

博士論文

シビアアクシデントマネジメントと原子力防災の

統合的リスク評価の研究

Study on Integrated Risk Analysis of Severe Accident Management  
and Emergency Preparedness and Response

廣川 直機



## 要旨

福島第一原子力発電所の事故以降、国内の原子力発電所では深層防護の第 4 レベルにあたるシビアアクシデント (SA) の発生防止と影響緩和が拡充されてきている。また、第 5 レベルにあたる緊急時対応についてもハード、ソフト両面での整備が進められてきているものの、第 4 レベルと第 5 レベルを統合的に扱ったリスク対策の検討はこれまで十分になされていない。特に、第 4 レベルの対策設備の一つである格納容器ベントは SA 時に格納容器圧力を緩和させる目的で実施されるが、実施に伴い発電所外へ核分裂生成物を放出することになるため、格納容器ベント実施時における公衆の被ばくリスク低減のためには、第 5 レベルの緊急時対応との連携が不可欠である。したがって、本研究では、格納容器ベント実施時に着目して第 4 レベルと第 5 レベルの統合的に扱ったリスク評価を行う。

既存のリスク分析手法としてはレベル 3 確率論的リスク評価があり、原子力発電所から放出されるソースターム及び原子力防災を組み合わせ、公衆リスクがどの程度であるか評価可能である。ただし、その評価結果は所与の評価条件に対するシミュレーションの結果であるため、なぜその不適切な運用に至ったか、他にも不適切な運用がないかといったリスク要因を抽出するといった分析には必ずしも適していない。このようなリスク要因の抽出手法としては、従来は故障モード影響解析やハザード操作性解析などが用いられてきた。これら分析の前提として「事故はシステム構成要素の故障に起因する」と仮定しており、個々の要素の信頼性に着目している。

一方で、格納容器ベント実施時においては、原子力発電所内の組織体制やプラント設備、原子力防災に関わる組織体制や住民など幅広い関係性を扱う必要がある。このような目的に適う分析手法として、STAMP/STPA が提案されている。STAMP/STPA は、設備、人、組織、環境などの幅広い関係性から、システム全体でのハザード要因を分析する手法として、近年、航空機、医療器具、自動車といった幅広い分野のリスク分析に適用されてきている。本研究では、格納容器ベント実施時の幅広い関係性を分析できる STAMP/STPA とベントの意思決定を定量化できるファジィ推論を組み合わせ、第 4 レベルと第 5 レベルの両方を取り扱うことのできるリスク分析手法を確立することを目的とする。また、そのための方策として、1) 第 4 レベル及び第 5 レベルの組織-人-設備の関係性を考慮した重要なハザードシナリオの抽出、2) 重要なハザードシナリオの一つである格納容器ベントの実施の判断基準についての検討、3) 格納容器ベント開始時刻を変更した場合の公衆リスク評価、を挙げる。

STAMP/STPA を用いた格納容器ベント実施時におけるリスク要因の抽出では、深層防護の第 4 レベル及び第 5 レベルに関わる原子力緊急時対応の体制、SA 時の原子力発電所内の体制、原子炉施設の設備を評価対象システムに含め、それらの関係性をコントロールスト

ラクチャとして表現した。このコントロールストラクチャを用いて、非安全なコントロールアクション、ハザード誘発要因及びハザードシナリオを抽出した。これらハザードシナリオに対して、関連するハザード（所外影響の大きさ）を考慮して、重要度分類を実施し、「避難指示の遅れ」及び「格納容器ベント実施判断の遅れ」が重要なシナリオであることが確認された。STAMP/STPA を用いたリスク分析では、非安全なコントロールアクションの客観的かつ合理的な抽出方法を検討するとともに、STAMP/STPA から抽出されたハザードシナリオに対してボトムアップで論理的に導出できていることを確認した。

公衆リスク低減策の検討として、STAMP/STPA の分析結果で重要度の高い「格納容器ベント実施判断」及び「避難遅れ」に着目した。公衆リスク低減に有効な格納容器ベント実施の判断基準及び防護措置について、ファジィ推論を用いて評価・検討した。また、検討に当たっては、福島第一原子力発電所事故での知見を反映した米国 SA 研究である SOARCA の事故シナリオを用いた。格納容器ベント実施の判断基準として、現状の判断基準であるケース 1（格納容器圧力）に加えて、ケース 2（ケース 1+避難遅れ考慮）及びケース 3（ケース 2+避難完了考慮）を考慮し、それぞれのケースで格納容器ベント実施の適合度を評価した。格納容器ベント開始タイミングを変えた場合の公衆リスクとの比較の結果、ケース 3 の格納容器ベント実施の判断基準が、他のケースと比べて公衆リスク低減に有効であることが確認された。さらには、この公衆リスク評価を活用して、EPZ 内の住民で避難遅れが発生した場合に屋内退避の有効性についても検討し、住民の 50%以上が避難完了していない時点でプルームが通過するような状況では屋内退避が有効であることが確認された。

本研究では、STAMP/STPA 及びファジィ推論といったフレキシビリティの高い手法を用いることにより、これまで検討が十分とは言えない深層防護の第 4 レベルと第 5 レベルのマネジメントを統合的に扱ったリスク評価手法の構築した点について、新規性を有するものと考えられる。また、深層防護での第 5 レベルの実効性確認として防災訓練が実施されているが、今回提案した評価手法を用いることで、大きなコストを掛けずに防災計画の有効性確認及び更なるリスク低減策の検討が可能となることが確認できた。このようなリスク分析が、事業者と地方自治体の関係者の連携の上で実施され、リスク要因に対して適切な対策（手順書の改善など）が講じられることにより、原子力緊急時対応を含めた全体の更なるリスク低減に寄与できるものと考えられる。

# 目次

要旨 .....	i
1. 序 言 .....	1
1.1 研究の背景と課題 .....	1
1.2 研究の目的 .....	3
2. リスク評価手法の構築 .....	14
2.1 リスク評価手法の全体構成 .....	14
2.2 STPA を用いたアクシデントに至るシナリオの抽出 .....	14
2.3 ファジィ推論を用いた公衆リスク低減のための格納容器ベント実施基準及び防 護措置の検討 .....	19
2.3.1 手法の検討 .....	19
2.3.2 評価対象とした SOARCA での事故シーケンス .....	21
2.4 リスク評価の活用例 .....	23
3. 格納容器ベントにおける STPA を用いた定性的なリスク評価 .....	36
3.1 リスク分析の対象 .....	36
3.1.1 対象とするアクシデント .....	36
3.1.2 対象とするシステム .....	36
3.1.3 対象とするハザード .....	37
3.2 リスク分析 .....	40
3.2.1 コントロールストラクチャの要素と役割 .....	40
3.2.2 非安全なコントロールアクション (UCA) の抽出 .....	41
3.2.3 ハザードに至る可能性が高い UCA の抽出 .....	43
3.2.4 ハザード誘発要因 (HCF) 及びハザードシナリオの抽出 .....	45
3.2.5 抽出シナリオの妥当性、網羅性の確認 .....	49
3.3 リスク分析結果の評価と考察 .....	73
3.3.1 ハザードシナリオの重要度分類 .....	73
3.3.2 リスク分析結果の考察 .....	74
3.3.3 リスク分析としての STPA の拡張性 .....	77
4. ファジィ推論を用いた格納容器ベント実施判断の検討 .....	81
4.1 公衆リスク低減を考慮した格納容器ベント実施の判断要素及び判断基準の検討 .....	81
4.1.1 判断要素の検討 .....	81
4.1.2 判断基準の検討 .....	82
4.2 格納容器ベント実施の判断基準及びメンバーシップ関数の設定 .....	86
4.3 ファジィ推論を用いた格納容器ベント実施判断の評価 .....	90

4.4	メンバーシップ関数の感度解析 .....	92
5.	公衆リスク評価及び防護措置の検討.....	97
5.1	格納容器ベント開始タイミングが公衆リスクに及ぼす影響.....	97
5.1.1	公衆リスクの評価方法 .....	97
5.1.2	健康影響の評価方法 .....	98
5.1.3	公衆リスクの評価結果 .....	100
5.2	国内防災計画における防護措置の検討.....	109
5.2.1	屋内退避 .....	109
5.2.2	PAZ の距離範囲 .....	110
6.	結 言.....	115
	Abbreviations.....	117
	References .....	119
	謝辞 .....	123

## 表目次

Table 1 -1	Effectiveness Evaluation on Safety Systems in INSAG-10 [5] .....	5
Table 1 -2	Methods of Effectiveness Confirmation for Level 3 to 5 of Defense-in-Depth .....	6
Table 1 -3	Comparison of Risk Analysis Methods .....	7
Table 2 -1	Key Words Used in STPA .....	24
Table 2 -2	Comparison between HAZOP Guide Words and STPA Guide Words / Hint Words.....	25
Table 2 -3	Comparison of Two Types of Fuzzy Inference System [28] .....	27
Table 2 -4	Accident Sequences for SA Analysis of Peach Bottom [32] .....	28
Table 2 -5	Accident Progression in STSBO w/o RCIC Blackstart .....	29
Table 3 -1	Definition of Accidents and Hazards.....	38
Table 3 -2	Applicability of “Guide Words” for each Action.....	51
Table 3 -3	Identification of UCAs likely leading to Hazard.....	53
Table 3 -4	HCF and Hazard Scenario associated with each Hint Word .....	65
Table 3 -5	Importance Ranking of Hazard Scenario Groups.....	80
Table 4 -1	Rules for Judgement on PCV Venting.....	84
Table 5 -1	Amount of FP Release and Radiation Dose Relative to 7 Days Dose at Outdoor [39].....	102
Table 5 -2	Radionuclide Core Inventory [32].....	103
Table 5 -3	Comparison of Population around Nuclear Power Plant Sites [32][44]	112

## 図目次

Figure 1 -1	Analysis Methods Corresponding to Level of Defense in Depth .....	8
Figure 1 -2	Typical Level 3 PRA Technical Elements and Their Relationships [8] ....	9
Figure 1 -3	Example of Offsite Consequences Complementary Cumulative Distribution Function [9] .....	10
Figure 1 -4	Objectives of USNRC Level 3 PRA Project in Progress [12] .....	11
Figure 1 -5	Example of FMEA for Nuclear Fuel Reprocessing Plant [10] .....	12
Figure 1 -6	Example of HAZOP for Nuclear Fuel Reprocessing Plant [10] .....	13
Figure 2 -1	Overview of Integrated Risk Analysis on PCV Venting .....	30
Figure 2 -2	Simplified Interaction Model of STAMP/STPA [18] .....	31
Figure 2 -3	Control Loop and 13 Hint Words to identify Hazard Causal Factors [18] [20] .....	32
Figure 2 -4	Tipping Problem using Fuzzy Inference [28] .....	33
Figure 2 -5	Time Progression of PCV pressure and Evacuation in STSBO w/o RCIC Blackstart .....	34
Figure 2 -6	Timeline of Emergency Response at STSBO without RCIC Blackstart..	35
Figure 3 -1	Overview of PCV Vent System.....	39
Figure 3 -2	Control Structure on Judgement of PCV Venting.....	70
Figure 3 -3	Control Loop of Judgement of PCV venting .....	71
Figure 3 -4	Relationship among Hazard Scenarios .....	72
Figure 4 -1	Evacuation Plan of People within PAZ and UPZ [17] .....	85
Figure 4 -2	Membership Function regarding Judgement on PCV Venting .....	88
Figure 4 -3	Example of Defuzzification for Judgement on PCV Venting .....	89
Figure 4 -4	Judgement on PCV Venting in STSBO w/o RCIC Blackstart .....	91
Figure 4 -5	Membership Functions for Sensitivity Studies.....	94
Figure 4 -6	Sensitivity Study No. 1: Membership Function of PCV Pressure .....	95
Figure 4 -7	Sensitivity Study No. 2: Membership Function of Evacuation Completion Rate.....	96
Figure 5 -1	Accident Sequences of STSBO w/o RCIC Blackstart with and without PCV Venting .....	104
Figure 5 -2	Overview of Risk Evaluation provided PCV Venting is Conducted at Time=t.....	105
Figure 5 -3	Amount of FP Release Provided PCV Venting or PCV failure at Time=t .....	106



Figure 5 -4	Radiation Dose within EPZ due to PCV Failure or PCV Venting at Time= $t$ .....	107
Figure 5 -5	Public Risk Provided PCV Venting is Conducted at Time= $t$ .....	108
Figure 5 -6	Evacuation Completion Rate for Delayed Evacuation Cases .....	113
Figure 5 -7	Delayed Evacuation and Sheltering.....	114

# 1. 序 言

## 1.1 研究の背景と課題

東京電力福島第一原子力発電所（以下、1F とする）で発生した事故では、想定を大幅に上回る津波の襲来によって、シビアアクシデント（以下、SA とする）の発生を防止する設備が機能喪失することとなった。その結果、炉心損傷及び原子炉格納容器(PCV)が破損し、制御不能の状態では核分裂生成物（FP）を放出するに至った。本来、想定を超える「不確かさ」に備えるために、深層防護[1]という概念があり、1F 事故以前は、第 4 レベル「格納容器機能喪失の発生防止と FP 放出抑制」及び第 5 レベルにあたる「緊急時対応」への対応が不十分だったと指摘されている[2]。

1F 事故後に制定された新規制基準[3]では、特に SA 時の対応能力向上を目的としており、国内原子力発電所においては、Figure 1-1 に示すように深層防護の各レベルに対して様々な安全対策が導入された。具体的には、炉心損傷防止を担う第 3 レベルにおいては全交流電源喪失やヒートシンク喪失時などの対策、第 4 レベルにおいてはフィルタベント設備、可搬型設備、特定重大事故等対処施設などの対策が導入されている。また、第 5 レベルについても、従前の防災指針から大幅に改定する形で原子力災害対策指針[4]が策定され、原子力災害対策を円滑に実施するため、緊急事態対応の各段階での防護措置及び対策をとるべき重点区域の考え方などが定められ、原子力発電所立地地域における地域防災計画に反映されてきている。したがって、震災前には不十分であったと指摘されていた SA 対策について、深層防護の各層で安全性が向上してきていることがわかる。

一方で、IAEA での INSAG-10[5]では、これらの講じた安全システムに対して、代表事象を選定し、選定した事象に対して有効に機能するかを安全解析によって確認することが求められている。Table 1-1 に INSAG-10 の記載箇所抜粋を示すとおり、安全システムの有効性確認においては、プラントにおける事象進展を考慮して、その機能が有効に発揮できることを示すことが重要であると考えられる。

Table 1-2 に深層防護レベル間での有効性確認手法を示す。炉心損傷防止（第 3 レベル）及び格納容器機能喪失防止（第 4 レベルにおける発生防止）については、新規制基準に沿って、国内の原子力発電プラントでは確率論的リスク評価（PRA）で特定された重要な事故シーケンスに対して、その発生防止と影響緩和に対する安全確保策を講ずるとともに、その有効性について SA 解析や訓練など通じて確認されてきている。次に FP 放出抑制（第 4 レベルにおける影響緩和）及び緊急時対応（第 5 レベル）については、防災訓練によって計画に問題点がないか確認されてきている。ただし、避難を含めた防災訓練は大がかりなものとなるため、5 年に数回程度の頻度となっている。したがって、想定される様々な SA 時の事故シーケンスに対して、防災訓練だけで有効性を確認していくことは現実的ではなく、リスク

評価などによって防災訓練を補完していくことが求められる。

深層防護の第 4 レベル及び第 5 レベルを扱うことができる既存手法としてはレベル 3PRA[7]がある。Figure 1-2 にレベル 3PRA の評価体系[8]を、Figure 1-3 にレベル 3PRA の評価結果例[9]を示す。レベル 3PRA では、レベル 2PRA までに得られる原子力発電所から放出されるソースターム、気象データ及び原子力防災を組み合わせ、環境への FP 移行・拡散、FP による被ばく量及びそれによる健康影響を計算する。それを FP 放出頻度と掛け合わせることで、公衆リスク（急性個人死亡リスク、晩発性がん個人死亡リスクなど）がどの程度であるか評価することができる。これまでレベル 3PRA は安全目標との比較に用いられている[11][12][16]が、評価の不確実さが大きく、個々の立地サイトでの原子力防災へ直接的な適用まではされていない。例えば米国においては、個別プラントにおける最終安全解析書（FSAR）においてレベル 3PRA の評価結果に対して安全目標との比較が行われているが、現在進行中のレベル 3PRA プロジェクト[12]は、Figure 1-4 の Objectives に示すようにレベル 3PRA に関わる最新の知見を反映し、規制における意思決定に用いることを主な目的としており、今後レベル 3PRA が原子力防災に活用されていくことが期待されている。なお、レベル 3PRA は Figure 1-2 に示すように、原子力防災をインプットとしていることから、原子力防災の不適切な運用による公衆リスク影響を評価可能である。ただし、その評価結果は所与の評価条件に対するシミュレーションの結果であるため、なぜその不適切な運用に至ったか、他にも不適切な運用がないかといったリスク要因を抽出するといった分析をするためには、別の評価手法が必要であるものと考えられる。

これまで、リスク要因の抽出手法としては、故障モード影響解析（FMEA）[13]やハザード操作性解析（HAZOP）[14]、PRA でのフォールトツリー解析（FTA）[15]などが用いられてきた。FMEA は、構成要素の故障モードとその上位アイテムへの影響を解析する手法であり、Figure 1-5 に示すような影響分析表を用いて設計の不完全や潜在的な欠点を見出す。このように設備からボトムアップで検討していく手法であることから FMEA は帰納法を基本的な考え方としている。次に、FTA は、演繹法を基本的な考え方としており、望ましくない事象からトップダウンでその頂上事象が起こる筋道を洗い出す手法である。最後に HAZOP であるが、Figure 1-6 に示すように好ましくないプロセスパラメータの変化からその原因と影響を評価して潜在的なハザードを評価する方法であり、原因と影響の両方を評価することから帰納法及び演繹法の両方に基づいている。

これら FMEA、HAZOP、FTA の前提として「事故はシステム構成要素の故障に起因する」[18]と仮定しており、個々の要素の信頼性（例：ポンプ起動失敗、運転員操作失敗など）に着目している。一方、格納容器ベント実施時においては、原子力発電所内の組織体制やプラント設備、原子力防災に関わる組織体制や住民など幅広い関係性が状況に応じて連携して機能する必要があるため、FMEA、HAZOP 及び FTA といった従来手法では、このような関係性を扱うことは困難であると考えられる。

以上のように、公衆リスクの更なる低減のため、第 4 レベルと第 5 レベルでの幅広い関係性を統合的に扱うことのできるリスク分析手法が課題として挙げられる。

## 1.2 研究の目的

本研究では、近年、航空機、医療器具、自動車といった分野で用いられているハザード分析手法と格納容器ベント実施判断に関わる意思決定を定量化できる評価手法を組み合わせ、第 4 レベルと第 5 レベルの両方を取り扱うことのできるリスク分析手法を確立することを目的とする。また、そのための方策として、1) 第 4 レベル及び第 5 レベルの組織-人-設備の関係性を考慮した重要なハザードシナリオの抽出、2) 重要なハザードシナリオの一つである格納容器ベントの実施判断基準についての検討、3) 格納容器ベント開始時刻を変更した場合の公衆リスク評価、を挙げる。

本研究では、統合的リスク評価として、格納容器ベント実施時に着目している。第 4 レベルの対策設備の一つである格納容器ベントは SA 時に格納容器圧力を緩和させる目的で実施されるが、実施に伴い発電所外へ FP を放出することになる。したがって、公衆の被ばくリスク（以下、公衆リスクとする）低減のためには、第 5 レベルの防護措置との連携が不可欠である。特に、1F 事故において格納容器ベントの実施タイミングが遅かった点について、津波による浸水の影響のため電源などが機能喪失していたことが主たる理由ではあるが、格納容器ベントの準備ができた後、実施に対して官邸の指示を待ち、意思決定が遅れたことも理由の一つとして指摘されている[6]。

ハザード分析手法としては、1.1 節で述べた FMEA、HAZOP 及び FTA といった従来手法に代わる手法として STAMP (System Theoretic Accident Model and Processes) [19]モデルが提案されている。STAMP は、設備、人、組織、環境などの幅広い関係性から、システム全体でのハザード要因を分析する手法として、近年幅広い分野のリスク分析に適用されてきている。なお、STAMP では用途に応じて、複数の分析ツールが用意されているが、本研究ではシステムのハザード分析を行うことから、STAMP/STPA (System-Theoretic Process Analysis)を用いる（以下、STPA と呼ぶ）。Table 1-3 に FMEA、HAZOP、FTA 及び STPA との手法の比較を示す。

これまで原子力分野への STPA の適用はデジタル制御系のリスク分析[21]など限定的であったが、本研究では深層防護の第 4 レベルと第 5 レベルに関わる原子力緊急時対応の体制、SA 時の原子力発電所内の体制、原子炉施設の設備も含めた組織-人-設備を統合的に扱い、アクシデントに繋がり得る原因を明らかにするとともにリスク低減策を検討する。

ここで、リスク低減策の検討については、STPA の手順として分析対象のシステムの専門家が STPA で得られたシナリオを基に検討することとなる。本リスク分析では、重要なリ

リスク要因のひとつとして「格納容器ベント実施判断」が抽出されており、そのリスク低減策として公衆の防護対策実施状況も踏まえた格納容器ベント実施の判断基準を挙げた。一方で、どのような判断基準が公衆リスク低減に有効かどうかを検討するにあたり、人間の判断を扱う必要があり、判断基準の検討にあたっては人間の主観的な思考等に由来する不確かさやあいまいさを取り扱うことができるファジィ推論[22]を用いる。

具体的には、国内沸騰水型軽水炉（BWR）の運用[23]においては格納容器圧力を格納容器ベント実施の判断基準としているが、公衆リスク低減策として住民の避難状況も考慮した基準とし、ファジィ推論を用いて SA 時の熱水力現象及び防災計画とリンクさせた評価を検討する。さらには、格納容器ベント実施時に住民避難が遅れているような状況も想定し、防護措置としての屋内退避の有効性について議論する。

以上より、本研究ではこれまで検討が十分とは言えない第 4 レベルと第 5 レベルでのマネジメントに対して、リスク要因の抽出に STPA を用い、リスク要因結果から得られた重要な人間系の判断においてファジィ推論を用いて分析を行う。また、これによって、避難も含めた大規模な防災訓練ではカバーしきれない、幅広い SA シナリオを補完することが可能となる。このように STPA 及びファジィ推論といったフレキシビリティの高い手法を用いることにより深層防護の第 4 レベル及び第 5 レベルを統合的に扱ったリスク評価手法の構築は、新規性を有するものと考えられる。

**Table 1 -1 Effectiveness Evaluation on Safety Systems in INSAG-10 [5]**

*2.2. STRATEGY FOR DEFENCE IN DEPTH*

*26. The boundary conditions for designing the safety and protection systems are determined by well defined postulated incidents and accidents that are representative of groups of events with similar plant responses and attendant loads. The choice of these postulated conditions is justified on the basis of analysis supported by operating experience from both nuclear power plants and industry generally. The effectiveness and reliability of the safety systems to cope with these incidents and accidents have to be clearly demonstrated during the safety assessment process. The design of the safety systems focuses on the prevention of core damage and the assurance of the retention capability of the containment to prevent uncontrolled releases of radioactive materials to the environment after a postulated event or to mitigate the consequences of such releases.*

Table 1 -2 Methods of Effectiveness Confirmation for Level 3 to 5 of Defense-in-Depth

Defense-in-Depth	Methods to confirm the effectiveness	Current Status	Expected Advantages
Level 3 and 4	<ul style="list-style-type: none"> <li>Level 1 / 2 PRA</li> <li>Effectiveness Analysis (SA Analysis)</li> <li>Training</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Identifying significant accident sequences by PRA</li> <li>Confirming and preparing technical capabilities of countermeasures (Organization, Guidance, Training)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>To deploy additional countermeasures for the significant or large uncertainty accident sequences.</li> <li>To improve capabilities of persons on site to cope with SA.</li> </ul>
Level 4 and 5	<ul style="list-style-type: none"> <li>Level 2 / 3 PRA</li> <li>Emergency Exercise</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Level 2 / 3 PRA is used for comparison to safety goals and is not used to assess the protection measures in practice.</li> <li>Emergency exercise including evacuation is performed on one or two occasion(s) per 5 years</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>To improve the protection measures in line with the SA responses on site.</li> <li>Effectiveness analysis on emergency plan and preparedness.</li> </ul>

Table 1 -3 Comparison of Risk Analysis Methods

Method	Basic Approach	Feature
FMEA, HAZOP and FTA	<ul style="list-style-type: none"> <li>To divide the system into components and to assume that accidents are caused by component failure.</li> <li>Chain of directly related failure events leads to loss (Swiss cheese model).</li> <li>To assume that human error is cause of incidents and accidents.</li> <li>To establish barriers between events or try to prevent individual component failures. e.g., redundancy, overdesign, safety margins, reward and punishment</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Applied from the detailed design stage when the composed elements and failure mode can be determined.</li> </ul>
STPA	<ul style="list-style-type: none"> <li>Accidents involve a complex, dynamic “process” and arise in interactions among humans, machines and the environment.</li> <li>To treat safety as a dynamic control problem rather than just a reliability problem.</li> <li>To assume that human behavior is affected by context and human error is a symptom due to improper design of equipment, usefulness of procedures or existence of goal conflicts and so on.</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Can be used on not only technical design but also organizational design.</li> <li>Applied from the concept design stage when the most of composed elements can be determined.</li> </ul>



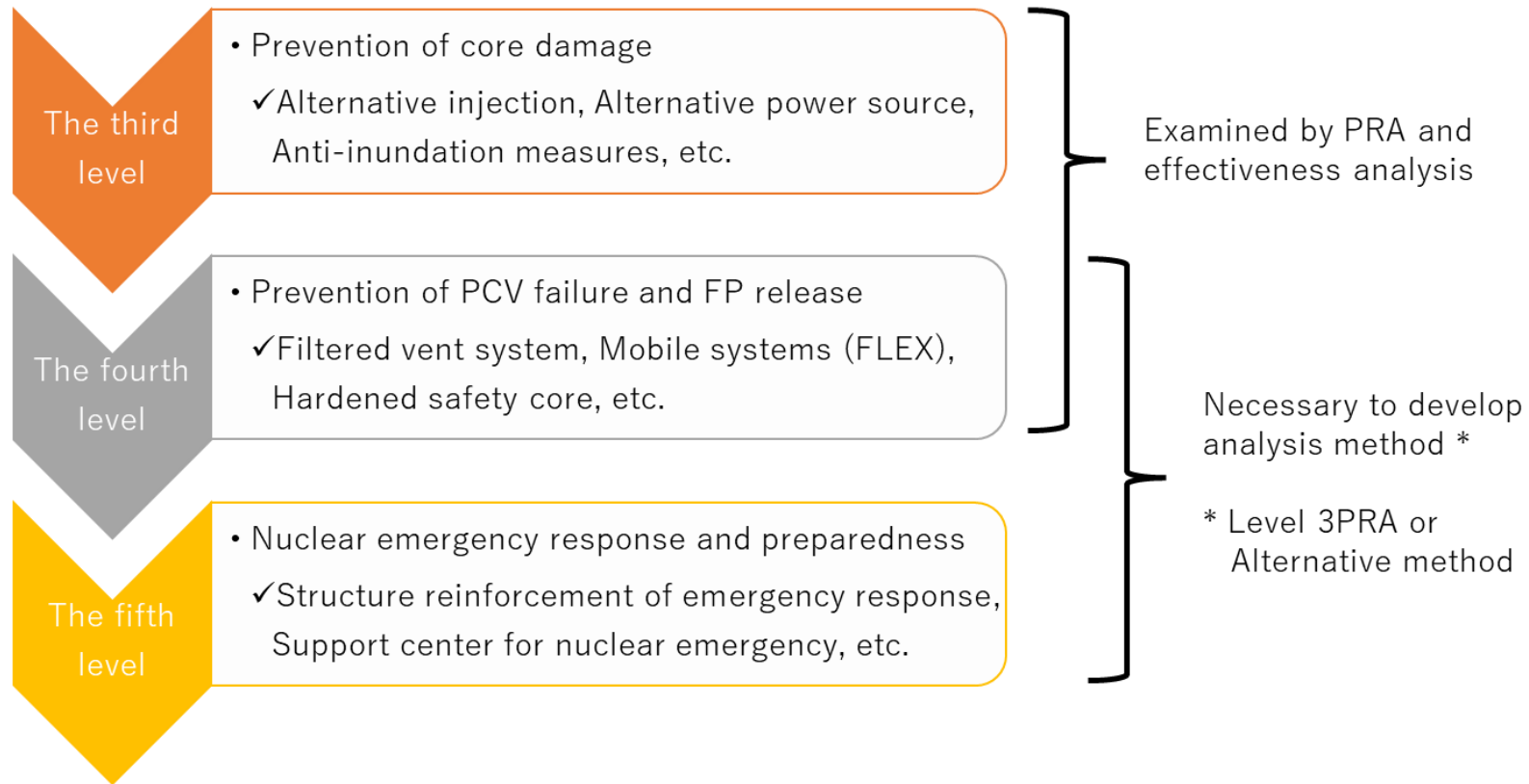


Figure 1-1 Analysis Methods Corresponding to Level of Defense in Depth  
(from the third level)

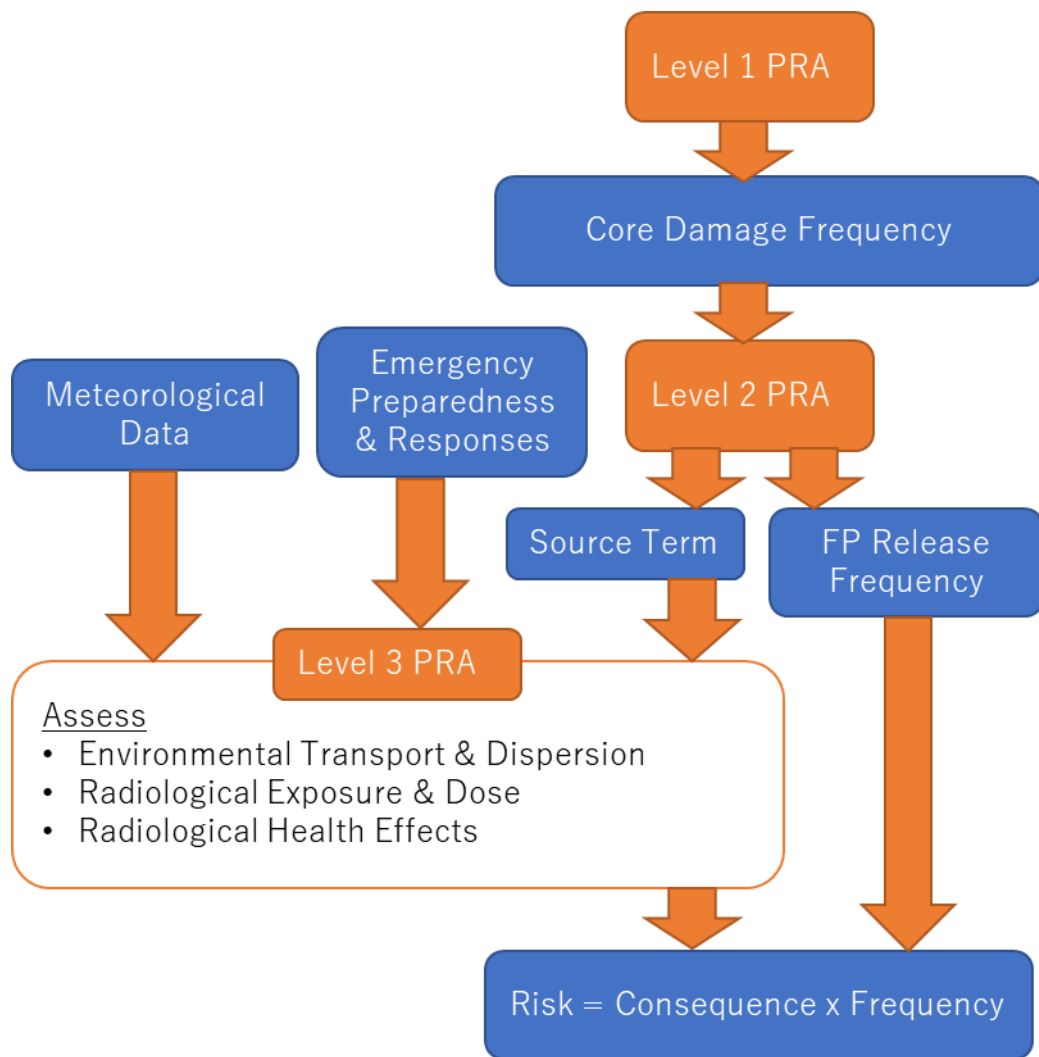


Figure 1-2 Typical Level 3 PRA Technical Elements and Their Relationships [8]

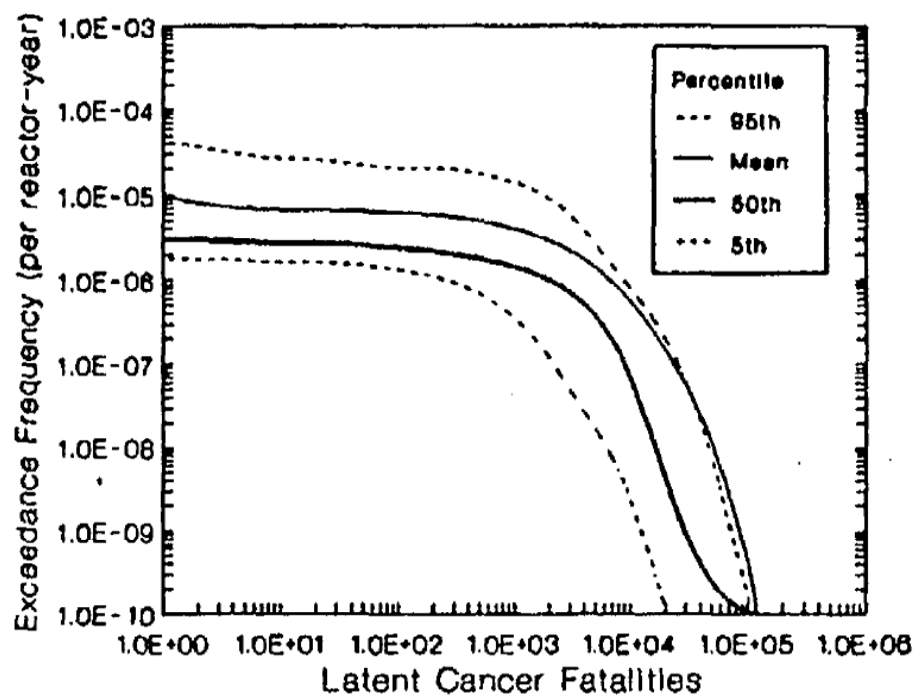
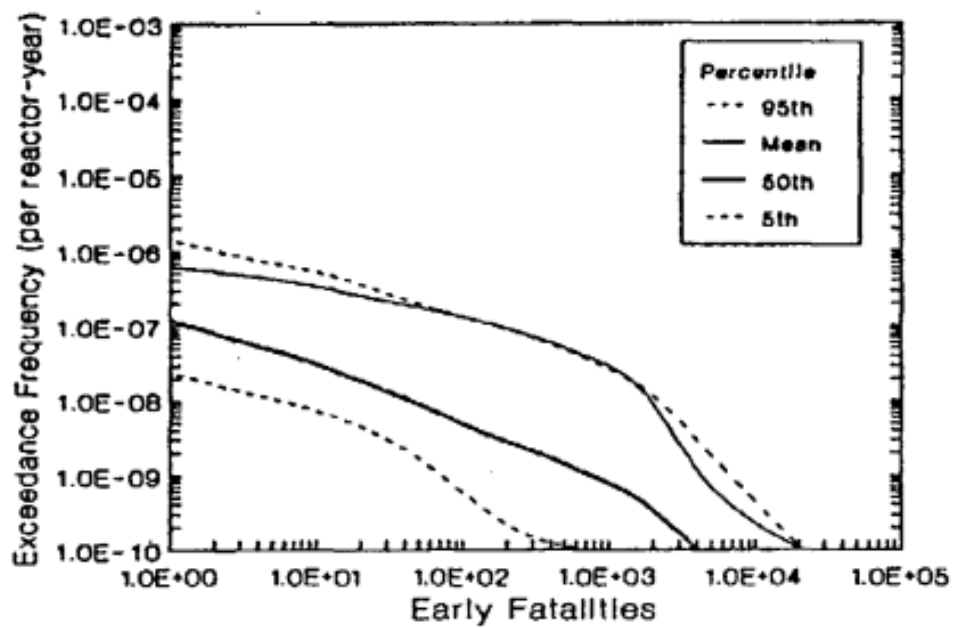
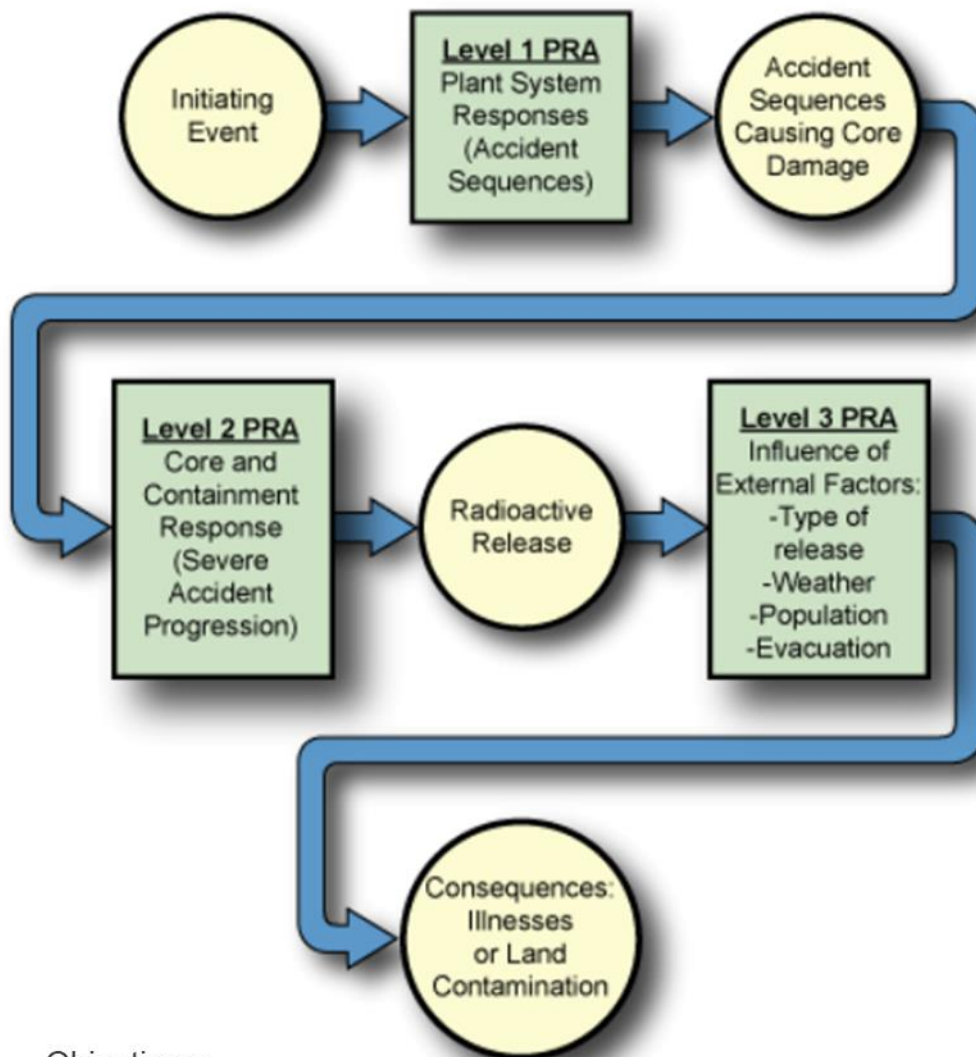


Figure 1-3 Example of Offsite Consequences Complementary Cumulative Distribution Function [9]



Objectives:

- Develop a Level 3 PRA, generally based on current state-of-practice methods, tools, and data
- Extract new risk insights to enhance regulatory decision making and help focus limited agency resources on issues most directly related to the agency's mission to protect public health and safety.
- Enhance PRA staff capability and expertise and improve documentation practices.
- Obtain insight into the technical feasibility and cost of developing new Level 3 PRAs.

Figure 1 -4 Objectives of USNRC Level 3 PRA Project in Progress [12]

Subject: Criticality

What-If/Cause	Consequence/Hazard	Safeguards
<b>Moderation Control Fails Because:</b>		
Hydraulic fluid leaks.	Moderator reaches powder/criticality.	All hydraulic fluid systems are shielded from powder.
Powder is not dry enough.	Moderator reaches powder/criticality.	Multiple quality control steps for analytical results.
Room floods.	Moderator reaches powder/criticality.	No piped water systems in bulk powder handling areas.
Bulk powder storage container collects and holds liquid.	Moderator reaches powder/criticality.	Bulk containers are moved with sealed opening facing down.
<b>Geometry Control Fails Because:</b>		
Cart tips over.	Safe geometry exceeded/criticality.	Passive stops welded to bottom of carts.
Powder builds up in pelletizing equipment.	Safe geometry exceeded/criticality.	Buildup prevention devices within equipment.
Small powder storage container breaks.	Safe geometry exceeded/criticality.	Containers are of rugged construction, containers are administratively protected.
Sintering boats are stacked too high.	Safe geometry exceeded/criticality.	Training, administrative controls

Figure 1 -5 Example of FMEA for Nuclear Fuel Reprocessing Plant [10]

Item Number	Deviation	Causes	Consequences	Safeguards
<b>5.0 VESSEL - VAPORIZER STEAM CHEST</b>				
5.1	High Level	<p>Level probe failure</p> <p>Normal condensate drain overwhelmed or plugged and passive overflow line plugged</p> <p>High flow in the emergency cooling water line (Item 4.1)</p>	<p>Potential criticality concern - Loss of barrier</p> <p>Potential safety concern - Cylinder floating, breaking pigtail</p>	<p>Vaporizer gravity drain</p> <p>Passive overflow line with strainer to prevent line plugging</p> <p>Preventive maintenance on vaporizer.</p> <p>Administrative control to check for debris (foreign material) after maintenance and before each cylinder installation</p> <p>* (Note: During the Nuclear Criticality Safety Evaluation (NCSE), it was determined that this interlock cannot be regarded as a criticality safety significant interlock for slab thickness.)</p> <p>Operability test of level float at each cylinder installation</p> <p>High-level alarm</p>

Figure 1 -6 Example of HAZOP for Nuclear Fuel Reprocessing Plant [10]

## 2. リスク評価手法の構築

### 2.1 リスク評価手法の全体構成

格納容器ベント実施に関わるリスク評価の全体概要を Figure 2-1 に示す。本リスク評価は、大きく 2 つの評価手法を組み合わせることで構成されており、1) STPA を用いたアクシデントに至るシナリオの抽出、2) ファジィ推論を用いた公衆リスク低減のための格納容器ベント実施の判断基準及び防護措置の検討、からなる。各評価手法の概要を 2.2 及び 2.3 に示す。

### 2.2 STPA を用いたアクシデントに至るシナリオの抽出

STPA は航空機、医療器具、自動車といった分野で、デジタル化の進展に伴い複雑化したシステム全体のリスク分析に適用されている[24][25][26][27]。例えば、自動車の自動運転技術はその一つといえる。自動運転技術はドライバー（人）が行ってきた運転を、センサーやコンピュータが補助する、または完全に置き換わるもので、これまでよりも安全な交通運行が期待されている。一方で、コンピュータで制御される複雑なシステムは、これまで想定しなかった事故が、使用時に発生している。STPA はこういった複雑化するシステムに対して、リスク分析を行う手法である。

1.2 に記載の通り、FMEA、HAZOP、PRA は個々の要素の信頼性に着目しているが、STPA では、「事故はコントローラと被コントロールプロセスの相互作用が適切に機能しないことにより発生する」[18]と想定している。Figure 2-2 に STPA モデルの簡単な例を示す。コントローラは、安全のために必要な制御を行う要素であり、被コントロールプロセスをコントロールアクションにより制御する。コントローラ内にあるプロセスモデルは、コントローラが想定する被コントロールプロセスの状態を表す。コントローラが想定している被コントロールプロセスの状態が、実際の状態と一致している場合にはシステムは安全状態である。一方、フィードバックの誤りなどにより実際の状態と一致していない場合には、システムは非安全なコントロールアクションを発することにより、システムが非安全な状態となりアクシデントが発生する。このようなコントローラと被コントロールプロセスの関係性を STPA では相互作用と呼んでいる。相互作用のほか、STPA ではこれまでのリスク評価では頻繁に使わない用語を使用している。Table 2-1 に STPA での主要な用語を示す。

次に、STPA の評価ステップと、各評価ステップで本研究において検討した手法を以下に示す。

## ① リスク分析対象の定義

リスク分析対象として、初めにどのような損失の発生を防ぐことを目的としているかを定義する。損失の例としては人命喪失、環境汚染、ミッション失敗、経済的損失などがあり、STPA では損失に繋がる事象のことをアクシデントとしている。本研究で扱うアクシデントとして、原子力発電所での事故の定義や 1F 事故以降の議論を踏まえて設定する(3.1.1 参照)。

アクシデントを定義した次の手順として、ハザード及びシステムを定義する。STPA ではハザードは「アクシデントが潜在しているシステムの具体的な状態」であるとしている。本研究では、アクシデント発生防止のためコントロールすべき対象システムとして、深層防護の第4レベル及び第5レベルに関わる原子力緊急時対応の体制、SA 時の原子力発電所内の体制、原子炉施設の設備を含めることとし、アクシデントに至るシステムの状態(ハザード)を定義する(3.1.2 及び 3.1.3 参照)。

## ② リスク分析

### ● 分析手法

リスク分析では、①で定義したハザードに至る要因及びシナリオを抽出する。STPA では抽出するプロセスにおいて、Figure 2-2 に示した単純な相互作用モデルをシステム全体に拡張したコントロールストラクチャを作成する(3.2.1 参照)。コントロールストラクチャは、システム内でハザード発生を防止する要素及び要素間の相互作用から成る構造図のことである。

次に、コントロールストラクチャ内で図示されるアクションに対して、そのアクションがどのような不具合でハザードに繋がるかを分析し、非安全なコントロールアクション(UCA)を抽出する(3.2.2 参照)。このUCAの検討にあたっては、STPA で用意されている以下のガイドワード(Not providing など)をアクションと組み合わせる。

1. そのアクションが与えられない(Not providing)とハザードに至る。
2. そのアクションが誤って与えられる(Providing)とハザードに至る。
3. そのアクションの与えられるタイミングが早過ぎる/遅すぎる(too early/too late)または順序が誤っていることでハザードに至る。
4. そのアクションの適用が長すぎる(too long)または停止が早過ぎる(too soon)ことでハザードに至る。

STPA では一般的にコントロールストラクチャ内のアクションに対して、システムの専門家がその知見から、着目するUCAを選定するが、本研究ではコントロールストラクチャ



内のすべてのアクションとガイドワードの組合せに対して、網羅的に検討を行う。ただし、単純に組み合わせた場合、組み合わせ数が多く検討が膨大になることから、アクションに対するガイドワードの適用性検討、アクションのグループ化、UCA の発生可能性によるスクリーニングの検討を行い、客観性を確保しつつ、合理的に UCA を抽出する。

リスク分析の最後のステップとして、発生可能性の高い UCA に対して、その UCA を誘発する要因（ハザード誘発要因：HCF）を特定する（3.2.3 参照）。HCF 特定においては、コントロールストラクチャから UCA に関係する要素を抜き出し、コントロールループを作成する。Figure 2-3 はコントロールループと呼ばれるもので、Figure 2-2 の STPA の相互作用モデルをより一般化し、ループの流れにおいて予想される不備を 13 のヒントワードとして示したものである。Figure 2-3 ではコントロールループ内でのコントローラ（Controller）及び被コントロールプロセス（Controlled Process）の間に、Figure 2-2 にはなかったアクチュエータ（Actuator）及びセンサー（Sensor）が構成要素として追加されている。アクチュエータはコントローラが発したコントロールアクションを受け、被コントロールプロセスの状態を変更する。また、センサーは被コントロールプロセスの状態を測定し、コントローラ内のプロセスモデル（Process model）にフィードバックする。

このコントロールループにおける要素及び要素間の関係性で該当するヒントワードを一つずつ当てはめてみて、UCA を引き起こすかを検討する。また、UCA を引き起こすのであれば、システムがどのような挙動となったらハザードに至るかのハザードシナリオを抽出する。例えば、Figure 2-3 のコントローラにおいて②「不適切なコントロールアルゴリズム」が生じた場合に、抽出した UCA に繋がるかどうかを確認し、繋がるのであればそのコントローラのどのようなアルゴリズムの欠陥が UCA に繋がるかを分析する。

本研究では、3.2.2 で抽出した UCA に対して、格納容器ベントに関する組織や設備の役割を分析し、アクチュエータやセンサーといったコントロールループのどの要素に該当するか検討するとともに、Figure 2-3 の一つのループから構成されるコントロールループを「住民避難を制御するループ」と「格納容器ベントを含む事故進展を制御するループ」の 2 つのループを組み合わせ、HCF 及びハザードシナリオを抽出する。

#### ● HAZOP ガイドワードとの比較

STPA で用意されているガイドワード及びヒントワードの適用にあたり、HAZOP で用いられる 11 種類のガイドワード（無(No)、逆(Reverse)、他(Other Than)、大(More)、小(Less)、類(As Well As)、部(Part of)、早(Early)、遅(Late)、前(Before)、後(After)）との比較、検討を行った。Table 2-2 に HAZOP のガイドワードと STPA のガイドワード及びヒントワードとの比較を示す。

HAZOP ではプロセス（流れ、圧力など）の通常状態からの“ずれ”に着目しており、ガイ

ドワードはその”ずれ”に関するものが挙げられている。また、ガイドワードを使って、”ずれ”が発生したら、どのような影響が発生するかを検討する手順となっている。一方で、STPA では上述のとおり相互作用に着目しており、ガイドワードから非安全なコントロールアクションを抽出し、相互作用の関係に対応したヒントワードからその要因を抽出する手順となっている。

HAZOP の”No”と対応する STPA のガイドワードは”Not providing”である。また、その要因を特定するためのヒントワードとしては”No”、”Missing”、”Unidentified”が対応するものとして挙げられ、Figure 2-3 に示す相互の関係性に応じて用語(”No”や”Missing”)が使い分けされている。なお、”Component failures”は様々な状況が連想できるがここでは”No”として整理した。

次に、”Reverse”、”Other Than”、”More”、”Less”、”As Well As”、”Part of”については、STPA でのガイドワードである”Providing”または”Wrong order”が対応していると考えられる。また、ヒントワードについては、”Wrong”、”Inadequate”、”Incorrect”、”Inappropriate”、”Ineffective”、”Out-of-range”が対応しているものと考えられる。HAZOP は化学プラントでの分析に用いられることが多く、機械的かつ具体的な用語が用いられているが、STPA の方がより広く適用可能な用語であることが特徴として挙げられる。また、”No”と同様に相互の関係性に応じて用語が使い分けされている。

”Early”、”Late”、”Before”、”After”については、ガイドワードは”Wrong timing”、”Stopping too early”、”Applying too long”が対応しているものと考えられる。一方で、直接的に時間に関するヒントワードは”Feedback delays”しかない。ただし、”Missing”や”Wrong”などの要因で時間的な誤りのコントロールアクションを発することも考えられる。STPA では、ガイドワードを用いて非安全なコントロールアクションを抽出したのち、その要因を考える手順であるため、ガイドワードで時間的な誤りが抽出されていればヒントワードで直接的に時間に関する用語を使わずとも連想は可能であると考えられる。

### ③ リスク対策及び考察

STPA では②のリスク分析で得られた HCF 及びハザードシナリオに対してシステムの専門家が重要性の高いものに対してリスク対策を検討・実施する手順となっているが、具体的な手法までは提示されていない。本研究では、②のリスク分析で抽出したハザードシナリオをグループ化し、ハザードシナリオグループとハザードとの関連性から重要度を分類する(3.3.1 参照)。また、分析結果からは、「格納容器ベントの実施判断」の重要度が高いことから、これについて4章及び5章でリスク低減策を検討する。

STPA ではアクシデント及びハザードを定義し、それに繋がるUCA、HCF、ハザードシナリオの抽出が、トップダウンで分析されている。加えて、得られたハザードシナリオグル

ープごとに、コントロールストラクチャの相互作用（コントローラと被コントロールプロセスとの間の関係性）のどこで問題が生じ、ハザードに至るかをボトムアップで確認することでも、ハザードシナリオが論理的に導出されているかが確認される（3.3.2 参照）。また、本リスク分析の今後の拡張性についても議論する（3.3.3 参照）。

## 2.3 ファジィ推論を用いた公衆リスク低減のための格納容器ベント実施基準及び防護措置の検討

### 2.3.1 手法の検討

ファジィ推論は人間の判断のような主観や言語などのあいまい性を数学的に表現する手法である。ファジィ推論は知識や事実を真偽の二値ではなく、0~1の適合度で表現し、ルールに基づき、推論結果を導く。本評価では、人間による意思決定である格納容器ベント実施判断を「実施する」、「実施しない」の二値ではなく、複数の判断要素から実施判断の度合い（適合度）をファジィ推論で表現する。

ファジィ推論は、推論対象に寄与する影響因子を特定し、影響因子を表現する関数としてメンバーシップ関数を定義する（ファジィ入力）。また、推論対象についても同様にその対象を表現するメンバーシップ関数により定義する（ファジィ出力）。それらファジィ入力とファジィ出力の関係を If-Then ルールで記述する（推論エンジン）。最後に、ルール毎の適合度を重ね合わせて、ファジィ出力を数値化する（非ファジィ化）。ファジィ推論においては、数値計算ソフトウェア MATLAB R2020b Update 1[28]での Fuzzy Logic Designer を使用し、非ファジィ化にあたっては、重ね合わせられた適合度の面積の重心からファジィ出力を数値化する Mamdani の推論法[29]を適用した。なお、ファジィ推論における非ファジィ化手法としては、Mamdani の推論法以外にも Sugeno の推論法も一般的に使われており、MATLAB で選択することも可能である。各推論法の特徴を Table 2-3 で比較する。今回は、格納容器ベント実施判断をファジィ推論で評価することから、人間系の判断により適した Mamdani 推論法を適用した。

ここで、Mamdani 推論法を用いたファジィ推論の評価例としてレストランでのチップのケース[28]を Figure 2-4 に示す。レストランでウェイターにチップを支払う際の判断基準として、ここではサービスレベルと食事レベルでチップ（食事代金の割合）を決定している。ここではサービスレベルとして、“poor”、“good”及び“excellent”のメンバーシップ関数を、食事レベルとして、“rancid”及び“delicious”のメンバーシップ関数、アウトプットであるチップとして、“cheap”、“average”及び“generous”を設定している。また、チップを決定するに際しては、以下の3つのルールを設けている。

1. サービスが poor または食事が rancid の場合、チップは cheap。
2. サービスが good であればチップは average（食事レベルによらない）。
3. サービスが excellent または食事が delicious であればチップは generous。

仮にサービスが 10 点中 3 点、食事が 10 点中 8 点の場合は、Figure 2-4 のサービス 3 点と食事 8 点は各メンバーシップ関数の横軸に該当し、メンバーシップ関数より対応する

縦軸の高さ（適合度）が得られる。ルール 1 の場合、サービスと食事は OR の関係になっていることから適合度が高いほうが選択され、チップのメンバーシップ関数の縦軸で該当するところが頭切りされる。ルール 2、ルール 3 についても同様に頭切りした図形を合成し、合成された図形の面積の重心位置が最終的なチップ（17%）となる。また、Mamdani 法では得られた図形の面積の重心をとるため、例えばサービス 10 点、食事 10 点の場合でも、ルール 3 の三角形面積の重心がチップとなり、最大でもチップは 25%程度となり 30%とはならないことがわかる。このように Mamdani 推論法では、メンバーシップ関数の選択によって最大値が変わるため、異なるルールやメンバーシップ関数で結果を比較する場合には、注意が必要である。

原子力分野へのファジィ推論の適用については、原子力発電所のバランスオブプラント (BOP) 系におけるタービン出力-原子炉圧力-原子炉水位の制御装置への適用[30]、チェルノブイリ原子力発電所事故の人間信頼性解析への適用[31]、SA マネジメントガイドにおける緩和操作の意思決定の定量化[41]など、先行研究がある。

一方で、人工知能 (AI) も専門家の知識をルールとして記述し、意思決定するという意味ではファジィ推論と近い手法である。ただし、AI 発展の過程においては、人間の頭脳の処理が複雑であり、ルール生成に膨大な時間の事前学習が必要とされることが課題としてある。本分析は、2.4 に後述するが、シビアアクシデント発生時の手順書の改善を目的としており、意思決定者の混乱を避けるため、比較的単純な基準を扱うことからファジィ推論を適用する。今後、シミュレーション技術が発展し、判断支援を AI が担うことも考えられるが、本リスク評価手法の枠組みはそのスタート地点として活用可能であるものと考えられる。

本研究では、上述したファジィ推論を用いて Figure 2-1 下段に示すように、STPA で抽出したシナリオの中でも重要度の高い「格納容器ベント実施判断」に着目し、公衆リスク低減の観点から住民の避難状況を考慮した格納容器ベント実施の判断基準について検討する。検討においては、2.3.2 に示す米国 NRC での SA 研究である SOARCA[32]での事故シナリオを用いており、そこで評価されている熱水力現象及び防災計画とリンクさせ、ファジィ推論によって格納容器ベント実施に対して、どの程度前向きであるかの度合い（適合度）を定量化する（4.3 参照）。また、評価の妥当性確認として、ファジィ推論でのインプットに対する感度解析を行う（4.4 参照）。

また、どのタイミングで格納容器ベントを開始すると公衆リスクが小さくなるかを確認するため、格納容器ベント開始時間ごとに公衆リスクを評価し、格納容器ベント実施判断の適合度と比較する。これによって、リスク低減に有効な格納容器ベント実施の判断基準について議論する(5.1 参照)。さらには、SOARCA のケースよりも避難が遅れる場合での屋内退避の有効性について議論する(5.2 参照)。

### 2.3.2 評価対象とした SOARCA での事故シーケンス

- SOARCA での事故シーケンス及び避難シナリオ

評価対象として、1F 事故での最新知見を反映した SA 研究である SOARCA[32]での事故シーケンスを適用する。なお、SOARCA では BWR、PWR それぞれ代表プラントを選定して評価しているが、ここでは Peach Bottom (BWR-4 / Mark-I) での事故シーケンスを用いる。

Peach Bottom 原子力発電所での SA 評価として、主に全交流電源喪失 (SBO) を対象として、緩和系の状態などによって複数の事故シーケンスを評価対象として扱っている。Table 2-4 に Peach Bottom 原子力発電所での事故シーケンスと格納容器破損時間及び避難完了時間との関係を示す。これらの事故シーケンスの中で、事故進展が速く、格納容器破損時間と避難完了時間が最も近い事故シーケンスである「Short-Term Station Blackout without RCIC Blackstart (以下、STSBO w/o RCIC Blackstart とする)」を本リスク分析の対象とし、格納容器ベント実施判断をファジィ推論によって定量化する。Table 2-5 に STSBO w/o RCIC Blackstart の事故進展を示す。SBO が起因事象となっており、原子炉停止に成功するが、原子炉注水及び格納容器除熱に失敗しており、事象発生から約 1 時間で炉心損傷に至る。その後、損傷炉心への注水も失敗し、約 2.4 時間で炉心支持板が、約 8.2 時間で原子炉压力容器下部ヘッドが損傷している。その後、原子炉压力容器内の溶融デブリが格納容器に溶け出しドライウエル床に拡がることで、約 8.5 時間で格納容器溶融物接触により格納容器の閉じ込め機能が喪失している。

Figure 2-5 には格納容器圧力及び避難完了割合の時間進展を示す。最初に格納容器圧力の時間進展についてであるが、事象発生から約 1 時間で炉心損傷に至った後、水-ジルコニウム反応によって発生した水素で格納容器圧力が上昇するとともに、約 2.4 時間で溶融燃料が下部ヘッドに落下し、下部ヘッドの水が蒸発することで、格納容器圧力が上昇する。その後、約 3 時間で下部ヘッドの水がドライアウトし、格納容器圧力の上昇が緩やかになる。約 8.2 時間で原子炉压力容器の下部ヘッドが損傷し、デブリが格納容器に溶け出すとともに格納容器圧力が急速に上昇する。その後、格納容器直接接触により格納容器が破損することで格納容器圧力が急激に減少している。なお、Figure 2-5 では、簡略的に 1 時間ごとでの時間進展を示しているが、実際の解析ではさらに詳細な時間スケールで評価されている。また、9 時間以降では格納容器破損しているため、実際の事故進展では格納容器圧力は急激に減少しているが、Figure 2-5 では、簡略的に格納容器破損直前の格納容器圧力を示している。

次に、住民避難については、Peach Bottom 発電所のあるペンシルベニア州の防災計画にしたがい、10 マイル (約 16 km) 圏内を緊急防護措置区域 (EPZ) として、EPZ 内の住民に対して 4 つのコホート (集団) に分けて順次避難する。Figure 2-5 に示す避難完了割合

は、全コホートの平均であり、EPZ 外に避難した時点で避難完了としている。事象発生から 15 分で General Emergency が発令され、1 時間で警報が発せられる。その後、各コホートで避難が進捗し、約 6 時間で 99.5%の住民が避難完了する。残り 0.5%は避難を拒否する（EPZ 内に留まる）住民であるとしている。個々のコホートでの避難開始時間を Figure 2-6 に示す。初めに EPZ 内の Schools/Shadow（順序を守らず避難する集団）が SBO 発生から 1 時間で避難を開始する。次に EPZ 内の Public 及び EPZ 外の Shadow が避難を開始し、最後に EPZ 内の Special Facilities（病院、介護施設など）/Tail（Public の後ろ 10%）が SBO 発生から 5 時間 15 分で避難を開始する。なお、避難シナリオについては、通常天候の冬の平日が想定されている。これは、住民は勤務中である、学校での避難でスクールバスを利用する必要がある点などで防護措置で困難があることを考慮したものである。

- 国内原子力発電所での事故シーケンス及び避難シナリオとの比較

本研究では米国 SOARCA での事故シーケンス及び避難シナリオを用いて評価・検討を行うが、国内原子力発電所での事故シーケンス及び避難シナリオと比較すると主に以下のような相違点がある。

- プラント型式：SOARCA では BWR-4/Mark-I を BWR の代表プラントとして評価・検討している。事故進展の特徴として、Table 2-5 での 8.5 時間での Event に示すようにデブリが RPV 外に放出された後に、デブリがドライウェル床を拡がり、格納容器直接接触により格納容器破損に至るとともに、格納容器圧力は格納容器限界圧力を超える点が挙げられる。国内では Mark-I 型格納容器を持つプラントは廃炉予定であり、格納容器直接接触は発生しないものとされている。また、格納容器限界圧力についても例えば Mark-I 改良型格納容器での格納容器限界圧力は 853 kPa [gage] となっており、SOARCA 代表プラントの 448 kPa [gage] よりも高い。原子炉出力の相違はあるものの、国内プラントでは SOARCA 代表プラントに比べて格納容器破損時刻は遅くなるものと考えられる。
- 格納容器ベント実施基準：米国でのベント実施基準は格納容器設計圧力（1Pd）となっており、国内での 2Pd 到達前とは異なる。したがって、格納容器ベント実施タイミングは国内ではさらに遅くなるものと考えられる。
- 避難シナリオ：SOARCA ではペンシルベニア州での避難計画を基にしており、評価対象とした事故シナリオでは、発生から約 6 時間で概ね避難が完了している。国内では、立地自治体において避難シミュレーションが行われている。例えば、PAZ 内の人口が約 8 万人と多い東海第二原子力発電所周辺での避難シミュレーション結果 [45]では、PAZ 内住民が PAZ 外へ避難する時間は 15 時間、UPZ 外へ避難する時間は 17 時間であると試算している。また、各立地自治体で人口や避難ルートは異なるため、避難時間も異なるものと考えられる。

以上のように、国内運用に照らして評価を実施する場合には、ベント実施タイミングは遅くなり、避難完了時間も遅くなるものと考えられる。本研究で提案している評価手法は国内

運用でも同様に適用可能であると考えられるが、得られる結果は国内運用と異なる可能性がある点に留意が必要である。なお、避難完了時間の遅れについては、5.2 節の感度解析において避難が遅れる場合での公衆リスク評価及び屋内退避の有効性について議論している。

## 2.4 リスク評価の活用例

STAMP/STPA によるリスク分析を含めた本研究の活用例として、1F 事故以降に整備された対策の運用として、事前の手順書整備（発電所 SA 手順書、原子力防災計画）を想定している。具体的には、STAMP/STPA を用いて、事故に至るハザードシナリオを抽出し、リスク低減策（体制・手順書の改善）の検討を行う（3 章）。リスク低減策の導入においては、様々な事故シナリオで適切な対応（リスクを合理的に実行可能な限り低くする：ALARP）ができることが理想であるが、複雑化して意思決定者を混乱させることを避ける必要がある。本研究で提案しているリスク評価手法を用いることによって、手順書－意思決定（4 章でのファジィ推論）－ALARP（5 章での公衆リスク評価）の関係性において矛盾が生じない対策が検討可能になるものと考えられる。



**Table 2-1 Key Words Used in STPA**

STPA key words	Definition	日本語表記
accident	Accident is an event leading to a loss involving something of value to stakeholders such as a loss of human life, human injury, property damage, environmental pollution.	アクシデント、事故
actuator	Automated controllers provide control actions to actuators, which change the controlled process state.	アクチュエータ
Control Structure (CS)	CS is a system model composed of control loops as shown in Figure 2-2. CS contains components and interactions (control action and feedback) among components.	相互関係図、コントロールストラクチャ
hazard	Hazard is a system state or set of conditions potentially leading to an accident	ハザード
Hazard Causal Factor (HCF)	HCF is a cause leading to an UCA and a hazard.	ハザード誘発要因
Hazard Scenario (HS)	HS means a scenario from a HCF to a hazard.	ハザードシナリオ
interaction	Interaction consists of control action and feedback in control loop as shown in Figure 2-2.	相互作用
sensor	Sensors provide feedback about the current process state to controllers.	センサー
system	System is a set of components that act together as a whole to achieve some common goals or objectives.	システム
Unsafe Control Action (UCA)	UCA is a control action that, in a particular context and worst-case environment, will lead to a hazard.	非安全なコントロールアクション

Table 2-2 Comparison between HAZOP Guide Words and STPA Guide Words / Hint Words

HAZOP guide words [14]	Meaning	Corresponding STPA guide words / hint words [18]
No	The complete negation of the intention from the design	<p>Guide Word:</p> <p>“<u>Not providing</u>” causes hazard.</p> <p>Hint Word:</p> <p>1: <u>Control input or external information wrong or missing</u></p> <p>4: <u>Component failures</u>. Challenges over time.</p> <p>5: <u>Inadequate or missing feedback</u>. Feedback delays.</p> <p>6: <u>Incorrect or no information provided</u>. Feedback delays.</p> <p>8: <u>Inappropriate, ineffective or missing control action</u></p> <p>9: <u>Process input missing</u> or wrong</p> <p>10: <u>Unidentified</u> or out-of-range <u>disturbance</u></p>
Reverse	Logical opposite of the design intent	<p>Guide Words:</p> <p>“<u>Providing</u>” causes hazard.</p>
Other Than	There was a complete substitution	<p>“<u>Wrong timing</u>” / “<u>Wrong order</u>” causes hazard.</p>
More	There is a quantitative increase in whatever is being identified	<p>Hint Words:</p> <p>1: <u>Control input or external information wrong or missing</u></p>
Less	There is a quantitative decrease in whatever is being identified	<p>2: <u>Inadequate control algorithm (Flaws in creation, process changes, incorrect modification or adaption)</u></p>
As Well As	There is a qualitative modification, or a qualitative increase	<p>3: <u>Process model – inconsistent incomplete, or incorrect</u></p>
Part of	There is a qualitative modification or decrease	<p>4: <u>Component failures</u>. Challenges over time.</p> <p>5: <u>Inadequate or missing feedback</u>. Feedback delays.</p> <p>6: <u>Incorrect or no information provided</u>. Feedback delays.</p> <p>8: <u>Inappropriate, ineffective or missing control action</u></p>

HAZOP guide words [14]	Meaning	Corresponding STPA guide words / hint words [18]
		9: <u>Process input</u> missing or <u>wrong</u> 10: Unidentified or <u>out-of-range disturbance</u> 11: <u>Process output contributes to system hazard</u> 12: <u>Inappropriate operation</u> 13: <u>Inappropriate operation</u>
Early	Something occurred earlier than intended (clock time)	Guide Words: <u>“Wrong timing” / “Wrong order” causes hazard.</u> <u>“Stopping too early” / “Applying too long” causes hazard.</u> Hint Words: 5: Inadequate or missing feedback. <u>Feedback delays.</u> 6: Incorrect or no information provided. <u>Feedback delays.</u>
Late	Something occurred later than intended (clock time)	
Before	A step was performed before it should have in the process sequence	
After	A step was performed after it should have in the process sequence	

Underline means a guide / hint word corresponding to a HAZOP guide word when the guide / hint word contains two or more meanings.

Table 2-3 Comparison of Two Types of Fuzzy Inference System [28]

Fuzzy Inference System	Advantages
Mamdani	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Intuitive</li> <li>• Well-suited to human input</li> <li>• More interpretable rule base</li> <li>• Have widespread acceptance</li> </ul>
Sugeno	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Computationally efficient</li> <li>• Work well with linear techniques, such as PID control</li> <li>• Work well with optimization and adaptive techniques</li> <li>• Guarantee output surface continuity</li> <li>• Well-suited to mathematical analysis</li> </ul>

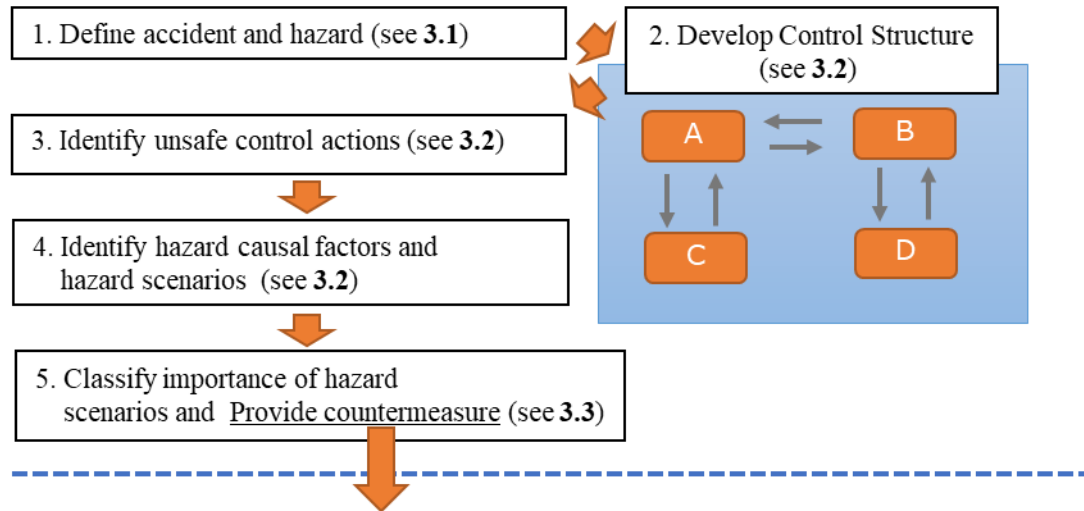
**Table 2 -4 Accident Sequences for SA Analysis of Peach Bottom [32]**

<b>Sequence</b>	<b>Time at PCV failure (hr)</b>	<b>Time at evacuation completion (hr)</b>
Long-Term Station Blackout – Unmitigated Response	20.1	6.75
Long-Term Station Blackout with mitigation	(No core damage and no PCV failure)	6.75
Short-Term Station Blackout with RCIC Blackstart	16.9	6.00
Short-Term Station Blackout without RCIC Blackstart	8.5	6.00
Loss of Vital AC Bus E-12	(No core damage and no PCV failure)	(No evacuation)

**Table 2-5 Accident Progression in STSBO w/o RCIC Blackstart**

<b>Time (hr)</b>	<b>Event</b>
0.0	Station blackout
1.0	Core damage
2.4	Failure of core support plate
8.2	Failure of RPV lower head
8.5	Drywell liner shell melt-through
	Hydrogen combustion in reactor building

*Identification of important hazard scenario using STAMP/STPA*



*Analysis on judgement of criteria for PCV venting and protective measure*

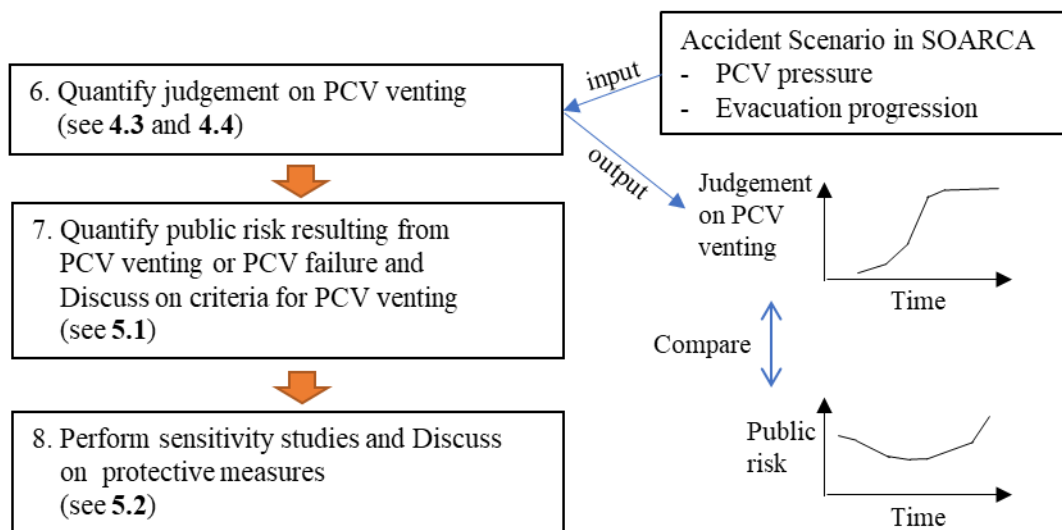


Figure 2-1 Overview of Integrated Risk Analysis on PCV Venting

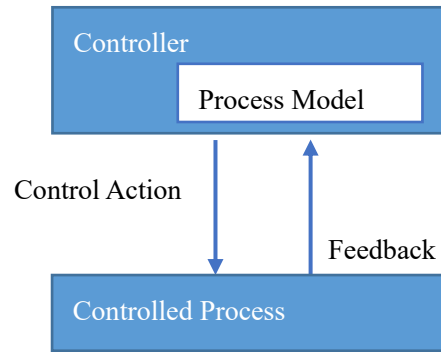


Figure 2-2 Simplified Interaction Model of STAMP/STPA [18]



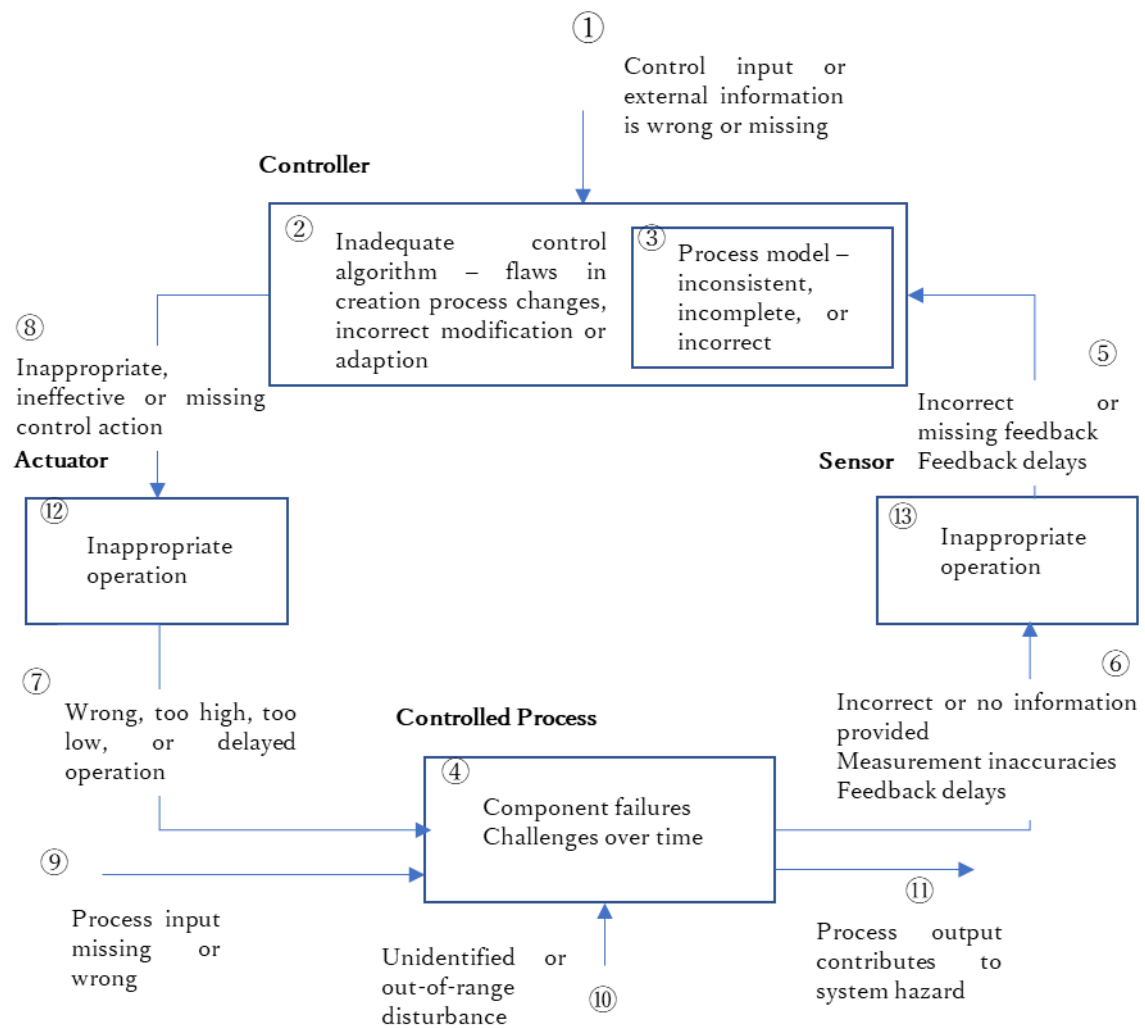


Figure 2-3 Control Loop and 13 Hint Words to identify Hazard Causal Factors [18] [20]

Fuzzy input: Service and Food level  
Fuzzy output: Tip percentage

3 rules to decide tip percentage

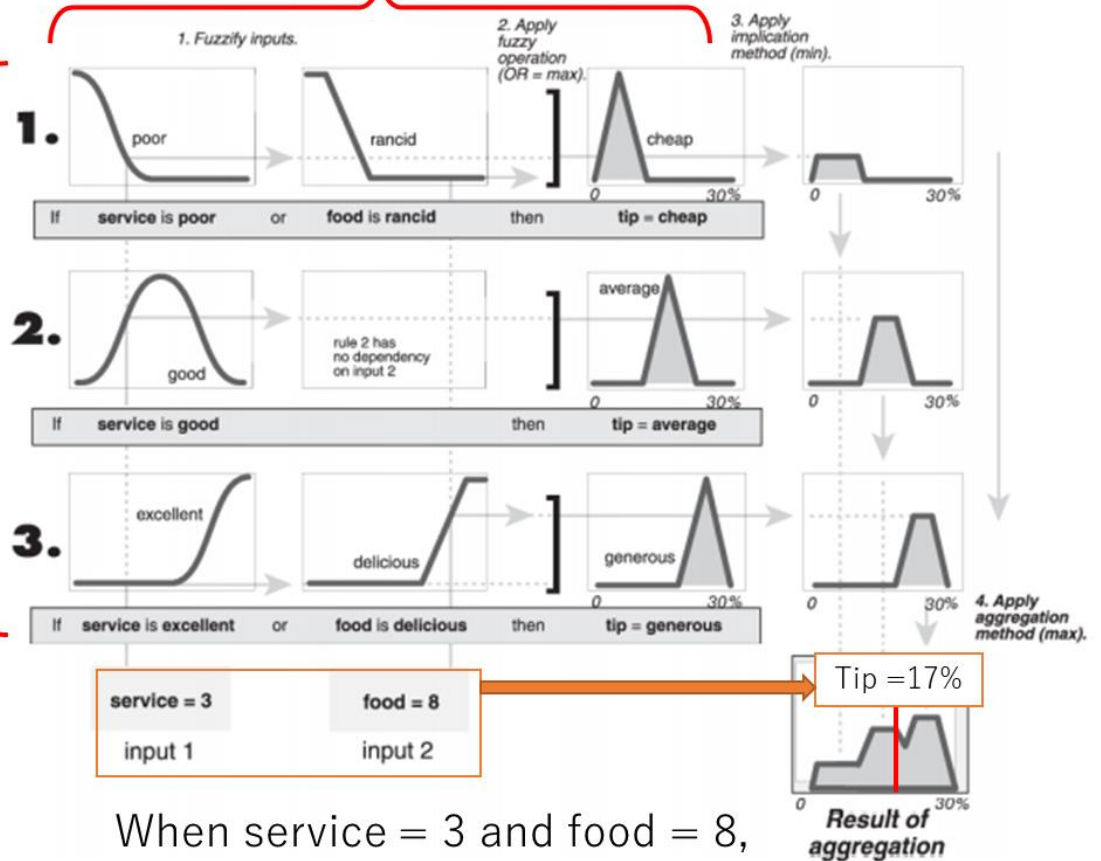
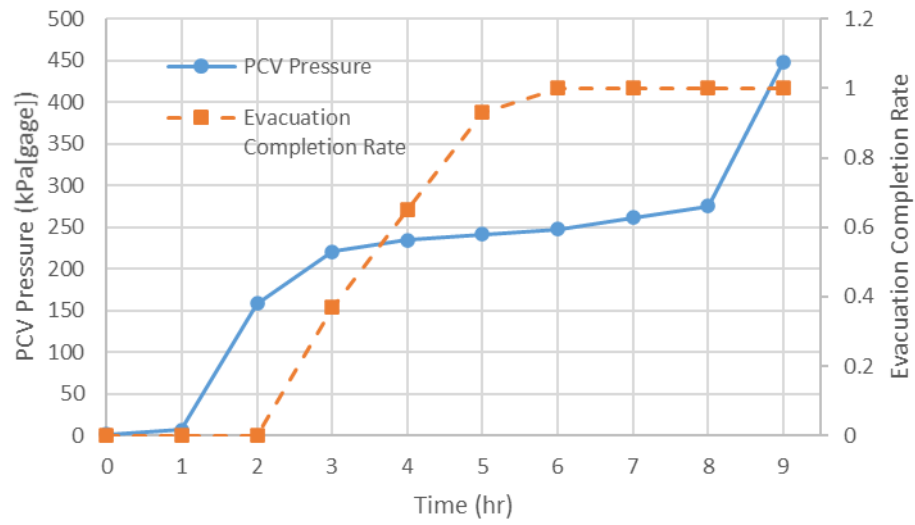
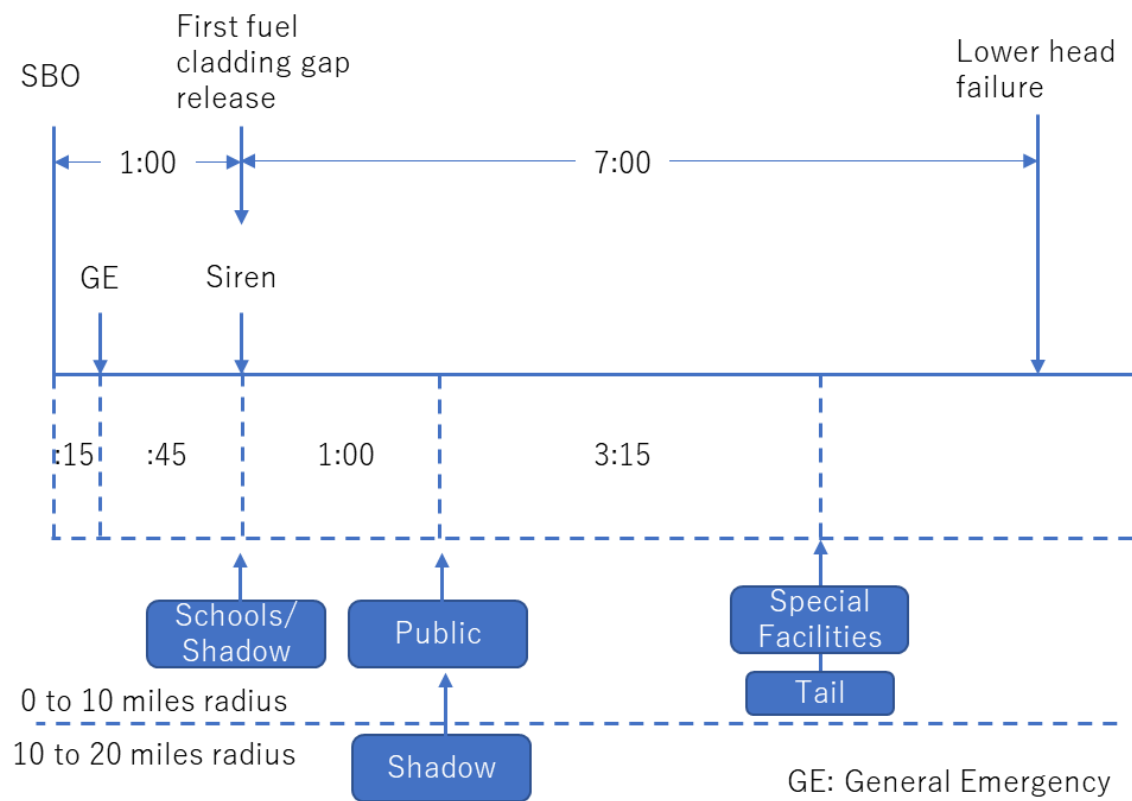


Figure 2-4 Tipping Problem using Fuzzy Inference [28]



**Figure 2-5 Time Progression of PCV pressure and Evacuation in STSBO w/o RCIC Blackstart**



**Figure 2 -6 Timeline of Emergency Response at STSBO without RCIC Blackstart**

### 3. 格納容器ベントにおける STPA を用いた定性的なリスク評価

#### 3.1 リスク分析の対象

##### 3.1.1 対象とするアクシデント

1F 事故以前では、安全目標案[33]での定性的目標で「原子力利用活動に伴って放射線の放射や放射性物質の放散により公衆の健康被害が発生する可能性は、公衆の日常生活に伴う健康リスクを有意には増加させない水準に抑制されるべきである。」とされており、公衆の健康リスクが原子力発電所の事故によってもたらされる損失として考えられてきた。一方で、1F 事故以降、新規制基準における安全目標の議論[34]ではこれに加えて、FP の大規模放出による環境汚染の観点を取り込まれている。

これらの考え方を参考に、本分析においては、「長期的な移転を余儀なくされる程度の放射性物質が放出されることで住民が健康を害するレベルで放射線に曝される」こと、「土壤汚染により長期的な移転を余儀なくされる」ことをアクシデントとして定義する。なお、本分析では 2 つのアクシデントの包含関係として、前者は健康影響だけでなく土壤汚染も含むものとし、後者は土壤汚染のみで健康影響はないものとして扱う。

##### 3.1.2 対象とするシステム

3.1.1 で定義したアクシデントの原因は、原子力発電所から外部への FP 放出であることから、Figure 3-1 に示す FP を内蔵するプラント（格納容器ベント設備を含む）[35]及び SA 時における発電所内体制[36]をシステムに含める。Figure 3-1 に示す格納容器ベント設備はフィルタを介したフィルタベントライン(Filtered venting line)とフィルタを介さない耐圧強化ベントライン（Non-filtered venting line）の 2 つのラインが存在する。フィルタベントは、格納容器雰囲気を外へ排出することで格納容器圧力を緩和する設備であり、原子力発電所での運用として、格納容器圧力が格納容器ベントの判断要素とされていることから、本評価においても格納容器圧力をベント実施の判断要素とする。また、格納容器雰囲気を外部へ排出する際にはベント設備に付帯しているフィルタ容器内に放射性微粒子が捕集され、格納容器破損時に比べて FP 放出量を大幅に低減できる。

また、ベントラインは弁で隔離されており、中央制御室から開操作することも可能であるが、電源喪失などで中央制御室からの操作が不能な場合においても遮蔽された現場にて手動開操作することも可能である。

加えて、アクシデントの一つである住民の健康影響については、住民の避難状況に依存するため、住民の避難に関わる防災体制[17][37]もシステムに含める。

### 3.1.3 対象とするハザード

3.1.1 及び 3.1.2 で定義したアクシデントとシステムの関連を考慮し、FP 放出状態及び住民避難状況の程度をハザードとして定義した。

FP 放出状態については、「格納容器破損を想定した大規模な FP 放出」及び「フィルタを介さない格納容器ベントを想定した中規模な FP 放出（サプレッションプールによるスクラビング効果には期待）」の 2 つを考慮する。なお、フィルタベントといった管理放出や格納容器は健全であるが FP の小規模な漏洩（設計漏洩）については、アクシデント（住民への健康影響又は土壌汚染）には至らないものとして STPA のリスク分析では対象外とする。

次に、住民避難状況については、避難が未完了の場合に健康影響があるものとする。なお、本分析では土壌汚染のアクシデント時には健康影響がないものとしていることから、住民の避難は完了しているものとしている。

Table 3-1 に本分析におけるアクシデント及びハザードの関係を示す。

**Table 3-1 Definition of Accidents and Hazards**

Accident	Hazard		
	FP release	Evacuation	ID
Residents exposed from radiation being harmful to health with soil contamination and leading to long-term relocation	Large (PCV failure)	Not started or in progress	H1
	Medium (Non-filtered PCV venting)	Not started or in progress	H2
Soil contamination leading to long-term relocation without health effect	Large (PCV failure)	Full	H3
	Medium (Non-filtered PCV venting)	Full	H4

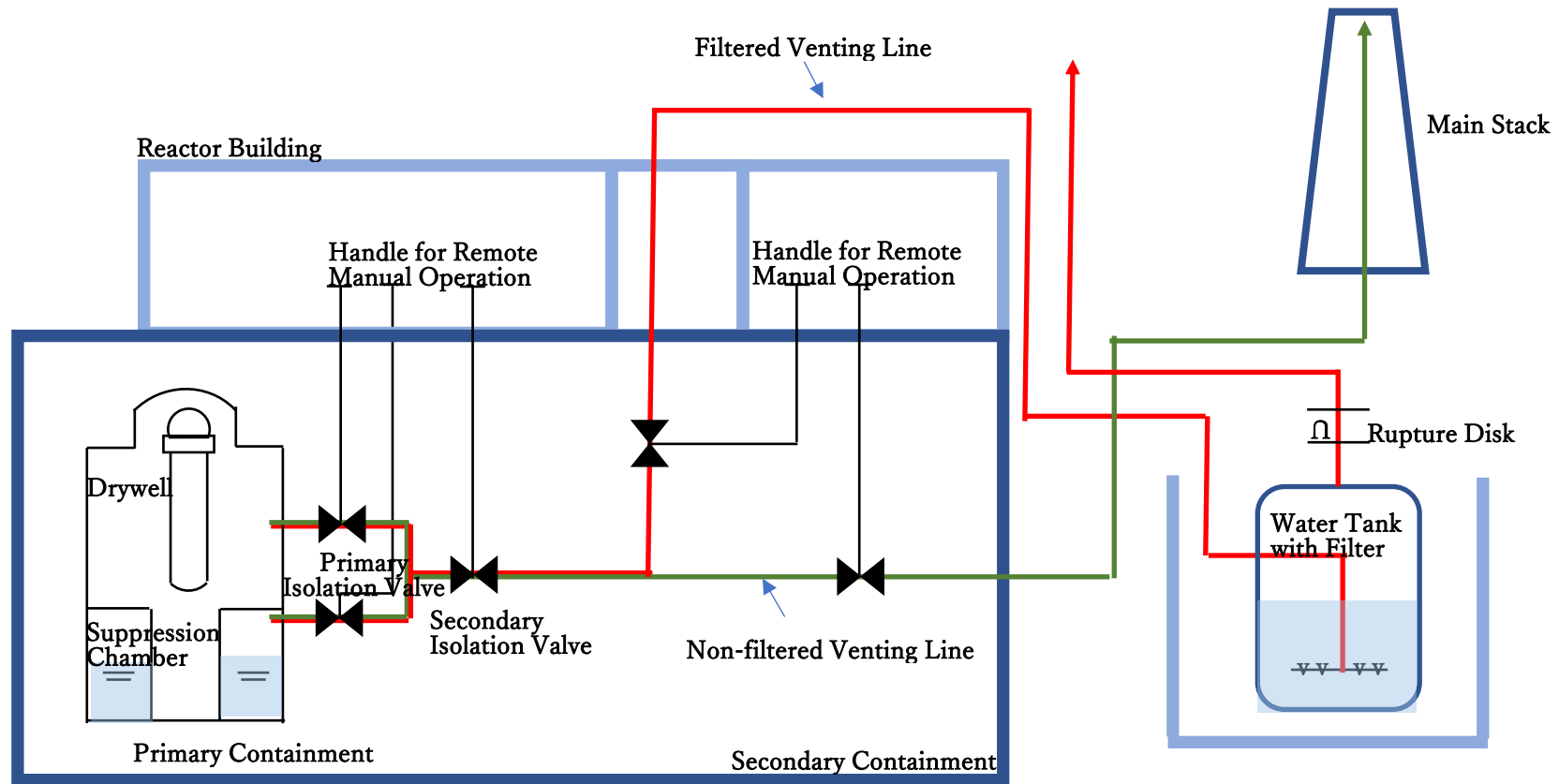


Figure 3-1 Overview of PCV Vent System



## 3.2 リスク分析

### 3.2.1 コントロールストラクチャの要素と役割

3.1.2 で定義したシステムに含まれる要素とその関係性を、発電所の SA 時における技術的能力審査資料[36]、原子力災害マニュアル[17]、緊急時モニタリング計画[37]を参考に、Figure 3-2 に示すとおりコントロールストラクチャとして作成した。

各要素及びその役割について以下に説明する。

Figure 3-2 上段（ハッチング部）に示す原子力発電所（Nuclear Power Plant Site）は、SA の発生防止及び影響緩和を行う。原子力発電所においては、格納容器ベント実施の最終判断を下す発電所対策本部長（所長）（Site Director）をはじめ、号機担当（Plant Director）、運転員（Operator）、PCV ベント設備（Components of PCV Vent）、PCV ベント実施判断に関連する格納容器除熱系の復旧（Recovery of Components）をコントロールストラクチャに表した。また、対外対応統括（Liaison Director）が外部とのインターフェース（電力会社本社及びオフサイトセンター）を担う。

Figure 3-2 中段左の電力会社本社（Head Quarter of Electric Power Company）は、発電所対策本部が重大事故等対策に専念できるよう支援する。また、社内外の関係各所と連携し、適切かつ効率的な対策を検討できる体制を整備する。原子力規制庁は電力会社本社内に事態即応センターを設置し、原子力規制委員会指示等の執行の監督、事業者の経営判断に係る応急措置の重要な意思決定事項やオンサイト対策支援に係る連絡調整を行うが、本研究では電力会社本社内機能として扱う。

Figure 3-2 中段右のオフサイトセンター（Offsite Center）は、原子力施設での緊急事態が発生した場合に、国の「原子力災害現地対策本部」や都道府県及び市町村の「災害対策本部」などが「原子力災害合同対策協議会」を組織し、情報を共有しながら連携の取れた応急対策を講じていくことを目的とした原子力防災の拠点施設である。Figure 3-2 では、詳細化していないが、住民避難に関わる住民安全班、モニタリングデータを測定・収集・分析する放射線班、緊急時モニタリングセンターなどが含まれるが、詳細化はせずにオフサイトセンター内機能として扱う。

Figure 3-2 下段の官邸・原子力規制庁（Regulator and Cabinet）においては、原子力災害対策本部、関係局長等会議が官邸内に設置され、内閣総理大臣を本部長として、原子力災害対応の総合調整を行う。Figure 3-2 では、詳細化していないが、原子力災害の情報収集に関わるプラント班、住民避難に関わる住民安全班、緊急時モニタリング結果を分析する放射線班などが含まれるが、詳細化はせずに官邸・原子力規制庁内機能として扱う。

最後に、これら要素間の関係性をアクション（図内の①～⑪の赤矢印）とフィードバック

(図内の④～⑩の青破線矢印)として示した。特に、分析対象である格納容器ベントの実施判断は、発電所、電力会社本社、官邸・原子力規制庁とで格納容器ベント実施の協議(アクション③)として示している。これまでの新規制基準での議論では、格納容器ベントは発電所の責任と権限をもってなされる[35]が、本分析においては、格納容器ベント実施判断においてプラント安全の観点だけでなく、公衆安全の観点で発電所、官邸、規制庁、自治体など複数の組織の連携と協調がなされることを想定している。

### 3.2.2 非安全なコントロールアクション(UCA)の抽出

Figure 3-2 に示す以下のアクション(赤矢印)から、ハザードを引き起こす可能性があるUCAに関わるコントロールアクションを抽出する。

#### 発電所外とのインターフェース

① 発電所対外対応統括からオフサイトセンター、官邸・原子力規制庁への情報提供  
(Plant condition)

② 官邸・原子力規制庁からの住民への避難指示(Direction for evacuation)

③ 格納容器ベント実施協議(Consultation on PCV venting)

#### 発電所内でのインターフェース

④ 発電所対策本部長から計画・情報統括への指示(Direction)

⑤ 発電所対策本部長から対外対応統括への指示(Direction)

⑥ 発電所対策本部長から号機統括への指示(Direction)

⑦ 号機統括から運転員への指示(Direction)

⑧ 格納容器ベント装置の操作(Operation)

⑨ 号機統括から復旧統括への指示(Direction)

⑩ 格納容器除熱系の復旧操作(Recovery)

⑪ 原子炉主任者から発電所対策本部長への助言(Advice)

一般的なSTPAでは専門家が着目すべきアクションを特定することが多いが、客観性を持たせるため、ハザードに関係する全てのアクションに対して検討することとし、アクションのグループ化を3.2.2.1にて、発生可能性及びリカバリーの有無を考慮したスクリーニン

グを 3.2.2.2 にて実施する。なお、3.2.3 では発生可能性の観点から UCA をスクリーニングしているが、3.2.5 において抽出シナリオの妥当性及び網羅性について確認する。

#### 3.2.2.1 コントロールアクションの整理（アクションのグループ化）

11 のコントロールアクションに対して、一連のアクションの場合はグループ化を実施する。発電所外部への情報提供である「⑤対外対応統括への指示」（Direction）と「①情報提供」（Plant condition）は一連のアクションであると考えられることから、グループ化することができる。また、格納容器ベント実施時における「③ベント実施協議」（Consultation on PCV venting）、「⑪ 原子炉主任者から発電所対策本部長への助言」（Advice）及び「⑥ベント実施指示」（Direction）についても同様の理由によりグループ化する。これによって、11 のコントロールアクションは、8 つにグループされた。

#### 3.2.2.2 アクションの分類及びガイドワードの適用性確認

STPA では、2.2 節に示した通り UCA のタイプを分類したガイドワード（与えられない、与えられる、誤ったタイミング、誤順序、早すぎる停止、長すぎる適用）が用意されている。これらと 3.2.2.1 で整理したコントロールアクションを組み合わせることで UCA を抽出することができる。

一方、ガイドワードの適用が不適切なアクションもある。例えば、「情報提供」というアクションに対して、「提供されない」というガイドワードは適切であるが、「長すぎる適用」というガイドワードは意味をなさないため、不適切であると判断する。したがって、3.2.2.1 で整理したアクションに対してガイドワードの適用性を確認する必要がある。

3.2.2.1 で挙げたアクションは、情報提供、協議、指示及び操作の 4 種類に分類される。これらのアクションに対するガイドワードの適用性を評価した。その結果を Table 3-2 に示す。ここで、それぞれのアクションに対して“No”と判断したガイドワードは適用しないこととし、表中にその理由を示すとともに、「情報提供（Giving information）」を例として“No”と判断した理由を以下に示す。

- 情報提供の間違った手順：ここでは、「誤った情報提供」及び「誤ったタイミングでの情報提供」に含まれるものとした。
- 情報提供の早過ぎる停止：ここでは、「情報提供されない」に含まれるものとした。
- 情報提供の長すぎる適用：ここでは、「連続的に情報提供」がされているものとして、適切であると判断した。

### 3.2.3 ハザードに至る可能性が高い UCA の抽出

3.2.2.1 で整理したアクションと、それに対して、適用性があるとしたガイドワードの組み合わせ (Table 3-2 参照) を UCA と定義する。例えば、「②官邸・原子力規制庁からの住民への避難指示」 (Direction for evacuation) のアクションに対して、「与えられない」、「与えられる」、「誤ったタイミング」のガイドワードを適用すれば、「避難指示が与えられない」、「誤った避難指示が与えられる」、「避難指示の遅れ」という UCA が得られる。

コントロールアクションとガイドワードを単純に組み合わせると、多くの UCA が抽出されることから、各 UCA の発生可能性及び期待できるリカバリーの可能性について検討し、ハザードに至る蓋然性の高い UCA を抽出する。その際、発生可能性が低く、なお且つリカバリーが期待できる UCA は、ハザードに至る蓋然性が低いとしてスクリーニングアウトした。Table 3-3 に検討結果を示す。

Table 3-3 (a) は、発電所とオフサイトセンター及び官邸・原子力規制庁との情報供給に関する UCA について検討した結果である。これら組織間での情報共有に関しては、基本的にテレビ会議システムで常時接続されていることから、UCA の発生可能性は低いものと考えられる。また、テレビ会議システムが機能喪失している場合でも、衛星電話や発電所に駐在している規制庁職員によりリカバリーが可能と考えられることから、発生可能性の高い UCA は抽出されないと判断した。

Table 3-3 (b) は、官邸・原子力規制庁からオフサイトセンターを通じて地方自治体への避難指示に関する UCA について検討した結果である。本指示は、原子力災害対策措置法[4] の 15 条に基づく措置であり、訓練や体制が充実していると考えられることから、UCA の発生可能性は低いものと考えられる。また、発電所からの通報は、地方自治体にも Fax がなされ、地方自治体によるリカバリーが可能と考えられることから、発生可能性の高い UCA は抽出されないと判断した。

Table 3-3 (c) は、発電所、電力会社本社、官邸・原子力規制庁との格納容器ベント実施協議及び発電所対策本部長からの実施指示に関する UCA について検討した結果である。ハザード H1、H3 における「格納容器ベント実施協議・指示なし」については、Table 3-3 (a) での情報共有と同様で発生可能性は低いものと考えられる。「誤った格納容器ベント実施協議・指示」及び「格納容器ベント実施協議・指示の誤ったタイミング」については、発生可能性が高い UCA として以下の 2 つの UCA が抽出される。

- UCA1: 格納容器除熱系の復旧を優先し、格納容器ベント実施指示が出されない。【関連ハザード H1, H3】

- UCA2: プラント安全より公衆安全を優先し、格納容器ベント実施指示が遅れる。【関連ハザード H1, H3】

これらは、「外部への FP 放出を可能な限り避けたいという意識により、格納容器ベント実施を躊躇すること」、「責任者による最終判断であり、第三者によるリカバリーが難しいこと」から、分析対象とする UCA として抽出されている。これら発生原因は異なるものの、UCA の発生により、格納容器ベントを実施できずに格納容器破損に至る可能性があり、その結果 FP の大規模放出に至る。関連ハザードとしては、格納容器破損時における住民避難の状況により H1（FP 大規模放出＋避難未完了）又は H3（FP 大規模放出＋避難完了）のどちらかとなる。格納容器ベントを実施することによる住民避難への影響（避難ルートの変更など）については、ケースバイケースの対応になると考えられることから、本分析では H1 と H3 の両方を関連付けることとした。

H2、H4 については、フィルタを介さない格納容器ベントを実施するハザードであるが、「指示がない」状態で格納容器ベントが実施されることは考えにくく、原子炉主任技術者などによるリカバリーが可能と考えられる。次に「誤った指示」が発せられた場合、フィルタを介さない格納容器ベントが実施される可能性はあるものの、手順書にしたがうことを考えれば発生可能性は低く、また原子炉主任技術者などによるリカバリーが可能と考えられることから、スクリーニングアウトできると考えられる。最後に「誤ったタイミング」については、格納容器ベントの指示遅れが考えられるが、手順書にしたがった操作が行われることを考えれば、ベントラインの誤りに繋がるとは考えにくい。

Table 3-3 (d)は、発電所対策本部長から計画・情報統括への指示であるが、発電所内での対応であり、手順書や訓練が充実していることから、UCA の発生可能性は低いものと考えられる。また、原子炉主任技術者によるリカバリーが可能と考えられることから、スクリーニングアウトできると考えられる。

Table 3-3 (e)は、号機統括から運転員への指示であるが、これは Table 3-3 (d)と同様である。

Table 3-3 (f)は、運転員による格納容器ベントの操作であり、基本的には Table 3-3 (d)と同様であると考えられる。ただし、以下がハザードに至る可能性の高い UCA として抽出されている。

- UCA3: フィルタベントを実施する際、誤操作によるフィルタを介さない格納容器ベントの実施。【関連ハザード H2, H4】

これは、誤操作に至る可能性は低いと考えられるが、操作を実施してしまうと即座にハザードに至ることから、運転員以外による第三者によるリカバリーが難しいためである。フィルタを介さない格納容器ベントの実施により、FP の中規模放出（格納容器破損による FP

放出量とフィルタベントによる FP 放出量の中間の放出量)に至る。関連ハザードとしては、格納容器破損時における住民避難の状況により H2 (FP 中規模放出+避難未完了) 又は H4 (FP 中規模放出+避難完了) のどちらかとなる。仮に、この UCA が住民避難に直接的な影響がある場合には、H2 と関連付けられるが、本 UCA は格納容器ベントの誤操作であり、住民避難に直接的な影響がないと考えられるため、H2 と H4 の両方を関連付けることとした。

Table 3-3 (g)は、号機統括から復旧統括への指示であるが、これは Table 3-3 (d)と同様である。

Table 3-3 (h)は、格納容器除熱系に関する復旧操作であるが、除熱系の復旧が困難な状況であることが明らかである場合には、より格納容器ベント実施の判断に至るものと考えられることから、格納容器ベント実施判断での UCA へ繋がる可能性は低いものと考えられる。

以上の分析結果として UCA1~UCA3 が発生可能性の高いものとして抽出された。本節では、発生可能性の観点から UCA をスクリーニングしているが、3.2.5 において抽出シナリオの妥当性及び網羅性について確認する。

### 3.2.4 ハザード誘発要因 (HCF) 及びハザードシナリオの抽出

3.2.3 で抽出した UCA1~UCA3 に対して、UCA を引き起こし、その結果ハザードが発生する要因 (HCF) 及びそこから想定されるハザードシナリオを、コントロールループを用いて抽出する。

#### 3.2.4.1 コントロールループ図の作成

Figure 3-2 のコントロールストラクチャを参照して、UCA1~UCA3 のそれぞれで、Figure 2-3 に示すコントロールループの役割 (コントローラ、被コントロールプロセス、アクチュエータ、センサー) を設定する。

UCA1 は、Figure 3-2 でのアクション③及び⑥の格納容器ベント実施判断及び指示で発生することから、実施判断及び指示を出す発電所対策本部長をコントローラとする。また、コントロールされる対象であるプラントを被コントロールプロセスとする。次に、アクチュエータは発電所対策本部長のアクションをプラントへ繋げる要素として、号機統括及び運転員とする。また、センサーはプラント状況を発電所対策本部長にフィードバックする要素としてプラント計装系及び復旧統括とする。これらを、プラントの事故進展を制御するルー

ブとする。

UCA2 は、UCA1 と同様に、Figure 3-2 でのアクション③及び⑥の格納容器ベント実施判断及び指示で発生するが、プラント状況だけでなく、避難状況もインプットとしている点が異なる。したがって、プラントの事故進展を制御するループに加えて、住民避難を制御するループを考慮する。住民の避難指示を発する官邸・原子力規制庁をコントローラとし、コントロールされる対象として地方自治体及び住民を被コントロールプロセスとする。また、Figure 3-2 では、官邸・原子力規制庁と地方自治体の間にオフサイトセンターが仲介していることから、オフサイトセンターをアクチュエータ及びセンサーとする。

UCA3 は、格納容器ベント操作であり、Figure 3-2 でのアクション⑧に該当する。これはプラントの事故進展を制御するループにおける運転員（アクチュエータ）とプラント（被コントロールプロセス）との関係性であり、すでに表現できている。

以上をまとめると、コントロールループは以下の構成となる。

- LOOP1：住民避難を制御するループ
  - コントローラ：官邸・原子力規制庁（格納容器ベント実施協議時には発電所対策本部長も含む）
  - 被コントロールプロセス：地方自治体及び住民
  - 情報伝達者：オフサイトセンター
  - 情報伝達者：オフサイトセンター
- LOOP2：格納容器ベントを含むプラントの事故進展を制御するループ
  - コントローラ：発電所対策本部長（格納容器ベント実施協議時には官邸・原子力規制庁も含む）
  - 被コントロールプロセス：格納容器ベント設備を含むプラント
  - 情報伝達者及び操作者：プラント統括及び運転員
  - センサー及び情報伝達者：格納容器センサー及びプラント復旧統括

Figure 3-3 に作成したコントロールループ図を示す。①～⑬は、STPA で用意されているヒントワードを2つのループの該当する箇所に応用したものである。

### 3.2.4.2 HCF 及びハザードシナリオの抽出

Figure 3-3 に示すコントロールループにヒントワードを適用して HCF 及びハザードシナリオを抽出する。例えば、LOOP1 上での地方自治体では「④ コンポーネント故障、経年による劣化 (Component failures. Challenges over time)」というヒントワードが適用される。ヒントワードは設備に対する用語になっているが、このヒントを用いて「地方自治体で業務が錯綜し、必要とされる機能が果たせない」などの HCF が導出される。これが UCA に繋がり得るかを検討し、繋がり得るのであれば、HCF として抽出するとともに、UCA 及びハザードに繋がるハザードシナリオを記述する。

Table 3-4 (a)には住民避難を制御するループ (LOOP1) での検討結果を、Table 3-4 (b)にはプラントの事故進展を制御するループ (LOOP2) での検討結果を示す。なお、LOOP1 と LOOP2 の共通部であるコントローラ (官邸・原子力規制庁及び発電所対策本部長) については、Table 3-4 (a) (LOOP1) にて検討する。

LOOP1 (LOOP2 との共通部含む) では、以下のように、12 の HCF 及びハザードシナリオが抽出されている。

- 格納容器ベントの実施協議に関する HCF : HCF1、HCF2
- プラント状況の把握に関する HCF : HCF3
- 住民避難指示・状況把握に関する 8 つの HCF : HCF4~12

HCF1 及び HCF2 は、格納容器ベント実施時においてプラント安全を最優先とすべきところで公衆安全を意識して、ベント実施に躊躇してしまうというものであり、3.2.3 で抽出した UCA1 又は UCA2 に直接つながるものである。これらは、コントローラ部 (官邸・原子力規制庁及び発電所対策本部長) で「② 不適切なコントロールアルゴリズム (生成の欠陥、プロセス変更、不正確な修正や適用) (Inadequate control algorithm (Flaws in creation, process changes, incorrect modification or adaption))」のヒントワードを適用して抽出したものである。

HCF3 は、LOOP2 (プラント事故進展の制御) に関する内容であり、プラント状況を正しく認識できないというものである。HCF3 発生の結果として、格納容器ベント実施判断を誤る UCA1、または判断をとまどう UCA2 の要因となり得る。HCF の発生が UCA に直接的に繋がる HCF1 及び HCF2 とは異なり、ある相互作用での問題が、他の相互作用に影響を与えることを間接的な影響として区別する。これは LOOP2 のコントローラである発電所対策本部長のところで、「③ プロセスモデル - 矛盾、不完全、不正確 (Process model - inconsistent incomplete, or incorrect)」のヒントワードを適用して導出したものである。

HCF4~12 は、官邸・原子力規制庁からオフサイトセンター及び地方自治体を経由した住



民への避難指示と地方自治体で把握する避難状況に関する情報のフィードバックでの誤り、遅れである。これら HCF 発生の結果として、住民避難が遅れ、格納容器ベント実施判断を躊躇う UCA2 を間接的に助長する。これら HCF は、LOOP1 においてヒントワード③、④、「⑤ 不適切な、欠けた、遅れたフィードバック (Inadequate or missing feedback. Feedback delays)」、「⑥ 間違っている、提供されない、不正確である、遅れたフィードバック (Incorrect or no information provided. Measurement inaccuracies. Feedback delays)」、「⑦ 間違っている、大きすぎる、小さすぎる、遅れた操作 (Wrong, too high, too low or delayed operation)」、「⑧ 不適切な、有効でない、欠けたコントロールアクション (Inappropriate, ineffective or missing control action)」、「⑨ 欠けている、間違っているプロセス入力 (Process input missing or wrong)」、「⑫ 不適切な操作 (Inappropriate operation)」、「⑬ 不適切な操作 (Inappropriate operation)」を適用して導出したものである。

LOOP2 (LOOP1 との共通部は含まない) では、以下のように、4 つの HCF 及びハザードシナリオが抽出されている。

- プラント状況の把握に関する HCF : HCF13、HCF14、HCF16
- 格納容器ベント操作に関する HCF : HCF15

HCF13、HCF14 及び HCF16 はプラント及び復旧班（格納容器除熱系の復旧）からのフィードバックでの誤り、あるいは遅れである。これら HCF 発生の結果として、格納容器ベント実施判断を誤る UCA1、または判断をとまどう UCA2 が間接的に助長される。これら HCF は、LOOP2 においてヒントワード⑤及び⑬を適用して導出したものである。

HCF15 は運転員によるフィルタを介さない格納容器ベントを誤って選択して操作するというものであり、3.2.3 で抽出した UCA3 に直接つながるものである。これは LOOP2 においてヒントワード⑫を適用して導出したものである。

次に、Table 3-4 で抽出された計 16 のハザードシナリオと UCA との関係性を整理する。上述したように、HCF には、直接的にハザードに至るものと間接的にハザードを助長するものに分けられる。また、ハザードシナリオのうちいくつかは、原因は異なるがシナリオが同等であるものが多く含まれている。本分析では対策の検討までは実施しないことから、整理のためにシナリオに着目してグループ化する。例えば、HS13 と HS16 は原因として伝送器故障とセンサー故障で異なるが、その結果発生するシナリオは同様のため一つにグループ化している。ハザードとシナリオの関係を整理した結果を Figure 3-4 に示す。また、それぞれについて以下に詳細に説明する。

#### UCA1 に繋がり得るハザードシナリオ

- 格納容器ベント実施協議の際に、格納容器除熱系の復旧を優先する結果として、格納容器ベントを実施できずに格納容器破損に至る [HS1]。その際、以下により [HS1] を間接的に助長する。
  - 格納容器計装系の故障などにより、格納容器破損までの余裕時間が実際よりも長く推定される [HS3, HS13, HS16]。
  - 除熱系の復旧時間が実際よりも短く推定される [HS14]。

#### UCA2 に繋がり得るハザードシナリオ

- 格納容器ベント実施協議の際に、公衆安全を優先することにより、格納容器ベントを実施できずに格納容器破損に至る [HS2]。その際、以下により [HS1] を間接的に助長する。
  - 格納容器計装系の故障などにより、格納容器破損までの余裕時間が実際よりも長く推定される [HS3, HS13, HS16]。
  - 情報収集の遅れ、誤りなどにより、住民の避難状況が実際よりも少なく報告される [HS4, HS6, HS7, HS10, HS12 ]。
  - 避難勧告の遅れ、地方自治体の混乱などにより住民の避難が遅れる [HS5, HS8, HS9, HS11]。

#### UCA3 に繋がり得るハザードシナリオ

- フィルタベントが使用可能に関わらず、運転員による誤操作によりフィルタを介さない格納容器ベントラインの弁を開放する [HS15]。

### 3.2.5 抽出シナリオの妥当性、網羅性の確認

3.2.4 までの検討において、アクシデント及びハザードを定義し、コントロールストラクチャ内でのアクションから、発生可能性の高い UCA として UCA1~UCA3 を抽出し、その原因 (HCF1~HCF16) 及びハザードに至るシナリオ (HS1~HS16) を特定した。

このようにアクシデントを開始点としてトップダウンでハザードシナリオを特定できることが STPA の特徴である。STPA の活用事例[18]においては、システムのコンセプト設計時に、3.2.1~3.2.4 の作業を反復して対策を講ずることにより、安全なシステムを構築することが示されている。そこで、反復作業の一つとして、3.2.3 でスクリーニングアウトして

いたUCAが妥当であるか、抜け落ちがないかを確認した。

Table 3-3 を改めて確認すると、組織間の情報伝達に関するUCA、避難指示に関するUCA、発電所内での情報伝達・指示に関するUCAがスクリーニングアウトされている。組織間の情報伝達については、テレビ会議システム、衛星電話、規制庁職員の駐在など十分な対策が講じられており、誤りや遅れなどが発生する可能性はUCA1~UCA3に比べて小さく、発生してもリカバリーが可能と考えられる。避難指示については、原子力災害対策措置法15条に基づく措置であり、訓練や体制が充実していると考えられる。また、これについては、3.2.4においてUCA2の要因(HCF)として挙げられており、必要に応じて更なる対策が講じられることにより、UCAの発生可能性はさらに低くなるものと考えられる。発電所内の情報伝達・指示については、すでに手順書の整備・訓練など十分な対策が講じられており、誤りや遅れなどが発生する可能性はUCA1~UCA3に比べて小さく、発生してもリカバリーが可能と考えられる。したがって、3.2.3でのスクリーニングアウトは妥当であると考えられる。ただし、ハザードシナリオへの対策を導入すると、相対的に重要度が高くなる可能性があることから、実運用の場合には適宜見直しが必要となる。これについては、3.3節で別途、議論をしている。

抜け落ちという観点では、3.2.1のコントロールストラクチャ(Figure 3-2 参照)において、発電所内組織を詳細化しているが、その他、オフサイトセンター、官邸・原子力規制庁についても詳細化すれば、さらに多くのコントロールアクションを抽出することは可能である。また、3.2.4では、格納容器ベント実施時の協議、避難指示、避難情報伝達に関するHCFが抽出されている。当該機能をコントロールストラクチャで詳細化することにより、問題発生箇所の特定制及び対策検討に寄与できると考えられるが、本分析でも重要なハザードシナリオとしては特定されていることから、研究目的は達成している。

**Table 3-2 Applicability of “Guide Words” for each Action**

Action	Guide Word	Applicable ?
Giving information	Not providing	<b>Yes.</b> (Omission error)
	Providing	<b>Yes.</b> Misinformation could lead to a hazard. (Commission error)
	Wrong timing	<b>Yes.</b> Late information could lead to a hazard.
	Wrong order	<b>No.</b> “Wrong order” at “Giving information” could be included in “Providing” or “Wrong timing”.
	Stopping too soon	<b>No.</b> “Stopping too soon” at “Giving information” could be included in “Not providing”.
	Applying too long	<b>No.</b> It is judged “Applying too long” could be “Giving information continuously”.
Consultation	Not providing	<b>Yes.</b> (Omission error)
	Providing	<b>Yes.</b> False conclusion could lead to a hazard. (Commission error)
	Wrong timing	<b>Yes.</b> Late conclusion could lead to a hazard.
	Wrong order	<b>No.</b> “Wrong order” at “Consultation” could be included in “Providing” or “Wrong timing”.
	Stopping too soon	<b>No.</b> “Stopping too soon” at “Consultation” could be included in “Not providing”.
	Applying too long	<b>No.</b> It is judged “Applying too long” could be “Consulting continuously”.
Direction	Not providing	<b>Yes.</b> (Omission error)
	Providing	<b>Yes.</b> False direction could lead to a hazard. (Commission error)
	Wrong timing	<b>Yes.</b> Early/late direction could lead to a hazard.

Action	Guide Word	Applicable ?
	Wrong order	<b>No.</b> At a complicated direction, wrong order could lead to a hazard. However, just simple direction is treated in Figure 3 -2.
	Stopping too soon	<b>No.</b> Ditto.
	Applying too long	<b>No.</b> Ditto
Operation	Not providing	<b>Yes.</b> (Omission error)
	Providing	<b>Yes.</b> False operation could lead to a hazard. (Commission error)
	Wrong timing	<b>Yes.</b> Early/late operation could lead to a hazard.
	Wrong order	<b>Yes.</b> “Wrong order” is similar to “Not providing” or “Providing”, however, could lead to a different scenario at a complicated operation.
	Stopping too soon	<b>Yes.</b> Ditto.
	Applying too long	<b>Yes.</b> Ditto

**Table 3-3 Identification of UCAs likely leading to Hazard**  
**(a) “①Information Sharing with Offsite Center and Cabinet/NRA” and “⑤Direction to Liaison Director”**

<b>Hazard</b>	<b>UCA</b>	<b>Likelihood</b>	<b>Recoverable?</b>	<b>Screening out?</b>
H1	“Not providing” information of plant status	Not likely.  Always connecting with video conference system.	Yes. Recovered by a satellite phone and NRA agent on site.	Yes.
	“Providing” false information of plant status	Not likely.  Always connecting with video conference system could correct false information.	Ditto.	Yes.
	“Wrong timing” information of plant status	Not likely.  Always connecting with video conference system.	Ditto.	Yes.
H2	Ditto.			Yes.
H3	Ditto.			Yes.
H4	Ditto.			Yes.

Table 3-3 Identification of UCAs likely leading to Hazard

(b) “②Direction for evacuation”

Hazard	UCA	Likelihood	Recoverable?	Screening out?
H1	“Not providing” direction for evacuation	Not likely occur due to follow to Act* article 15.	Yes. Recovered by local government also noticed by the plant site.	Yes.
	“Providing” false direction for evacuation	Ditto.	Ditto.	Yes.
	“Wrong timing” direction for evacuation	Ditto.	Ditto.	Yes.
H2	Ditto.			Yes.
H3	Ditto.			Yes.
H4	Ditto.			Yes.

\*Act on Special Measures Concerning Nuclear Emergency Preparedness

Table 3-3 Identification of UCAs likely leading to Hazard

(c) “③Consultation on PCV venting” and “⑥Direction of PCV venting to Plant Director”

Hazard	UCA	Likelihood	Recoverable?	Screening out?
H1	“Not providing” consultation /direction of PCV venting	Not likely.  Always connecting with video conference system.	Yes. Recovered by a satellite phone and NRA agent on site.	Yes.
	“Providing” false conclusion /direction of PCV venting	Likely.  In case of prioritizing the recovery of PCV heat removal system.	No.  Difficult to recover the conclusion by responsible persons.	No.  [UCA1]
	“Wrong timing” conclusion /direction of PCV venting	Likely.  Difficult to judge the timing of PCV venting considering both public safety and plant safety.	Ditto.	No.  [UCA2]
H2	“Not providing” consultation /direction of PCV venting	Not likely.  Non-filtered PCV venting would not be conducted without the direction of PCV venting.	Yes. Recovered by staff e.g., technical adviser.	Yes.
	“Providing” false conclusion /direction of PCV	Not likely. Following accident procedures would	Ditto.	Yes.



Hazard	UCA	Likelihood	Recoverable?	Screening out?
	venting	prevent the misdirection of non-filtered PCV venting.		
	“Wrong timing” conclusion /direction of PCV venting	Ditto.	Ditto.	Yes.
H3	Same as “H1”.			Yes.
H4	Same as “H2”.			Yes.

Table 3-3 Identification of UCAs likely leading to Hazard

(d) “④Direction to Plan/Information Director”

Hazard	UCA	Likelihood	Recoverable?	Screening out?
H1	“Not providing” direction	Not likely occur due to accident procedures and trainings.	Yes. Recovered by staff, e.g., technical adviser.	Yes.
	“Providing” false direction	Ditto.	Ditto.	Yes.
	“Wrong timing” direction	Ditto.	Ditto.	Yes.
H2	Ditto.			Yes.
H3	Ditto.			Yes.
H4	Ditto.			Yes.

Table 3-3 Identification of UCAs likely leading to Hazard

(e) “⑦Direction to Operator”

Hazard	UCA	Likelihood	Recoverable?	Screening out?
H1	“Not providing” direction	Not likely occur due to accident procedures and trainings.	Yes. Recovered by staff, e.g., technical adviser.	Yes.
	“Providing” false direction	Ditto.	Ditto.	Yes.
	“Wrong timing” direction	Ditto.	Ditto.	Yes.
H2	Ditto.			Yes.
H3	Ditto.			Yes.
H4	Ditto.			Yes.

Table 3-3 Identification of UCAs likely leading to Hazard

(f) “⑧Operation for PCV venting”

Hazard	UCA	Likelihood	Recoverable?	Screening out?
H1	“Not providing” operation of PCV venting	Not likely.  Following accident procedures and training would prevent the omission error.	Yes. Recovered by staff, e.g., shift supervisor.	Yes.
	“Providing” false operation of PCV venting	Not likely.  Following accident procedures and training could prevent the mis-operation.	Ditto.	Yes.
	“Wrong timing” operation of PCV venting	Not likely.  Training and operability enable short-time operation.	Ditto.	Yes.
	“Wrong order” of operation for PCV venting	Not likely.  Uncomplicated task.	Ditto.	Yes.
	“Stopping too soon” PCV venting	Not likely. Following accident procedures and training could prevent the mis-operation.	Ditto.	Yes.

Hazard	UCA	Likelihood	Recoverable?	Screening out?
	“Applying too long” PCV venting	(The success of filtered venting would not lead to the hazard.)		Yes.
H2	“Not providing” operation of PCV venting	(Inconsistency. No PCV venting could not lead to the hazard resulting from non-filtered PCV venting.)		Yes.
	“Providing” false operation of PCV venting	Not likely.  Following accident procedures and training could prevent the mis-operation.	No. Once non-filtered PCV venting is conducted, FP will be released quickly.	No.  [UCA3]
	“Wrong timing” operation of PCV venting	(Inconsistency. Delayed PCV venting could lead to H1/H3.)		Yes.
	“Wrong order” of operation for PCV venting	Not likely.  Following accident procedures and training could prevent the mis-operation.	Yes. Recovered by staff, e.g., shift supervisor.	Yes.
	“Stopping too soon” PCV venting	Not likely.  Following accident procedures and training could prevent the mis-operation.	Yes. Recovered by staff, e.g., shift supervisor.	Yes.
	“Applying too long” PCV venting	(Once non-filtered PCV venting is conducted, FP will be released quickly. Therefore, applying too long is included in “Providing” or “Wrong order”.)		Yes.

Hazard	UCA	Likelihood	Recoverable?	Screening out?
H3	Same as “H1”.			Yes.
H4	Same as “H2”.			Yes.

Table 3-3 Identification of UCAs likely leading to Hazard

(g) “⑨Direction to Recovery Director”

Hazard	UCA	Likelihood	Recoverable?	Screening out?
H1	“Not providing” direction	Not likely occur due to accident procedures and trainings.	Yes. Recovered by staff, e.g., technical adviser.	Yes.
	“Providing” false direction	Ditto.	Ditto.	Yes.
	“Wrong timing” direction	Ditto.	Ditto.	Yes.
H2	Ditto.			Yes.
H3	Ditto.			Yes.
H4	Ditto.			Yes.

Table 3-3 Identification of UCAs likely leading to Hazard

(h) “⑩Recovery Operation of Containment Heat Removal System”

Hazard	UCA	Likelihood	Recoverable?	Screening out?
H1	“Not providing” recovery operation	Not likely.  Following accident procedures and training would prevent the omission error.	Yes. Recovered by staff, e.g., technical adviser.	Yes.
	“Providing” false recovery operation	(Failure of recovery operation would urge to perform the PCV venting)		Yes.
	“Wrong timing” recovery operation	Ditto.		Yes.
	“Wrong order” of recovery operation	Ditto.		Yes.
	“Stopping too soon” recovery operation	Ditto.		Yes.
	“Applying too long” recovery operation	Ditto.		Yes.
H2	Same as “H1”			Yes.
H3	Same as “H1”.			Yes.



Hazard	UCA	Likelihood	Recoverable?	Screening out?
H4	Same as “H1”.			Yes.

**Table 3-4 HCF and Hazard Scenario associated with each Hint Word**

**(a) Loop 1**

<b>Hint Word</b>	<b>HCF and Hazard Scenario (HS)</b>
1: Control input or external information wrong or missing	(Not applicable because any other input is not assumed but evacuation and plant condition)
2: Inadequate control algorithm (Flaws in creation, process changes, incorrect modification or adaption)	<p>[HCF1] Incorrect judgement of containment heat removal.</p> <p>[HS1] At judgement of PCV venting, responsible persons prioritize the recovery of the containment heat removal system (related to UCA1)</p> <p>[HCF2] Inadequate criteria on PCV venting.</p> <p>[HS2] At judgement of PCV venting, responsible persons prioritize public safety (related to UCA2).</p>
3: Process model – inconsistent incomplete, or incorrect	<p>[HCF3] Plant conditions are incorrectly reflected.</p> <p>[HS3] Plant conditions are comprehensively judged with plant indicators. If the responsible persons judge longer available time than the actual available time, the misreading/misunderstanding of the plant condition could lead to the false or delayed judgement of PCV venting (related to UCA1 and UCA2).</p> <p>[HCF4] Evacuation rate are incorrectly informed.</p> <p>[HS4] Evacuation rate is estimated lower than the actual condition. This could lead to the false or delayed judgement of PCV venting (related to UCA2).</p> <p>Note -If evacuation rate is estimated higher than the actual condition, the misreading could lead to the earlier filtered PCV venting. The success of filtered PCV venting is assumed not to lead to a hazard.</p>
4: Component failures. Challenges over time.	<p>[HCF5] Not working properly for public evacuation.</p> <p>[HS5] Local government responsible for public evacuation does not work properly due to a bad condition, e.g., seismic, heavy rain, etc. No or delayed evacuation information could lead to false or delayed judgement of PCV venting (related to UCA2).</p>

Hint Word	HCF and Hazard Scenario (HS)
<p>5: Inadequate or missing feedback.</p> <p>Feedback delays.</p>	<p>[HCF6] Inadequate, missing or delayed feedback of evacuation information.</p> <p>[HS6] Offsite center gives inadequate, missing or delayed feedback of evacuation information due to misunderstanding or communication equipment failure, etc. No or delayed evacuation information could lead to false or delayed judgement of PCV venting (related to UCA2).</p>
<p>6: Incorrect or no information provided.</p> <p>Feedback delays.</p>	<p>[HCF7] Incorrect or no information of evacuation information. Delayed feedback of evacuation information.</p> <p>[HS7] Local government gives incorrect or no evacuation information, or delays feedback of evacuation information due to misunderstanding or communication equipment failure, etc. Incorrect, no or delayed evacuation information could lead to false or delayed judgement of PCV venting (related to UCA2).</p>
<p>7: Delayed operations</p>	<p>[HCF8] The notification of evacuation is delayed.</p> <p>[HS8] Offsite center delays the notification of evacuation due to misunderstanding or communication equipment failure, etc. Delayed evacuation could lead to delayed judgement of PCV venting (related to UCA2).</p>
<p>8: Inappropriate, ineffective or missing control action</p>	<p>[HCF9] The notification of evacuation is inappropriate, ineffective or missing.</p> <p>[HS9] Cabinet/Regulator delays the notification of evacuation due to misunderstanding or communication equipment failure, etc. Inappropriate ineffective or missing evacuation information could lead to false or delayed judgement of PCV venting (related to UCA2).</p>
<p>9: Process input missing or wrong</p>	<p>[HCF10] Evacuation information is missing or wrong.</p> <p>[HS10] Evacuation information is not collected properly due to the difficulty of monitoring evacuation. Missing or wrong evacuation information could lead to false or delayed judgement of PCV venting (related to UCA2).</p>
<p>10: Unidentified or out-of-range disturbance</p>	<p>(Not applicable because no external disturbance in collecting evacuation information is assumed)</p>
<p>11: Process output contributes to system hazard</p>	<p>(Not applicable because any other process is not assumed but two loops.)</p>
<p>12: Inappropriate operation</p>	<p>[HCF11] Public evacuation is not notified.</p> <p>[HS11] Offsite center does not notify public evacuation due to a bad condition, e.g., seismic etc. No evacuation notification could lead to false or delayed judgement of PCV venting (related to UCA2).</p>

Hint Word	HCF and Hazard Scenario (HS)
13: Inappropriate operation	<p>[HCF12] Evacuation rate is not informed properly.</p> <p>[HS12] Evacuation information is not informed properly due to a bad condition, e.g., seismic etc. Missing or wrong evacuation information could lead to false or delayed judgement of PCV venting (related to UCA2).</p>

**Table 3 -4 HCF and Hazard Scenario associated with each Hint Word**

**(b) Loop 2**

<b>Hint Word*</b>	<b>HCF and Hazard Scenario (HS)</b>
4: Component failures. Challenges over time.	(Failures of mitigation systems could lead to a SA. However, the failures are not considered because this analysis postulates a SA condition.)
5: Inadequate or missing feedback.  Feedback delays.	[HCF13] Failure of plant transmitters.  [HS13] PCV venting is judged based on plant conditions. The failure of the plant transmitters could lead to the false or delayed judgement of PCV venting (related to UCA1 and UCA2).  [HCF14] Inadequate feedback of the recovery of PCV heat removal systems.  [HS14] The time to complete the recovery is estimated earlier than the actual time. This could lead to false judgement of PCV venting (related to UCA1).
6: Incorrect or no information provided.  Feedback delays.	(Failure of sensors is considered in hint words 5 and 13 in loop 2.)
7: Delayed operations	(Delayed operation of PCV venting is screened out in Table 3 -3(f).)
8: Inappropriate, ineffective or missing control action	(Misdirection of PCV venting could be included in hint word 2 and 3. )
9: Process input missing or wrong	(Not applicable because PCV vent system is just operated manually.)
10: Unidentified or out-of-range disturbance	(Not applicable because PCV vent system is just operated manually.)
11: Process output contributes to system hazard	(Not applicable because any other process is not assumed but two loops.)
12: Inappropriate operation	[HCF15] Inappropriate operation of PCV venting  [HS15] Operators inappropriately open valves on non-filtered PCV vent system although filtered PCV vent system is available (related to UCA3).

Hint Word*	HCF and Hazard Scenario (HS)
13: Inappropriate operation	<p>[HCF16] Failure of PCV sensors.</p> <p>[HS16] PCV venting is judged based on plant conditions. The failure of the plant sensors could lead to the false or delayed judgement of PCV venting (related to UCA1 and UCA2).</p> <p>Note – The false recovery of PCV heat removal systems could urge to conduct PCV venting.</p>

\* Hint words 1 to 3 are examined in Table 3-4(a).

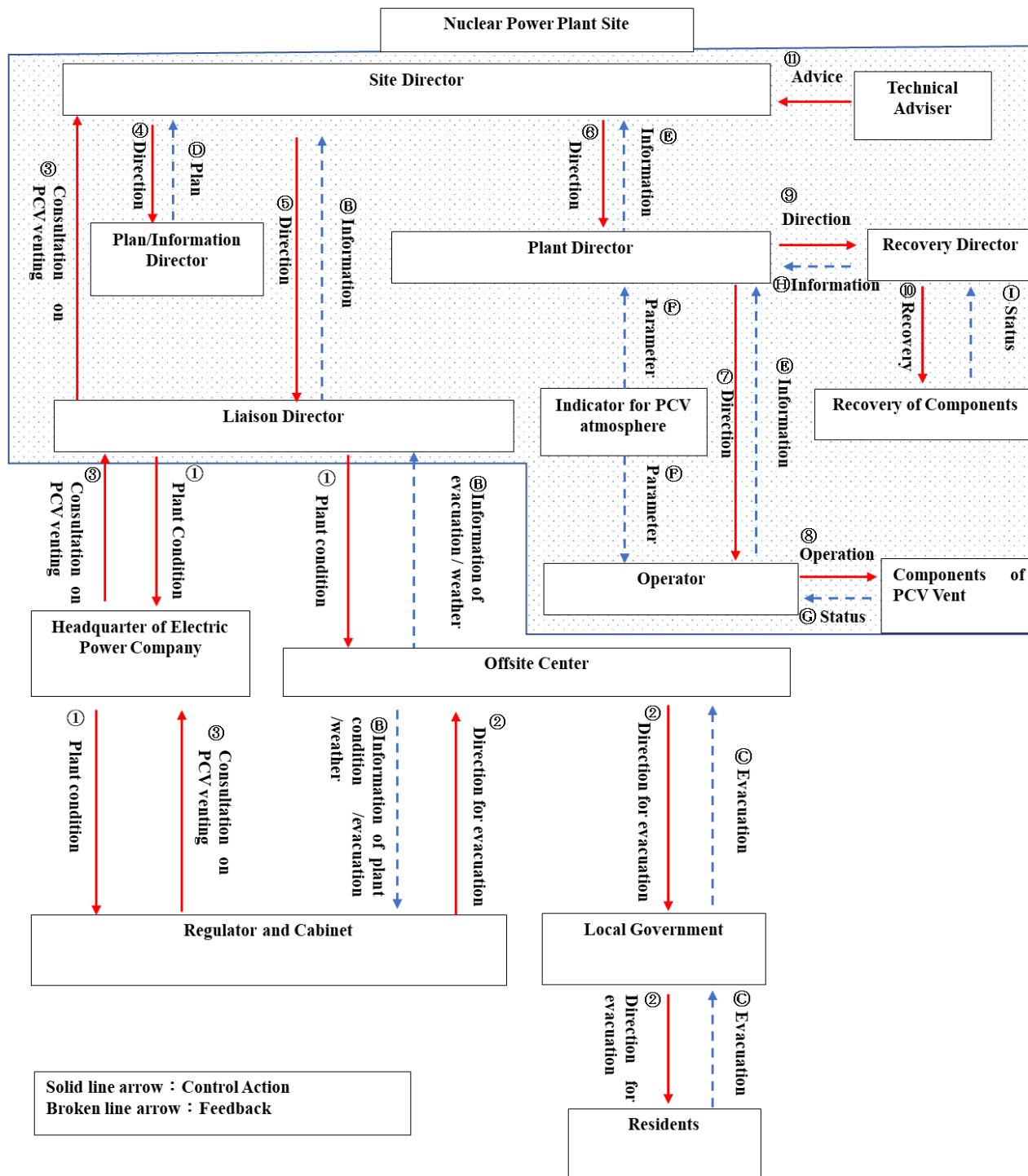


Figure 3-2 Control Structure on Judgement of PCV Venting

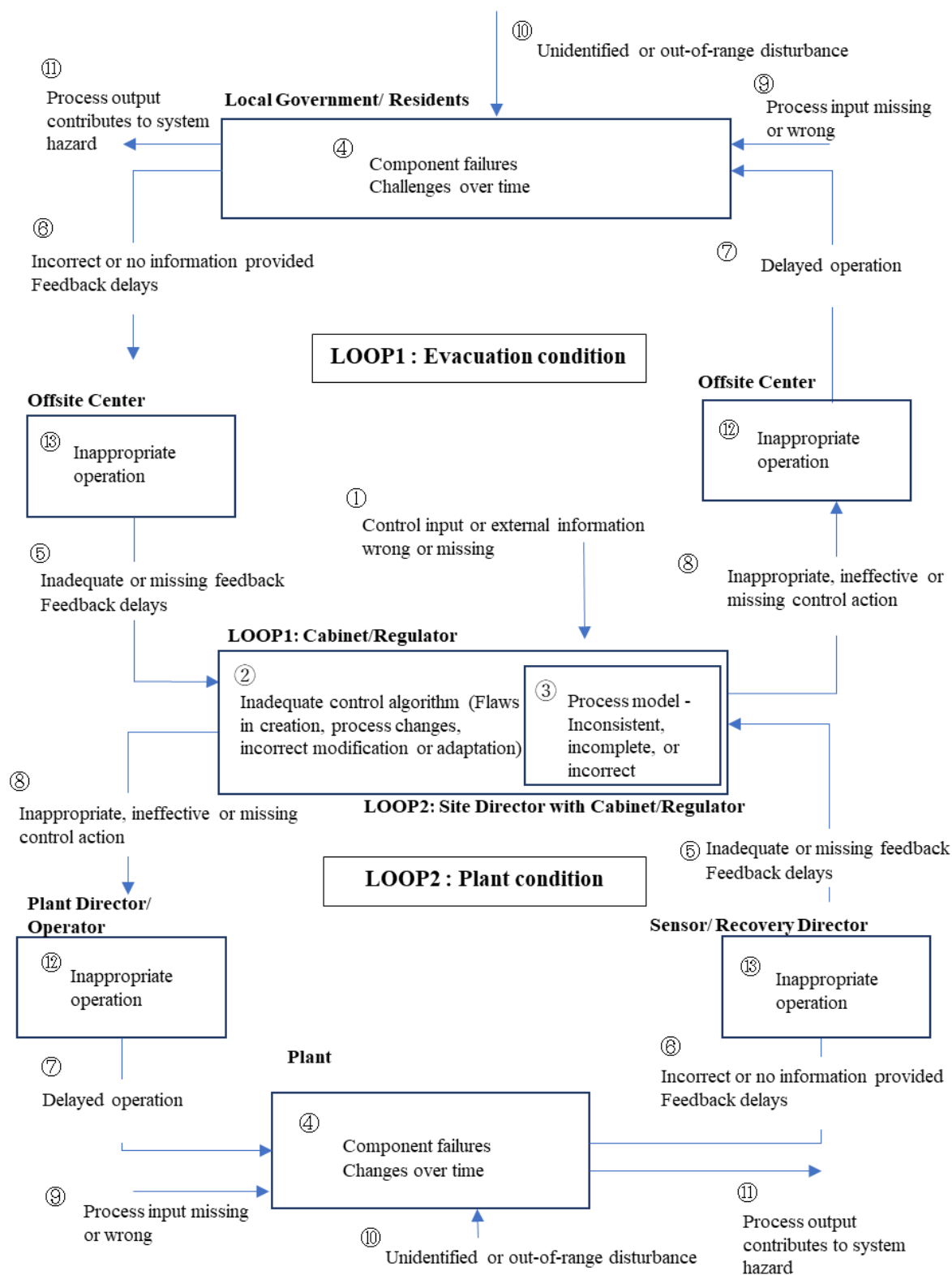


Figure 3-3 Control Loop of Judgement of PCV venting



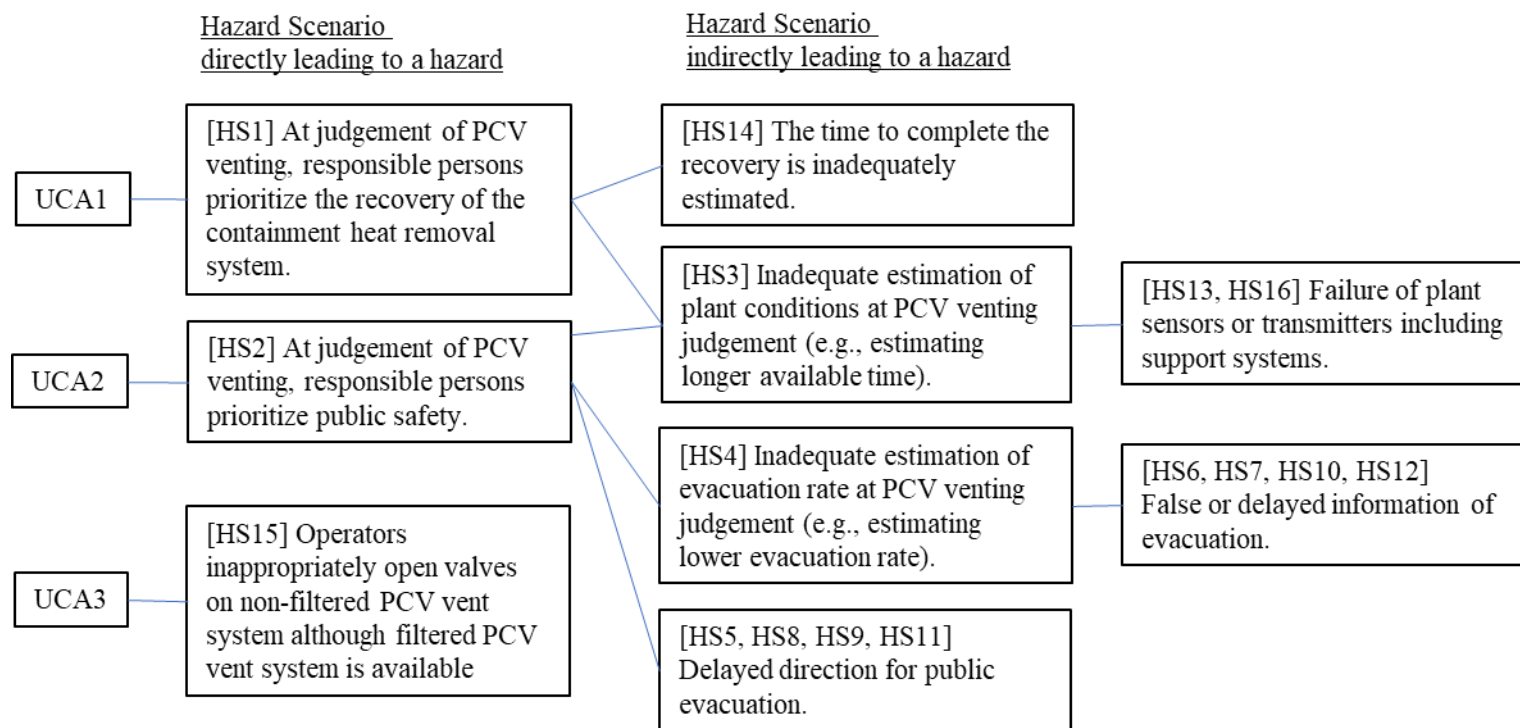


Figure 3-4 Relationship among Hazard Scenarios

### 3.3 リスク分析結果の評価と考察

本節では、3.2.4 で特定したハザードシナリオに対して、ハザードとの関連性の観点から重要度で分類し、リスク低減策を検討するとともに、STPA での評価結果を考察する。

#### 3.3.1 ハザードシナリオの重要度分類

3.2.4 でグループ化した計 7 つのハザードシナリオに対して、定性的に重要度をランク付けする。Table 3-1 に示す 4 つのハザードを影響の観点で分類すると、H1 及び H2 は土壤汚染だけでなく住民健康にも影響があることから、H3 及び H4 よりも重要度は高い。また、H1 及び H3 は H2 及び H4 よりも FP 放出量は多くなることから、4 つのハザードの重要度は「H1 > H2 > H3 > H4」の順番となる。

ハザードシナリオがどのハザードに繋がり得るか、また UCA1~UCA3 に直接的に関連するかどうかでハザードシナリオを重要度ランク付けする。Table 3-5 に重要度ランキングを示す。

1 位のハザードシナリオは、H1 との関連がある住民の避難遅れとなった。住民の避難方法、経路については、地方自治体にて地域防災計画の中で策定されており、その有効性については原子力防災訓練で確認されている。一方で、住民避難が困難な場合（夜、積雪、地震、停電などによる避難への悪影響）には、屋内退避が有効なケースも考えられる。原子力災害対策指針において「PAZ においては、全面緊急事態に至った時点で、原則として避難を実施するが、避難よりも屋内退避が優先される場合に実施する必要がある」との記載があり、原子力発電所での FP 放出タイミングを考慮して、屋内退避を選択するケースを事前に明らかにし、防災計画に反映できれば、公衆リスク低減に繋がるものと考えられる。これについては 5.3 節でさらに詳細に検討する。

2 位のハザードシナリオは 2 つあり、格納容器ベント実施判断時に住民避難または除熱系の復旧を優先して、外部への FP 放出を躊躇し格納容器破損に至るシナリオである。格納容器ベントは外部への FP 放出を伴うため、判断者の負担にならないように適切なベント実施基準を定めることが重要と考えられる。国内では、格納容器ベントは最後の手段として、格納容器の限界圧力に近いタイミングで格納容器ベントを実施する手順となっている。一方で、米国では格納容器破損リスクを低減するため、事故シナリオによっては早期での格納容器ベントが手順化されている。公衆リスクの観点で、どのタイミングでの格納容器ベント実施が最適であるか検討することが本シナリオのリスク低減に繋がるものと考えられる。これについては 4 章及び 5.1 節でさらに詳細に検討する。

4位のハザードシナリオは3つあり、プラント状況や避難状況の推定が不適切なことが要因で、格納容器ベントの実施が遅れ、格納容器破損に至るシナリオである。2位の2つのハザードシナリオとも似たようなシナリオではあるが、不適切な判断に至った理由が直接的か間接的（不適切なインプット）かが異なっており、そのため重要度も相対的に低くなっている。

最後に7位のハザードシナリオは、運転員がフィルタベントを実施するつもりが、誤って意図とは異なるフィルタを介さないベントラインでFPを外部に放出してしまうシナリオである。この場合、放出されるFP量が1位～4位までのものと比較すると少量であることから、重要度は低くなっている。

このようにハザードシナリオに対して重要度ランク付けすれば、リスク低減に効果的な対策検討の優先順位付けの参考になるとともに、詳細度を上げるべき重要なハザードシナリオを同定することも可能である。例えば、避難勧告に関わる組織を細分化して、その原因を深堀するなどが考えられる。

本研究では、3.2.3でハザードに至る可能性の低いUCAをスクリーニングした上で、FPによる公衆への健康影響又は土壌汚染の大きさとの関連で定性的に重要度ランク付けを行った。この妥当性については3.3.2で議論する。

### 3.3.2 リスク分析結果の考察

3.2節にて、STPAを用いて組織間の相互作用に着目し、格納容器ベント実施に関わるリスク分析を行った。ここでは、Figure 3-4に示したハザードシナリオグループごとに、コントロールストラクチャの相互作用（コントローラと被コントロールプロセスとの間の関係性）のどこで問題が生じ、ハザードに至るかをボトムアップで整理するとともに、ハザードシナリオがSTPAを用いることによって論理的に導出されていることを確認する。また、3.2.3で実施したUCAのスクリーニングプロセスの妥当性について確認する。

#### 3.3.2.1 ボトムアップによるハザードシナリオの確認

##### 直接的にUCAに至るシナリオ

[HS1]、[HS2]、[HS15]は、Figure 3-4に示すように直接的にUCAに至るシナリオである。これらハザードシナリオは、コントロールストラクチャ及びコントロールループのどこで問題が生じることでハザードに至ったかについて整理することにより抽出できる。

[HS1]は、「格納容器除熱系の復旧を優先し、格納容器ベント実施指示が出されない」と

いうハザードシナリオである。これは、コントロールループ中央のコントローラである官邸・原子力規制庁及び発電所対策本部長に対してヒントワード②「不適切なコントロールアルゴリズム（生成の欠陥、プロセス変更、不正確な修正や適用）」を適用し、導出されたものである。これをコントロールストラクチャで見ると、アクション③、⑥「格納容器ベント実施の協議及び指示」に該当する。この相互作用に「誤った指示を与える」（ガイドワード“Providing”）が発生すると、格納容器破損という状態（ハザード）に至る。

[HS2]は、「プラント安全より公衆安全を優先し、格納容器ベント実施指示が遅れる」というハザードシナリオである。これは、[HS1]と同様にコントローラでのヒントワード2から抽出されたものである。アクションも[HS1]と同様に、③及び⑥の「格納容器ベント実施の協議及び指示」に該当する。この相互作用で、「遅れ」（ガイドワード“Wrong timing”）が発生すると、格納容器破損という状態（ハザード）に至る。

[HS15]は、「フィルタベントを実施する際、誤操作によりフィルタを介さない格納容器ベントの実施」というハザードシナリオである。これは、コントロールループ（LOOP2）での運転員でヒントワード⑫「不適切な操作」から導出されたものである。これは、コントロールストラクチャでのアクション⑧「格納容器ベント操作」に該当する。この相互作用で、「誤り」（ガイドワード“Providing”）が発生すると、SA 時でのフィルタを介さない格納容器ベントという状態（ハザード）に至る。

これらハザードシナリオは、コントロールループ内のコントローラやアクチュエータといった要素そのものの問題によりアクシデントに至るものであり、直観的にも導出しやすいシナリオであると言える。しかしながら、コントロールストラクチャ内のアクションに対してガイドワード（与えられない、与えられる、誤ったタイミング、誤順序、早すぎる停止、長すぎる適用）を適用することにより論理的に抽出されていることがわかる。この結果は提案手法によりシナリオ分析がもれなく重要度を勘案しながら行われていることを示すものである。

#### 間接的に UCA を誘発するシナリオ

[HS14]、[HS3, HS13, HS16]、[HS4, HS6, HS7, HS10, HS12]、[HS5, HS8, HS9, HS11]は、Figure 3-4 に示すように間接的に UCA に至るシナリオである。3.3.2.1 と同様に、コントロールストラクチャ及びコントロールループのどこで問題が生じることによりハザードに至るかについて整理することができる。

[HS14]は、格納容器除熱系の復旧時間の推定の誤りがハザードに繋がるシナリオである。これは、コントロールループ（LOOP2）での「復旧統括」から「発電所対策本部長」へのフィードバックで「誤り」や「遅れ」（ヒントワード⑤「不適切な、欠けた、遅れたフィードバック」を適用）により発生する。これをコントロールストラクチャで見ると、フィード

バック①及び⑩「復旧情報」に該当する。この相互作用で「誤り」や「遅れ」といった問題が生じることにより、異なる相互作用（アクション③及び⑥の「格納容器ベント実施の協議及び指示」）で誤り（ガイドワード“Providing”）が誘発され、格納容器破損という状態（ハザード）に至る。

[HS3, HS13, HS16]は、プラント状態の推定の誤りがハザードに繋がるシナリオである。これらは、コントロールループ（LOOP2）のセンサーから発電所対策本部長へのフィードバックで「誤り」や「遅れ」（ヒントワード③「プロセスモデル - 矛盾、不完全、不正確」、⑬「不適切な操作」を適用）により発生する。これをコントロールストラクチャで見ると、フィードバック⑤及び⑥「プラント情報」に該当する。この相互作用で「誤り」や「遅れ」といった問題が生じることにより、別の箇所での相互作用（アクション③及び⑥の「格納容器ベント実施の協議及び指示」）で誤り（ガイドワード“Providing”）が誘発され、格納容器破損という状態（ハザード）に至る。

[HS4, HS6, HS7, HS10, HS12]は、避難状況の推定の誤りがハザードに繋がるシナリオである。コントロールループ（LOOP1）の「地方自治体」から「オフサイトセンター」、「官邸・原子力規制庁」へのフィードバックで「誤り」や「遅れ」（ヒントワード⑤「不適切な、欠けた、遅れたフィードバック」、⑥「間違っている、提供されない、不正確である、遅れたフィードバック」、⑨「欠けている、間違っているプロセス入力」、⑬「不適切な操作」を適用）により発生する。これをコントロールストラクチャで見ると、フィードバック⑥及び⑦「避難情報」に該当する。この相互作用で「誤り」や「遅れ」といった問題が生じることにより、別の箇所での相互作用（アクション③及び⑥の「格納容器ベント実施の協議及び指示」）で遅れ（ガイドワード“Wrong Timing”）が誘発され、格納容器破損という状態（ハザード）に至る。

[HS5, HS8, HS9, HS11]は、避難指示の遅れがハザードに繋がるシナリオである。コントロールループ（LOOP1）の「官邸・原子力規制庁」から「オフサイトセンター」、「地方自治体」からへの指示で「誤り」や「遅れ」（ヒントワード④「コンポーネント故障、経年による劣化」、⑦「操作遅れ」、⑧「不適切な、有効でない、欠けたコントロールアクション」、⑫「不適切な操作」を適用）により発生する。これをコントロールストラクチャで見ると、アクション②「住民への避難指示」に該当する。この相互作用で「誤り」や「遅れ」といった問題が生じることにより、異なる相互作用（アクション③及び⑥の「格納容器ベント実施の協議及び指示」）で遅れ（ガイドワード“Wrong Timing”）が誘発され、格納容器破損という状態（ハザード）に至る。

これらハザードシナリオについては、発電所対策本部長、官邸・原子力規制庁による格納容器ベント実施判断及び指示でのUCAが、別の問題により誘発されていることがわかる。すなわち、避難指示に関わる組織、プラント事故進展に関わる設備・組織・人での問

題により UCA が誘発されるといった幅広い相互作用について、コントロールループに対して 13 のヒントワードを適用することにより、論理的に導出できていることが確認された。

### 3.3.2.2 UCA スクリーニングプロセスの検討

3.2.3 では、UCA の発生可能性及びリカバリー可能性の観点から定性的に UCA をスクリーニングした。すなわち、今回のプロセスにおいては発生頻度が低いと考えられる UCA はスクリーニングアウトされていることになる。一般的に、リスクは発生頻度と影響の 2 つで分類されることが多く、発生頻度が低くても結果への影響が大きい場合は、単純にスクリーニングアウトすべきではない場合も考えられる。

今回の評価では、3.1.3 ではハザードを影響の大きさに 4 つに分類している (Table 3-1 参照)。例えば、最も影響の大きいハザードは H1 (FP 大規模放出かつ避難前/避難中) であり、Table 3-5 に示す通りリスク分析の重要度ランクでは、H1 と関連のあるハザードシナリオが 1 位としている。すなわち、UCA のスクリーニングプロセスにより発生頻度が高いものを選定し、それらのうちハザードとの関連性から影響の大きい順で重要度ランク付けしていることになる。一方で、発生頻度は低い H1 と関連のある影響の大きいハザードシナリオは 3.2.3 のプロセスでスクリーニングアウトされている可能性があることに注意する必要がある。

本研究では重要度ランクの 1 位と 2 位のハザードシナリオについてリスク低減策を 4 章及び 5 章で検討しているが、リスク低減策を採用した場合にはこれらの重要度が低下することとなる。その場合、スクリーニングアウトされているハザードシナリオが相対的に重要になる可能性がある。したがって、継続的なリスク低減の観点からは上位のシナリオに対策を講じた場合、改めてスクリーニングプロセスを見直し、見落としのない検討を実施していくことが望まれる。

### 3.3.3 リスク分析としての STPA の拡張性

本研究で実施した STPA による分析は、STAMP/STPA の手順に沿って実施したものであるが、評価の想定に起因する分析結果の相違が考えられる。本節では、STPA によるリスク分析の代表的な想定として、「事故進展に依存しないコントロールストラクチャの設定」及び「定性的な重要度分析方法」から更なる拡張について議論する。

- 想定 1：事故進展に依存しないコントロールストラクチャの設定

STPA はデジタル制御系などの分野でよく利用されているが、その場合は構成される要

素（部品）は基本的には変わらない。一方、本研究で扱った発電所における事故時の体制や防災組織の体制は事故の進展によって変化する。たとえば、発電所の場合には、重大事故等対策の実施が必要となった場合には、緊急時態勢を発令し、SAに対応できる体制が組まれる[34]。また防災組織については、事故のフェーズに応じて情報収集事態、警戒事態、施設敷地緊急事態、全面緊急事態、原子力災害事後対策といった体制が組まれる[17]。本STPA分析では、SA発生後を想定して、発電所の場合は緊急時態勢発令後、防災組織については全面緊急事態発令後の体制でコントロールストラクチャを構築しており、体制は変化しないものと想定している。

STPAでこのような体制の変化をリスク分析する場合には、事故のフェーズ毎にコントロールストラクチャを構築することで、要素（体制）を動的に扱うことが可能となる。また、体制だけでなく、代表的な事故進展に対して、プラント、避難及び復旧状況の変化についてもフェーズを分割することにより、各要素の役割やContext（文脈）を考慮することが可能となり、本研究をさらに発展させることできるものと考ええる。

#### ● 想定2：定性的な重要度分析方法

STPAは定性的なリスク分析手法であるため、一般的なSTPAにおける重要度分析は対象としているシステムの専門家が定性的に決定することが多い。本リスク分析においては、ハザードシナリオとハザードの関連性を条件として、重要度ランキング付けしているが、十分に客観性を持った分析であるとは言い切れない。

STPAがよく利用されているデジタル制御系の場合であれば、インプット条件が決まれば、アウトプットも一意的に決められることが多い。このような場合には、インプット条件の発生頻度を定量化することができれば、重要度分析においても、より定量的な分析が可能となると考えられる。一方、本リスク分析では、人や組織を中心に扱っている。例えば、状況に応じて手順書に機械的に従うような場合には人や組織も制御機器と同様に考えることができるが、SA時には様々な状況が考えられ、総合的な判断が求められることから、制御機器と同様に扱うことは困難である。

一方で、4章ではファジィ推論を用いて事故及び避難の進展に伴う格納容器ベント実施判断の度合いを定量化し、リスク低減策として適切なベント実施基準について検討している。本研究では、STPAとファジィ推論を切り離した検討をしているが、STPAでのコントロールストラクチャ内での人や組織に関する要素に対して、UCAの発生可能性をファジィ推論で定量化できれば、定量的な重要度分析も可能になると考えられる。

その際、想定1で述べたようにフェーズを分割し、各フェーズでのプラント、避難及び復旧状況をインプットにファジィ推論を行うことで、どのような状況下でUCAが発生し

やすいかを定量的に確認が可能となり、本研究をさらに発展させることができるもの  
と考える。



**Table 3-5 Importance Ranking of Hazard Scenario Groups**

Rank	Hazard Scenario Group	Hazard led by Scenario	Note
1	[HS5, HS8, HS9, HS11] Delayed direction for public evacuation	H1 (Indirectly*)	The HSs delay the evacuation, and potentially lead to H1 regarding health effect.
2	[HS1] At judgement of PCV venting, responsible persons prioritize the recovery of the containment heat removal system.	H3 (Directly*)	The HS directly leads to H3. If the evacuation is not completed, the HS would lead to H1 although the HS does not affect evacuation.
2	[HS2] At judgement of PCV venting, responsible persons prioritize public safety.	H3 (Directly*)	Ditto.
4	[HS14] The time to complete the recovery is inadequately estimated.	H3 (Indirectly*)	The HS urges HS1, and indirectly lead to H3. Therefore, the rank of the HS is lower than that of HS1.
4	[HS3, HS13, HS16] Inadequate estimation of plant conditions at PCV venting judgement. Failure of plant sensors or transmitters including support systems.	H3 (Indirectly*)	The HS urges HS1/HS2, and indirectly lead to H3. Therefore, the rank of the HS is lower than that of HS1/HS2.
4	[HS4, HS6, HS7, HS10, HS12] Inadequate estimation of evacuation rate at PCV venting judgement. False or delayed information of evacuation.	H3 (Indirectly*)	Ditto.
7	[HS15] Operators inappropriately open valves on non-filtered PCV vent system although filtered PCV vent system is available	H4 (Directly*)	The HS directly leads to H4. If the evacuation is not completed, the HS would lead to H2 although the HS does not affect evacuation.

\* Whether the HS leads to a UCA directly or indirectly. See Figure 3-4.

## 4. ファジィ推論を用いた格納容器ベント実施判断の検討

### 4.1 公衆リスク低減を考慮した格納容器ベント実施の判断要素及び判断基準の検討

#### 4.1.1 判断要素の検討

3.1.1 では、損失に繋がる事象（アクシデント）として「公衆被ばく」及び「土壌汚染」を挙げた。格納容器ベントに成功すれば、FP 放出量は大幅に低減されることになり、その結果、「公衆被ばく」及び「土壌汚染」ともに影響は低下することになる。また、「公衆被ばく」については、FP 放出量だけでなく、住民避難などの状況によってもその影響は変わり得ることから、避難を含む防護措置についても検討する。

防護措置については原子力災害対策マニュアル[17]を参考に策定される地域防災計画にしたがって実施される。1F 事故以降、オフサイトでの避難の考え方（原子力災害対策重点区域）に見直しが図られており、原子力災害対策重点区域として、予防的防護措置を準備する区域（PAZ）と緊急防護措置を準備する区域（UPZ）の2つのゾーンに分けた避難方法としている。

Figure 4-1 に原子力災害対策指針における避難方法の概要を示す。PAZ の住民（原子力発電所から概ね 5 km 圏内）は、放射性物質が放出される前の段階から予防的に避難する。ただし、PAZ にいる「避難行動要支援者（要支援者）」のうち、避難によって健康リスクが高まる方は、放射線防護施設へと退避する。次に、UPZ の住民（原子力発電所から概ね 30 km 圏内）は、まずは屋内退避をおこなう。FP 放出後、一定の空間放射線量を計測した場合には、その区域を特定し、順次一時移転や避難を行う。

このように PAZ では避難、UPZ では屋内退避が基本的な方針となっている。屋内退避は速やかに近くの建物に入ることであり、退避に時間を要しないと考えられる。したがって、UPZ の避難状況は考慮せず、PAZ での避難状況（避難完了割合）を格納容器ベントの判断要素とする。

なお、気象条件については、国内の原子力発電所では海岸立地となっており、陸側から海側への風向時に、タイミングよく格納容器ベントを実施すれば公衆リスクは小さくなるため、判断要素の一つとして挙げることができる。本論文では、評価手法の検討を目的として、格納容器圧力及び避難完了割合を判断要素として検討したが、更なるリスク低減として風向を含めた気象を判断要素に含めるとした場合には、本評価の枠組みを用いることで判断基準の妥当性を検討することは可能である。

#### 4.1.2 判断基準の検討

4.1.1 で設定した格納容器ベント実施判断要素である格納容器圧力及び避難完了割合に対して、それぞれの状況を組合せて、ファジィ推論で用いる格納容器ベント実施の判断基準を設定する。その際、実施判断責任者の行動として考えられる以下の 3 つのケースを想定した。

- ケース 1：事故進展の制御が不能となることを避けるため、避難状況に関わらず格納容器過圧破損の防止を最優先とした実施基準とする。
  - ルール 1：格納容器圧力が高いと判断される場合には、格納容器ベントを実施する。
- ケース 2：格納容器ベント実施は外部への FP 放出を伴うことから、避難が十分でない場合には、格納容器ベント実施を遅らせることを組み合わせた実施基準とする。
  - ルール 1：格納容器圧力が高いと判断される場合には、格納容器ベントを実施する。
  - ルール 2：公衆被ばくを避けるために避難が十分に実施されていない場合には、格納容器ベントを遅らせる。
- ケース 3：SA 時には事故進展の不確実さがあり、避難が進んでいる場合には、格納容器ベント実施を早めることを組み合わせた実施基準とする。
  - ルール 1：格納容器圧力が高いと判断される場合には、格納容器ベントを実施する。
  - ルール 2：公衆被ばくを避けるために避難が十分でないと判断される場合には、格納容器ベントを遅らせる。
  - ルール 3：避難が十分であると判断される場合には、格納容器ベントを早める。

Table 4-1 に 3 つの判断基準を示す。ケース 1 は、現状の BWR と同様の運用[35]であり、格納容器圧力を監視し、一定の基準値に到達した際に、格納容器ベント実施を判断することとなる。このようにルールが 1 つのみであることから、判断は比較的容易である。一方で、ケース 2 及びケース 3 については、2 つまたは 3 つのルールを組み合わせしており、シナリオの進展状況によっては格納容器破損防止と公衆被ばくの最小化の両方を満たすことができない状況が考えられる。ファジィ推論では、4.2 節に示すファンクション関数をルール毎に設定し、ルール毎の適合度を評価する。アウトプット（格納容器ベント実施判断の度合い（適合度））についても同様にファンクション関数を設定し、各ルールの適合度を組み合わせて、アウトプットに対する適合度を評価する。先述のような複雑な状況下において、ど

のような判断となりえるのかを確認するため、各ケースでの格納容器ベント実施判断の度合い（適合度）の変化をファジィ推論により評価する。

**Table 4 -1 Rules for Judgement on PCV Venting**

<b>Case</b>	<b>Rule</b>	<b>PCV Pressure</b>	<b>Evacuation Completion Rate</b>	<b>Judgement on PCV Venting</b>
1	1	High	-	Go
2	1	High	-	Go
	2	-	Low	Stop
3	1	High	-	Go
	2	-	Low	Stop
	3	-	High	Go

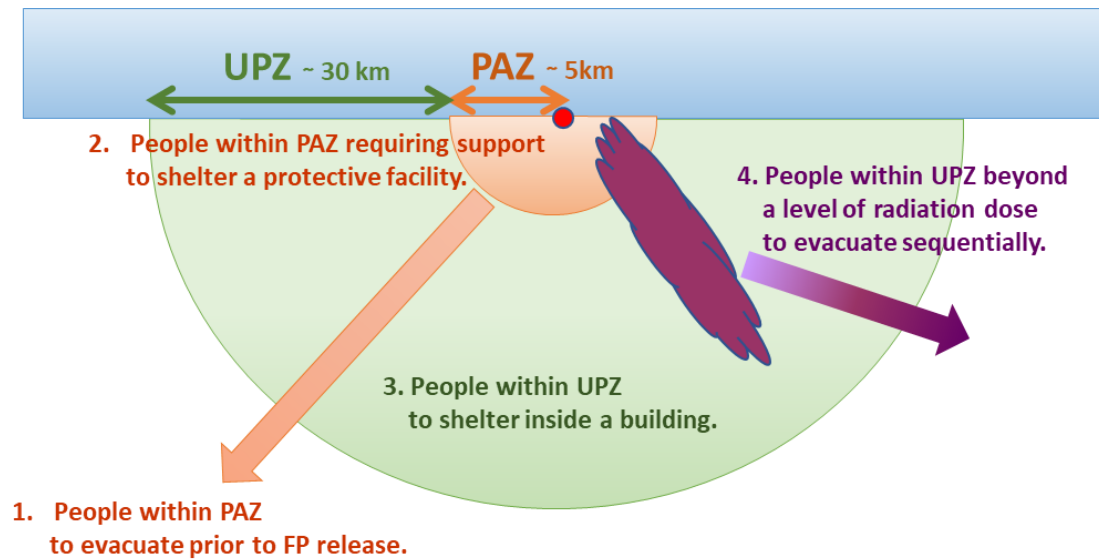


Figure 4-1 Evacuation Plan of People within PAZ and UPZ [17]

## 4.2 格納容器ベント実施の判断基準及びメンバーシップ関数の設定

Table 4-1 に示す格納容器ベント実施判断ルールについて、インプットを格納容器圧力 (High) 及び避難完了割合 (Low 及び High)、アウトプットを格納容器ベント判断 (Go 及び Stop) とした。それらインプット及びアウトプットに対するメンバーシップ関数を Figure 4-2 に示す。

格納容器圧力に関するメンバーシップ関数 (Figure 4-2(a)) では、SOARCA (2.3.2 参照) での評価対象プラントでは格納容器設計圧力 (45 psig = 約 310 kPa [gage]) で格納容器ベント実施の判断を行う。このため、判断の適合度である縦軸の数値が 1 に近くなるようにした。また、SA 発生直後に水-ジルコニウム反応により発生する水素などによって急激に格納容器圧力が約 200 kPa [gage]まで上昇する (Figure 2-5 参照) ことから、そのタイミングをメンバーシップ関数の立ち上がりとして設定した。なお、国内では格納容器設計圧力の 2 倍までに格納容器ベントを実施する手順となっているが、米国では格納容器内水素の建屋への漏洩を防ぐため早期放出の方針[38]としており、ベント実施基準に相違があることに留意が必要である。

もう一つのインプットである避難完了割合 (Figure 4-2(b)) では、避難完了割合 80%を中央値とし、70%未満は「避難完了割合が低い」、90%以上は「避難完了割合が高い」ものとしてメンバーシップ関数を設定した。なお、Table 4-1 では避難完了割合が低い場合 (ルール 2) と高い場合 (ルール 3) の 2 つを考慮していることから、それぞれのメンバーシップ関数を設定している。

最後にアウトプットである格納容器ベント実施判断 (Figure 4-2(c)) では、Table 4-1 に示す通り、実施 (Go) 及び待機 (Stop) の 2 種類の判断を考慮していることから、実施及び待機の 2 種類のメンバーシップ関数がそれぞれ 0.5 付近で交差するような形で設定した。

例えば、Table 4-1 でのケース 2 で、格納容器圧力 40 psig、避難完了割合 0.7 の時の格納容器ベント実施判断の度合い (0.4) の導出過程を以下に示す。

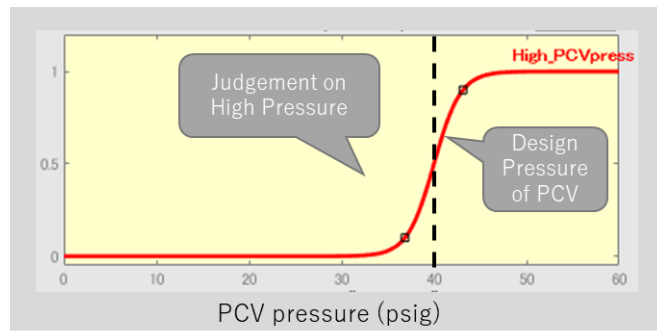
- ルール 1: 格納容器圧力が高いと判断される場合には、格納容器ベントを実施する。
  - 格納容器圧力 40 psig の時、Figure 4-2 上段の縦軸は 0.5
  - Figure 4-2 下段の縦軸 0.5 で水平に線を引き、Go のメンバーシップ関数と囲まれる領域を図示する (Figure 4-3 の①)。
- ルール 2: 公衆被ばくを避けるために避難が十分でないと判断される場合には、格納容器ベントを遅らせる。
  - 避難完了割合 0.7 の時、Figure 4-2 中段の縦軸は 0.85
  - Figure 4-2 下段の縦軸 0.85 で水平に線を引き、Stop のメンバーシップ関数と囲まれる領域を図示する (Figure 4-3 の②)。

領域①と②の面積から、横軸の重心 0.4 を算出する。

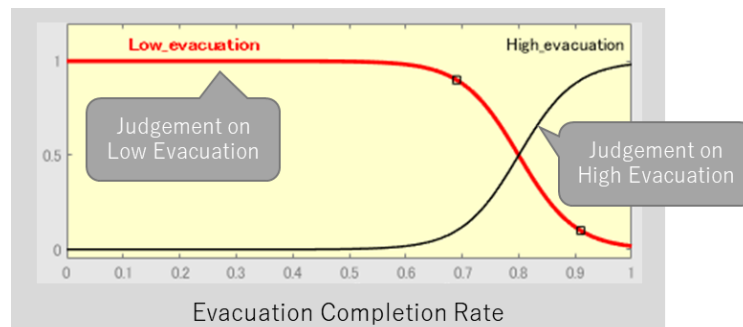
本評価においては、上述の例の通り、格納容器圧力及び避難完了割合をインプットとしており、各メンバーシップ関数の重みづけは行っていない。一方で、ファジィ推論においては、各インプットに対して重みづけをすることも可能である。5.1 節に示すように本評価結果においては、公衆リスクを抑制可能な格納容器ベント実施判断となっているが、重みづけを変更することで、判断基準をより精緻化することも可能である。ただし、得られた判断基準を手順書に落とし込む際に、SA 時に得られる情報の精度、精緻化した場合での意思決定の複雑化を考慮することが必要である。

本研究では手法の検討の位置づけとして、上述のように主観的にメンバーシップ関数を設定しており、メンバーシップ関数の設定による結果への影響については、4.4 節で感度解析を実施した。

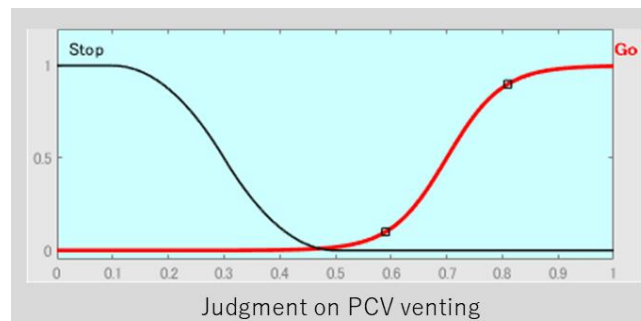




(a) Judgement on High PCV Pressure



(b) Judgement on Evacuation Completion Rate (Low evacuation and High evacuation)



(c) Judgement on PCV Venting (Stop and Go)

Figure 4-2 Membership Function regarding Judgement on PCV Venting

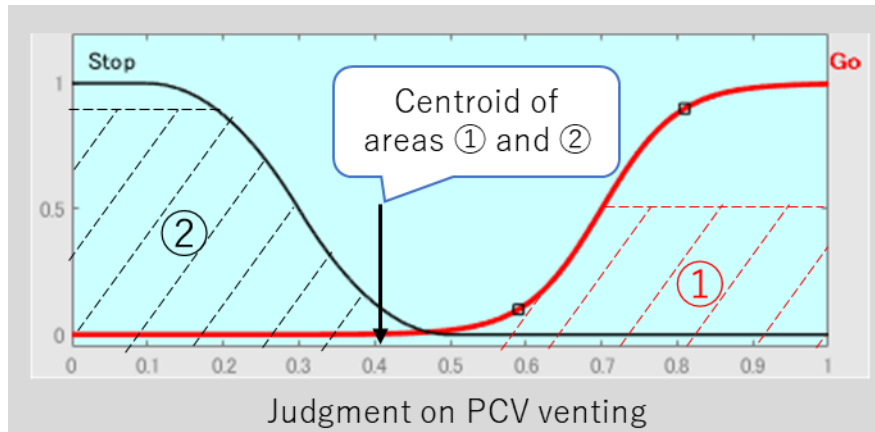


Figure 4 -3 Example of Defuzzification for Judgement on PCV Venting

### 4.3 ファジィ推論を用いた格納容器ベント実施判断の評価

Figure 2-5 に示す格納容器圧力及び避難の時間進展を用いて、格納容器ベント実施判断の適合度をファジィ推論により定量化し、格納容器ベント実施の判断基準（ケース 1 からケース 3）の違いを比較した。

なお、SOARCA での EPZ の距離範囲は 10 マイル（約 16 km）であり、約 5 km を目安としている国内 PAZ とは距離範囲が異なる。ただし、SOARCA では避難完了を 20 マイル（約 32 km）以遠としており、国内 UPZ（約 30 km）と同等であることから、避難に要する時間は国内防災計画と同様であると想定されるため、SOARCA での避難完了割合を用いた。

評価結果を Figure 4-4 に示す。なお、本評価では、SA 時の格納容器ベントを扱っていることから、炉心損傷（事象発生から 1 時間）以降での格納容器ベント実施判断の適合度（縦軸）を対象とした。

ケース 1 では格納容器圧力のみを判断要素としており、事象発生から 1 時間で炉心損傷後に格納容器圧力が急激に上昇することから、格納容器ベント実施判断の適合度も増加している。一方、ケース 2 及びケース 3 では避難完了割合が低い 4 時間までは、ケース 1 と比べると格納容器ベント実施判断の適合度は押し下げられる形となっている。

事象発生から 5 時間が経過すると、避難は概ね完了することから、ケース 2 及びケース 3 の格納容器ベント実施判断の適合度は増加する。特に、ケース 3 については、避難が完了したタイミング（事象発生から 6 時間）での格納容器ベント実施判断の適合度が高い。

その後、8.2 時間で RPV が破損し、8.5 時間で PCV 破損に至るが、ケース 2 では事象発生から 7 時間でまだベント実施判断の適合度は増加中であり、他のケースと比べて判断の遅れが見られる。一方、ケース 3 では事象発生から 6 時間以降、ベント実施判断の適合度はほぼ最大となっており、ベント実施判断の遅れは見られない。

したがって、避難完了割合という情報が適切に得られている場合には、公衆リスクの観点からケース 3 の格納容器ベント実施判断がより適切と考えられる。これについては、5 章にてどのタイミングで格納容器ベントを実施すれば公衆リスクが低くなるか比較することで確認する。

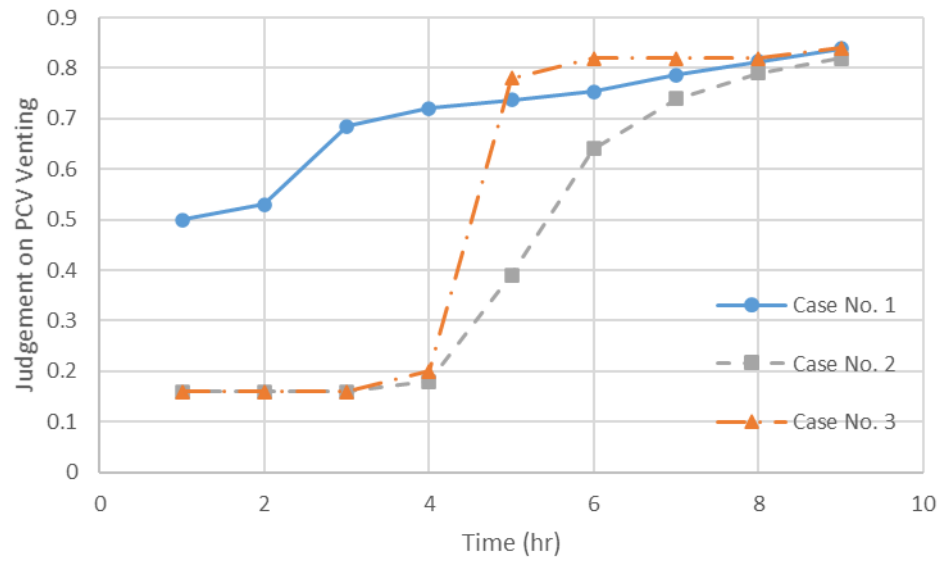


Figure 4-4 Judgement on PCV Venting in STSBO w/o RCIC Blackstart

#### 4.4 メンバーシップ関数の感度解析

4.3 節での格納容器ベント実施判断評価において、主観的に与えたメンバーシップ関数を用いた。本節ではメンバーシップ関数によるファジィ推論の結果への影響を確認することを目的に、4.3 節でのケース 3 に対して感度解析を実施した。

感度解析ケースとしては、以下の 2 ケースとする。

- No. 1：格納容器圧力のメンバーシップ関数（Figure 4-2 の上図）の中央値(40 psig (= 276 kPa))を $\pm 5$ psig (=  $\pm 34$  kPa)変化させた場合
- No. 2：避難完了割合のメンバーシップ関数（Figure 4-2 の中図）の中央値(0.8)を $\pm 0.1$  変化させた場合（避難完了割合低／高ともに）

Figure 4-5 に感度解析として用いたメンバーシップ関数を示す。

##### 感度解析 No. 1

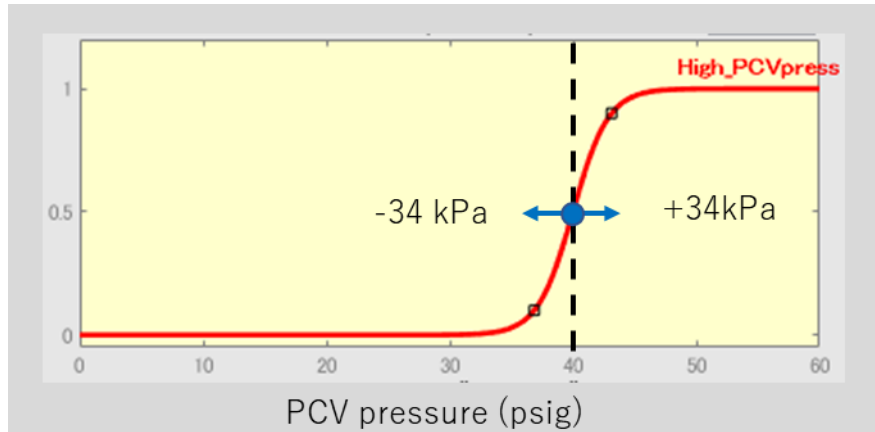
Figure 4-6 に感度解析 No. 1 の結果を示す。格納容器圧力のメンバーシップ関数を 5 psig 小さい側へ移行した場合、ベースケースと比較すると事象発生から 3 時間及び 4 時間で格納容器ベント実施の適合度が高くなるが、全体的な傾向に大きな違いはない。一方、5 psig 高い側へ移行した場合、ベースケースと同じ結果が得られた。これは、本評価で扱っている事故シナリオにおいては、格納容器圧力変化に比べて、避難の時間変化が大きく、避難状況が格納容器ベント実施判断に大きく影響しているためである。

##### 感度解析 No. 2

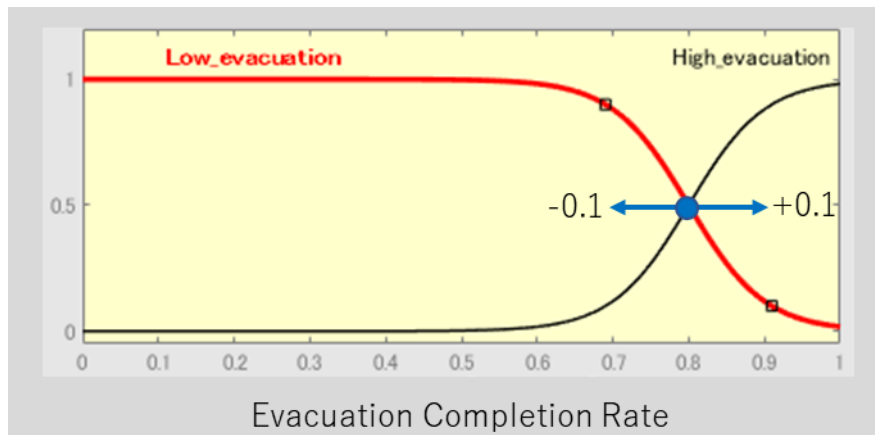
Figure 4-7 に感度解析 No. 2 の結果を示す。避難完了割合のメンバーシップ関数を 0.1 小さい側へ移行した場合、ベースケースと比較すると事象発生から 3 時間以降で格納容器ベント実施の適合度がより高くなる。一方、0.1 高い側へ移行した場合、4 時間以降で格納容器ベント実施の適合度がより低くなる。格納容器圧力に比べると、避難完了割合の方がベント実施判断への感度は大きいものの、事象発生から 6 時間でほぼ最大値となる点はベースケースと同様であった。

本感度解析においては、中央値を平行に移動させた場合の感度を確認したが、メンバーシップ関数の傾きを変更した場合の感度について定性的に議論する。より感度が大きかった感度解析 No. 2 でメンバーシップ関数の傾きを急にした場合、Figure 4-7 のベント実施判断も同様に急になる。具体的には Figure 4-7 の 2 から 4 時間における+0.1 のプロット点と 5 から 6 時間における-0.1 のプロット点を結んだ形となる。次にメンバーシップ関数の傾きを緩やかにした場合は、先ほどとは逆に 2 から 4 時間における+0.1 のプロット点と 5 から 6 時間における-0.1 のプロット点を結んだ形となる。

以上より、メンバーシップ関数の設定方法による格納容器ベント実施判断への影響は大きくないことが確認できた。ただし、一般的にはファジィ推論においてメンバーシップ関数の設定によってはインプットとアウトプットの関係で誤解やエラーを導く場合があることが指摘されている[41]。このため、手順書を作成する実務者がファジィ推論を用いる場合、より客観性の高いメンバーシップ関数の設定が求められる。今回のように感度解析で影響を確かめる方法も考えられるが、Suh 氏ら[41]の研究では、SA 時のマネジメントに対して 4 名の専門家判断による定性的な分類（高、中、低など）からメンバーシップ関数を設定し、ファジィ推論を用いて意思決定の度合いを定量化する方法を提唱している。このような手法を適用することで、意思決定者や運転員へのインタビューによって、ファジィ推論のメンバーシップ関数の設定及びインプットとアウトプットの関係性に対して、より客観性を与えることが可能になると考えられる。



(a) For Sensitivity Study No. 1



(b) For Sensitivity Study No. 2

Figure 4-5 Membership Functions for Sensitivity Studies

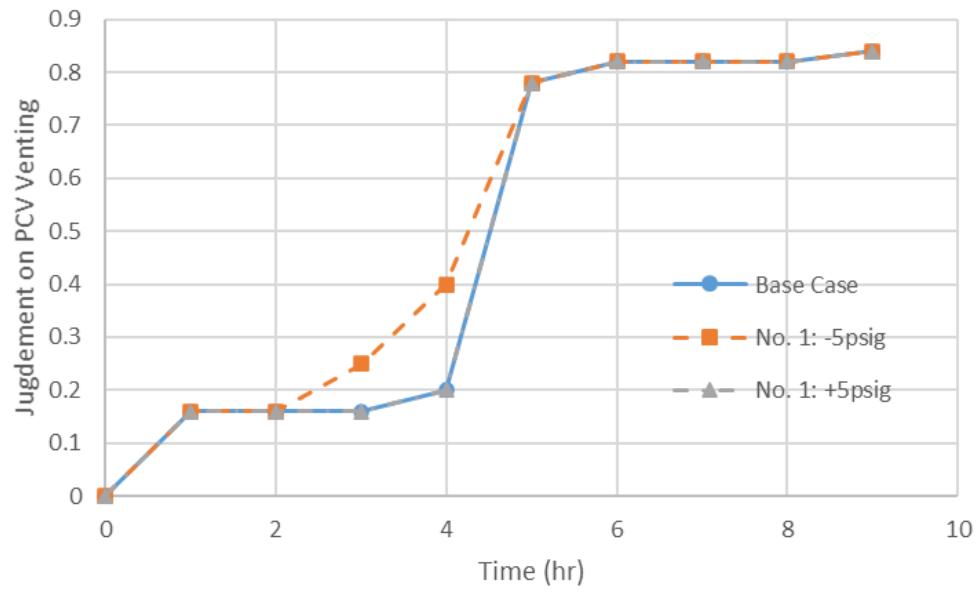


Figure 4-6 Sensitivity Study No. 1: Membership Function of PCV Pressure



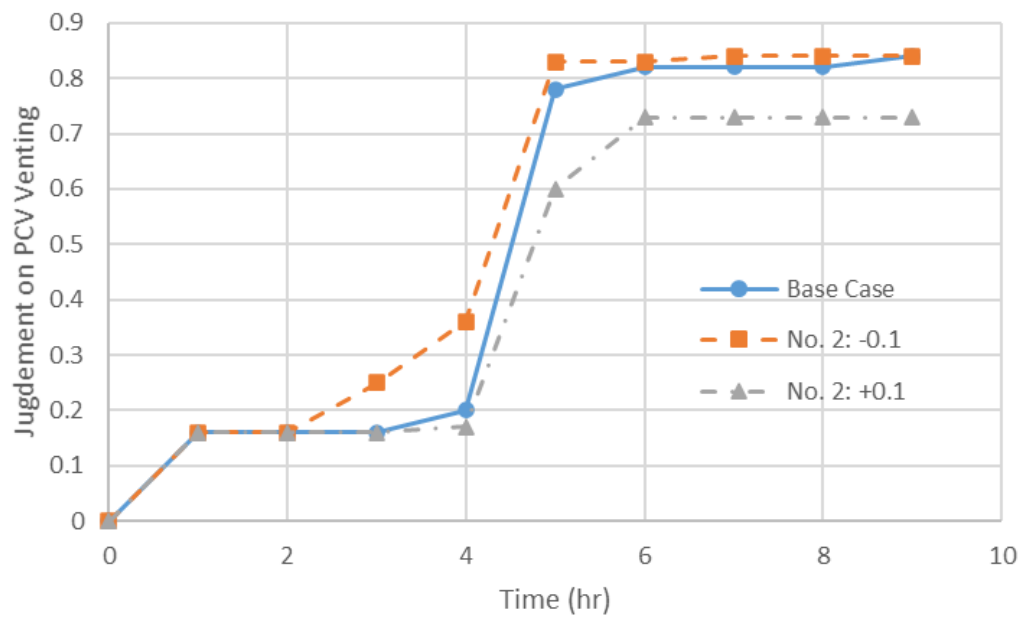


Figure 4-7 Sensitivity Study No. 2: Membership Function of Evacuation Completion Rate

## 5. 公衆リスク評価及び防護措置の検討

### 5.1 格納容器ベント開始タイミングが公衆リスクに及ぼす影響

#### 5.1.1 公衆リスクの評価方法

格納容器ベントを実施することによって、格納容器圧力を低減させ格納容器破損を防止できるが、FP を含む格納容器内雰囲気気を所外へ放出するため、一定量の被ばくは避けられない。本節では、ある時刻(t)で格納容器ベントを開始する場合の公衆リスクを評価する。

2.3.2 に示した STSBO w/o RCIC Blackstart の事故シーケンスは、すべての緩和系に失敗することで事象発生から 9 時間後に格納容器過圧破損に至り、FP 大規模放出となっている。一方、本評価では、格納容器ベントの成功により格納容器破損を防止する事故シーケンスも扱っている。これらの事故シーケンスのイベントツリーを Figure 5-1 に示す。STSBO w/o RCIC Blackstart は、Figure 5-1 でのすべての緩和系に失敗した No.3 の事故シーケンスに該当する。一方で、格納容器ベントの成功によって格納容器破損を防止するためには、溶融デブリの冷却が必要であるため、米国での SA 対策設備である FLEX などによる注水が成功している必要がある (Figure 5-1 での No. 2 の事故シーケンスに該当)。以降では、溶融デブリの冷却には言及しないが、格納容器ベント実施時は、溶融デブリの冷却にも成功していることを前提とする。

Figure 5-2 に公衆リスク評価の概要を示す。本評価においては、格納容器耐力に一定の不確かさがあるとし、格納容器限界耐力以下の圧力でも格納容器圧力が上昇すると格納容器破損確率が増加すると想定している。その際、SOARCA では決定論的な評価として格納容器限界圧力で格納容器破損すると仮定しているが、現実的には格納容器破損から裕度をもった格納容器限界圧力が設定される。したがって、ここでは格納容器限界圧力である 60 psig (=約 413 kPa [gage]) を平均値 (確率値: 0.5)、10 psig (=約 68.9 kPa [gage]) を標準偏差とした正規分布を仮定し、事故進展毎での格納容器圧力に対応した格納容器破損確率を用いる (Figure 5-2 での右上グラフ)。事象発生から 8 時間までは格納容器破損確率は格納容器圧力の上昇に伴い増加しており、9 時間後に格納容器限界圧力を大幅に超過するため、格納容器破損確率は 1 となっている。

以上より、ある時刻(t)で格納容器ベントを開始すると仮定した場合の公衆リスクは、「ある確率  $P(t)$  で格納容器が破損する場合の公衆リスク」(Figure 5-1 の No.3 のシーケンス)と、「格納容器健全の条件付き ( $1-P(t)$ ) で格納容器ベントによる公衆リスク」(Figure 5-1 の No.2 のシーケンス)の和で評価される。なお、事象発生から 9 時間後での格納容器破損確率は 1 であるため、格納容器ベントによる公衆リスクは加味されない。

### 5.1.2 健康影響の評価方法

公衆の健康影響 (Figure 5-2 に示す  $C_{fail}$  及び  $C_{vent}$ ) の評価においては、内閣府及び JAEA での検討[39] (以下、JAEA 検討と呼ぶ) にて別途評価されている屋外滞在時及び屋内退避 (RC 造施設、自然換気) での被ばく線量 (7 日間の積算量) を用いる。JAEA 検討での FP 放出量と被ばく線量の相対値 (屋外滞在時の 7 日間での積算被ばく線量を 1 とする) を Table 5-1 に示す。

これに、SOARCA での FP 放出量との比を考慮して、以下の式によって評価する。

$$C'(l,t) \sim \sum_i \left\{ \frac{C_{out,i} \times Q'_i(l,t)}{Q_i} \right\} \times \{1 - E(t)\} + \sum_i \left\{ \frac{C_{in,i} \times Q'_i(l,t)}{Q_i} \right\} \times E' \quad (1)$$

$$C''(l,t) \sim \sum_i \left\{ \frac{C_{in,i} \times Q'_i(l,t)}{Q_i} \right\} \times D \quad (2)$$

$C'(l,t)$ : 時刻  $t$  で FP が経路  $l$  (格納容器ベントまたは格納容器破損口) から放出した場合の EPZ 内での被ばく影響

$C''(l,t)$ : 時刻  $t$  で FP が経路  $l$  から放出した場合の EPZ 外での被ばく影響

$C_{out,i}$ : JAEA 検討での核種グループ  $i$  (希ガス又は希ガス以外) による屋外での被ばく影響 (ブルーム通過中)

$C_{in,i}$ : JAEA 検討での核種グループ  $i$  による屋内での被ばく影響 (7 日間)

$Q'_i(l,t)$ : 核種グループ  $i$ 、経路  $l$ 、時刻  $t$  での FP 放出量。希ガスの減衰を考慮。

$Q_i$ : JAEA 検討での核種グループ  $i$  での FP 放出量。

$E(t)$ : 避難完了割合。

$E'$ : 避難せずに EPZ 内に在留する割合 (=0.5%)。

$D$ : 距離減衰係数。

以下に、FP 放出量、避難完了割合及び距離減衰係数の扱いについて示す。

#### FP 放出量

環境への FP 放出量は、炉内インベントリに対して環境への放出割合と時間経過による減衰を考慮することで評価する。SOARCA での炉内インベントリを Table 5-2 に示す。炉内インベントリの核種グループとして、本評価ではフィルタベントで除去が困難な希ガスの核種グループと希ガス以外の核種グループとで区別した。

フィルタベントの性能として、放射性微粒子 (放射性セシウムなど) の除染係数 1000 以上[35]とされており、フィルタベントによる FP 放出時には、希ガス以外の核種グループの FP 放出量が 1/1000 に減少すると仮定した。なお、フィルタベントにはガス状の有

機ヨウ素を除去するヨウ素フィルタが設置されてきているが、SOARCA では有機ヨウ素の評価は不確かさが大きいとして、無機ヨウ素と区別はしていないことから、本評価でも同様の除染係数（1000）で除去される扱いとなっている。また、希ガスについては半減期が比較的短いため、減衰割合を考慮する。

一方、格納容器破損時においても放射性微粒子は全量放出されるわけではなく、格納容器内または原子炉建屋内に一定量沈着する。SOARCA での I 類、Te 類、Ba 類に関する環境への放出割合は約 10%であることから、格納容器破損時の希ガス以外の核種グループは放出割合を 10%と仮定する。

事象発生から 1 時間ごとの格納容器破損時及び格納容器ベント時での FP 放出量を Figure 5-3 に示す。格納容器ベント時に放出される FP はほとんどが希ガスであるため、格納容器破損時と比較して、放出タイミングによる FP 放出量の低減が大きい。

#### 被ばく影響

格納容器破損又は格納容器ベント実施後の FP 放出による被ばく影響(EPZ 内)を Figure 5-4 に示す。

屋外での被ばくはプルーム通過時のみの被ばく線量の積算を考慮しており、避難を完了していない住民が被ばくする。格納容器破損時 (Figure 5-4 の青線) は、粒子状 FP (ヨウ素、セシウムなど) による寄与が大きい。格納容器ベント時 (Figure 5-4 の灰線) は、粒子状 FP の多くはフィルタにより除去されており、格納容器破損時よりも被ばく量は小さい。相対的に希ガスによる被ばく寄与が大きくなっており、時間による減衰が見られる。

次に屋内退避での被ばくについては、7 日間屋内に滞在することを考慮した被ばく線量の積算を考慮している。EPZ 内については、避難しない住民（全体の 0.5%）が屋内で被ばくするものとしており、屋外にいる避難中と比べてより遮蔽効果によって被ばく量は小さい (Figure 5-4 の橙線、黄線)。なお、格納容器ベント時でも希ガスによるクラウドシャインが小さいため、被ばく線量で見ると希ガスの減衰効果は見られない。

#### 避難完了割合の扱い

EPZ 内では、Figure 2-5 に示す通り、全住民の 99.5%が 6 時間までに避難を完了する。避難中に FP が放出される場合（格納容器ベント又は格納容器破損）には、FP 放出量の比を考慮した上で、Table 5-1 に示すプルーム通過中での被ばく影響を受けるものとする。なお、放出開始時間が早い場合には、避難準備のため屋内にいる可能性も考えられるが、本評価では保守的に屋外にいることを想定している。

また、残りの 0.5%については避難せずに EPZ 内に留まることから、EPZ 内で 7 日間屋内退避していることを想定する。

#### 距離減衰係数の扱い

EPZ 内に比べて EPZ 外では発電所からの距離が遠いため、FP の拡散・沈着によって、放射線量は減衰する。JAEA 検討での評価結果では、放出源からの距離が 2.5 km の場合と 12.5 km の場合で被ばく線量を比較すると、約 0.1 減衰していることから、ここでは EPZ 外（国内では UPZ）での距離減衰係数として 0.1 を仮定する。

### 5.1.3 公衆リスクの評価結果

Figure 5-2 の評価方法によって、ある時刻(t)で格納容器ベントを実施する場合の EPZ 内及び EPZ 外での公衆リスクを評価した。評価結果を Figure 5-5 に示す。

EPZ 内では、事象発生から 3 時間まで避難が進んでいないため、格納容器破損圧力（＝格納容器破損確率）の上昇に伴い、公衆リスクは増加する。その後 6 時間まで、希ガスの減衰及び避難の進捗によって、公衆リスクは低減する。6 時間～8 時間では全体の 99.5% の避難が完了しているものの、避難しない住民（全体の 0.5%）のリスクが格納容器破損確率の上昇とともに増加している。最後に事象発生から 9 時間では格納容器破損（格納容器破損確率 = 1）となっているため、公衆リスクは急激に増加している。

EPZ 外については、屋内退避を防護措置として採用しており、Table 5-1 に示す通り希ガス以外の核種による影響が大きい。したがって、希ガスの減衰による公衆リスクの低減効果は小さく、格納容器破損確率の上昇とともに公衆リスクが増加する結果となった。

#### 格納容器ベント実施の判断基準との比較

EPZ 内の公衆リスクと、格納容器ベント実施判断の適合度を評価した Figure 4-4 の結果とを比較する。Figure 4-4 のケース 1 では、公衆リスクの高い事象初期から格納容器ベント実施判断は比較的高い適合度を示しているが、ケース 2 及びケース 3 では公衆リスクの低下と反比例して格納容器ベント実施判断の適合度が増加している。次にケース 2 とケース 3 を比較すると、ケース 3 においては、公衆リスクが極小値となる事象発生から 6 時間で格納容器ベント実施判断の適合度は最大となっているが、ケース 2 ではケース 3 に比べて判断に遅れが発生していることから、ケース 3 が公衆リスク低減の観点から最も適していると言える。

次に、EPZ 外の公衆リスクについては、格納容器破損防止の観点からなるべく早めにベントを実施するケース 1 の基準がより適切であると考えられる。ただし、EPZ 外の公衆リスクは 7 日間屋内に留まることを想定した評価結果となっている。一方で、国内での防災計画においては Figure 4-1 に示すように放射線量の高い地域は、プルーム通過後に順次避難することとなっており、その場合は 7 日間で積算した被ばく量よりも小さい結果となる

ものと考えられる。

以上より、公衆リスク低減の対象を EPZ 内（国内では PAZ）とするか EPZ 外（国内では UPZ）とするかで、格納容器ベント実施の適切な判断基準が変わる可能性がある。国内防災計画での考え方では、「一定の被ばく線量（しきい線量）を超えると何らかの症状が現れる確定的影響は回避する（許容しない）」、「被ばく線量の増加に伴ってがん等の発生確率が上昇する確率的影響については、合理的に可能な範囲で被ばく線量を最小限に抑える（許容しうる）」としており、対象全体の被ばく線量を抑制するよりは、個人の被ばく線量の最大値を抑制することを優先している。

したがって、EPZ 外についてはプルーム通過後の防護措置による対応が可能であること、また個人被ばく線量の抑制の観点から、EPZ 内での公衆リスク低減を目的として、本事故シナリオにおいてはケース 3 の格納容器ベント実施の判断基準が適切であると考ええる。

#### ファジィ推論による結果の活用例と課題

本評価においては、ケース 3 の格納容器ベント実施の判断基準において、ベント実施判断の度合いが高い場合に公衆リスクが低い結果が得られた。そこで得られたベント実施の判断基準については、最終的には、発電所で用いるシビアアクシデント手順書や地方自治体で用いる防災計画に反映されることで、手順書－責任者による判断－最適化された公衆リスクを整合させることが可能になると考えられる。

一方で、事故シナリオによっては、必ずしもベント実施判断の度合いと公衆リスクが一致するとも限らない。その場合には、ベント実施判断基準に遡り、判断基準を見直すことや、メンバーシップ関数を調整し公衆リスク低減に繋がるベント実施の判断基準をサーベイすることが考えられる。

また、本研究では、手順書－責任者による判断の関係性として、得られたメンバーシップ関数をどのように手順書に反映するかというところまで踏み込めていない。4.4 節で述べたように、専門家判断をメンバーシップ関数に反映する方法は Suh 氏ら[41]の研究で提案されていることから、その手法を参考にして得られたメンバーシップ関数から手順書へ反映する方法を提案することができれば、より実務的で有益な成果が得られるものと考えられる。

**Table 5-1 Amount of FP Release and Radiation Dose Relative to 7 Days Dose at Outdoor [39]**

	Noble Gas	Others (I, Cs, etc.)	Total
Amount of Release (Bq)* <sup>1</sup>	6.1E+18	3.7E+15	6.1E+18
Radiation Dose (Arbitrary Unit)			
Outdoor (During plume passing) * <sup>2</sup>	0.43	0.40	1.0
Outdoor (7 days after plume passing)	0.0	0.18	
Indoor (7 days) * <sup>3</sup>	0.03	0.20	0.23

\*1:  $Q_i$  in equations (1) and (2).

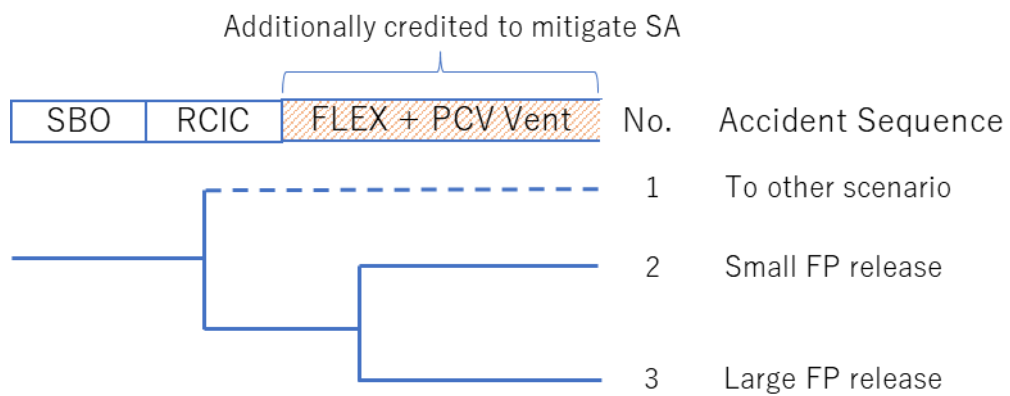
\*2:  $C_{out,i}$  in equations (1) and (2).

\*3:  $C_{in,i}$  in equations (1) and (2). Staying at reinforced concrete construction with natural circulation.

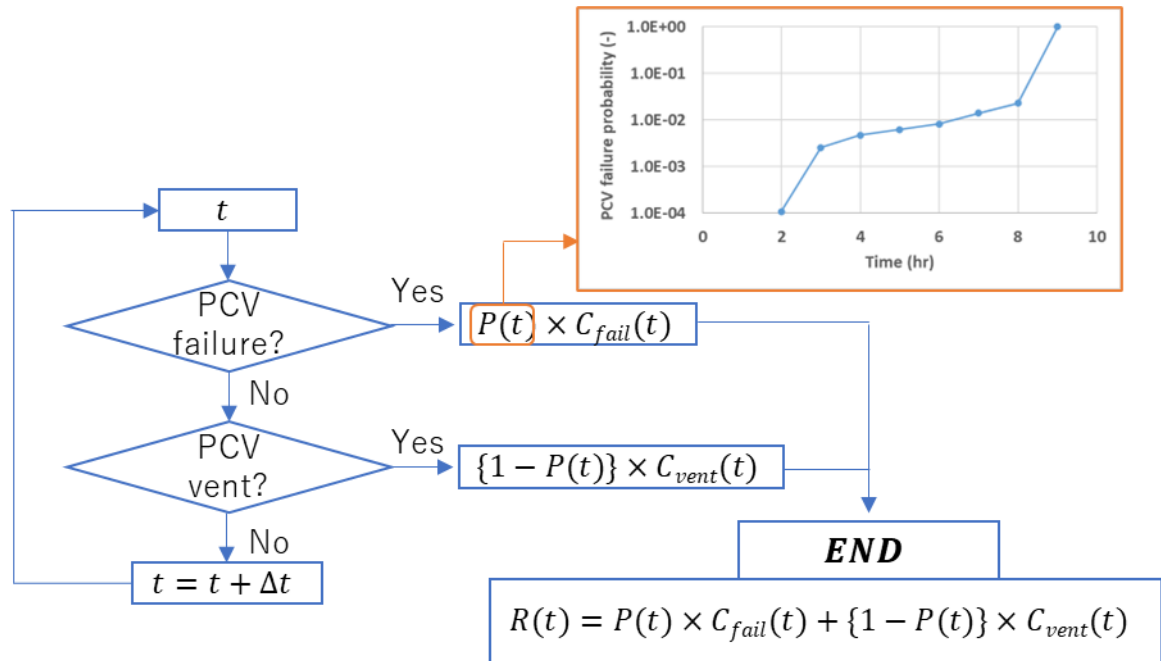
Table 5-2 Radionuclide Core Inventory [32]

Radionuclide Group	Core Inventory (Bq)	Ratio
Noble Gas	1.7E+19	6.3%
Others (CsI etc.)	2.5E+20	93.7%
Total	2.7E+20	100%





**Figure 5 -1 Accident Sequences of STSBO w/o RCIC Blackstart with and without PCV Venting**



$P(t)$ : PCV failure probability at  $t$   
 $C_{fail}(t)$ : Consequence resulting from PCV failure at  $t$   
 $C_{vent}(t)$ : Consequence resulting from PCV venting conducted at  $t$   
 $R(t)$ : Public risk provided PCV venting is conducted at  $t$

Figure 5-2 Overview of Risk Evaluation provided PCV Venting is Conducted at Time=t

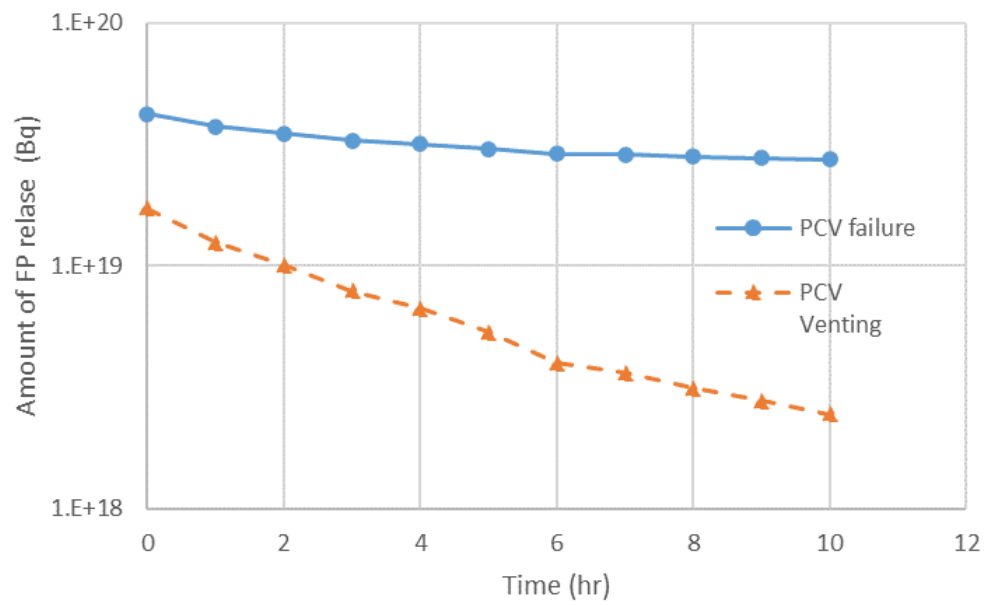


Figure 5-3 Amount of FP Release Provided PCV Venting or PCV failure at Time=t

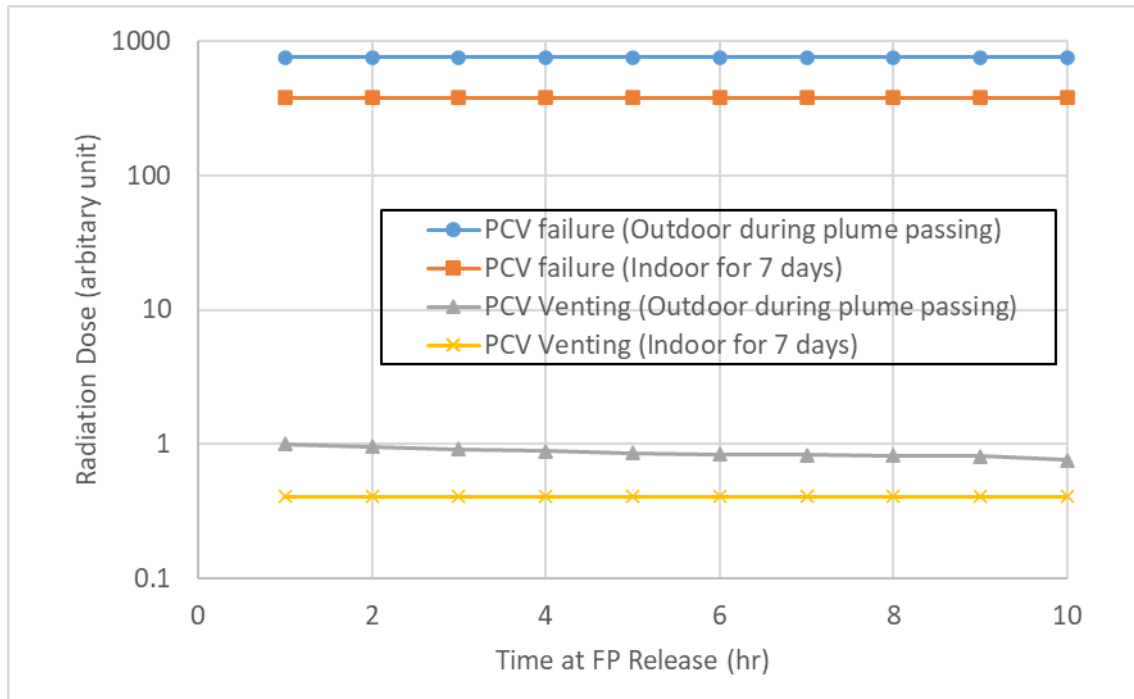


Figure 5 -4 Radiation Dose within EPZ due to PCV Failure or PCV Venting at Time=t

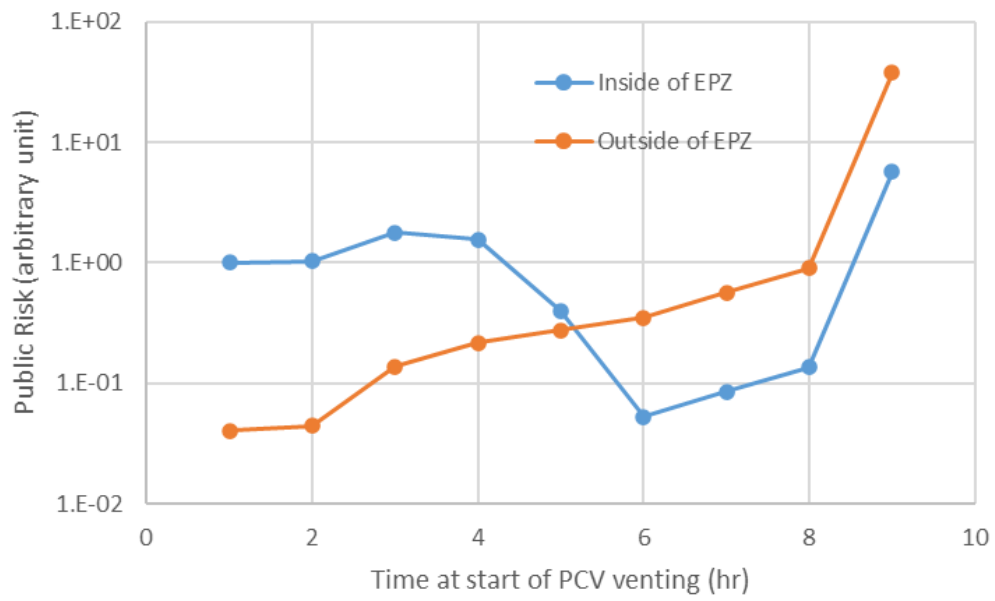


Figure 5-5 Public Risk Provided PCV Venting is Conducted at Time=t

## 5.2 国内防災計画における防護措置の検討

### 5.2.1 屋内退避

4 章及び 5.1 節において、SOARCA での事故シナリオ及び避難状況を用いて、格納容器ベント実施の判断基準について検討した。本節では、Figure 4-1 に示す国内での防災計画について、格納容器ベント実施時のリスク低減の観点から、PAZ での屋内退避について検討する。

SOARCA では EPZ 内（国内では PAZ）の住民が避難する際の速度の前提として、冬の平日昼間における通常の天気を想定している。例えば、夏の週末、冬の平日夜間では避難速度が増加し、避難完了時間は 30 分ほど早くなるため、SOARCA の避難速度は保守的な設定であるとしている。一方で、積雪、停電、避難経路の損傷などといった悪影響によって避難速度が低下する可能性も考えられる。STSBO w/o RCIC Blackstart では、FP 放出（事象発生から約 8 時間）のタイミングで避難は完了しているものの、避難速度の低下によって避難中にプルームが通過する場合や SOARCA では評価対象としていないスクラム失敗事象のような事故進展の速いシナリオの場合には、遮蔽にほとんど期待できない状況で被ばくすることになる。そのような状況下では、避難から屋内退避に切り替えたほうがリスク低減に有効な場合もあり得ることから、本節では、避難速度低下ケース（避難時間 1.5 倍及び 2 倍）、また屋内退避ケースについて公衆リスクへの影響を評価する。

ベースケースにおいては、EPZ 内の 4 つのコホートに対して、通常活動、屋内退避（避難準備）、避難の 3 つの状況を考慮し、それぞれの必要時間を設定している。例えば、最も割合の多いコホートである Public では、事象発生から 1 時間までに屋内退避、1 時間～2 時間で避難準備、2 時間から乗用車で避難をし、約 5 時間で避難完了としている（避難時間は 3 時間）。各コホートでの避難時間が延びる場合（1.5 倍及び 2 倍）での避難完了割合の時間変化を Figure 5-6 に示す。

また、避難中の被ばくを避けるため、屋内退避を選択する場合について、(2)式で UPZ での屋内退避時の被ばく評価を実施していることから、(2)式の距離減衰係数を 1 として PAZ での屋内退避時の被ばく評価を実施する。Figure 5-7 に評価結果を示す。避難時間 1.5 倍のケースでは、事象発生から 8 時間で避難がほぼ完了する。そのため、ベースケースと比較すると、8 時間までは公衆リスクが高くなっており、8 時間以降は一致する。次に、避難時間 2 倍のケースと屋内退避ケースを比較すると、屋内退避ケースでは事象発生から 5 時間までは遮蔽の効果によって公衆リスクは低くなっているが、避難完了割合が 50%を超える 6 時間以降では、遮蔽による被ばく線量の低減効果よりも、避難による低減効果の方が大きいため、公衆リスクは低くなっている。

以上より、対象とする住民の 50%以上が避難完了していない時点でプルームが通過するような状況（避難遅れ又は事故進展の速いシナリオ）においては、屋内退避を選択する方が

リスクを低減できることがわかった。さらには、屋内退避は短時間で完了できるため、Figure 4-4 のケース No.1 のように、格納容器ベントの実施を判断がより早期に可能となり、格納容器破損の不確実さを低減できる利点があると考えられる。

なお、国内での防災指針では、避難する方が健康へのリスクが高くなる要介護者などを対象として、陽圧化された特別な防護施設に退避する方針となっている (Figure 4-1 参照)。本評価では、SOARCA での防護措置を用いているため、そのようなコホートは扱っていないが、仮に対象とする場合には、本評価で適用した RC 造の建物よりも 3 倍程度の遮蔽効果が期待できる [39]。

## 5.2.2 PAZ の距離範囲

国内の防災計画では IAEA の安全基準 [42][43] を参考に、放射線による確定的影響を回避する目的で PAZ を概ね 5km 圏内として設定しているが、本節ではこれを 10km 圏内まで拡大した場合の影響について議論する。

国内での原子力発電所立地周辺における人口分布、道路状況は地域ごとで異なることから、避難の実効性を確保するため、地域ごとに防災計画を立案し対策が講じられている。例えば、人口分布の比較として、国内の PAZ で人口が最大である東海第二原子力発電所、最小である敦賀原子力発電所並びに本分析で用いたピーチボトム原子力発電所での人口を Table 5-3 に示す。東海第二での PAZ (5 km 圏内) の人口はピーチボトムの EPZ (16 km 圏内) の人口と同等である。一方で、小さい半島の先に立地している敦賀での PAZ の人口は、東海第二原子力発電所と比較して 2 桁程度少ない。

また、避難経路についても、東海第二原子力発電所周辺は平野部に位置しており、様々な道路により避難経路の確保は比較的容易であるが、半島である敦賀原子力発電所周辺は避難経路が限られており、仮に孤立した場合には、船舶やヘリコプターを使った避難方法を確保している。このように、PAZ での対象となる住民の避難の有効性について確認されている。

仮に PAZ の範囲を 10 km 圏内に拡張した場合、東海第二原子力発電所周辺であれば、Table 5-3 に示すように、対象となる人口は 4 倍に増加することから、特定の道路での渋滞の発生などによって避難の実効性が失われる可能性がある。茨城県での避難シミュレーションの結果 [45] では、PAZ が 5 km 圏内のとき PAZ の住民が UPZ 外へ避難する時間は 17 時間となっている。一方で、PAZ が 10 km 圏内のとき PAZ の住民が UPZ 外へ避難する時間は 19.5 時間と 2.5 時間の避難遅れが発生している。

本評価での避難条件とは前提が異なるため、一概に比較することは困難であるが、例えば 2.5 時間の避難遅れケースで考えた場合、5.2.1 での避難時間 1.5 倍 (ベースケースと比べて

避難完了時間 2 時間遅れ) のケースよりやや遅い結果になることが予想される。Table 2-5 に示す通り、避難完了のタイミングが格納容器破損直前となっているため、PAZ の距離範囲を拡張することで避難遅れが生じ、格納容器ベント実施判断の遅れに繋がる可能性が生じることが確認できた。

このように避難シミュレーションは立地地域ごとで実施されてきている。また、各プラントで SA 時の事故進展解析が実施されてきていることから、それらの結果を本研究で提案する評価手法に適用することで、これまでよりも事故進展に応じた防護措置を検討することが可能となる。



**Table 5-3 Comparison of Population around Nuclear Power Plant Sites [32][44]**

Nuclear Power Plant Site	Within 5 km	Within 5 to 10 km
Tokai Dai-ni	48,060	176,179
Tsuruga	373	3084
Peach Bottom (Pennsylvania) (0~16km)	43,441	

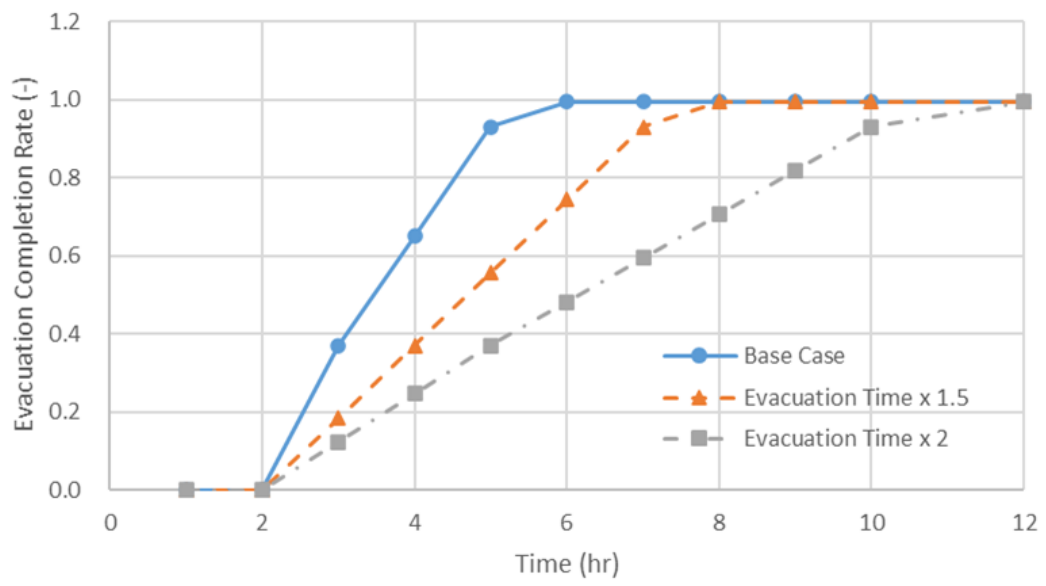


Figure 5-6 Evacuation Completion Rate for Delayed Evacuation Cases

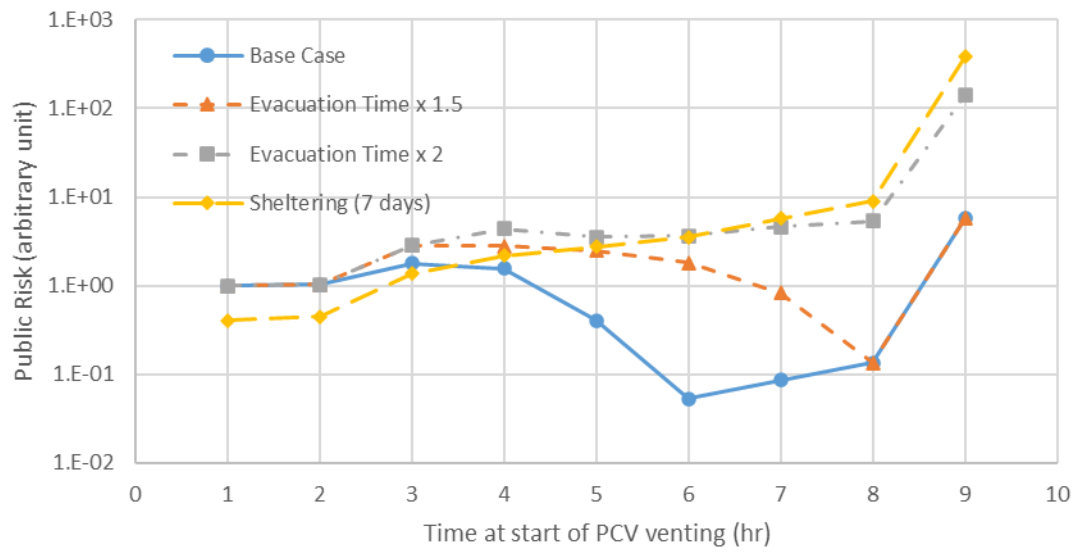


Figure 5-7 Delayed Evacuation and Sheltering

## 6. 結 言

東京電力福島第一原子力発電所の事故以降、深層防護の第 4 レベル及び第 5 レベルについて様々な対策が講じられリスク低減が図られてきている。一方で、その検討は、それぞれのレベルで個別に実施されてきており、第 4 レベルと第 5 レベルを統合的に扱ったリスク対策の検討はこれまで十分にこなされていなかった。本研究では、第 4 レベルと第 5 レベルの統合的リスク評価として、格納容器ベント実施時に着目してリスク分析を行った。

リスク評価手法としては、大きく 2 つの評価手法を組み合わせることで構成されており、1) STPA を用いたアクシデントに至るシナリオの抽出、2) ファジィ推論を用いた公衆リスク低減のための格納容器ベントの判断基準及び防護措置の検討、からなる。格納容器ベント実施時には、原子力発電所内の組織体制やプラント設備、原子力防災に関わる組織体制や住民など幅広い関係性が状況に応じて連携して機能する必要がある。従来手法である故障モード影響解析やハザード操作性解析は個々の要素の信頼性に着目するため、このような関係性を扱うことに適していないため、このようなシステム全体での関係性からハザード要因を分析できる STAMP/STPA を用いた。また、STAMP/STPA で抽出した重要なハザードシナリオに対するリスク低減策の検討として、ファジィ推論を用いて格納容器ベント実施判断を「実施する」、「実施しない」の二値ではなく、複数の判断要素から実施判断の度合い（適合度）を定量化し、公衆リスクとの比較を通じてリスク低減に有効な防護措置検討を検討した。

STPA を用いた分析では、深層防護の第 4 レベル及び第 5 レベルに関わる原子力緊急時対応の体制、SA 時の原子力発電所内の体制、原子炉施設の設備から、アクシデント発生を防止する要素を抽出し、これらの関係性をコントロールストラクチャとして表した。このコントロールストラクチャを用いて、非安全なコントロールアクション（UCA）の抽出を行い、「格納容器ベント実施指示の誤り/遅れ」、「フィルタベントの誤操作」が発生可能性の高いUCAとして挙げた。その際、アクションに対するガイドワードの適用性検討、アクションのグループ化、UCAの発生可能性によるスクリーニングの検討を行い、客観性を確保しつつ、合理的にUCAを抽出した。次に、これらUCAに関係する要素から、格納容器ベントに関する組織や設備の役割を分析・検討し、計 16 のハザード誘発要因及びハザードシナリオを特定した。また、それらをグループ化し重要度分類を行った結果、「避難指示の遅れ」及び「格納容器ベント実施判断の遅れ」が重要なシナリオであることが確認された。最後に考察として、STPA でハザードシナリオが論理的に導出されているかをボトムアップで確認するとともに、UCA スクリーニングプロセスについても検討した。

ファジィ推論を用いた公衆リスク低減策の検討として、STPA の分析結果で重要度の高い「格納容器ベント実施判断」及び「避難遅れ」に着目し、SOARCA での事故シナリオを用

いて、公衆リスク低減に有効な格納容器ベント実施の判断基準及び防護措置について評価・検討した。格納容器ベント実施の判断基準として、現状の判断基準であるケース 1 に加えて、ケース 2（ケース 1+避難遅れ考慮）及びケース 3（ケース 2+避難完了考慮）を考慮し、それぞれのケースで格納容器ベント実施の適合度を評価した。格納容器ベント開始タイミングを変えた場合の公衆リスクとの比較の結果、ケース 3 の格納容器ベント実施の判断基準が、他のケースと比べて公衆リスク低減に有効であることが確認された。さらには、この公衆リスク評価を活用して、EPZ 内の住民で避難遅れが発生した場合に屋内退避の有効性についても検討し、住民の 50%以上が避難完了していない時点でブルームが通過するような状況では屋内退避が有効であることが確認された。

このように、シビアアクシデント時での発電所内及び防災計画にある組織、人、設備を STPA で統合的に扱いリスク要因を抽出するとともに、抽出された重要なハザードシナリオに対して、ファジィ推論及び公衆リスク評価を通じて、リスク低減策を検討することができた。以上より、序言にて示した目的「深層防護の第 4 レベルと第 5 レベルの両方を取り扱うことのできるリスク分析手法を確立すること」が達成された。

本研究では、STPA 及びファジィ推論といったフレキシビリティの高い手法を用いることにより、これまで検討が十分とは言えない深層防護の第 4 レベルと第 5 レベルのマネジメントを統合的に扱ったリスク評価手法を構築した点について、新規性を有するものと考えられる。また、深層防護での第 5 レベルの実効性確認として防災訓練が実施されているが、今回提案した評価手法を用いることで、大きなコストを掛けずに防災計画の有効性確認及び更なるリスク低減策の検討が可能となることが確認できた。このようなリスク分析が、事業者と地方自治体の関係者の連携の上で実施され、リスク要因に対して適切な対策（手順書の改善など）が講じられることにより、原子力緊急時対応を含めた全体の更なるリスク低減に寄与できるものと考えられる。

## Abbreviations

BOP	Balance Of Plant
BWR	Boiling Water Reactor
CA	Control Action
CS	Control Structure
EPZ	Emergency Planning Zone
FP	Fission Product
FMEA	Failure Modes and Effects Analysis
FTA	Fault Tree Analysis
HAZOP	Hazard and Operability Study
HCF	Hazard Causal Factor
HS	Hazard Scenario
IAEA	International Atomic Energy Agency
IC	Isolation Condenser
JAEA	Japan Atomic Energy Agency
NRA	Nuclear Regulation Authority
PAZ	Precautionary Action Zone
PCV	Primary Containment Vessel
PRA	Probabilistic Risk Assessment
PWR	Pressurized Water Reactor
RPV	Reactor Pressure Vessel
SA	Severe Accident
SOARCA	State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project
STAMP	System Theoretic Accident Model and Processes

STPA	System-Theoretic Process Analysis
STSBO	Short-Term Station Blackout
UCA	Unsafe Control Action

## References

- [1] IAEA, “Safety of Nuclear Power Plants : Design”, SSR-2/1 Rev.1 (2016).
- [2] Government of Japan, “ Report of Japanese Government to IAEA Ministerial Conference on Nuclear Safety - Accident at TEPCO's Fukushima Nuclear Power Stations”, (2011).
- [3] Nuclear Regulation Authority, “Outline of New Regulatory Requirements For Light Water Nuclear Power Plants (Severe Accident Measures)” (2013).  
<https://www.nsr.go.jp/data/000067119.pdf>
- [4] Nuclear Regulation Authority, “原子力災害対策指針” (2018).  
<https://www.nsr.go.jp/data/000024441.pdf>
- [5] IAEA, “Defence in Depth in Nuclear Safety”, INSAG-10 (1996).
- [6] Subcommittee of Nuclear Accident Response, Science Council of Japan, “東京電力福島第一原子力発電所において 発生した事故事象の検討（続報）”, The 23<sup>rd</sup> SCJ (2016)  
<https://www.scj.go.jp/ja/member/iinkai/kiroku/3-20160603.pdf>
- [7] Atomic Energy Society of Japan, “原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル3 PRA 編）：2018 (AESJ-SC-P010:2018)” (2018).
- [8] Nuclear Energy Agency, “Status of Practice for Level 3 Probabilistic Safety Assessments”, NEA/CSNI/R(2018)1, (2018).
- [9] USNRC, “Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants”, NUREG-1150 Vol. 1, (1990).
- [10] USNRC, “Integrated Safety Analysis Guidance Document”, NUREG-1513,(2001).
- [11] Office for Nuclear Regulation, “Probabilistic Safety Analysis”, NS-TAST-GD-030 (2019).
- [12] USNRC, “Level 3 PRA Project”, (in progress)  
<https://www.nrc.gov/about-nrc/regulatory/research/level3-pra-project.html>
- [13] Takeshi Matsuoka, et al., “Procedure Guide of FMEA (Failure Mode and Effect Analysis)”, Papers of National Maritime Research Institute 6(2) (2006).



- [14] Nobuo Takagi, “Process Hazard Analysis applying HAZOP study”, The Institute of Electronics, Information and Communication Engineers SSS 104 (761), (2005).
- [15] USNRC, “PRA Procedures Guide: A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessments for Nuclear Power Plants”, NUREG/CR-2300, (1983).
- [16] USNRC, “Regulatory Analysis Guidelines of the U.S. Nuclear Regulatory Commission”, NUREG/BR-0058 Revision 4 (2004).
- [17] Council for Nuclear Disaster, “原子力災害対策マニュアル” (2013).  
[https://www.kantei.go.jp/jp/singi/genshiryoku\\_bousai/pdf/taisaku\\_manual.pdf](https://www.kantei.go.jp/jp/singi/genshiryoku_bousai/pdf/taisaku_manual.pdf)
- [18] Nancy G Leveson, et al., “STPA Handbook”, (2018).  
[http://psas.scripts.mit.edu/home/get\\_file.php?name=STPA\\_handbook.pdf](http://psas.scripts.mit.edu/home/get_file.php?name=STPA_handbook.pdf)
- [19] Nancy G Leveson, “Engineering a Safer World: Systems Thinking Applied to Safety”, MIT Press, (2011).
- [20] Information-technology Promotion Agency, Japan, “初めての STAMP/STPA”, Ver1.0, (2016).  
<https://www.ipa.go.jp/files/000055009.pdf>
- [21] EPRI, “Systems Theoretic Process Analysis (STPA) Applied to a Nuclear Power Plant Control System” (2013).  
[http://psas.scripts.mit.edu/home/wp-content/uploads/2013/04/02\\_EPRI\\_MIT\\_STAMP\\_Mar2013.pdf](http://psas.scripts.mit.edu/home/wp-content/uploads/2013/04/02_EPRI_MIT_STAMP_Mar2013.pdf)
- [22] Zadeh, L.A., “Fuzzy sets”, Information and Control, vol.8 (1965).
- [23] Nuclear Regulation Authority, “フィルタベント・システムについて” (2017).  
<https://www.da.nsr.go.jp/file/NR000046035/000199919.pdf>.
- [24] Takuto Ishimatsu, et al., “Hazard Analysis of Complex Spacecraft using Systems Theoretic Process Analysis”, AIAA Journal of Spacecraft and Rockets, (2013). DOI: 10.2514/1.A32449
- [25] Todd Pawlicki, et al., “Application of systems and control theory-based hazard analysis to radiation oncology,” Journal of Medical Physics, 43, 1514, (2016). DOI: 10.1118/1.4942384
- [26] Seth Placke, et al., “Integration of Multiple Active Safety Systems using STPA,” SAE

Technical Paper, (2015). DOI:10.4271/2015-01-0277

- [27] “Road vehicles - Safety of the intended functionality”, ISO/PAS 21448: 2019.
- [28] Mathworks, “Fuzzy Logic Toolbox User’s Guide”, MATLAB (2019).
- [29] Mamdani, E.H., Assilian, S., “An experiment in linguistic synthesis with a fuzzy logic controller”, Int. J. Man Mach. Stud. 7 (1), 1–13 (1975).
- [30] Zhengy Huang, et al., “Fuzzy Logic Control Application in a Nuclear Power Plant”, IFAC Proceedings Volume 35, Issue 1 Page 239-244 (2002).
- [31] Takehisa Onisawawa, et al., “Fuzzy Human Reliability Analysis on Chernobyl Accident”, Fuzzy Sets and Systems 28 115-127 (1988).
- [32] USNRC, “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project”, NUREG/CR-7110 Vol.1 Rev.1 (2013).
- [33] Nuclear Safety Commission, “安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ” (2003).
- [34] Nuclear Regulation Authority, “実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方について” NREP-0002, (2018).  
<https://www.nsr.go.jp/data/000155788.pdf>
- [35] Tokyo Electric Power Company Holdings, “フィルタベント設備の概要について” (2013).  
[https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2013/images/handouts\\_130717\\_03-j.pdf](https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2013/images/handouts_130717_03-j.pdf)
- [36] Tokyo Electric Power Company Holdings, “「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について” (2016).
- [37] Nuclear Regulation Authority, “緊急時モニタリングについて（原子力災害対策指針補足参考資料）” (2018).  
<https://www.nsr.go.jp/activity/monitoring/monitoring6.html>
- [38] Institute of Nuclear Power Operations, “Lessons Learned from the Nuclear Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station,” INPO11-005 Addendum (2012).

- [39] Japan Cabinet Office and JAEA, “原子力災害発生時の防護措置—放射線防護対策が講じられた施設等への屋内退避—について [暫定版] ”, revision 3 (2021).  
[https://www8.cao.go.jp/genshiryoku\\_bousai/shiryoku/pdf/02\\_okunai\\_zantei\\_r3.pdf](https://www8.cao.go.jp/genshiryoku_bousai/shiryoku/pdf/02_okunai_zantei_r3.pdf)
- [40] JAEA, “第 17 回 「緊急時区域 (PAZ 及び UPZ) について」 (平成 26 年 7 月) ”, (2014).  
<https://www.jaea.go.jp/04/shien/research/EP017.html>
- [41] Young A Suh, et al., “Estimation of the likelihood of severe accident management decision-making using a fuzzy logic model”, *Annals of Nuclear Energy*, 144 (2020).
- [42] IAEA, “Criteria for Use in Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency”, IAEA Safety Standards Series No. GS-G-2 (2011).
- [43] IAEA, “Arrangements for Preparedness for a Nuclear or Radiological Emergency” , IAEA Safety Standards Series No. GS-G-2.1 (2007).
- [44] Kenji Tani, “全国の原子力発電所の周辺人口 (2005 年) ”, (2012).  
<https://ktgis.net/disaster/genpatsupop/index.html>.
- [45] Ibaraki Prefecture, “避難時間推計シミュレーションの結果について”.  
<https://www.pref.ibaraki.jp/seikatsukankyo/gentai/kikaku/nuclear/bosai/documents/250726siryou4.pdf>

## 謝辞

本研究の遂行にあたり、指導教官として終始多大なご指導、温かいご助言を賜った東京大学工学研究科原子力国際専攻教授 高田孝先生に深謝いたします。

同専攻助教 成川隆文先生には、本論文の作成にあたり、適切なお助言を賜りました。ここに深謝の意を表します。

また、2022年3月にご退官されましたが、原子力専攻前教授 山口彰先生には、研究立ち上げ当初の形のないところから辛抱強くご指導いただき、また論文審査もご担当いただき、心より感謝申し上げます。

東京都市大学理工学部 原子力安全工学科准教授 牟田仁先生、東京大学工学研究科建築学専攻准教授 糸井達哉先生並びに同大学同研究科原子力国際専攻准教授 出町和之先生には、論文審査におきまして多角的に適切なお助言を賜りました。感謝申し上げます。

北海道大学エネルギー環境システム専攻助教 張承賢先生には、ファジィ推論に関する資料や論文作成のご助言をいただき、厚く御礼申し上げます。

最後に、高田研究室の皆様、角田千里さんには、本研究の遂行にあたり多大なご助言、ご協力頂きました。ここに感謝の意を表します。