

リスク部会  
Dynamic PRA の最新動向  
Latest trends of Dynamic PRA

(2)リスクモニターにおける原子力プラント状態の動的挙動の表示  
—GO-FLOW 手法の応用—

(2) Display of Dynamical Behavior of Nuclear Power Plant States in Risk Monitor System  
- Use of the GO-FLOW Methodology and Interactive Update -

\*松岡 猛<sup>1</sup>

<sup>1</sup>宇都宮大学地域創生推進機構

## 1. 序論

原子力プラント事故、特に苛酷事故では事故の推移にともないプラント構成の状況が劇的に変化していく。それに伴い、プラントの安全運転・事故進展防止のために要求されるミッションも変化していく。そのためプラント運転員はプラント状態を即座に総合的に理解し、その情報を運転判断に活用する必要がある。本発表では、リスクモニターシステムの中で GO-FLOW 手法[1]をいかに使用するかを中心に説明する。

リスクモニターは基本的にはリビング PSA に基づいている。事故に伴い動的に変化するプラント状態を実時間で解析する必要があり、現状のプラント状態から今後どのような状態になり得るか、ミッションの成功確率等を示すことが重要である。リスクモニターに向かい合っている運転員は、リスクモニターにプラントの現在の条件を入力し、現状および今後のプラントのリスク状態を相互作用的に得る。そのために GO-FLOW 解析をプラント状態の変化、ミッションの変化に柔軟に対応して実施する仕組みを検討した。

本発表では BWR プラントを取り上げ、福島第一事故[2]に基づいた仮想的な事故進展を設定した。

解析結果をリスクモニターに表示する際には、解析条件や境界条件なしに結果のみを示すことは時として誤解釈をもたらしてしまう。また、解析結果の不確実幅も判断を下す際に重要な情報となる。

## 2. リスクモニター

### 2-1. リスクモニターシステム

リスクモニターの用語は IAEA により「プラント固有の実時間解析ツールであり、システム及び機器の実際の状態に基づいて瞬時リスクを決定する。」と述べられている[3]。リスクモニターは基本的にはリビング PSA に基づいており、リビング PSA と同じ頻度で更新され、運転員判断に使用される。最初のリスクモニター-ESSM は 1988 年に Heysham 2 において開発された[4]。現在ではあらゆるプラントにおいて使用されている。

ここでは、リスクを単に苛酷事故に限定するのではなく、プラント状態の異常に伴う全ての種類の危険な状態を含むものとする。要求されたミッションの失敗は時として事故に至るので、プラントの現状から判断して将来におけるミッションの失敗確率を提示することも重要である。また、システムのアベイラビリティに加え、冷却水インベントリー、プラント周辺の放射線レベルも運転員にとり重要な情報となる。

### 2-2.信頼性解析における重要事項

動的に変化する複雑なプラントシステムの信頼性解析においては以下の項目が重要となる。

共通原因故障：もし単一の事象が複数の機器に影響を及ぼす場合、複雑システムにおける冗長性が破られる可能性がある。そのため共通原因故障が解析において適切に取り扱われていなければならない[5]。

フィズドミッション問題：事故の進展に伴い要求されるミッションは変化していく。それ故、フィズドミッションの状況も適切に取り扱う必要がある。

システム間の従属性：複数のシステム間で共通に使用されている機器がある場合は、それらのシステム間に従属性が発生する。これも適切に取り扱う必要がある。

ループ構造の影響：大規模複雑システムにおいては相互に支援し合う等のループ構造がしばしば存在して

いる。信頼性解析においてこの影響を正しく取り扱う必要がある[6]。

不確実さ：不確実さの幅に関する情報は解析結果を適切に判断するために重要である。

### 2-3. リスクモニターに必要な機能

動的な挙動を示すプラントのリスクモニターでは以下の機能を考慮する必要がある。リスクモニターに向かい合っている運転員は、リスクモニターにプラントの現在の状況を入力し、現状および今後のプラントのリスク状態を相互作用的に得る。そのために GO-FLOW 解析がプラント状態の変化、要求されるミッションの変化に柔軟に対応して実施される必要がある。更新された解析結果は自動的に図表の表現形式でリスクモニター画面に表示されなくてはならない。それにより運転員はリスク状態を容易に直観的に理解することができる。

## 3. GO-FLOW 手法

本研究では、ミッションの成功確率を GO-FLOW 手法を用いて計算した。そこで GO-FLOW 手法について簡単に記述する。

GO-FLOW 手法は成功確率を追うシステム信頼性解析手法で、システムの信頼度、アベイラビリティを評価することができる。モデル化手法により、信号線とオペレータより構成された機器/サブシステム/システムの工学的機能を表している図（チャート）を作成する。図中の機能的な要素（オペレータ）は物理的な機器の故障・動作や論理的な機能（AND、OR 等）あるいは信号発生器をモデル化している。現在 14 種類のオペレータが定義されている。オペレータ内での計算式は参考文献[1]に掲載されている。オペレータの出力信号線は他のオペレータの入力信号線として用いられ、作成された図がシステム全体の動作、状態変化等を表現する。特定の値（故障確率、動作確率等）が各オペレータにデータとして与えられている。

信号線は特定の物理量や情報の存在を表している。信号線の存在は、現に存在している場合に加えて、存在する可能性（下流の抵抗・障害が全て取り除かれたとき存在する場合）も含む。信号線には強度（intensity）という量が付随しており、信号の存在確率を表している。

有限の離散的な値がタイム・ポイントとして定義され、システムの時間的推移を表すため用いられる。信号線がタイプ 35, 37, 38 のオペレータの副入力線として用いられる場合信号線強度はタイム・ポイント間の時間経過量を表す。

解析の第一段階は対象工学システムをモデル化して GO-FLOW チャートを作成することである。この作業は図 1 に示す様な GO-FLOW チャートエディターという PC 上のソフトでインタラクティブに行うことができる。この時、タイム・ポイント情報、各種データも定義・割り付けて行くことができる。

解析は信号線の上流から下流への順番に行われる。エディターに組み込まれた解析プログラムが実行され、結果が得られる。

GO-FLOW では、共通原因故障、フェイズドミッション問題が実施でき、ミニマルカットセットの同定、不確実さ解析、感度解析も可能である。

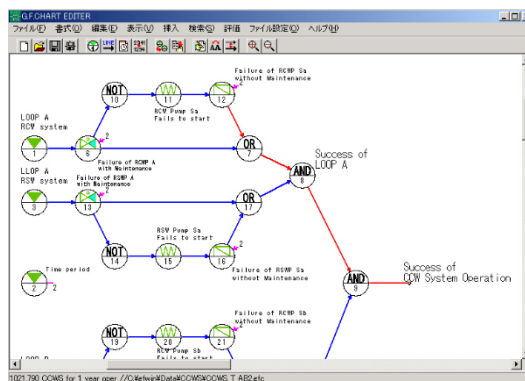


図 1 GO-FLOW チャートエディター

## 4. 解析対象システム

本研究では、一般的な BWR システムを取り上げた。本システムには 5 つのループ構造が見られ、全体のシステム図は先行研究[7]に掲載されている。

### 4.1 仮想的な事故シーケンス

以下の事故シーケンスを福島第一原子力発電所事故[2]を参考に設定した。

最初、原子炉が正常に運転されている。ある時点で外部電源が喪失し非常用発電機（EDG）が起動され発電が継続される。次に 2 基の EDG のうちの 1 基が故障により停止するが発電は継続させる。その次に第二の

EDG も停止する。この時、原子炉の発電はタービン発電機を用い継続する。この状態では電力供給はループ構造により得られている。次の段階で、原子炉を停止させる。これ以降ミッションは発電から炉心冷却へと移る。AC 電源喪失で所内電源喪失状態となる。RCIC（隔離時冷却系）と HPCI（高圧注入系）が順次使用される。両システムの使用が不可となった後、消防ポンプが主冷却系に接続され清水タンクからの冷却水を注入し、清水枯渇後は海水を用い冷却する。このような経緯で電源回復を待つ。この状況をまとめたのが表 1 である。

表 1 各システムの使用状況

4.1 故障率データ

故障率は原子力学会のレベル 1PSA 標準手順書[8]および IAEA で収集したデータ[9]に基づいて設定した。不確かさ幅は原子炉安全性研究[10]の考えを参照した。

5. GO-FLOW モデリング

仮想的な事故シーケンスを GO-FLOW チャートを用いモデル化した。そこでは時間経過とともに要求されるミッション、使用される機器・システムが規定されている。本研究では 1 枚の大きな GO-FLOW チャートを作成し、関連するシステムを全て組み込んである。それ故、解析は一度の計算で終了し設定時間のすべての期間にわたって変化していくミッションの成功確率が得られる。

もし異なる事故進展、条件を評価する必要がある場合は、異なる GO-FLOW モデルで再計算を実施しなければならない。今回作成した大きな GO-FLOW チャートでは、チャート構造を変えることなく、作動させるサブシステム、タイミング等をパラメータ値の変更のみで変更することができる。図 2 は GO-FLOW 解析プログラムの入力データの一部であり、EDG、ポンプ、HPCI、RCIC 等の作動の開始/停止時刻を規定する部分を赤字で表現している。

この様に入力データに直接アクセスすることにより素早く異なった事故条件、運転員対応についての評価結果を得ることができる。

Subsystems	Phases							
	1	2	3	4	5	6	7	8
Off Site Power	█	█	█	█	█	█	█	█
Turbine	█	█	█	█	█	█	█	█
EDG 1	○	█	█	█	█	█	█	█
EDG 2	○	█	█	█	█	█	█	█
RCIC	█	█	█	○	█	█	█	█
HPCI	█	█	█	█	○	█	█	█
Fire Pump	█	█	█	█	█	█	○	█
Pure Water	█	█	█	█	█	█	○	█
Sea Water	█	█	█	█	█	█	█	○

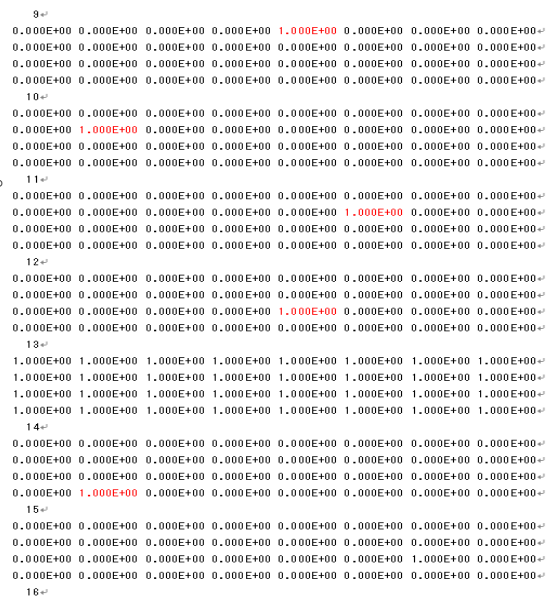


図 2 GO-FLOW 解析プログラム入力データ

6. 解析結果

6.1 基本ケース

基本ケースとして以下のプラント状態の進展を設定した。

1. 定常運転が 20 時間経過後、所外電源喪失発生。EDG1 及び 2 が即時起動。
2. 40 時間後に EDG1 停止。60 時間後に EDG2 停止。
3. 蒸気タービンによる発電を 80 時間後まで継続後停止。
4. RCIC 運転開始。HPCI をバックアップとして使用。
5. 100 時間後に RCIC 停止。HPCI をさらに 10 時間動作させる。
6. 110 時間後に消火ポンプを接続。清水を注入。
7. 125 時間後に海水注入に切り替える。

解析結果を図 3 に示す。90%不確かさ幅を点線で示してある。タービン発電機のみによる発電の 60 から 80

時間の間、及び 100 から 110 時間の HPCI のミッションの成功確率は低くなっている。もし運転員がこのグラフを見ると、プラントリスクは少々高く他の選択肢を検討したくなるであろう。例えば、RCIC の開始時刻と消火ポンプの接続時刻を早めたらどうなるかである。この変更は今回の大きな GO-FLOW チャートのモデルを用いると入力データのパラメータ値修正だけで容易に実施できる。

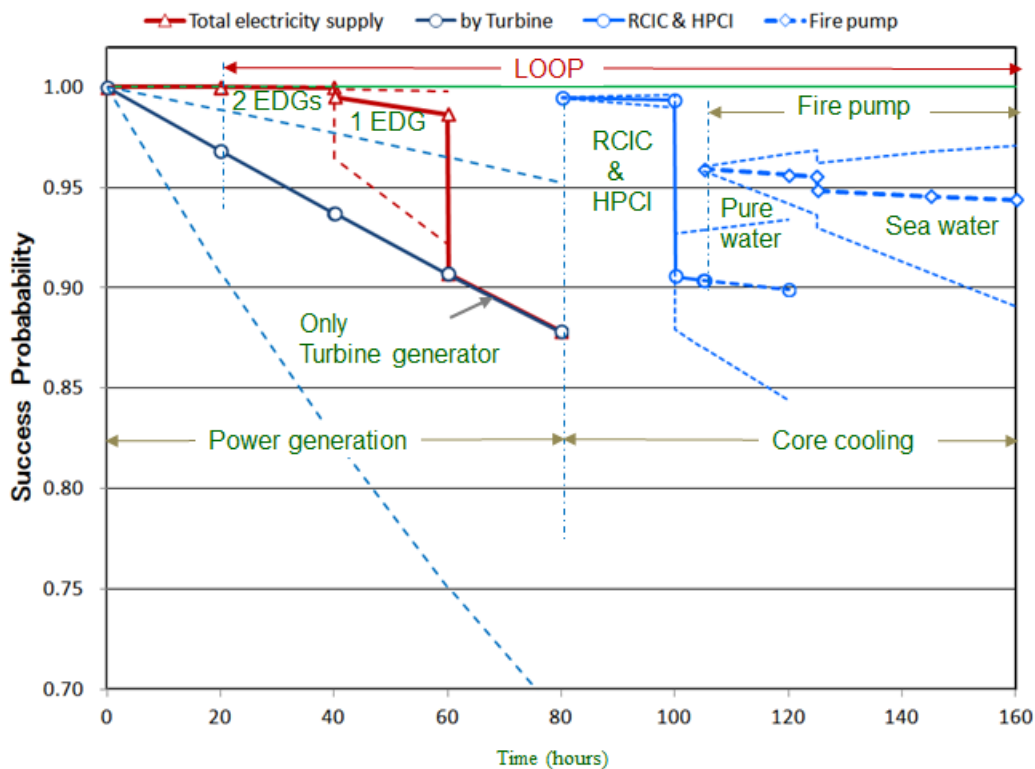


図3 基本ケースの解析結果

## 6.2 基本ケースの修正および他のサブシステム不動作状態

HPCI および消火ポンプ接続を早めた場合を図4に示す。0 から 160 時間全域にわたり比較的高いレベルのミッション成功確率が得られている。

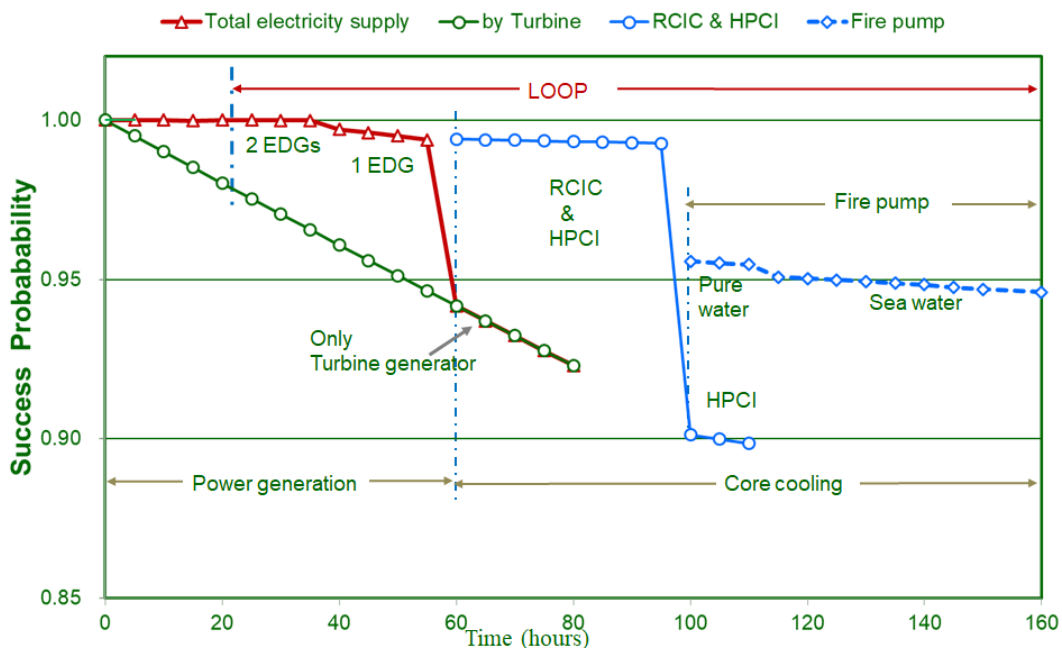


図4 基本ケースにおいて HPCI 開始、消火ポンプ接続を早めた場合

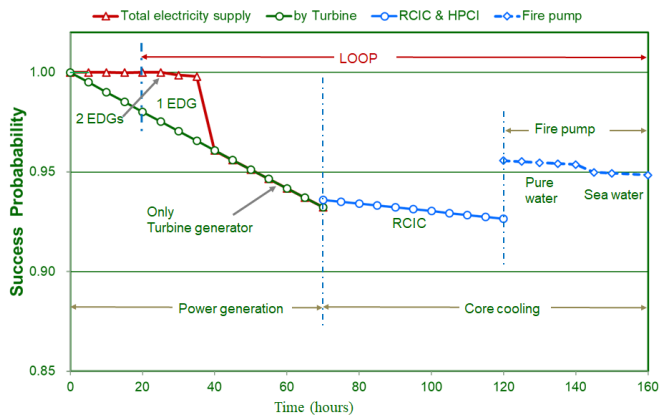


図5 ケース2

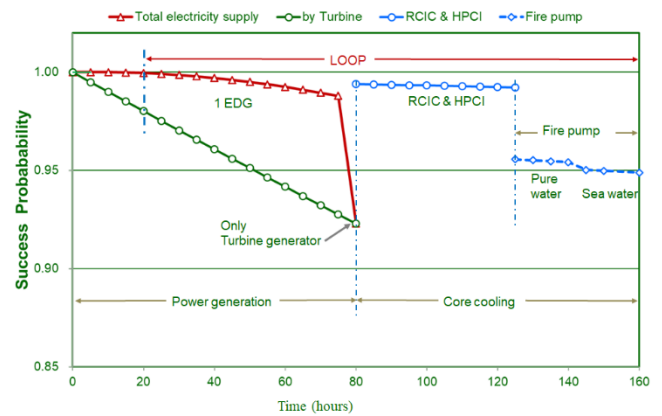


図6 ケース3

ケース2においては、HPCIとEDG1が不具合でどちらも使用不可の場合である。40時間以降、ミッション成功確率が低い値となっている。基本ケースのデータを少し変更するだけで本ケースが計算可能である。

ケース3では、EDGとRCICをそれぞれできるだけ長時間使用し、HPCIはバックアップとしての使用に限っている。全期間にわたり比較的高い信頼度が得られている。

## 7. 議論及び結論

2節において述べた様にリスクモニターでは更新された解析結果を自動的に図表形式で提供できなければならない。現状のGO-FLOW解析体系[11]では解析結果を自動的に図表形式で得ることはできるが、リスクモニターとつなげるためのインターフェイスを作成する必要がある。解析例で示したように使用するサブシステムの変更、使用期間の変更等の条件を容易に解析に反映できる。

解析結果の数値(成功確率)は要求されるミッションの種類、冷却能力の違い等も考慮して判断されるべきで、このような情報もリスクモニターには重要となる。解析条件や境界条件なしに結果のみを示すことは時として誤解釈をもたらしてしまう。また、解析結果の不確か幅も判断を下す際に重要な情報となる。

動的な事故進展に対応した実時間解析が容易に実施できるGO-FLOW手法のリスクモニターへの活用が有用であることが示された。

## 参考文献

- [1] Matsuoka, T and Kobayashi M. (1988). GO-FLOW A New Reliability Analysis Methodology. Nuclear Science and Engineering 98, 64-78.
- [2] Prime Minister of Japan and his Cabinet (2011). Report of Japanese Government to the IAEA Ministerial Conference on Nuclear Safety - The Accident at TEPCO's Fukushima Nuclear Power Stations -.
- [3] IAEA (1999). Living Probabilistic Safety Assessment (LPSA). IAEA-TECDOC-1106.
- [4] Holloway, N.J. (1994). Risk-Based Management of Safety Systems' Availability. NEA/CSNI/R(94)21.
- [5] Matsuoka, T. and m. Kobayashi (1997). The GO-FLOW reliability analysis methodology—analysis of common cause failures with uncertainty, Nuclear Engineering and Design. 175, 205–214.
- [6] Matsuoka, T. (2012). Generalized Method for Solving Logical Loops in Reliability Analysis. PSAM-11, Helsinki, Finland, June 25-29.
- [7] Matsuoka, T. (2016), Transition of the mission success probability under severe accident conditions: analysis by the GO-FLOW methodology and the consideration of uncertainty. International Journal of Nuclear Safety and Simulation 7(2),119-128.
- [8] Japan Atomic Energy Society (2008). A standard for Procedures of Probabilistic Safety Assessment of Nuclear Power Plants during Power Operation (Level 1 PSA). AESJ-SC-P008.
- [9] IAEA (1989). Survey of ranges of Component reliability data for use in probabilistic safety assessment. IAEA-TECDOC-508.
- [10] U.S.NRC (1975). An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants Appendix III Failure Data, WASH-1400, NUREG-75/014.
- [11] Matsuoka, T. (2018). Dynamic Behaviour of Nuclear Power Plant State under Severe Accident Conditions: Analysis by the GO-FLOW Methodology and the Consideration of Loop Structures. In Aldemir, T (Eds.), Advanced Concepts in Nuclear Energy Risk Assessment and Management, pp.427-476, World Scientific Publishing Co Pte Ltd.

\* Takeshi MATSUOKA<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Utsunomiya Univ., Collaboration Center for Research and Development