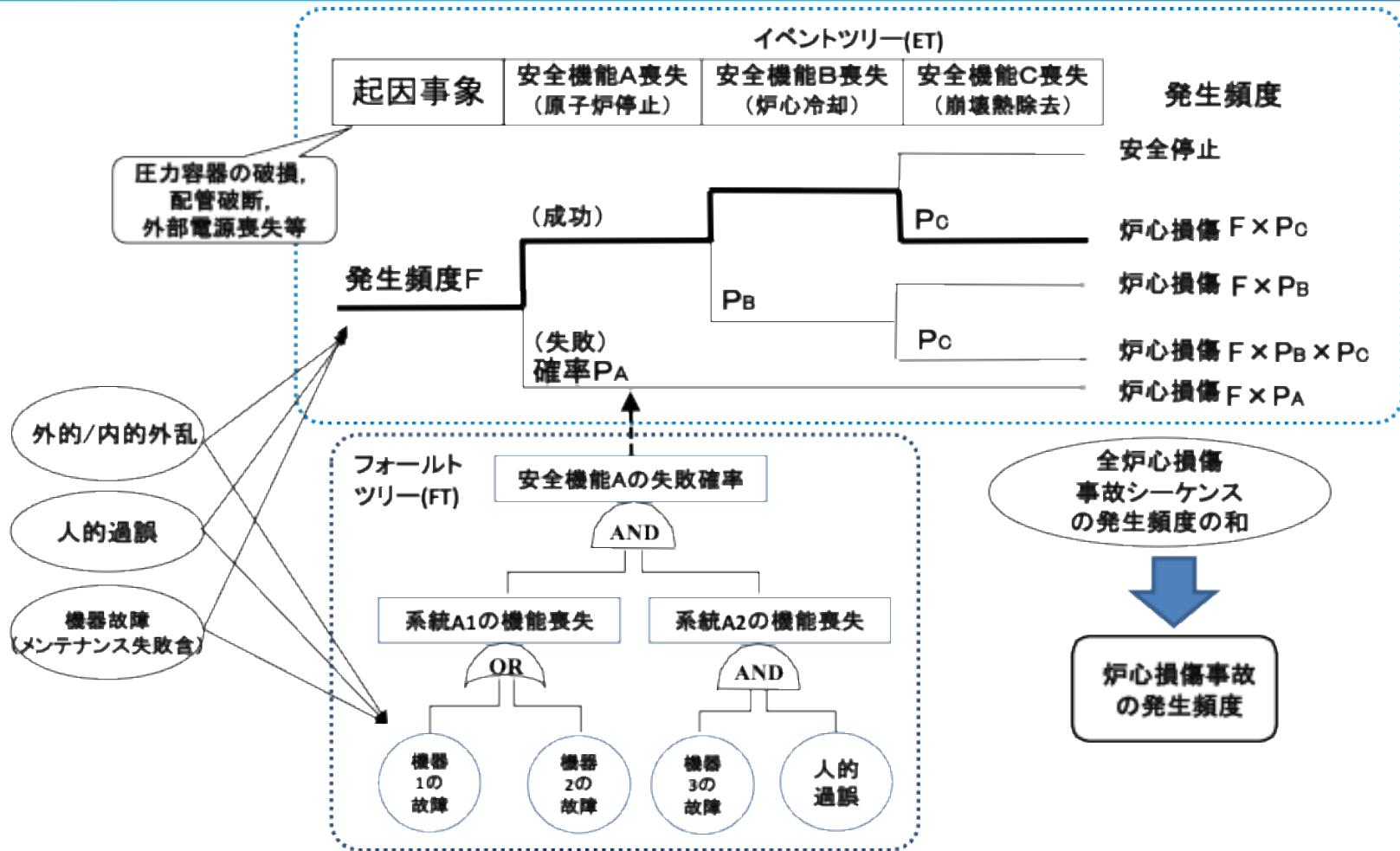


レベル1 PRAのプロセス(続き)

8. **データベース解析**: 運転経験情報を基に、統計解析等により、起因事象の発生頻度や機器故障率、保守や試験による機器のアンアベイラビリティを推定する。
9. **事故シーケンスの定量化**: システム解析で作成されたブール代数表現の各要素に、起因事象の発生頻度、機器故障率、ヒューマンエラー率などの定量的なデータを代入して、炉心損傷頻度を計算する。各事故シーケンスや各機器故障など、炉心損傷頻度への寄与因子を分析する
10. **不確実さ解析／感度解析**: 故障率などパラメータにおける統計的な不確実さや解析上の仮定・前提条件、システムモデルにおける不確実さの全体への寄与を定量化する。
11. **報告書作成**: レベル1 PSAの最終段階であり、評価結果を得たプロセス、結果を得るために設定した解析上の仮定や前提条件及びそれらによる定量的な影響について議論する。



レベル1PRAの概要

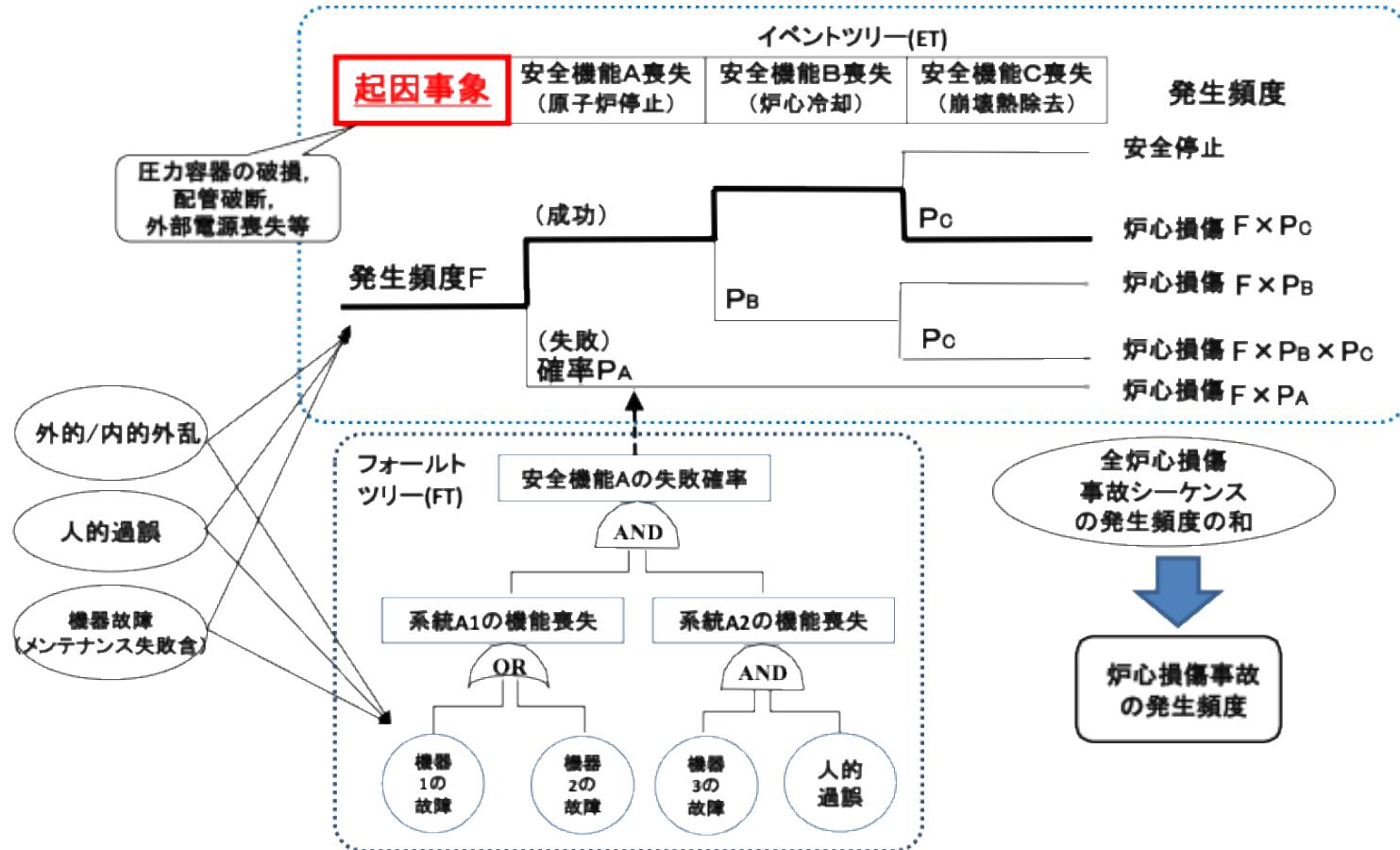


【12】出典:日本原子力学会,『リスク評価の理解のために:2020(AESJ-SC-TR011: 2020)』

③ 起因事象の設定



レベル1PRAの概要 (起因事象の設定)



【12】出典：日本原子力学会,『リスク評価の理解のために:2020(AESJ-SC-TR011:2020)』

内部ハザード起因事象の選定(BWRの例)

大分類	起因事象グループ
LOCA	大破断LOCA
	中破断LOCA
	小破断LOCA
	インターフェイスシステムLOCA
過渡事象等	非隔離事象(タービントリップ, 再循環ポンプ軸固着など)
	隔離事象(主蒸気隔離弁閉鎖, 復水器真空度喪失など)
	全給水喪失
	給水流量低下などによる水位低下事象
	出力運転中の制御棒引き抜きなどによる出力増加
	原子炉自動停止
	外部電源喪失
	補機冷却系喪失などのサポート系喪失
	逃し安全弁誤開放
	原子炉手動停止

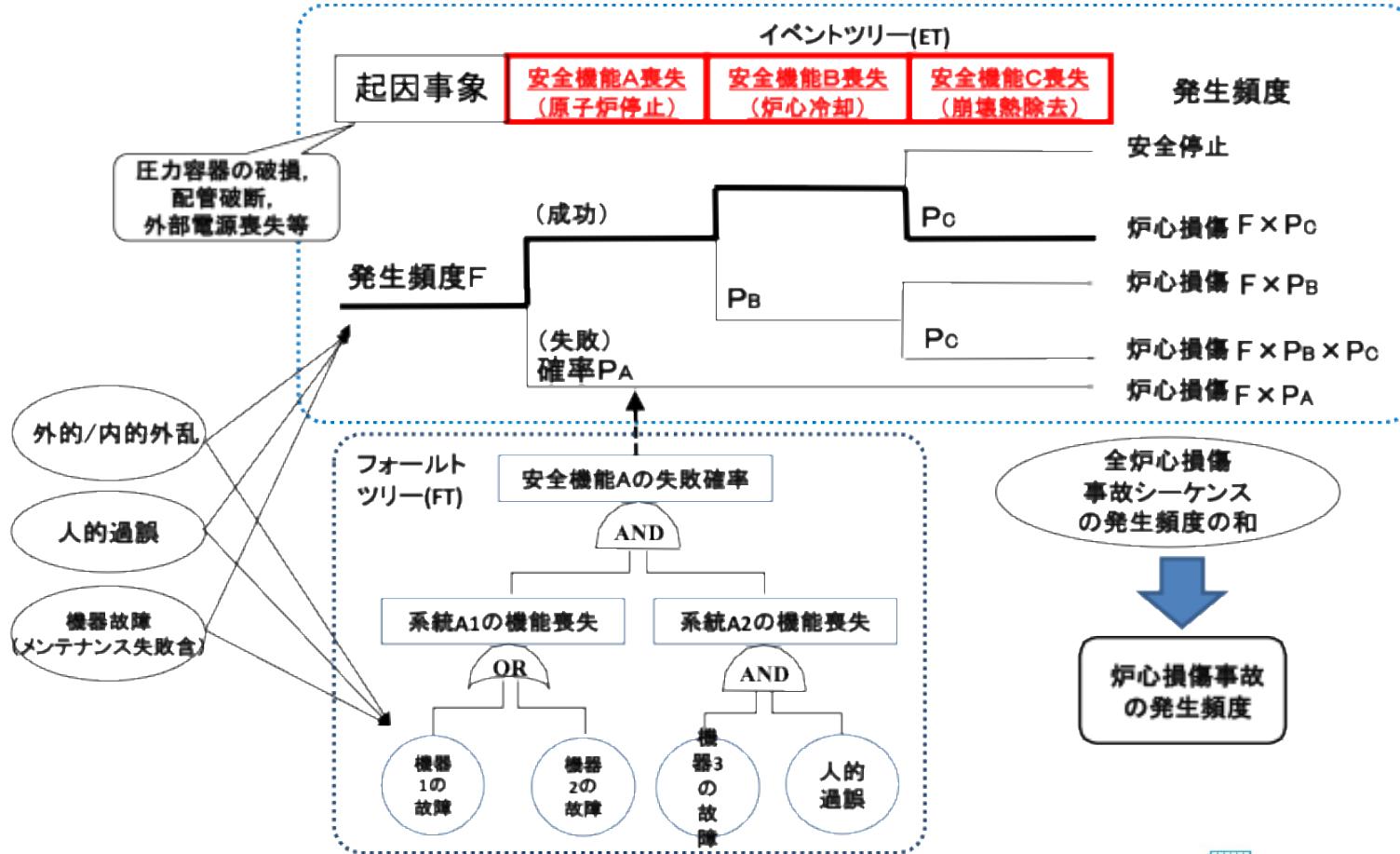
【13】出典:日本原子力学会,『原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル1PRA編):2013(AESJ-SC-P008:2013)』を元に作成。



④ 安全機能の定義



レベル1PRAの枠組み



【12】出典：日本原子力学会,『リスク評価の理解のために:2020(AESJ-SC-TR011:2020)』

どのような安全機能が必要か？

起因事象によって変わりうるが、炉心損傷の防止には、
基本的に次のような機能が必要である

- **原子炉未臨界**: 原子炉を停止する
- **原子炉過圧防止**: 炉内の圧力を制御し、圧力容器
や原子炉一次系の損傷を防ぐ
- **炉心冷却**: 炉心を冷却する
- **格納容器熱除去(崩壊熱除去)**: 崩壊熱を最終的
なヒートシンク(除熱源)(日本の場合は海、国外で
は、空冷棟で空気に逃がす設計もある。)



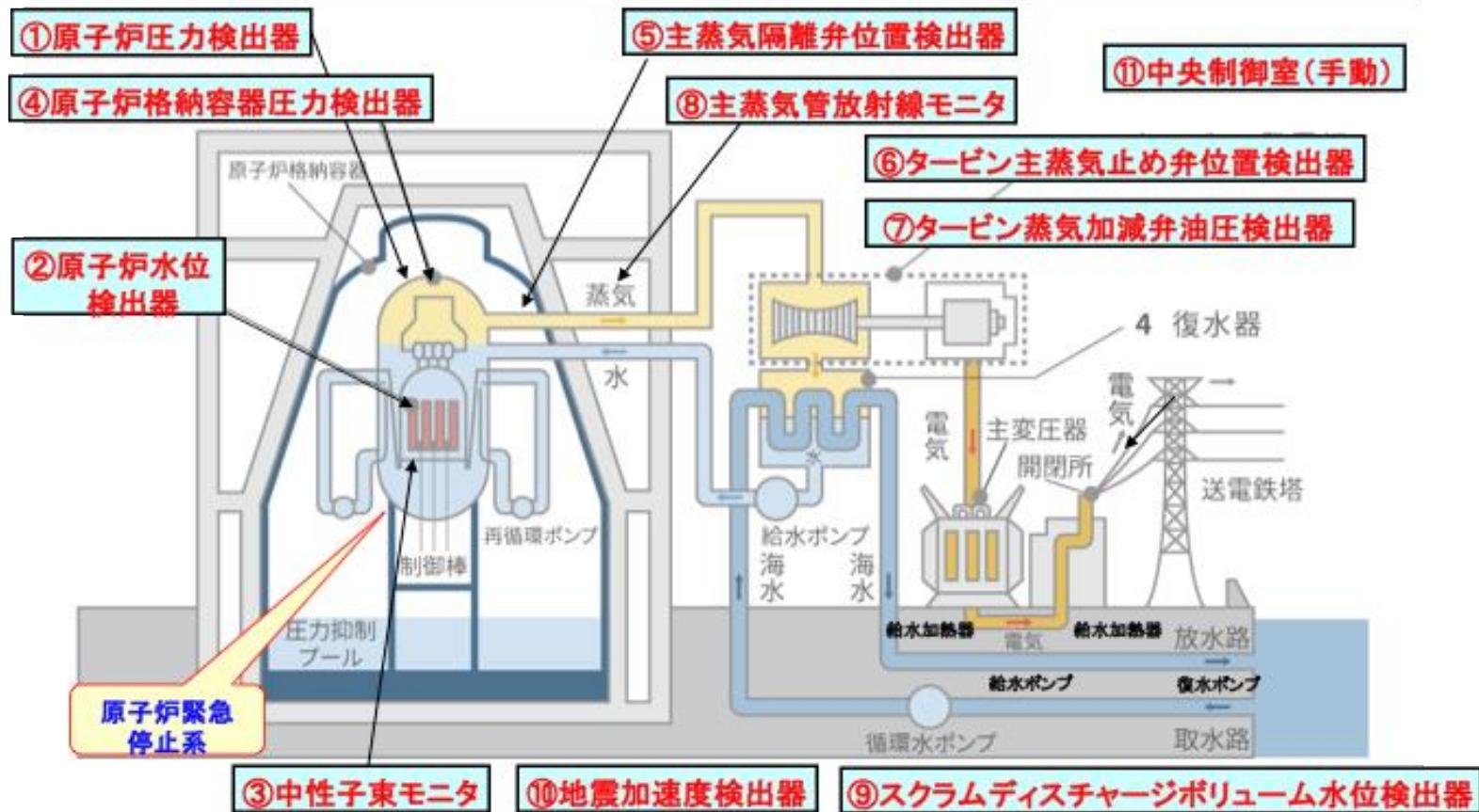
主要なシステム構成の例(BWR5)

緩和機能		対応するシステム
原子炉未臨界		<ul style="list-style-type: none">制御棒ホウ酸水注入系(SLCS)
炉心冷却	高圧系	<ul style="list-style-type: none">給水系高圧炉心スプレイ系(HPCS)原子炉隔離時冷却系(RCIC)自動減圧系(ADS)
	低圧系	<ul style="list-style-type: none">低圧炉心スプレイ系(LPCS)低圧注水系(LPCI)復水系
格納容器 熱除去	崩壊熱除去系	<ul style="list-style-type: none">崩壊熱除去系(RHR)
	格納容器ベント	<ul style="list-style-type: none">格納容器ベント(耐圧強化ベント)

【14】出典：独立行政法人 原子力安全基盤機構（原子力規制庁）「JNESにおけるPSA手法の標準化＝出力運転時内的事象レベル1
PSA手法＝に関する報告書」4-9~4-14を元に作成

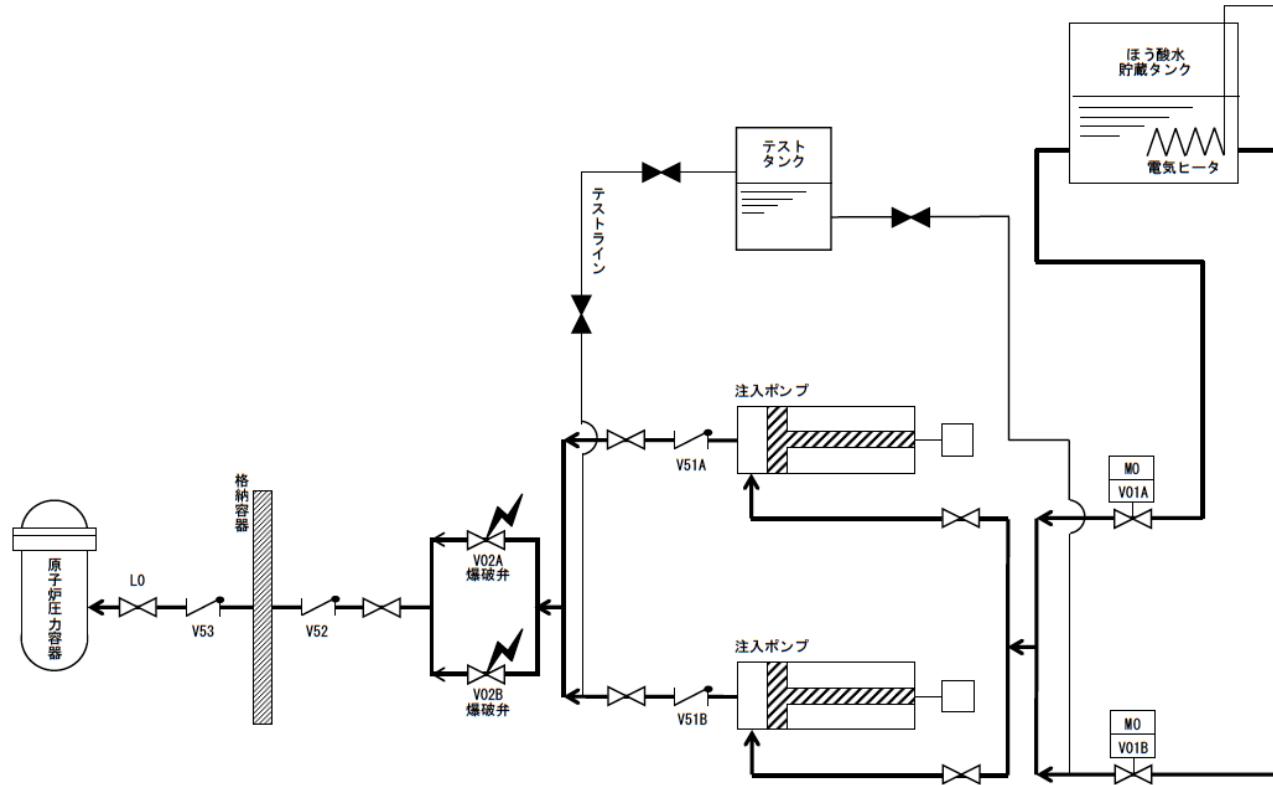


原子炉停止系起動信号 (BWR 原子炉保護系)



【15】出典: 東京電力ホールディングス

ホウ酸水注入系(SLCS)

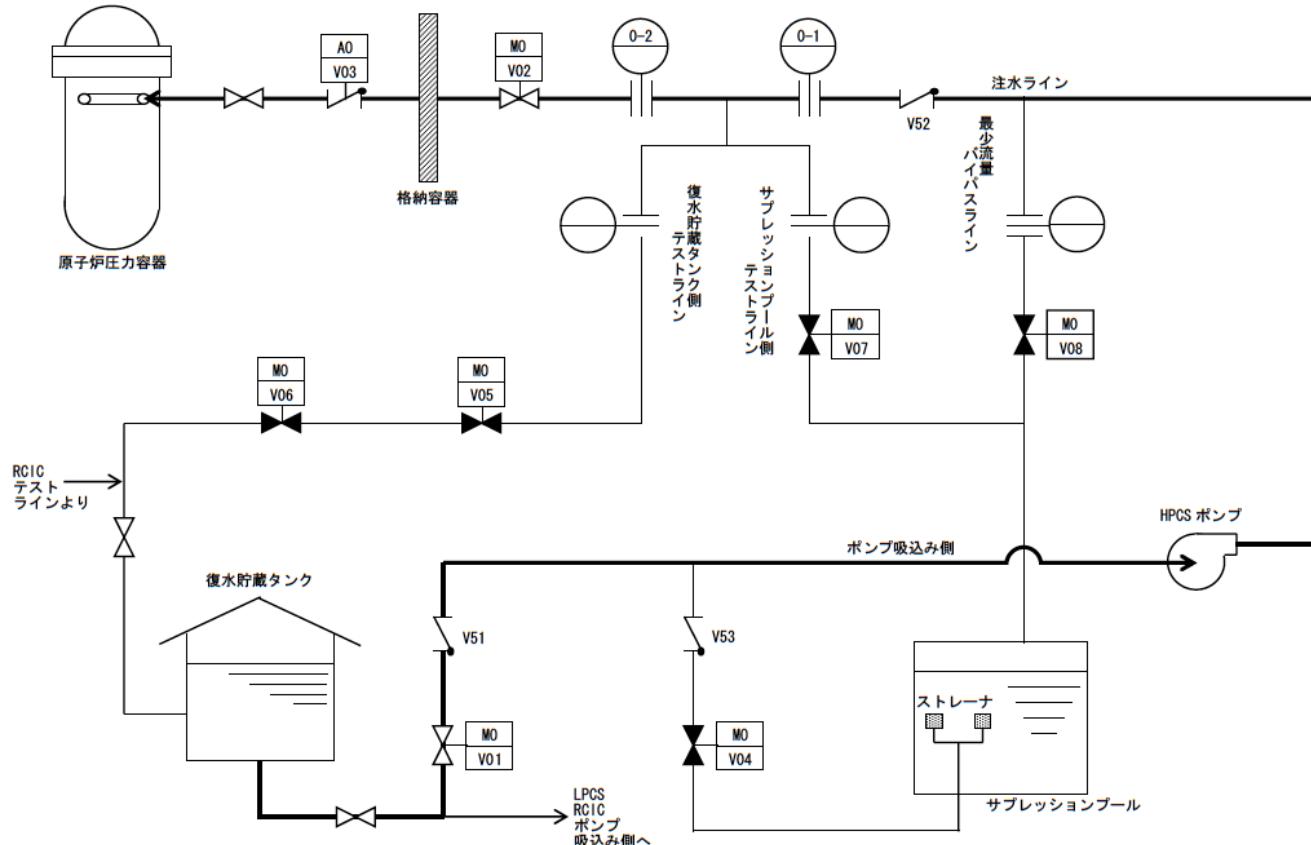


制御棒の緊急挿入に失敗したときのバックアップとして機能

【16】出典:独立行政法人 原子力安全基盤機構(原子力規制庁)「JNESにおけるPSA手法の標準化=出力運転時内的事象レベル1 PSA手法=に関する報告書」6-163 図6.5b ほう酸水注入系(SLCS)系統概略図(運転中)



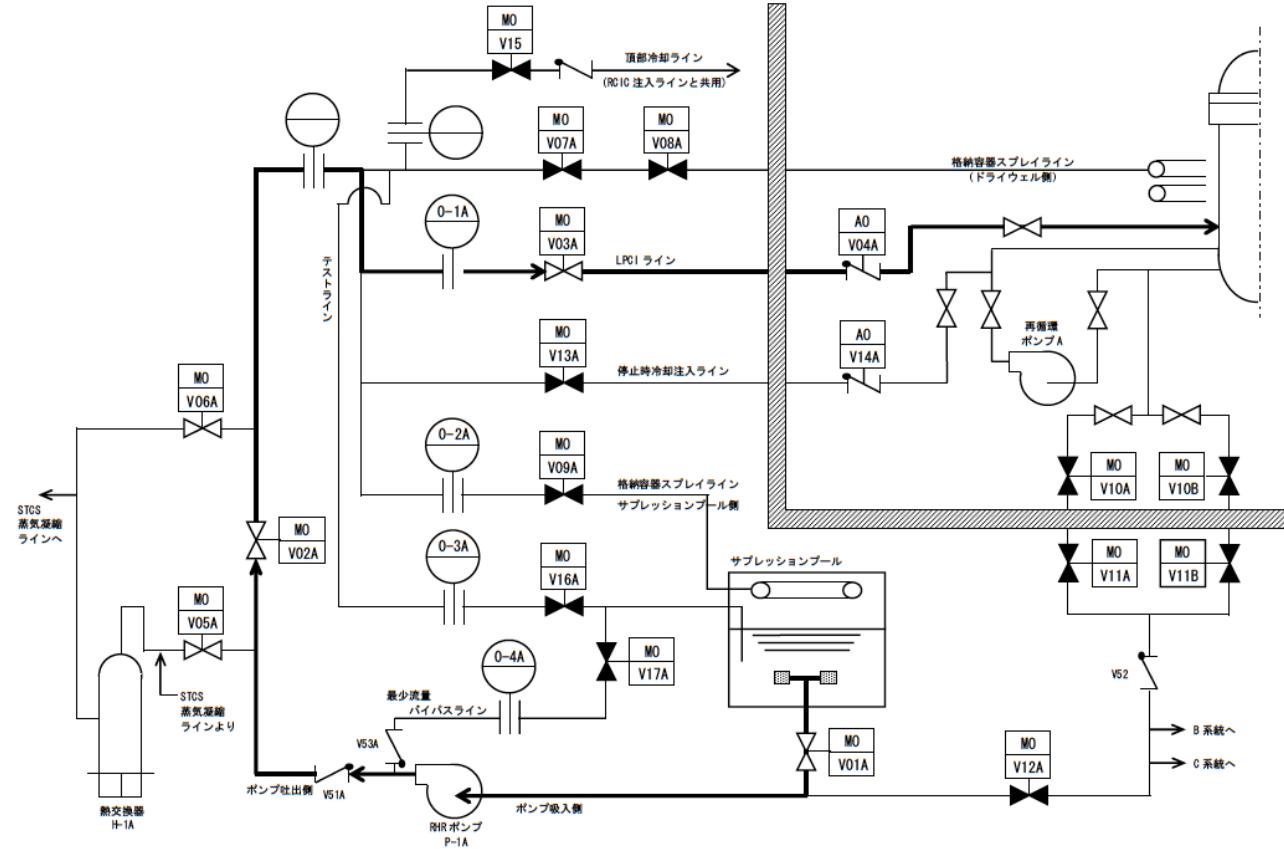
高压炉心スプレイ系(HPCS)



【17】出典:独立行政法人 原子力安全基盤機構(原子力規制庁)「JNESにおけるPSA手法の標準化=出力運転時内的事象レベル1 PSA手法=に関する報告書」6-168 図6.9b 高圧炉心スプレイ系(HPCS)系統概略図(運転中)



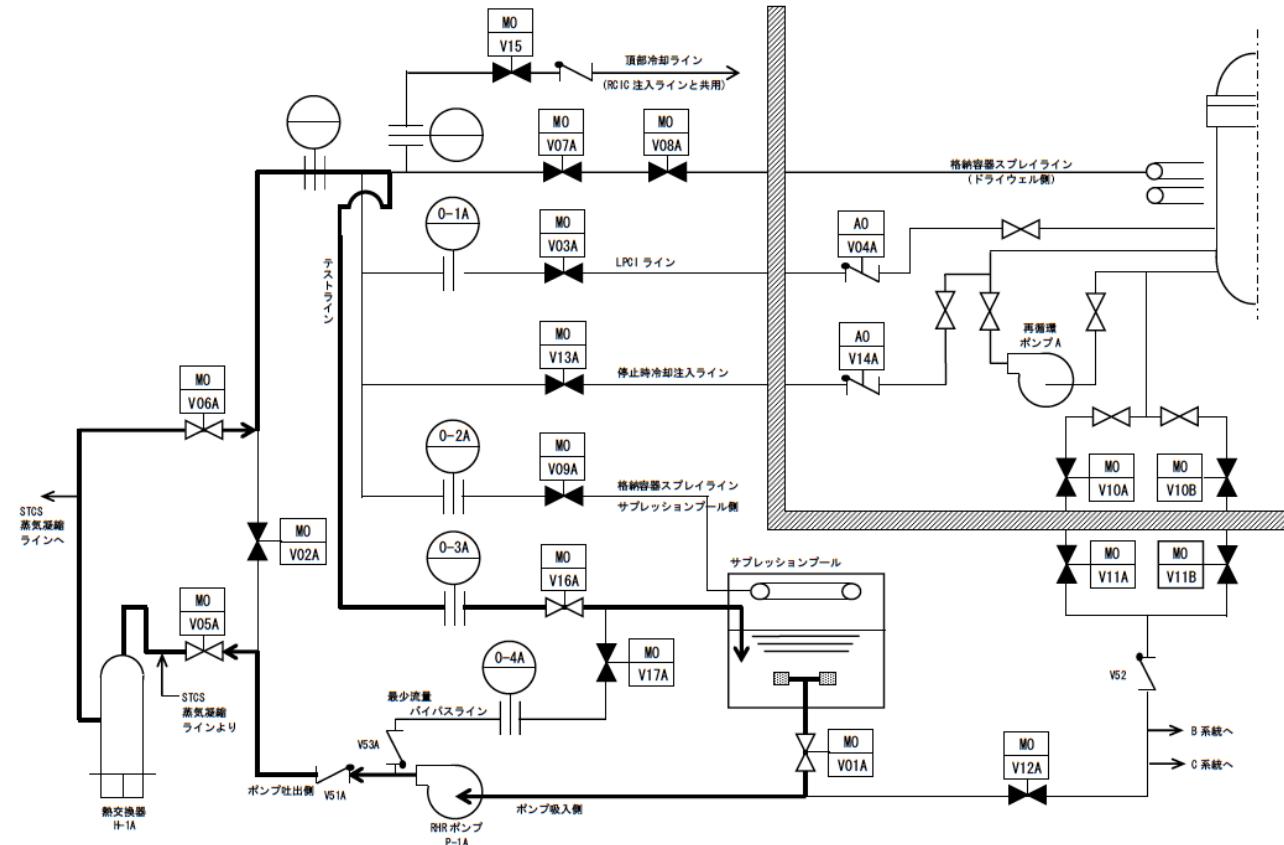
残留熱除去系(RHR)低圧注入モード



【18】出典:独立行政法人 原子力安全基盤機構(原子力規制庁)「JNESにおけるPSA手法の標準化=出力運転時内的事象レベル1 PSA手法=に関する報告書」6-175 図6.13a 低圧注水系(LPCI-A系統)系統概略図(運転中)

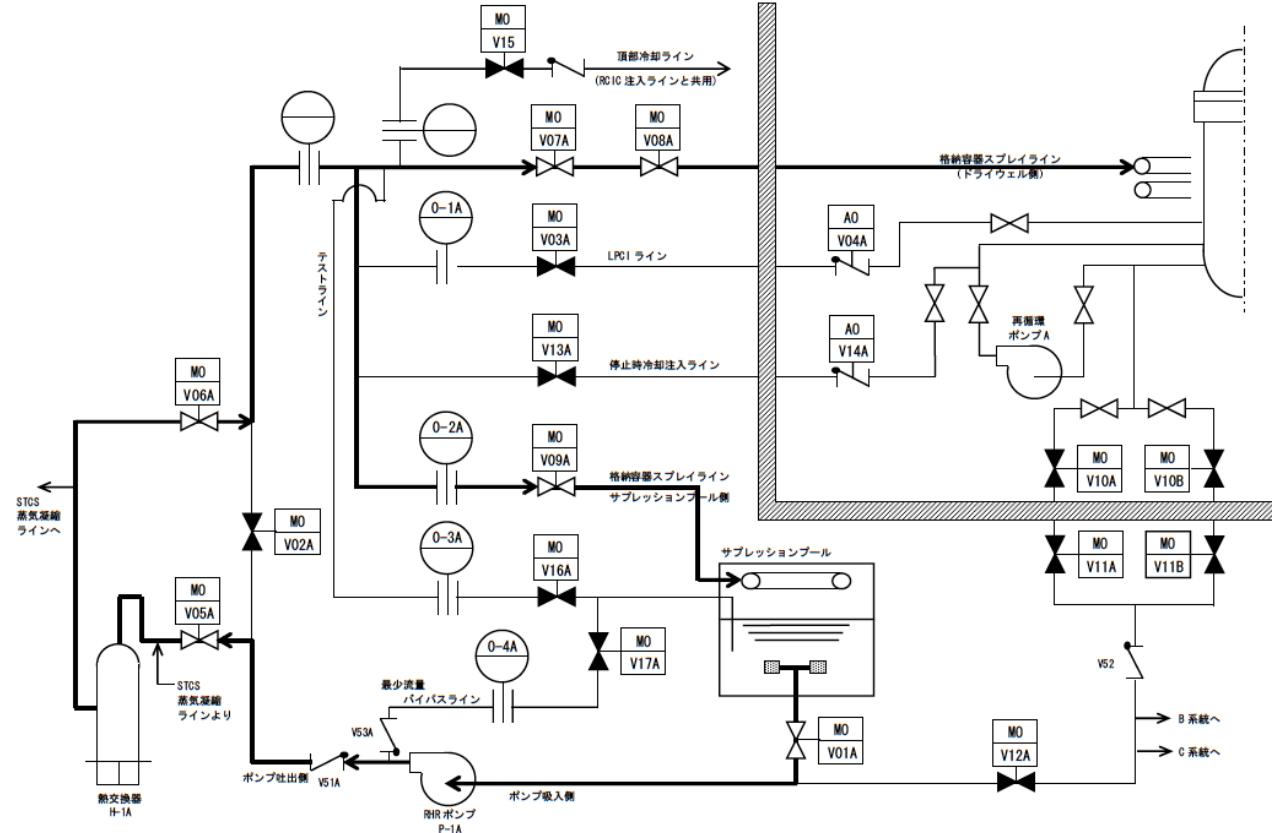


残留熱除去系(RHR)S/P冷却モード



【19】出典:独立行政法人 原子力安全基盤機構(原子力規制庁)「JNESにおけるPSA手法の標準化=出力運転時内的事象レベル1 PSA手法=に関する報告書」6-181 図6.15a 圧力抑制室プール水冷却系(SPCS-A系統)系統概略図(運転中)

残留熱除去系(RHR)PCVスプレイモード



【20】出典:独立行政法人 原子力安全基盤機構(原子力規制庁)「JNESにおけるPSA手法の標準化=出力運転時内的事象レベル1 PSA手法=に関する報告書」6-185 図6.17a 格納容器スプレイ冷却系(CSCS-A系統)系統概略図(運転中)



LOCAと過渡事象に対する安全機能、システムの例(BWR)

緩和機能		対応するシステム	
		LOCA	過渡事象
原子炉未臨界		• 制御棒	• 制御棒 • ホウ酸水注入系(SLCS)
原子炉過圧防止		N/A	• 逃し安全弁(SRV)
炉心冷却	高圧系	• 高圧炉心スプレイ系(HPCS) • 原子炉隔離時冷却系(RCIC)(小LOCAのみ) • 自動減圧系(ADS) (大LOCA除く)	• 給水系 • 高圧炉心スプレイ系(HPCS) • 原子炉隔離時冷却系(RCIC) • 原子炉手動減圧
	低圧系	• 低圧炉心スプレイ系(LPCS) • 低圧注水系(LPCI)	• 低圧炉心スプレイ系(LPCS) • 低圧注水系(LPCI) • 復水系
格納容器熱除去	崩壊熱除去系	• 崩壊熱除去系(RHR)	• 崩壊熱除去系(RHR)
	格納容器ベント	• 格納容器ベント(耐圧強化ベント)	• 格納容器ベント(耐圧強化ベント)

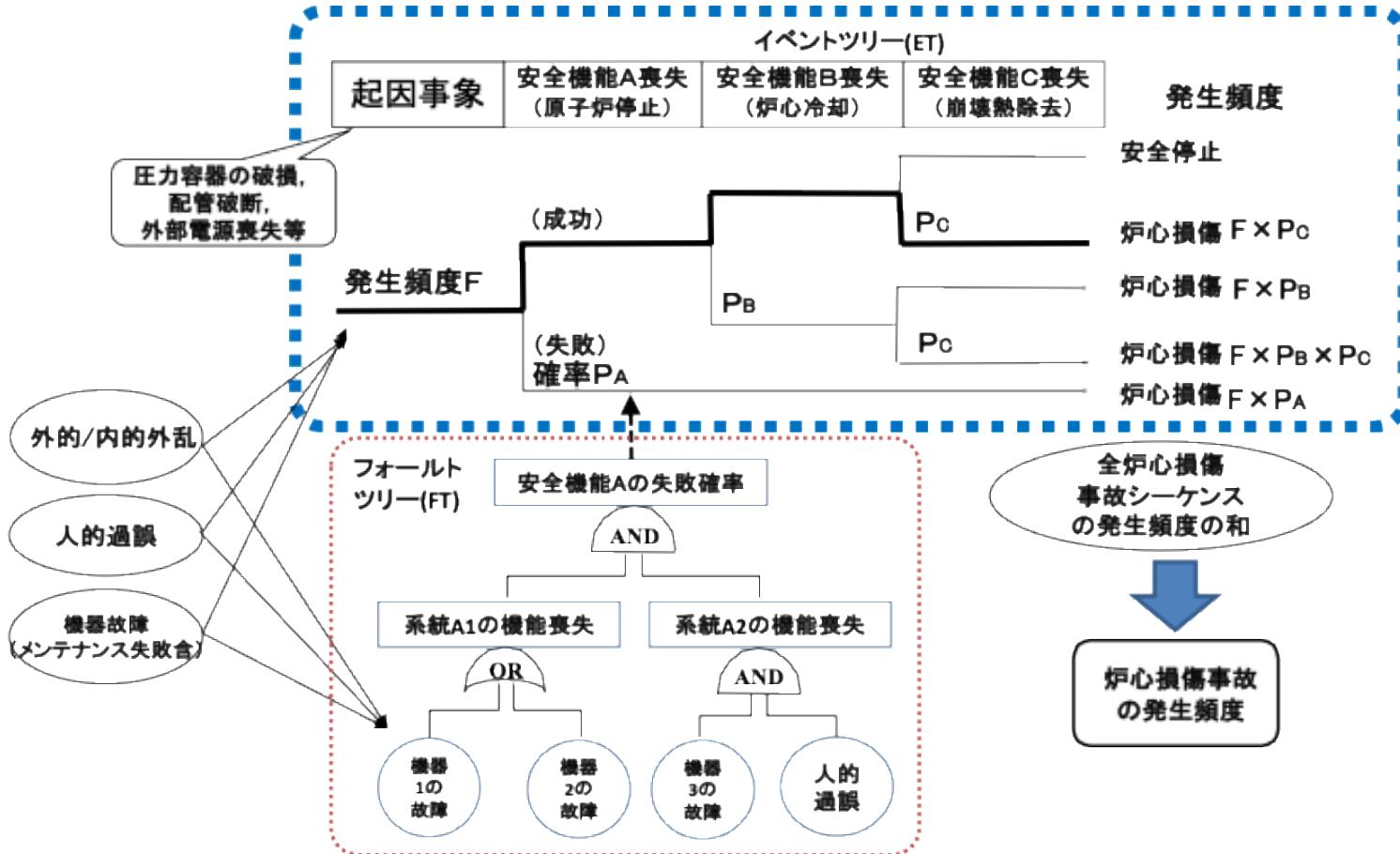
【21】出典：独立行政法人 原子力安全基盤機構(原子力規制庁)「JNESにおけるPSA手法の標準化＝出力運転時内的事象レベル1
PSA手法＝に関する報告書」4-9~4-14を元に作成



⑤ 事故シーケンス評価 (イベントツリー解析/ETA)



事故シーケンス評価 (イベントツリー解析/ETA)



【12】出典:日本原子力学会,『リスク評価の理解のために:2020(AESJ-SC-TR011: 2020)』

事故シーケンスの分析: イベントツリー解析

イベントツリー: 2分岐型の論理モデル図

- 起因事象に対する安全機能や系統の成功／失敗の組合せ
 - 成功: **成功基準**として設定した安全機能(系統)の正常な動作
 - 失敗: 成功の背反事象

例: 成功基準を“2 out of 4”ポンプトレインとした場合

- ・成功: 少なくとも2つのポンプトレインが作動可能
- ・失敗: 3つ以上のポンプトレインが動作不能
(1つのポンプトレインが動作可能であっても要求される機能を遂行できないため、「失敗」として取り扱う)



成功基準の例(BWR)

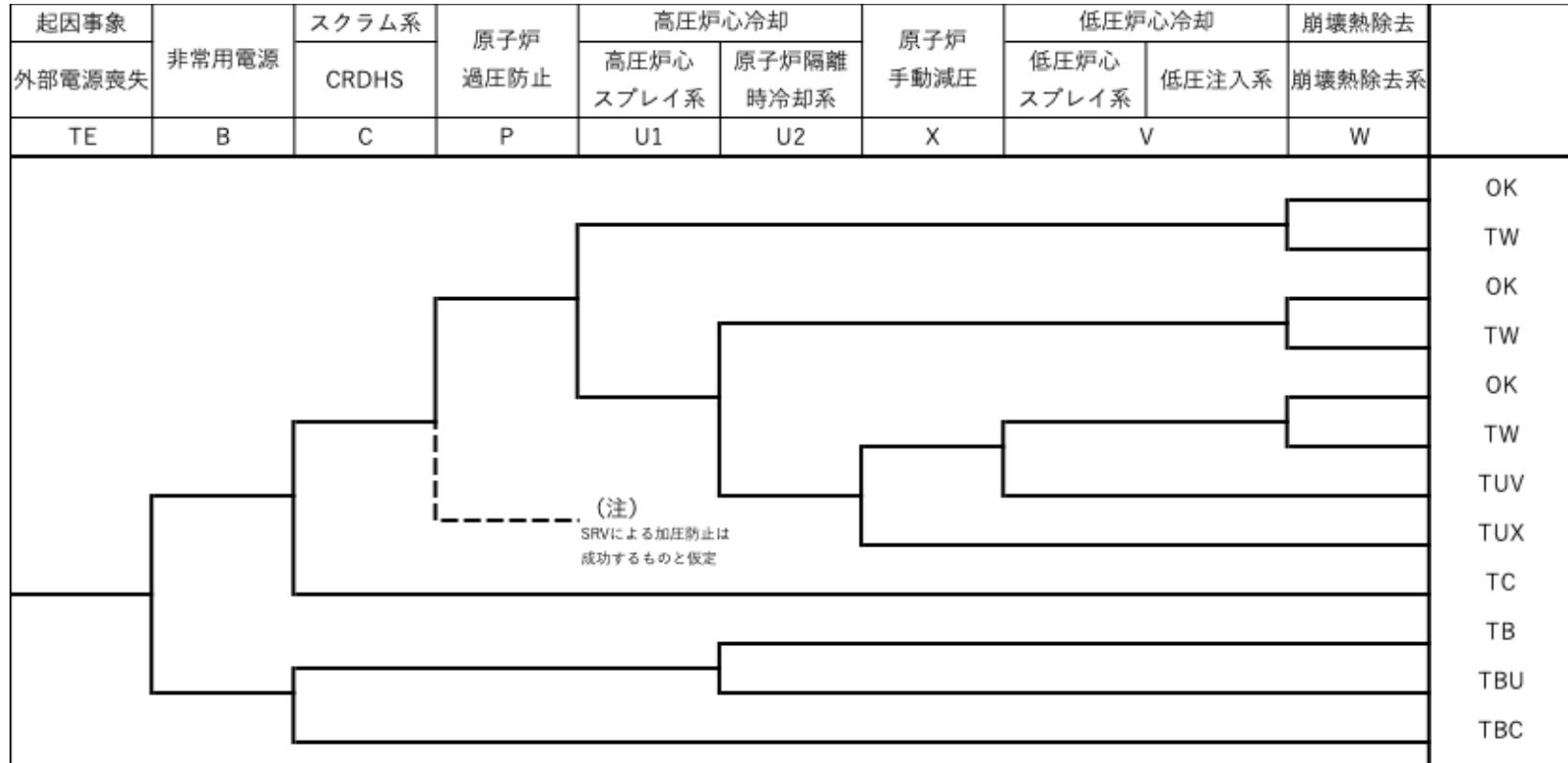
起因事象	成功基準		
	反応度停止	原子炉水位維持	崩壊熱除去
大破断LOCA	・スクラム	HPCS／LPCS／1/3 LPCI	1/2 RHR／代替冷却(格納容器ベント+補給水)
中破断LOCA	・スクラム	HPCS／ADS+LPCS／ADS + 1/3 LPCI	1/2 RHR／代替冷却(格納容器ベント+補給水)
小破断LOCA	・スクラム	FWS／RCIC／HPCS／ADS+LPCS／ADS + 1/3 LPCI	PCS／1/2 RHR／代替冷却(格納容器ベント+補給水)
外部電源喪失	・スクラム ・SLC	FWS／RCIC／HPCS／手動減圧+LPCS／手動減圧 + 1/3 LPCI	PCS／1/2 RHR／代替冷却(格納容器ベント+補給水)
初期にPCSが利用不能なトランジエント	・スクラム ・SLC	FWS／RCIC／HPCS／手動減圧+LPCS／手動減圧 + 1/3 LPCI	PCS／1/2 RHR／代替冷却(格納容器ベント+補給水)
初期にPCSが利用可能なトランジエント	・スクラム ・SLC	FWS／RCIC／HPCS／手動減圧+LPCS／手動減圧 + 1/3 LPCI	PCS／1/2 RHR／代替冷却(格納容器ベント+補給水)

【22】出典:独立行政法人 原子力安全基盤機構(原子力規制庁)「JNESにおけるPSA手法の標準化=出力運転時内的事象レベル1 PSA手法=に関する報告書」4-9~4-14を元に作成



小規模なシステムイベントツリーの例

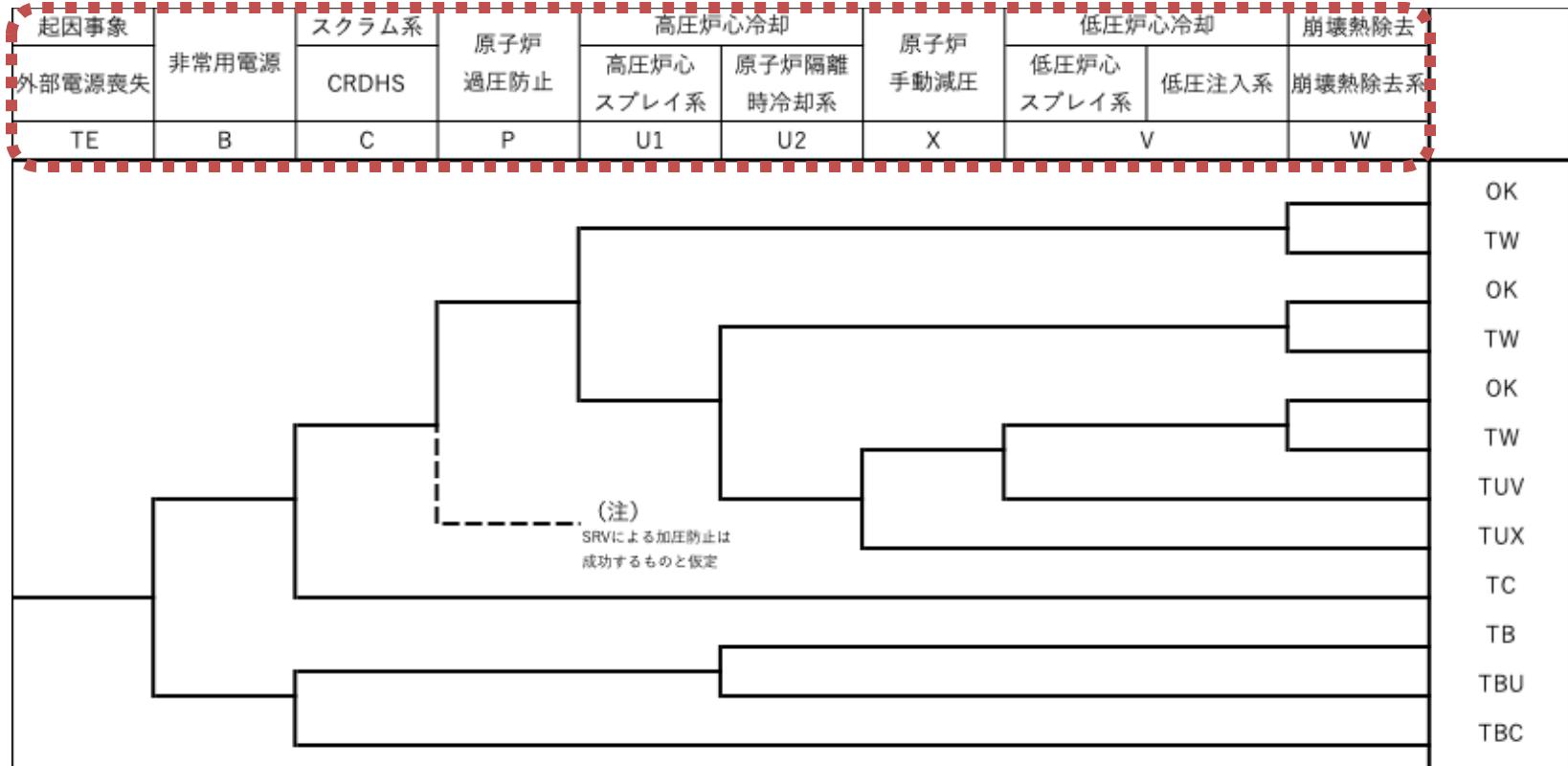
(起因事象は外部電源喪失)



【23】出典:独立行政法人 原子力安全基盤機構(原子力規制庁)「JNESにおけるPSA手法の標準化=出力運転時内的事象レベル1 PSA手法=に関する報告書」5-35 図5.10 外部電源喪失事象(TE)のイベントツリー(1/8)



ヘッディングの設定(1/2)



【23】出典:独立行政法人 原子力安全基盤機構(原子力規制庁)「JNESにおけるPSA手法の標準化=出力運転時内的事象レベル1 PSA手法=に関する報告書」5-35 図5.10 外部電源喪失事象(TE)のイベントツリー(1/8)

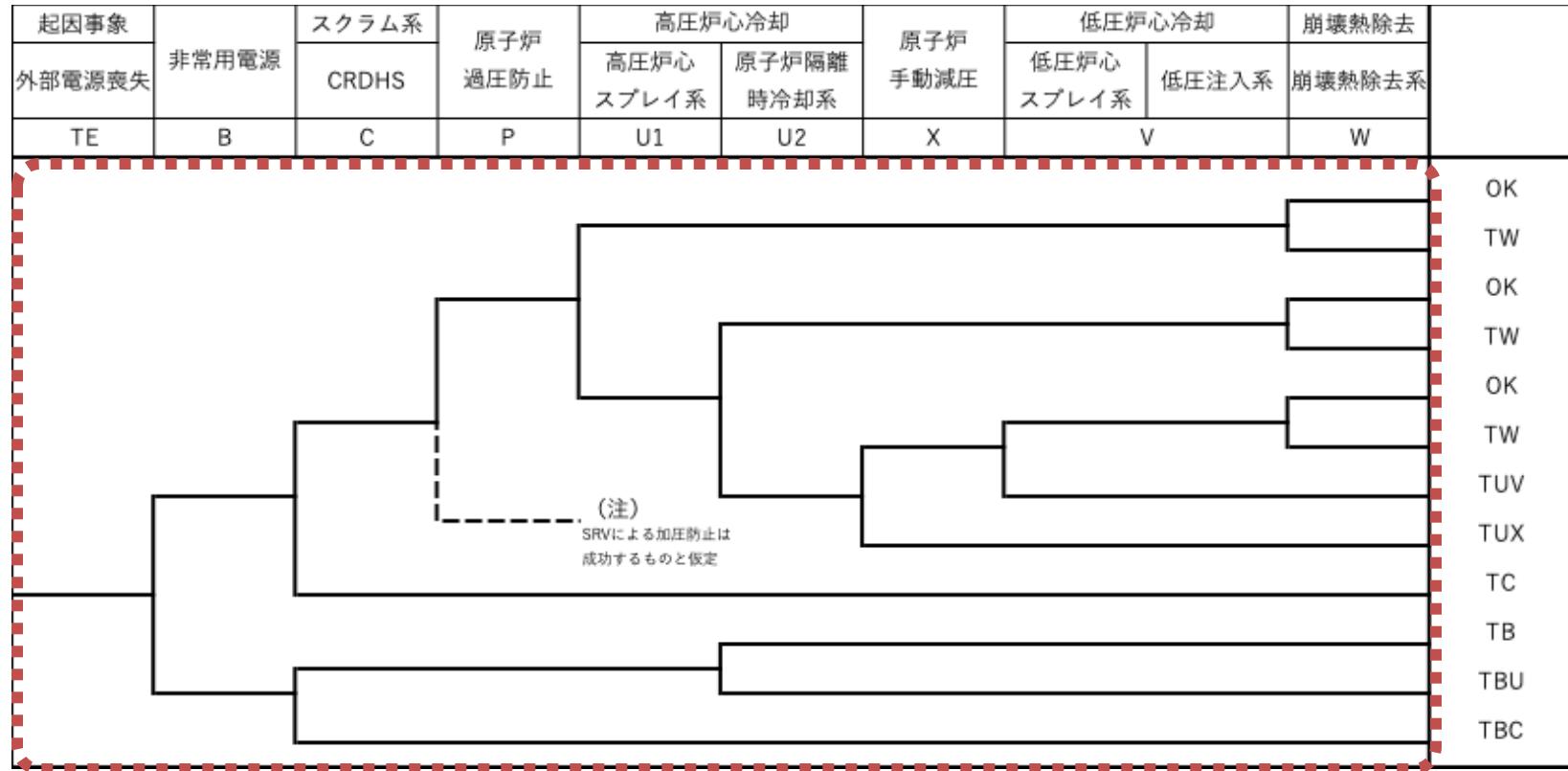


ヘッディングの設定(2/2)

- ・ 安全機能及び成功基準に基づいて設定
- ・ 事故シーケンスの論理展開を明確かつ簡潔に表現するため、故障の進展や機能上の相互関係を考慮する
 - 起因事象を左端に、順次、緩和システムをヘッディングとして設定
 - ヘッディングの順序は、
 - ・ システムが機能する時系列順
 - ・ システムXが機能するためにシステムYが必要な場合はシステムY,Xの順



事故シーケンスの展開(1/3)



【23】出典:独立行政法人 原子力安全基盤機構(原子力規制庁)「JNESにおけるPSA手法の標準化=出力運転時内的事象レベル1 PSA手法=に関する報告書」5-35 図5.10 外部電源喪失事象(TE)のイベントツリー(1/8)



事故シーケンスの展開(2/3)

- ・ ヘディングにおける分岐の有無を、関連するすべての緩和設備の状態を考慮して決定
事故シーケンスを網羅的に展開
 - 各ヘディングにおける緩和システムの成功・失敗に対応して事故シーケンスを上下に分岐、論理的に起こりうるすべての事故シーケンスを展開する(上分岐:成功:下分岐:失敗)
 - 但し、前のヘディングの成功・失敗に応じて、物理的あるいは論理的に不要な分岐は削除

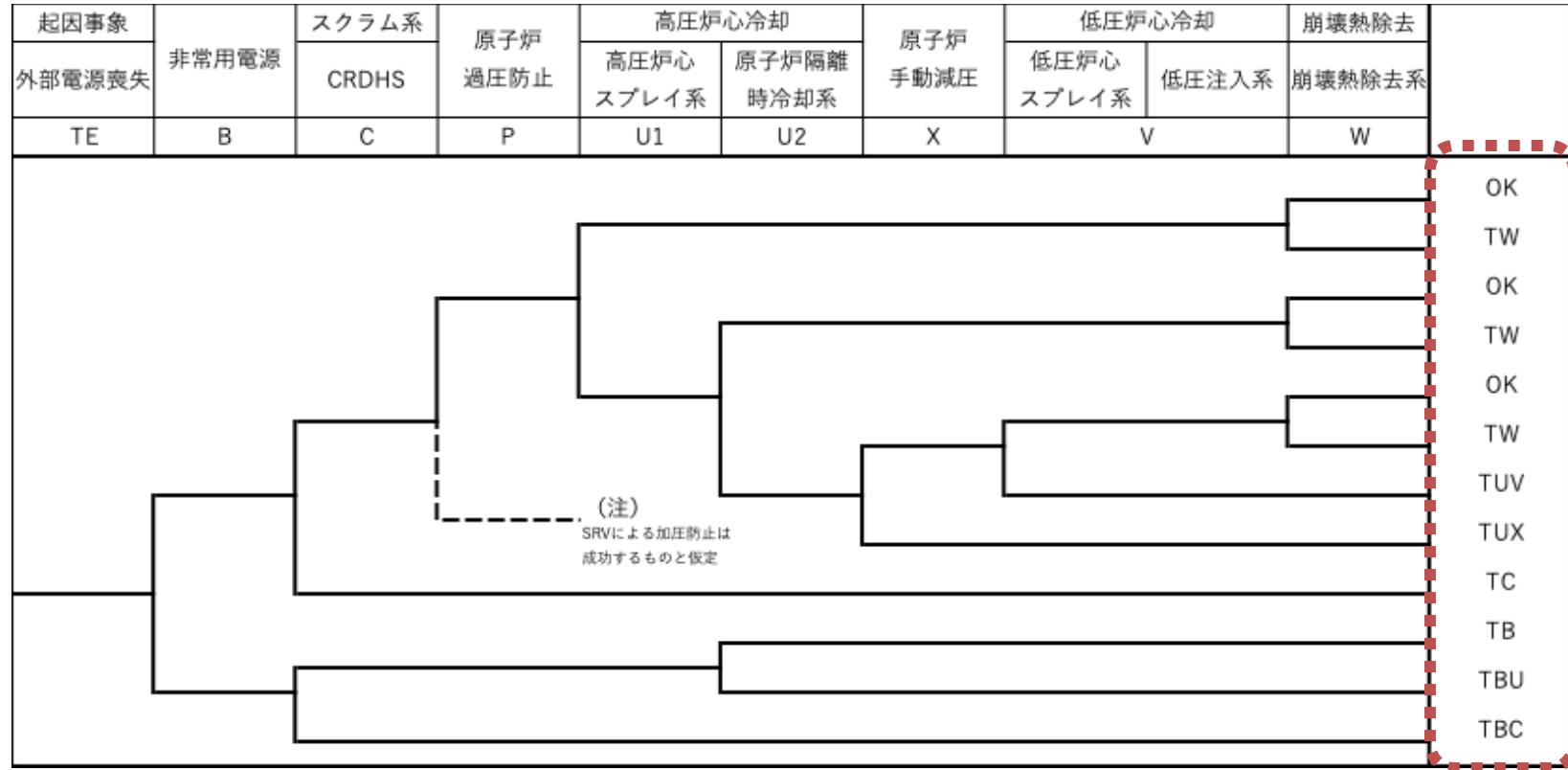


事故シーケンスの展開(3/3)

- 事故シーケンスにおいて時間依存性が存在する場合はモデルに反映
 - 全交流電源喪失(SBO), 外部電源喪失の時間依存
 - 外部電源の復旧
 - バッテリー容量
 - ATWS /スクラム失敗の事故シーケンスでの時間制約
 - ホウ酸水注入開始(事故発生後20分以内)
 - 考慮すべき時間依存性
 - 水源の補給



事故シーケンスの最終状態の分類(1/2)



【23】出典:独立行政法人 原子力安全基盤機構(原子力規制庁)「JNESにおけるPSA手法の標準化=出力運転時内的事象レベル1 PSA手法=に関する報告書」5-35 図5.10 外部電源喪失事象(TE)のイベントツリー(1/8)



事故シーケンスの最終状態の分類(2/2)

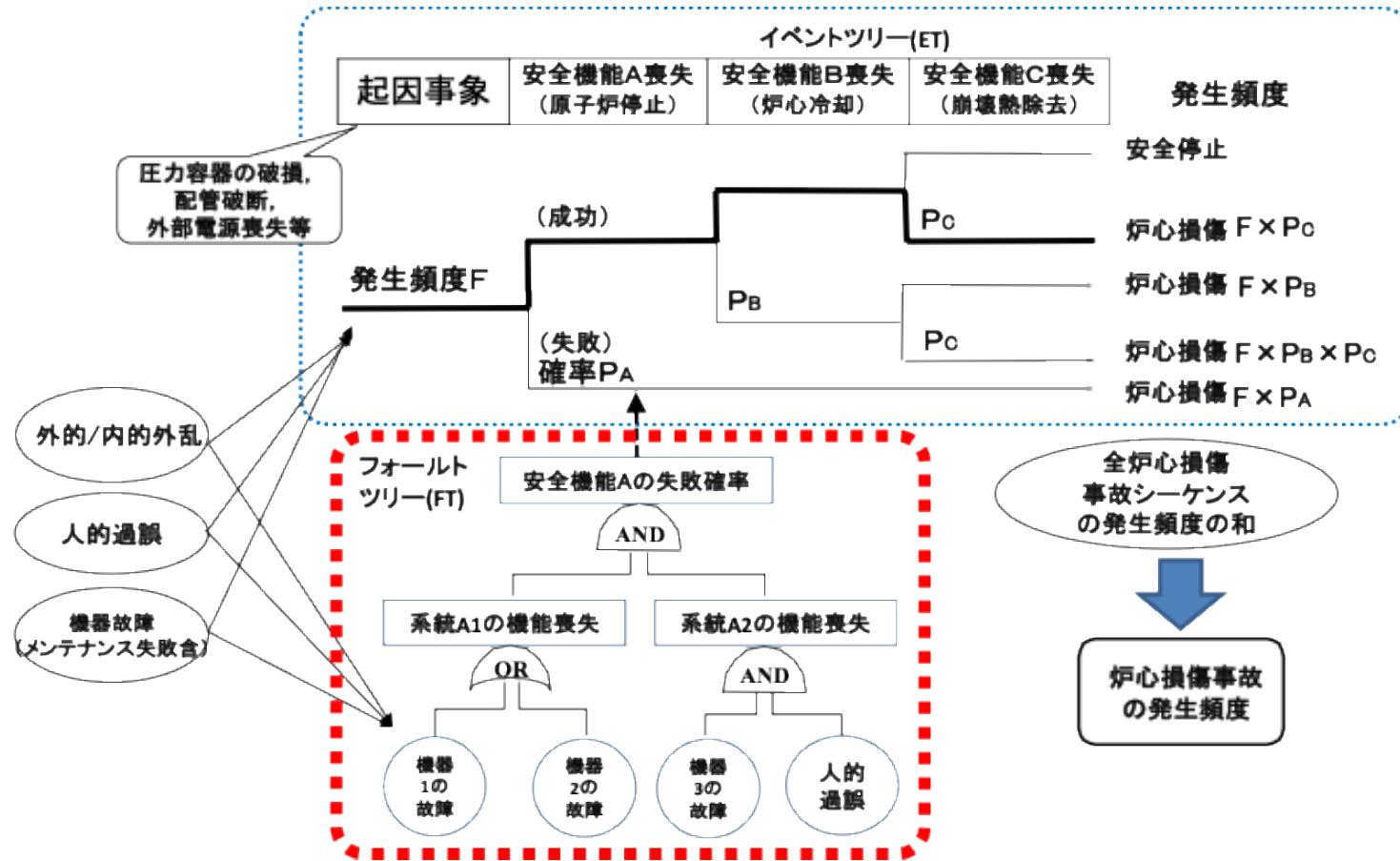
- ・ 展開した事故シーケンスの最終状態を炉心損傷あるいは事故収束に分類
- ・ レベル2PRAとのインターフェイスが必要な場合は、炉心損傷後のプラント状態に影響する緩和設備の成否または物理的な状態によってプラント損傷状態を分類



⑥ システム信頼性解析 (フォルトツリー解析/FTA)



システム信頼性解析 (フォルトツリー解析/FTA)



【12】出典:日本原子力学会,『リスク評価の理解のために:2020(AESJ-SC-TR011: 2020)』

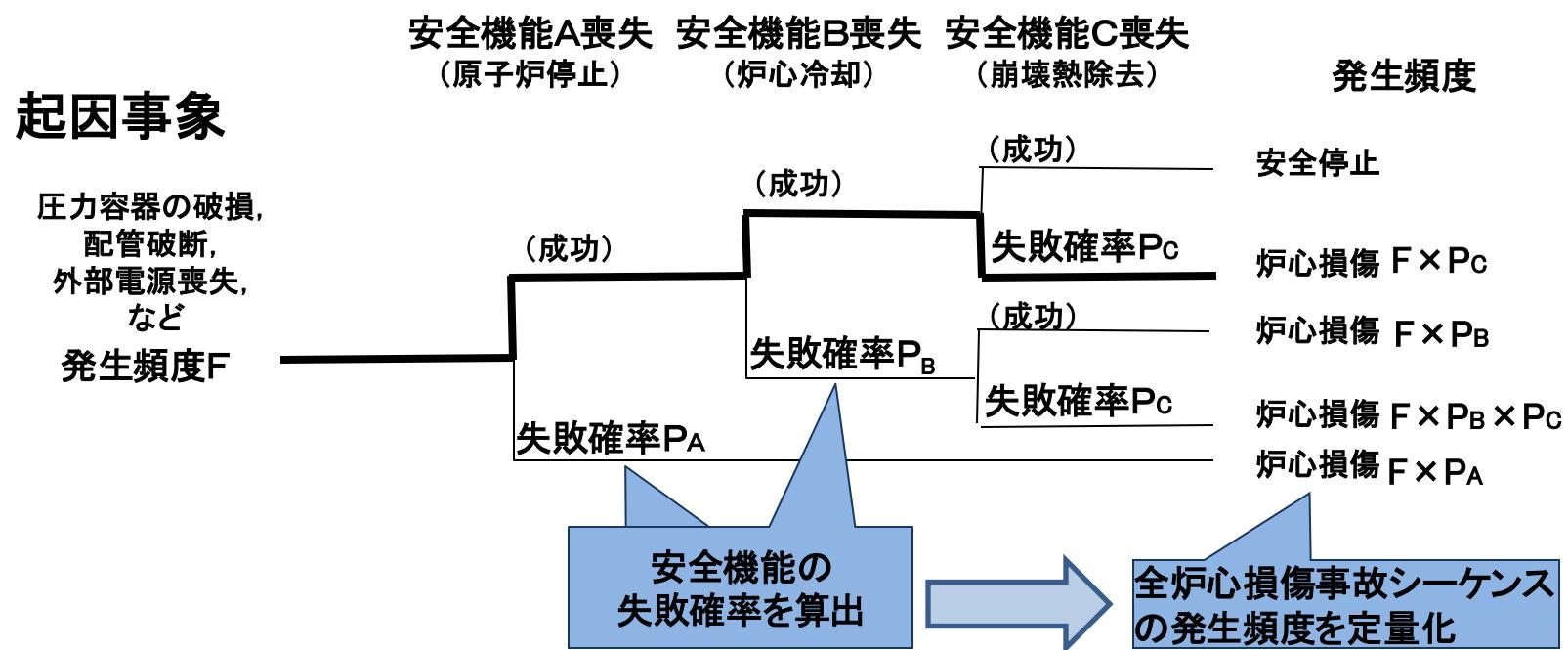
システム信頼性評価

- イベントツリー(ET)のヘディングを対象に、緩和系の信頼性評価を行い、系統の失敗確率(アンアベイラビリティ Unavailability: 機能達成に失敗する確率)を求める
 - 論理モデルに基づく信頼性評価結果や実績データを用いる
 - 論理モデルにはフォールトツリー(FT)手法の使用が推奨される



システム信頼性評価の目的

- イベントツリーで記述された事故シナリオを定量化するために各分岐の失敗確率を算出



【24】出典：日本原子力学会,『リスク評価の理解のために:2020(AESJ-SC-TR011: 2020)』

システム信頼性評価の補足^(注)

■ システム信頼性解析の目的は、事故シーケンスの分析で同定されたイベントツリーのヘディングの分岐確率や最小カットセットを算出するために、そのヘディングに対応するシステムの信頼性モデルを作成し、システムのアンアベイラビリティや最小カットセットを求めることがある

■ 用語

■ 最小カットセット：

頂上事象を引き起こす基事象の最小の組み合わせ。ミニマルカットセット(MCS)ともいう

■ アンアベイラビリティ：

ある構築物、系統(システム)及び機器が試験やメンテナンスによる待機除外を含めて、機能を果たすことが出来ない確率

(注)原子力学会標準「原子力発電所の出力状態を対象とした確率論的安全表評価に関する実施基準(レベル1 PSA編):2008, 2013」を参考

システムのモデル化

- システムが機能喪失に至る要因の組み合わせを網羅的に展開し、システムの信頼性を表現する論理モデルを作成する
- システム信頼性解析手法
 - システムが機能喪失に至る要因の組み合わせを網羅的に展開でき、システムのアンアベイラビリティの定量化を可能にする手法としてフォールトツリー法を用いる
 - なお、適用性が説明できる場合には、フォールトツリー法以外の手法を用いても良い
 - システムのアンアベイラビリティが、十分な実績データがあり、これから算出可能である場合には、詳細なシステム信頼性解析モデルを作成しなくても良い



フォールトツリーとは

■ フォールトツリー解析

信頼性工学の分野において、FMEA（故障モード影響解析）と並ぶ一般的な故障解析法

■ 両手法の特徴

■ FMEA：

下位レベル機能の故障から上位レベルのシステムに及ぼす全ての潜在故障を解析する
→ボトムアップ形式、帰納的な解析手法

■ FTA：

好ましくない最終事象（頂上事象）を取り上げ、その要因を上位レベルから下位レベル（基事象）にドリルダウンして解析する
→トップダウン形式、演绎的な解析手法



フォールトツリーの作成

■ フォールトツリー解析の手順

- (1) フォールトツリーの頂上事象の設定
- (2) 解析上の基本原則の具体化: 対象とする系統の境界条件等
- (3) 解析上の仮定の設定
- (4) フォールトツリーの作成

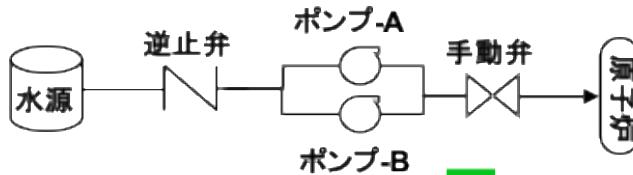
■ フォールトツリーの定量化のために、機器の故障モードを以下の3つの特性に従って定義しなければならない

- デマンド時故障(作動開始時)
- 待機時故障(待機状態の間に故障し、作動要求発生時に顕在化)
- 運転時故障(起因事象の発生又は安全設備で作動成功後の故障)

■ システム間の相互作用、共通原因故障、試験や保守による機器の供用外状態、ヒューマンエラーを考慮しなければならない



フォールトツリー作成の原則



原子炉への注水なし

OR

水源の枯渇

逆止弁の故障

手動弁への流量なし
(ポンプA及びBからの流量なし)

AND

ポンプAの故障

手動弁の故障

ポンプBの故障

- フォールトツリー作成の原則
- 1) 頂上事象から始め、その原因を列挙していく
 - 2) 上位事象の直接の原因だけを考え、次のレベルの事象を記述する
 - 3) 機器の失敗原因を、それ自身の故障と、境界条件による故障(従属関係による故障、保守による作動不可能状態、人的過誤など)によるものに分けて考える

【25】出典: JAEA-Review 2006-041. 原子力発電所の確率論的安全評価(Probabilistic Safety Assessment: PSA): 内的事象に対するレベル1PSA (<https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Review-2006-041.pdf>) を元に作成



フォールトツリーのシンボル



素事象(Basic Event): これ以上展開を必要としない基本的な事象(機器の故障など)。



展開しない事象(Undeveloped Event): 当該事象による影響がさほど重要でないか、あるいは、情報不足のためこれ以上展開しない事象。



条件事象(Conditioning Event): 論理ゲートに適用される特殊な条件や制限であり、主に、Inhibitゲートや優先ANDゲートに使用される。



外部事象(External Event): 発生が十分予想される事象であるが、それ自体は異常ではないもの。



中間事象(Intermediate Event): 論理ゲートを介して1つ以上の原因により発生する異常事象。



ANDゲート: 入力事象が全て発生した場合に出力事象が発生する。



ORゲート: 入力事象の少なくとも1つが発生した場合に出力事象が発生する。



INHIBITゲート: 特殊なタイプのANDゲートで、(单一の)入力事象が許可条件の下で発生した場合に出力事象が発生する(許可条件はゲートの右側に表示する条件としての事象で示される)。



優先ANDゲート: 特殊なタイプのANDゲートで、入力事象全てが特別な順序で発生した場合に出力事象が発生する(順序はゲートの右側に表示する条件事象で表わされる)。



排他ORゲート: 特殊なタイプのORゲートで、入力事象の1つだけが発生した場合に出力事象が発生する。



トランスマーカー(Transfer): フォールトツリー構造における表現の重複を避けるためのもので、同一事象が繰り返される場合に使用される。三角形の頂点に直線がついているもの(transfer in)は、同一事象の展開を省略する場合に用いる。三角形の辺に直線がついているもの(transfer out)は、他から引用して事象を展開する場合に用いる。2つのトランスマーカーの関係は番号もしくは文字にて対応付ける。



【26】出典: 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 JAEA-Review 2006-041「原子力発電所の確率論的安全評価
(Probabilistic Safety Assessment: PSA): 内的事象に対するレベル1PSA; 東京大学大学院工学系研究科原子力専攻(専門職大学院)
講義用テキスト」p.17 図2.8「フォールトツリーのシンボル」

FTの評価対象範囲の明確化

- システムが複数の系列から構成されている場合



それぞれの系列についてフォールトツリーを作成する

- あるシステムを稼働させるために、電源や電動機の冷却水のような補機(サポートシステム)が必要な場合



それぞれフォールトツリーを作成する必要あり
この場合、境界を明確にして評価を行う



フォールトツリーの基事象(1/2)

■ 動的機器及び静的機器の故障, 試験及び保守, 人的過誤など, 以下に示す事象をフォールトツリーの基事象として用いる

a. 状態変更の失敗(動的機器)

ポンプの起動失敗, 弁の開又は閉失敗(開固着等含む), 遮断器の開又は閉失敗, リレーの開又は閉失敗…

※これらの故障モードは, 作動要求時の故障(ディマンド故障)と作動待機中の故障(待機中故障)に分けられる

b. 機能維持の失敗(動的及び静的機器)

ポンプの継続運転失敗, 弁等の破損又はリーク, 機器の誤動作(弁の誤開又は誤閉), 機器の閉塞(弁, 配管, 熱交換器等)

c. 故障機器の復旧失敗

d. 試験及び保守(メンテナンス)

e. 人的過誤(事象発生前又は発生後)



フォールトツリーの基事象(2/2)

- 機器の故障については、機器故障率データベースとの整合性に注意しながら、適切な故障モードを設定する
- 発生確率が非常に小さい等の理由で、システムのアンアベイラビリティに影響を及ぼさないと判断できる故障については、フォールトツリーから除外してよい
- 但し、妥当性の説明は必要



基事象の発生確率の算出(1/2)

■ 基事象の発生確率は以下の式により算出する。

a. 状態変更失敗確率Q

$$Q=Q_d \quad Q_d: \text{ディマンド故障確率}$$

又は

$$Q=\lambda_s \times T_s / 2 \quad \lambda_s: \text{起動又は状態変更失敗率}$$

$T_s: \text{平均試験間隔}$

或いはこれらの組み合わせ

b. 機能維持失敗確率Q_r

$$Q_r=\lambda_r \times T_m \quad \lambda_r: \text{機能維持失敗率}$$

$T_m: \text{使命時間}$

※ 下線部は機器故障率に相当。単位時間当たりの故障率(/h)に対し、試験間隔等の時間(h)をかけて故障確率(無次元)を算出。



基事象の発生確率の算出(2/2)

c. 故障した機器の復旧失敗確率R

$$R = \exp(-Ta/Tr)$$

Ta : 復旧までの余裕時間
Tr : 平均修復時間

d. 定期試験によるアンアベイラビリティP_{t0}

$$P_{t0} = \lambda t \times T_{t0}$$

λt : 試験頻度
 T_{t0} : 定期試験平均時間

※但し、作動要求時に、試験状態が自動的に解除される場合には、これを考慮してモデル化する

e. 保守作業によるアンアベイラビリティP_{um}

$$P_{um} = \lambda_m \times T_{rt}$$

λ_m : 保守作業の頻度
 T_{rt} : 平均保守作業時間

※但し、保守作業によるアンアベイラビリティが実績として算出されている場合には、その値を用いることが出来る



システム・機器の作動条件の扱い

- 設計又は安全評価で想定している条件を超える場合には、当該システム又は機器は使用できないものとする
- 但し、使用可能であることの妥当性が示される場合には、当該機器やシステムの作動に期待してよい
 - 例えば、
全交流電源喪失時や崩壊熱除去失敗時のような条件下で、サプレッショングループ水温、各注水系統の使用圧力、使用温度、各ポンプ室温などが、設計条件を超えた場合。



システム信頼性解析モデルの定量化

■ システム信頼性解析モデルを基に、最小カットセットを導出し、頂上事象の発生確率を定量化することでシステムのアンアベイラビリティを評価する

□ フォールトツリーの最小カットセットの分析

■ 最小カットセット：

頂上事象が発生する最小限の事象の組み合わせ

■ フォールトツリーから最小カットセットを導出し、最適な最小カットセットが得られているかを確認する

□ 頂上事象の発生確率の定量化

■ 頂上事象の発生確率を定量化することでシステムのアンアベイラビリティを算出する



フォルトツリーの論理演算

- 論理演算の基礎式を用いて、フォルトツリーを最小カットセットの論理式に変換
 - べき等律 $A+A=A, A^*A=A$
 - 吸収律 $A+A^*B=A, A(A+B)=A$
 - 分配律 $A(B+C)=A^*B+A^*C$
- 演算例
 - $$\begin{aligned} \text{TOP} &= A^*(A+B)^*(C+D) \\ &= (A^*A + A^*B)^*(C+D) \\ &= (A + A^*B)^*(C+D) \\ &= A^*(C+D) \\ &= A^*C + A^*D \end{aligned}$$

=A^*C + A^*D

最小カットセット



最小カットセットと頂上事象の定量化

- 最小カットセットの定量化は、確率演算の加法定理を用いる
 - $P(A+B) = P(A) + P(B) - P(A*B)$
- 前ページの”TOP=A*C+A*D”は以下のように計算
 - $$\begin{aligned} P(TOP) &= P(A*C + A*D) \\ &= P(A*C) + P(A*D) - P(A*C*A*D) \end{aligned}$$

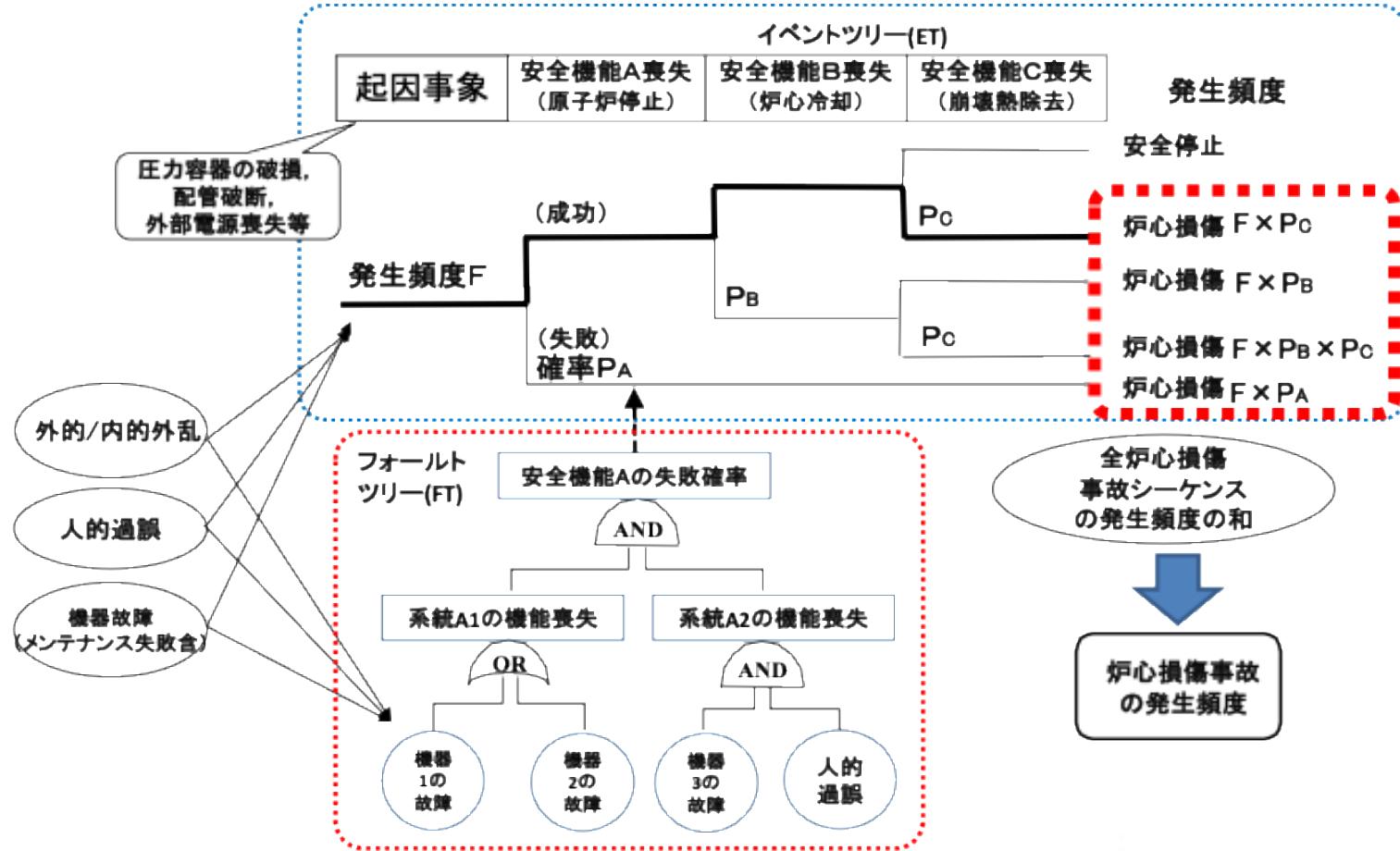
ここで、 $P(A*C*A*D) = P(A*C*D)$ であることから、
$$P(TOP) = P(A*C) + P(A*D) - P(A*C*D)$$
 - $P(A)=P(C)=P(D)=0.1$ とすると、
$$\begin{aligned} P(TOP) &= 0.1 \times 0.1 + 0.1 \times 0.1 - 0.1 \times 0.1 \times 0.1 \\ &= 0.019 \end{aligned}$$
- 但し、加法定理のマイナスの項は桁落ちするので、近似的には以下の式で計算できる：稀有事象近似
(地震リスクのように損傷確率が大きい場合は適用不可)
 - $P(A+B) \doteq P(A) + P(B)$



⑦ 炉心損傷頻度の定量化



事故シーケンスの定量化



【12】出典：日本原子力学会，『リスク評価の理解のために：2020(AESJ-SC-TR011: 2020)』

アクシデントマネジメントの参考としてなされた 我が国の原子炉施設のPSAの結果(BWRの例)

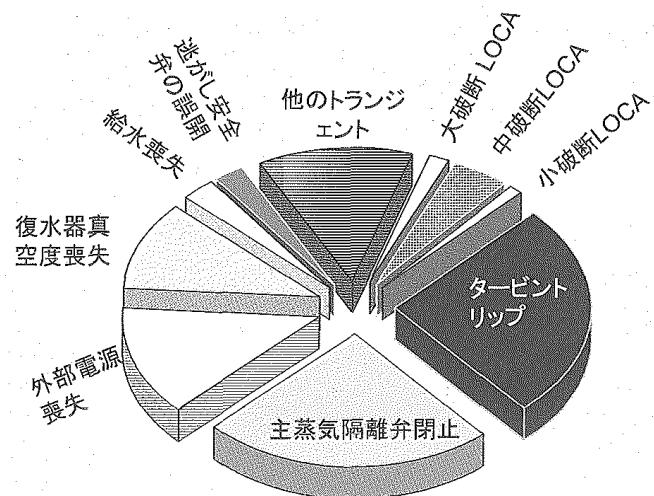
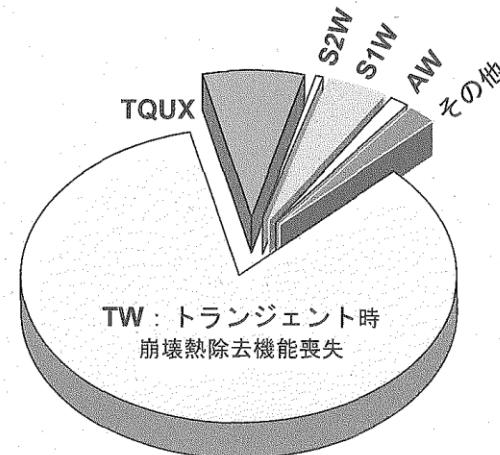


図 2.14 レベル 1PSA 結果例
(炉心損傷頻度に対する起因事象別寄与度)

【27】出典：国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構
JAEA-Review 2006-041「原子力発電所の確率論的安全評価
(Probabilistic Safety Assessment: PSA): 内的事象に対するレ
ベル1PSA; 東京大学大学院工学系研究科原子力専攻(専門
職大学院)講義用テキスト」p.40 図2.14 レベル1PSA結果例
(炉心損傷頻度に対する起因事象別寄与度)



TQUX : トランジエント時高圧ECCS失敗及び原子
炉減圧失敗
S2W : 小破断LOCA時崩壊熱除去機能喪失
S1W : 中破断LOCA時崩壊熱除去機能喪失
AW : 大破断LOCA時崩壊熱除去機能喪失

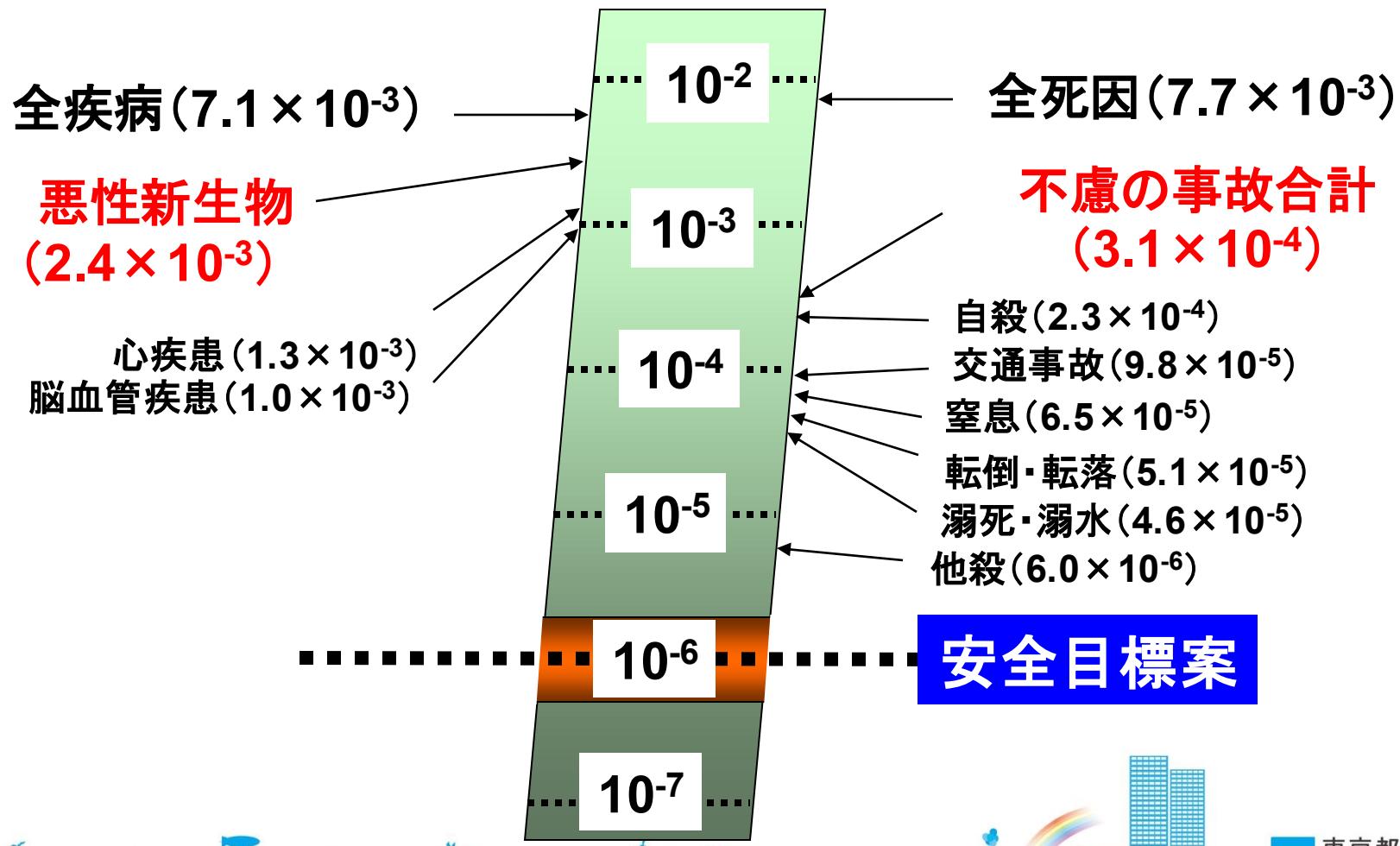
図 2.15 レベル 1PSA 結果例
(炉心損傷頻度に対する事故シーケンス別寄与度)

【28】出典：国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構
JAEA-Review 2006-041「原子力発電所の確率論的安全評価
(Probabilistic Safety Assessment: PSA): 内的事象に対するレ
ベル1PSA; 東京大学大学院工学系研究科原子力専攻(専門
職大学院)講義用テキスト」p.41 図2.15 レベル1PSA結果例
(炉心損傷頻度に対する事故シーケンス別寄与度)



安全目標(案)のイメージ

『人口動態統計』（厚生労働省）2001年データをもとに作成



不確かなことをどう扱うか？

- ・「不確かさ」という概念
 - よく分からることは、「よく分からないこと」として扱う
 - よく分からぬけど、どんなことからどんなことまで起こるかわかる場合はその幅で表現する
 - そうでない場合、何がよく分かっていないのか、をはつきりさせ、色々と仮定して考える
或いはわかるように努力する
 - そもそも存在すら分かっていない想定外のことを常に探求する



原子力施設のリスクに対して

- 分かっていることには、しっかりと対処する
- 分かっていないことに対するは、分かっていく努力をする
- 想定外の事象に対するどう対応するか？



- これらのこと周辺住民を含む関係者が理解し、リスクのコミュニケーションを図っていくことが重要
 - 今後、原子力発電所を受け入れるかどうか、リスクを踏まえた上で考えていかなくてはならない



ご清聴有難うございました



出典一覧

No.	ライセンス	出典情報
【8】	‡	WASH-1400 The Reactor Safety NUREG/KM-0010 U.S.NRC, 2016, P23, WASH-1400 results comparing nuclear power plants and man-made events
【9】	PD	NRC Image of TMI-2 Core End Stable State
【10】	‡	国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 JAEA-Review 2006-041 「原子力発電所の確率論的安全評価 (Probabilistic Safety Assessment: PSA): 内的事象に対するレベル1PSA; 東京大学大学院工学系研究科原子力専攻 (専門職大学院)講義用テキスト」 p.2 表1.1 決定論的安全評価と確率論的安全評価の比較
【11】	‡	国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 JAEA-Review 2006-041 「原子力発電所の確率論的安全評価 (Probabilistic Safety Assessment: PSA): 内的事象に対するレベル1PSA; 東京大学大学院工学系研究科原子力専攻 (専門職大学院)講義用テキスト」 p.5 図2.1 レベル1PSA実施手順の流れ、一部改変
【12】	‡	日本原子力学会, 『リスク評価の理解のために : 2020 (AESJ-SC-TR011: 2020)』
【13】	‡	日本原子力学会, 『原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル1PRA編）：2013 (AESJ-SC-P008 : 2013)』を元に作図
【14】	‡	独立行政法人 原子力安全基盤機構（原子力規制庁）「JNESにおけるPSA手法の標準化 = 出力運転時内的事象レベル1 PSA 手法 = に関する報告書」4-9~4-14を元に作成 (https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/8405841/www.atom-library.jnes.go.jp/seika/000010911.pdf)
【15】	‡	東京電力ホールディングス
【16】	‡	独立行政法人 原子力安全基盤機構（原子力規制庁）「JNESにおけるPSA手法の標準化 = 出力運転時内的事象レベル1 PSA 手法 = に関する報告書」6-163 図6.5b ほう酸水注入系 (SLCS) 系統概略図 (運転中) (https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/8405841/www.atom-library.jnes.go.jp/seika/000010911.pdf)

出典一覧

No.	ライセンス	出典情報
【17】	‡	独立行政法人 原子力安全基盤機構（原子力規制庁）「JNESにおけるPSA手法の標準化＝出力運転時内的事象レベル1 PSA手法＝に関する報告書」6-168 図6.9b 高圧炉心スプレイ系（HPCS）系統概略図（運転中）（ https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/8405841/www.atom-library.jnes.go.jp/seika/000010911.pdf ）
【18】	‡	独立行政法人 原子力安全基盤機構（原子力規制庁）「JNESにおけるPSA手法の標準化＝出力運転時内的事象レベル1 PSA手法＝に関する報告書」6-175 図6.13a 低圧注水系（LPCI-A系統）系統概略図（運転中）（ https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/8405841/www.atom-library.jnes.go.jp/seika/000010911.pdf ）
【19】	‡	独立行政法人 原子力安全基盤機構（原子力規制庁）「JNESにおけるPSA手法の標準化＝出力運転時内的事象レベル1 PSA手法＝に関する報告書」6-181 図6.15a圧力抑制室プール水冷却系（SPCS-A系統）系統概略図（運転中）（ https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/8405841/www.atom-library.jnes.go.jp/seika/000010911.pdf ）
【20】	‡	独立行政法人 原子力安全基盤機構（原子力規制庁）「JNESにおけるPSA手法の標準化＝出力運転時内的事象レベル1 PSA手法＝に関する報告書」6-185 図6.17a 格納容器スプレイ冷却系（CSCS-A系統）系統概略図（運転中）（ https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/8405841/www.atom-library.jnes.go.jp/seika/000010911.pdf ）
【21】	‡	独立行政法人 原子力安全基盤機構（原子力規制庁）「JNESにおけるPSA手法の標準化＝出力運転時内的事象レベル1 PSA手法＝に関する報告書」4-9~4-14を元に作成（ https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/8405841/www.atom-library.jnes.go.jp/seika/000010911.pdf ）
【22】	‡	独立行政法人 原子力安全基盤機構（原子力規制庁）「JNESにおけるPSA手法の標準化＝出力運転時内的事象レベル1 PSA手法＝に関する報告書」4-9~4-14を元に作成（ https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/8405841/www.atom-library.jnes.go.jp/seika/000010911.pdf ）
【23】	‡	独立行政法人 原子力安全基盤機構（原子力規制庁）「JNESにおけるPSA手法の標準化＝出力運転時内的事象レベル1 PSA手法＝に関する報告書」5-35 図5.10 外部電源喪失事象（TE）のイベントツリー（1/8）（ https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/8405841/www.atom-library.jnes.go.jp/seika/000010911.pdf ）

出典一覧

No.	ライセンス	出典情報
【24】	‡	日本原子力学会, 『リスク評価の理解のために : 2020 (AESJ-SC-TR011: 2020)』
【25】	‡	JAEA-Review 2006-041. 原子力発電所の確率論的安全評価(Probabilistic Safety Assessment : PSA)：内的事象に対するレベル1PSA (https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Review-2006-041.pdf) を元に作成
【26】	‡	国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 JAEA-Review 2006-041 「原子力発電所の確率論的安全評価 (Probabilistic Safety Assessment: PSA): 内的事象に対するレベル1PSA; 東京大学大学院工学系研究科原子力専攻 (専門職大学院)講義用テキスト」 p.17 図2.8 「フォールトツリーのシンボル」
【27】	‡	国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 JAEA-Review 2006-041 「原子力発電所の確率論的安全評価 (Probabilistic Safety Assessment: PSA): 内的事象に対するレベル1PSA; 東京大学大学院工学系研究科原子力専攻 (専門職大学院)講義用テキスト」 p.40 図2.14 「レベル1PSA結果例 (炉心損傷頻度に対する起因事象別寄与度)」
【28】	‡	国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 JAEA-Review 2006-041 「原子力発電所の確率論的安全評価 (Probabilistic Safety Assessment: PSA): 内的事象に対するレベル1PSA; 東京大学大学院工学系研究科原子力専攻 (専門職大学院)講義用テキスト」 p.41 図2.15 「レベル1PSA結果例 (炉心損傷頻度に対する事故シーケンス別寄与度)」