

令和 3 年度原子力規制庁委託成果報告書

原子力施設等防災対策等委託費
(動的レベル 1 確率論的リスク評価手法の開発)
事業

国立研究開発法人
日本原子力研究開発機構
令和 4 年 3 月

本報告書は、原子力規制委員会原子力規制庁からの委託により実施した業務の成果をとりまとめたものです。

本報告書に関する問い合わせは、原子力規制庁までお願いします。

目次

1. はじめに	1
2. 動的に ET 解析を一貫して行う解析ツールの開発	3
2.1. 代替評価モデルの充実化.....	3
2.1.1. 線形モデル (Linear models)	3
2.1.2. 最近傍法 (K 近傍法、K-nearest neighbors algorithm)	7
2.1.3. サポートベクターマシン (Support vector machines)	8
2.1.4. ガウス過程 (Gaussian processes)	9
2.1.5. ニューラルネットワーク (Neural network models)	10
2.1.6. 代替評価モデルの予測精度に影響する因子	11
2.1.7. RAPID に代替評価モデルの実装.....	13
2.2. 多忠実度シミュレーション手法の導入	14
2.2.1. 動的 PRA における計算負荷の課題	14
2.2.2. 多忠実度モデルを用いた動的 PRA 手法の構築.....	14
2.2.3. 解析例及び従来手法との比較	16
2.3. 国内外の情報調査	22
2.3.1. 日本原子力学会 「2021 年秋の大会」と「2022 年春の年会」	22
2.3.2. PSA2021	23
2.3.3. ESREL2021	28
2.4. まとめ.....	29
3. 動的 PRA の実施	30
3.1. 動的な事故シーケンスの解析	30
3.1.1. BWR における SBO 事故シナリオ	31
3.1.2. BWR における THALES2 を用いた SBO 事故解析.....	38
3.1.3. 様々なサンプリング手法による SBO 事故解析.....	41
3.1.3.1. 簡素化した BWR の SBO 事故シナリオ.....	42
3.1.3.2. モンテカルロ法.....	44
3.1.3.3. 準モンテカルロ法	45
3.1.3.4. 代替評価モデルを用いた解析	46
3.1.3.5. 適合サンプリング法.....	46
3.1.3.6. 様々なサンプリング手法による PRA 結果の比較	46

3.1.4.	BWRにおけるAprosを用いたSBO事故解析	48
3.1.4.1.	Aprosモデルの更新	48
3.1.4.2.	SBO事故解析の実施	52
3.1.4.3.	解析結果の考察.....	62
3.1.5.	PWRにおけるSBO事故シナリオ.....	72
3.1.6.	PWRにおけるAprosを用いたSBO事故解析	76
3.1.6.1.	SBO事故解析のためのAprosへのモデルの追加.....	76
3.1.6.2.	SBO事故解析の実施	84
3.1.6.3.	解析結果の考察.....	94
3.2.	解析結果の評価.....	120
3.2.1.	クラスタリングによる事故シーケンスのグループ化	120
3.2.1.1.	BWRの解析結果 (THALES2) に対するクラスタリング	120
3.2.1.2.	BWRの解析結果 (Apros) に対するクラスタリング	125
3.2.1.3.	PWRの解析結果 (Apros) に対するクラスタリング	131
3.2.2.	動的PRAと従来のPRAとの比較.....	137
3.3.	まとめ.....	137
4.	動的PRA手法の整理	138
4.1.	RAPIDフレームワークの設計と構成	138
4.2.	プラントシミュレーションコードとのインターフェースの構成と利用例.....	144
4.2.1.	Apros.....	145
4.2.2.	THALES2	147
4.3.	まとめ.....	148
5.	まとめ.....	149
	参考文献.....	150

1. はじめに

原子炉施設を対象とした確率論的リスク評価 (Probabilistic Risk Assessment: PRA) は、解析対象施設に対する「発生し得る事故の種類と同定」、「同定した事故に至る事象の組み合わせで表現される事故シナリオ及びそれらの頻度の同定」並びに「各事故シナリオによる被害影響の評価」の 3 要素の評価から構成される。この PRA は、1970 年代に米国で作成されたレポート WASH-1400[1]を皮切りに発展を続け、施設の安全性向上に関する評価手法としてその有用性が認められてきた。我が国においては、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に基づく安全性向上評価において、施設のリスクの度合いを確認するため PRA を実施し、原子力規制委員会に報告することが求められるようになった。また、PRA より得られるリスク情報を利用する検査制度の検討も進められている。このように PRA は論理的に考え得る事故シナリオの同定、その頻度及び影響の評価等ができるため、多くの規制活動に用いられているツールである。

WASH-1400 レポートが発刊される以前は、小破断 LOCA が炉心損傷に至るとは考えられていなかったが、PRA により小破断 LOCA でも炉心損傷に至るパスが同定された。1979 年に生じたスリーマイル島原子力発電所事故 (TMI 事故) 事故は、加圧器逃がし弁の開固着により 1 次冷却水が流出するという小破断 LOCA を起因事象として炉心損傷に至った事故であり、PRA による事故シナリオの同定の有用性が確認された。しかし、実際に起きた事故の進展では、運転員による設備の起動や停止が行われたため、WASH-1400 レポートで示されたイベントツリー (ET) 上に正確な事故進展を表現することはできていなかった[2]。

従来実施されてきた ET 解析及びフォールトツリー (FT) 解析による PRA では、あらかじめ事故シナリオを想定し、想定に基づき解析及び評価を実施する。そのため、工学的安全設備の作動、運転員による操作の成否及び工学的安全設備の作動のタイミングが、原子炉容器及び格納容器の内部の状態に変化を与え、その変化が事象の進展に及ぼす影響を従来の PRA では考慮することができない。このような従来の PRA の制限を解決するためには、熱水力解析コードやシビアアクシデント解析コード等のプラントシミュレーションコードと確率論的な評価手法を連携し、工学的安全設備の作動及び運転員による操作のタイミングの変化による事象進展の変化、また、事象進展の変化に伴う工学的安全設備の作動及び運転員による操作のタイミングの変化等を考慮する必要がある。このような事象進展の時間的な依存性を考慮する PRA 手法 (以下、動的 PRA 手法、という) を開発及び整備することにより、従来の PRA 手法における制限を解決するとともに、事象発生ランダム性を考慮することで事故シナリオの網羅性の向上が見込まれる。本事業では、炉心損傷に至る事故シナリオを対象とした動的 PRA 手法の開発を行う。

動的 PRA 手法の開発では、大きく分けて、動的 PRA 手法の調査、シナリオ・ジェネレ

ータの作製、及び解析結果の処理方法の開発の3つの作業ステージで進めている。

- ① 調査では、動的 PRA 手法開発を先行して行っている欧米諸国で作成されたツールの機能や開発コンセプト等の調査を行い、本事業で開発するツールへの反映を検討する。
- ② シナリオ・ジェネレータの作製では、想定する起因事象の発生から事故に至るまでの安全工学設備や運転員の対応に関して、成否及びその時刻を確率密度関数から求め、これに基づく事故シーケンスを生成する。生成した事故シーケンスに基づき熱水力解析コード等プラントシミュレーションコードによる解析に必要な情報を作成する。加えてプラントシミュレーションコードより得られるプラントの熱水力状態等を基にした安全工学設備等の挙動を事故シーケンスに反映する。
- ③ 解析結果の処理方法の開発では、動的 PRA の実施により膨大な計算結果を得ることになるため、計算結果のグルーピングや解析結果の統計的処理を行うための手法開発を行う。
- ④ ②及び③で開発したそれぞれの機能を動的 PRA ツール RAPID として整備する。

本年度の動的 PRA 手法の開発は、以下を実施した。

1. 動的 PRA を効率的に行うため、問題に応じて様々な代替評価モデルを構築し、検討するため、代替評価モデルの構築手段の充実化及び整備を進めた。また、構築した代替評価モデルを用いて、予測値が十分に信頼できる値であり（標準偏差が小さい）、かつ明らかに炉心損傷に至るもしくは至らないケースについては代替評価モデルの結果を、前述の条件に当てはまらず詳細な検討が必要であると考えられるケースについては THALES2 や AproS の解析を実施してその結果を用いるように、2種類の詳細度の異なる解析モデルを選択する多忠実度シミュレーション手法の導入を検討した。
2. 今年度までに整備した動的 PRA 手法及び評価ツール RAPID を用いて BWR 及び PWR の全交流電源喪失（SBO）事故を対象に、THALES2 及び AproS を用いた解析を実施した。動的な評価と従来のイベントツリーによる評価を比較した。
3. 動的 PRA 用ツール RAPID の設計方針とその構成の考え方について整理し、整理したフレームワークに従い、RAPID の開発を進めた。

2. 動的に ET 解析を一貫して行う解析ツールの開発

シミュレーションを用いた動的 PRA に 1 つの難点は、リスク評価のモデルの複雑さに応じ、計算コストが膨大になる。それを克服する方法の 1 つとし、機構論的なシミュレーションツールの解析結果を予測する代替評価モデルを利用することである。RAPID に備わっている代替評価モデルについて、代替評価モデルの充実化を行い、2.1 節に導入した代替評価モデル構築手法を紹介し、代替評価モデルの予測精度へ影響する因子を検討する。また、決定論的なプラントシミュレーションコードや代替評価モデルを含む多様な評価モデルを利用し、具体的な問題に応じ、計算精度とコストを考慮すると共に、代替評価モデルを構築する機能と評価モデルを選択する機能を RAPID に整備し、多忠実度 (Multi-fidelity) の動的 PRA 手法を開発した。2.2 節に、多忠実度動的 PRA 手法を紹介し、BWR の SBO シナリオを対象とし、解析例を紹介する。2.3 節に、国内外最新の動的 PRA 研究情報を RAPID に反映するため、調査した会議論文をまとめる。

2.1. 代替評価モデルの充実化

代替評価モデルは、プラントシミュレーションコードを用いた高忠実度のシミュレーションや実験のデータを対象とし、機械学習等の統計手法を用いて入出力の関係をフィッティングする近似のモデルである。PRA やシビアアクシデント解析において、代替評価モデルは、事故影響の予測結果を低い計算コストで提供できる特徴を有する。データフィッティングのための統計モデルは様々存在しており、高い予測精度かつ低い計算コストのモデルを選択するのは基本的な原則である。しかし、プラントシミュレーションコードが高度な非線形の入出力の関係を有するため、代替評価モデルの構築及び最適化するのは簡単ではない。シミュレーションデータと機械学習の手法を用い、代替評価モデルを自動的に訓練できるが、利用した方法により、モデルの複雑さや予測性能が異なる。優れた機械学習方法を評価の目的に応じて選択するため、代替評価モデルを構築する手段を充実化する。具体的には、動的 PRA 解析ツール RAPID に、線形モデル (LM)、最近傍法 (KNN)、サポートベクターマシン (SVM)、ガウス過程 (GP) とニューラルネットワークが代表する機械学習のモデリング手法を導入した。機械学習のモデルの導入は、Python のオープンソース機械学習ライブラリ scikit-learn を利用した[3]。

2.1.1. 線形モデル (Linear models)

(1) 最小二乗法による線形回帰

$$\hat{y} = f(\mathbf{x}, \boldsymbol{\omega}) = \omega_0 + \omega_1 x_1 + \dots + \omega_m x_m = \omega_0 + \sum_{i=1}^m \omega_i x_i \quad (2.1.1)$$

ここで、 \hat{y} が入力変数 $[x_1, \dots, x_m]$ に対する予測値である。 ω_0 が定数項、 $[\omega_1, \dots, \omega_n]$ が各々

の入力変数の係数であり、 m が入力変数の数である。式 2.1.1 は、最も簡単な線形回帰のモデルを示しており、最小二乗法（Least squares method）を用い、残差（式 2.1.2）の二乗和（2.1.3）を最小とするように、式 2.1.1 の係数（ $\omega = [\omega_0, \omega_1, \dots, \omega_n]$ ）を決定する方法によって近似を行うモデルである[4]。図 2.1.1-1 の赤線は、青色のデータ点を用いてフィッティングした線形モデルである。しかし、プラントシミュレーションコードの入出力の関係が非線形であるため、線形モデルの適用範囲は限られる。

$$r_j = y_j - \hat{y}_j = y_j - f(\mathbf{x}_j, \boldsymbol{\omega}) \quad (2.1.2)$$

$$\min_{\boldsymbol{\omega}} \sum_{j=1}^n r_j^2 \quad (2.1.3)$$

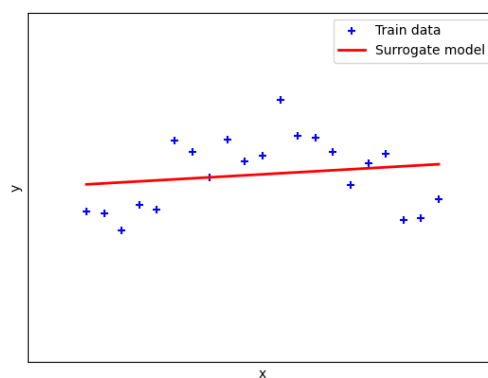


図 2.1.1-1 線形回帰の例

(2) 基底関数を用いた線形回帰（多項式回帰）

非線形モデリング方法の1つとし、基底関数を用いて線形回帰から多項式回帰へ拡張することが可能である。多項式回帰は、出力変数 y を入力変数 x の n 次多項式でモデル化する回帰分析の一手法である[5]。

$$\hat{y} = f(\mathbf{z}, \boldsymbol{\omega}) = \omega_0 + \sum_{i=1}^m \omega_i z_i \quad (2.1.4)$$

ここで、 \hat{y} が基底関数 $[z_1, \dots, z_m]$ に対する予測値である。 ω_0 が定数項、 $[\omega_1, \dots, \omega_n]$ が各々の基底関数の係数であり、 m が基底関数の数である。下記の基底関数を用い、次元を展開する。

$$\mathbf{z} = [x_1, x_2, \dots, x_1 x_2, \dots, x_1^2, x_2^2, \dots] \quad (2.1.5)$$

下記の式により、多項式回帰で入出力の関係を推定できるが、多項式の次数を事前に設定する必要がある。 $[\omega'_0, \omega'_1, \dots]$ が展開した各項目の係数である。

$$\hat{y} = \omega'_0 + \omega'_1 x_1 + \omega'_2 x_2 + \omega'_{1,2} x_1 x_2 + \omega'_{1,1} x_1^2 + \omega'_{2,2} x_2^2 + \dots \quad (2.1.6)$$

図 2.1.1-2 に示しているのは、次数を3に設定した多項式回帰の例である。モデルの高次元化により、予測精度を向上させられるが、プラントシミュレーションコードの入出力の関係が複雑であるため、次元を正しく推定するのは困難である。

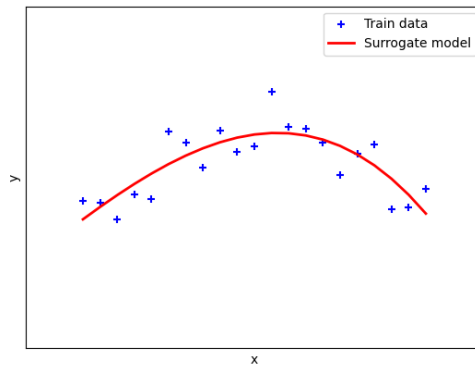


図 2.1.1-2 多項式回帰の例 (多項式の次数=3)

(3) リッジ回帰とラッソ回帰

多項式により回帰を用いる場合、多項式の次数の設定値により、未知の入力条件に対してもうまく予測する性能 (汎化性能) が不足している過剰適合や入力と出力の関係を適切に捉えられていないため、一部の入力条件の変化を出力に反映していない過少適合の可能性もある。回帰モデルの予測精度を向上させるため、リッジ回帰とラッソ回帰を利用する必要がある。リッジ回帰 (Ridge regression) は、独立変数が強く相関している場合に、重回帰モデルの係数を推定する方法であり、経済学や工学などの幅広分野で使われている[6]。式 2.1.7 により、予測残差 (r_j) の二乗和と入力変数の係数の二乗和が組成した目標関数を最小化することにより、過剰適合や過少適合を制御する (α により、正則化の強度を設定する)。ここで、 n が訓練データの数、 m が入力変数の数である。図 2.1.1-3 は、リッジ回帰を用いたデータフィッティングを行った例である。

$$\min_{\omega} (\sum_{j=1}^n r_j^2 + \alpha \sum_{i=0}^m \omega_i^2) \quad (2.1.7)$$

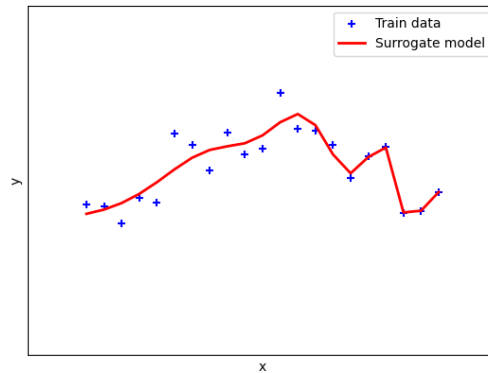


図 2.1.1-3 リッジ回帰の例

ラッソ回帰 (Lasso regression) は、変数選択と正則化の両方を実行し、生成する統計モデルの予測精度を向上させる回帰分析手法である。大きな回帰係数を縮小して過剰適合を減らすリッジ回帰も予測精度を向上させるために用いられていたが、リッジ回帰では共変量選択を実行しない。ラッソ回帰は、回帰係数の絶対値の合計を固定値よりも小さくすることで回帰モデルの予測精度の向上及び解釈の可能性の向上を両方とも達成できる[7]。図 2.1.1-4 は、ラッソ回帰を用いたデータフィッティングを行った例である。

$$\min_{\omega} \left(\frac{1}{2n} \sum_{j=1}^n r_j^2 + \alpha \sum_{i=0}^m |\omega_i| \right) \quad (2.1.8)$$

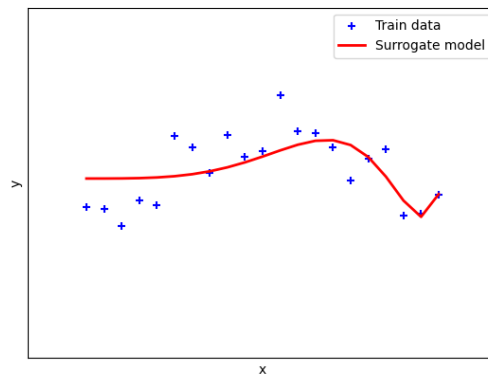


図 2.1.1-4 ラッソ回帰の例

2.1.2. 最近傍法 (K 近傍法、K-nearest neighbors algorithm)

K 近傍法とは、分類や回帰に使われる手法の一つで、与えられた学習データをベクトル空間上にプロットしておき、未知のデータが得られたら、そこから距離が近い順に任意の K 個を取得し、その多数決でデータが属するクラスや回帰モデルを用いて推定するという手法である[8]。データにより、回帰と分類の例を紹介する。データの特徴により、モデルのパラメータである K の設定値を最適化する必要がある。K の設定値により、過少適合と過剰適合の可能性はある。

(1) 回帰

図 2.1.2-1 は、K 近傍法 (K=2) を用いた回帰の例である。

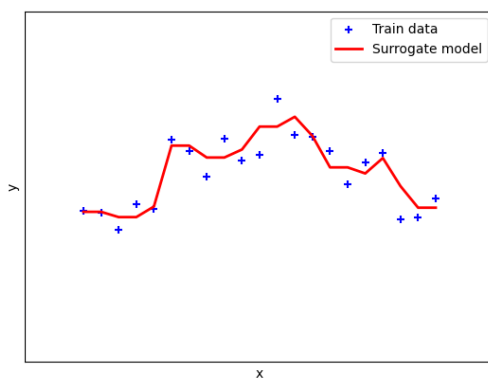


図 2.1.2-1 K 近傍法を用いた回帰分析の例 (K=2)

(2) 分類

K 近傍法によるデータの分類は、そのデータの近傍のデータの類別によって属するクラスを推定する。図 2.1.2-2 は、“+” のデータが色で分類され、そのデータを用いて K 近傍の分類モデルを訓練し、“.” のデータの類別を予測した結果である。K 近傍法を用いた分類モデルの有効性を確認できた。

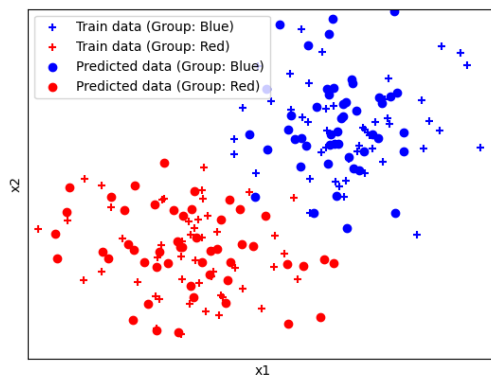


図 2.1.2-2 K 近傍法を用いたデータ分類の例

2.1.3. サポートベクターマシン (Support vector machines)

サポートベクターマシン (SVM) は、教師あり学習手法の1つであり、回帰や分類に適用できる。SVMにより、訓練サンプルから、各データ点との距離が最大となるマージン最大化超平面を求めるという基準 (超平面分離定理) で境界面のパラメータを学習する[9]。

(1) 回帰

図 2.1.3-1 は、SVM を用いた回帰分析の例である。

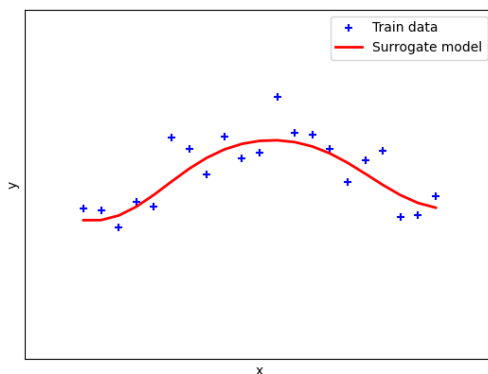


図 2.1.3-1 SVM を用いた回帰分析の例

(2) 分類

図 2.1.3-2 は、SVM を用いたデータ分類の例である。

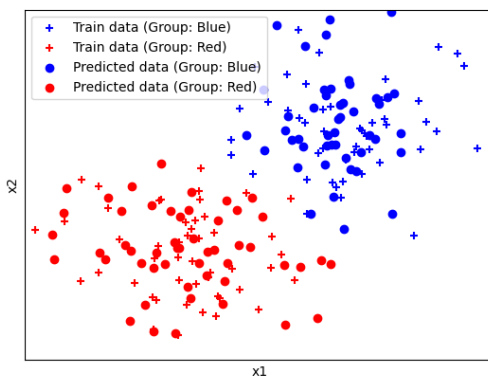


図 2.1.3-2 SVM を用いたデータ分類の例

2.1.4. ガウス過程 (Gaussian processes)

ガウス過程回帰は、教師あり学習手法の1つであり、ベイズ推定を用いて非線形性がある回帰や分類へ適用される[10]。

(1) 回帰

図 2.1.4-1 は、ガウス過程を用いた回帰分析の例である。

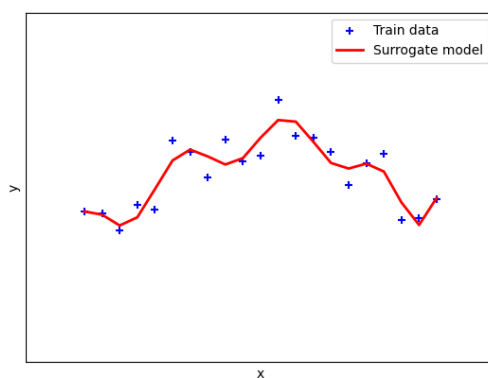


図 2.1.4-1 ガウス過程を用いた回帰分析の例

(2) 分類

図 2.1.4-2 は、ガウス過程を用いたデータ分類の例である。

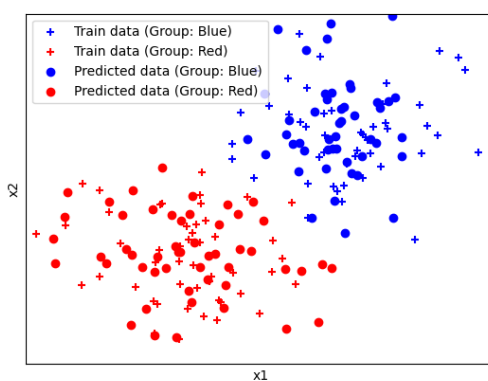


図 2.1.4-2 ガウス過程を用いたデータ分類の例

2.1.5. ニューラルネットワーク (Neural network models)

ニューラルネットワークは、機械学習のモデルとして利用され、分類・回帰などのタスクに教師あり/教師なし問わず利用されている[11]。

(1) 回帰

図 2.1.5-1 は、ニューラルネットワークを用いた回帰分析の例である。

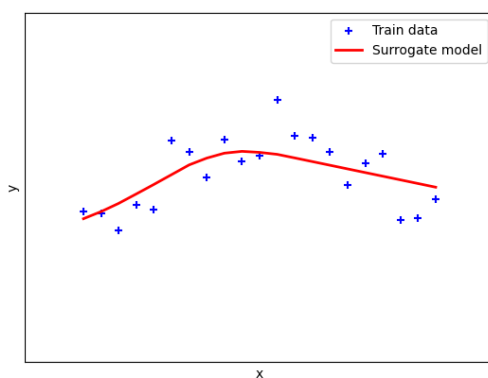


図 2.1.5-1 ニューラルネットワークを用いた回帰分析の例

(2) 分類

図 2.1.5-2 は、ニューラルネットワークを用いたデータ分類の例である。

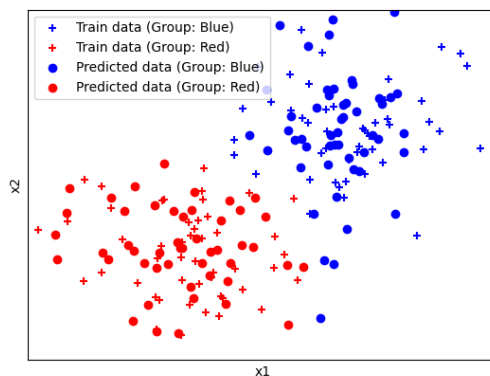


図 2.1.5-2 ニューラルネットワークを用いたデータ分類の例

2.1.6. 代替評価モデルの予測精度に影響する因子

図 2.1.6-1 に示すように、偏り (Bias) と分散 (Variance) のトレードオフとは、モデルのパラメータの推定において、偏りを減らすと、標本間の分散が増え、同時にその逆も成立する[12]。偏りが大きすぎることは、入力と出力の関係を適切に捉えられていない「過少適合、Underfitting」になる。分散が大きすぎることは、訓練データのランダムなノイズを過学習しており、「過剰適合、Overfitting」になる。図 2.1.6-2 に示すように、モデルの複雑さにより、過少適合と過剰適合が発生し、予測精度に著しく影響する。代替評価モデルの予測精度を合理的に維持するため、偏りと分散を適切に制御する必要がある。動的 PRA を効率的に実施するため、データの特徴に応じて適切なモデルを選択した上、関連する影響因子の最適化を実施する必要がある。各代替評価モデルに影響する代表的な影響因子を表 2.1.6-1 にまとめた。

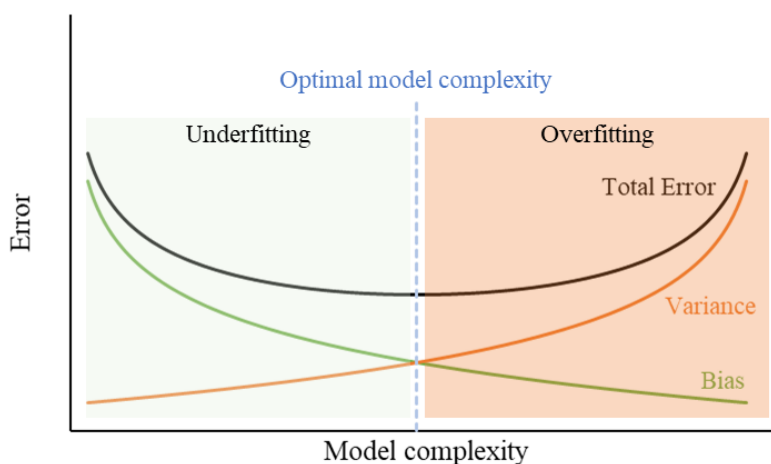


図 2.1.6-1 予測精度と代替評価モデルの複雑さの関係のイメージ図
(偏りと分散のトレードオフ)

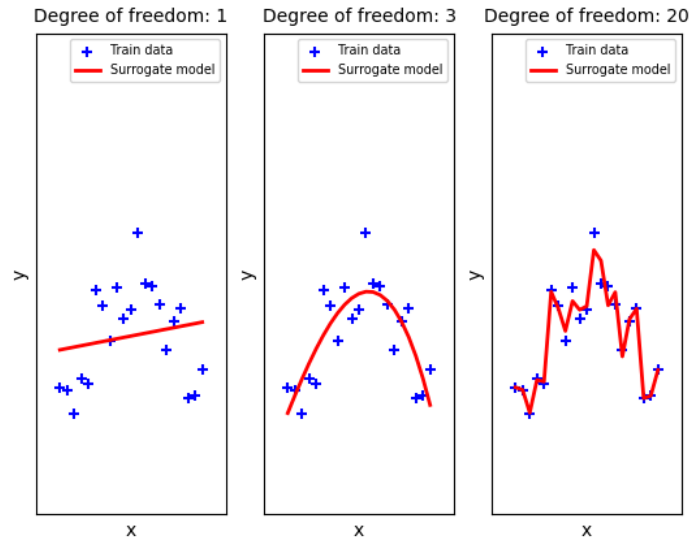


図 2.1.6-2 多項式回帰モデルの自由度による過少適合と過剰適合のイメージ図

表 2.1.6-1 代替評価モデルの予測精度を影響する代表的な影響因子

	手法	影響因子
1	線形回帰	<i>degree</i> : 多項式回帰の多項式の次数 <i>alpha</i> : リッジ回帰とラッソ回帰の正則化項の影響因子
2	最近傍法	<i>k</i> : 最近傍法のデータ数 <i>weight</i> : uniform (近傍のデータの重みを同様にする)、 <i>distance</i> (重みは距離の逆数) <i>metric</i> : データ間の距離の定義であり、例えば、ユークリッド距離、マンハッタン距離やミンコフスキー距離等を選択できる
3	サポートベクターマシン	<i>C</i> : 正則化パラメータ <i>kernel</i> : カーネル関数の種類 <i>degree</i> : 多項式カーネル関数を利用する場合、多項式の次数のパラメータ <i>gamma</i> : カーネルの係数
4	ガウス過程	<i>kernel</i> : ガウス過程の共分散関数を定義する <i>optimizer</i> : 共分散関数のパラメータを最適化する方法を選択する <i>max_iter_predict</i> : 多次元の事後ガウス分布を推定するためのニュートン法の繰り返す回数
5	ニューラルネットワーク	<i>hidden_layer_sizes</i> : 隠れ層の数 <i>activation</i> : 活性化関数の種類 <i>alpha</i> : 正則化パラメータ <i>solver</i> : 最適化手法

2.1.7. RAPID に代替評価モデルの実装

図 2.1.7-1 に示すように、上記の代替評価モデル構築手法を RAPID に導入した。影響因子を RAPID の入出力により設定でき、RAPID 内でデフォルト値は図 2.1.7-2 に示している。今後、下記の技術を導入することを検討しており、代替評価モデルの予測精度を向上させる。

- 代替評価モデルを選択する機能
- 代替評価モデルを混合する機能
- ハイパーパラメータを最適化する機能

	<pre>class Surrogates(BaseClass): def __init__(self, *args, **kwargs): """ The initiating function Currently usable supervised learning models include: (1) Linear models (2) Polynomial models (3) Nearest neighbors models (4) Support vector machine (5) Gaussian process (6) Neural network Application, optimization, integration of models will be performed in future """ self.surrogateList={ </pre>
線形モデル	{ <pre> "linearmodel": "sklearn.linear_model", "linearregressor": "LinearRegression", "ridgeregressor": "Ridge", "ridgeclassifier": "RidgeClassifier", "lassoregressor": "Lasso",</pre>
多項式回帰モデル	{ <pre> "polynomialmodel": "sklearn.preprocessing", "polynomialregressor": "PolynomialFeatures",</pre>
K近傍法	{ <pre> "nearestneighbors": "sklearn.neighbors", "kneighborsregressor": "KNeighborsRegressor", "kneighborsclassifier": "KNeighborsClassifier",</pre>
サポートベクターマシン	{ <pre> "supportvectormachine": "sklearn.svm", "svr": "SVR", "svc": "SVC",</pre>
ガウス過程	{ <pre> "gaussianprocess": "sklearn.gaussian_process", "gpr": "GaussianProcessRegressor", "gpc": "GaussianProcessClassifier",</pre>
ニューラルネットワーク	{ <pre> "neuralnetwork": "sklearn.neural_network", "mlpregressor": "MLPRegressor", "mlpclassifier": "MLPClassifier" }</pre>

図 2.1.7-1 RAPID における代替評価モデルの導入状況

	<pre>self.mlParaList={ </pre>
線形モデル	{ <pre> "linearregressor": {}, "ridgeregressor": {"alpha": 0.5}, "ridgeclassifier": {"alpha": 0.5}, "lassoregressor": {"alpha": 0.1}, "polynomialregressor": {"degree": 3}, "kneighborsregressor": </pre>
多項式回帰モデル	→ { <pre> "kneighborsclassifier": </pre>
K近傍法	{ <pre> {"n_neighbors": 5, "weights": "uniform", "metric": "minkowski"}, {"n_neighbors": 5, "weights": "uniform", "metric": "minkowski"}, </pre>
サポートベクターマシン	{ <pre> "svr": {"kernel": "poly", "C": 1e3, "degree": 2, "gamma": "scale"}, "svc": {"kernel": "poly", "C": 1e3, "degree": 2, "gamma": "scale"}, </pre>
ガウス過程	{ <pre> "gpr": {"kernel": None, "alpha": 2e1, "optimizer": "fmin_l_bfgs_b", "normalize_y": True, "n_restarts_optimizer": 10, "random_state": None}, "gpc": {"kernel": None, "optimizer": "fmin_l_bfgs_b", "n_restarts_optimizer": 10, "random_state": None}, </pre>
ニューラルネットワーク	{ <pre> "mlpregressor": {"hidden_layer_sizes": (100,), "activation": "relu", "solver": "adam", "alpha": 1e-5, "random_state": 1, "max_iter": 500}, "mlpclassifier": {"hidden_layer_sizes": (100,), "activation": "relu", "solver": "lbfgs", "alpha": 1e-5, "random_state": 1} }</pre>

図 2.1.7-2 代替評価モデルの予測精度に影響する因子のデフォルト値

2.2. 多忠実度シミュレーション手法の導入

2.2.1. 動的 PRA における計算負荷の課題

原子力発電所の PRA を実施する際、事故シナリオ (S_i)、その確率 (P_i) 及び影響 (C_i) を含むリスクトリプレット[13]を計算することにより、リスクを定量的に評価する。

$$R = \langle S_i, P_i, C_i \rangle, i = 1, 2, \dots, N$$

そのため、起因事象が発生することから、プラントシミュレーションコードと PRA モデルを用い、網羅的に事故シーケンスを生成してそれらの影響及び頻度（確率）を正しく評価する必要がある。従来の PRA では、ブール代数に基づくイベントツリーとフォルトツリーを用いてリスクトリプレットを評価するが、動的 PRA では、モンテカルロ・シミュレーションを用いて事故シーケンスの生成及び評価を行うことが特徴的である。機構論的なシビアアクシデント解析コード（THALES2 や MELCOR[14]）を利用する場合、事故シーケンスの影響を正しく評価することができるが、計算コストが掛かる。また、モンテカルロ法による頻度（確率）を推定するため、多量な事故シーケンスを繰り返して計算する必要がある。そのため、シミュレーションに基づく動的 PRA では、計算コストの課題が存在する[15]。その課題を解決するため、JAEA では、シミュレーションコードのような高忠実度モデルと代替評価モデルのような低忠実度モデルを用いる多忠実度モデルを用いたシミュレーション手法を開発し、動的 PRA ツール RAPID へ実装した。

2.2.2. 多忠実度モデルを用いた動的 PRA 手法の構築

図 2.2.2-1 に示すように、リスクトリプレットを評価するため、単純な機構論的なシミュレーションではなく、統計的な代替評価モデルを活用する。利用した手法は、多忠実度モンテカルロ法（Multi-fidelity Monte Carlo, MFMC）と呼ぶ[16]。低忠実度モデル（代替評価モデル）により、事故シーケンスの影響を予測し、受容できる結果をデータベースに保存してリスクトリプレットを評価する。一方で、受容できない結果があった場合、高忠実度モデル（システムコードやシビアアクシデント解析コード）を用いて機構論的なシミュレーションを実施し、その解析結果をデータベースに保存してリスクトリプレットを評価する。事故の影響を予測する機能を有する代替評価モデルの計算コストが低く、リスクトリプレットを評価する計算コストを削減することが可能になった。

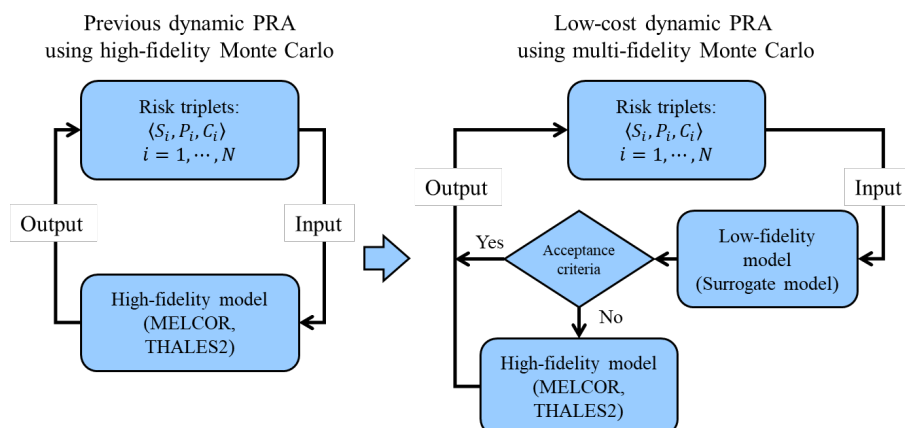


図 2.2.2-1 概念図

具体的には、図 2.2.2-2 に示すように、MFMC は下記の 4 つのステップで構成される。

- (1) モンテカルロ法を用いて、入力条件をサンプリングする。
- (2) サンプリングした条件を代替評価モデルに入力し、その結果を予測する。下記の式 2.1.9 を用いて予測結果の受容性を判断する。指標 (*Index*) が、予測結果 (T : 燃料被覆最高温度) と予測結果の不確かさ (σ) により構成され、ユーザーが係数 (k_1 と k_2) を入力することにより、重みを設定する。指標が低い場合、受容度が高いことを意味しており、その予測結果を低忠実度のデータベースに保存する。指標が高い場合、受容度が低いことを意味しており、入力条件を高忠実度モデルにより事故シミュレーションを実施する。解析結果を高忠実度のデータベースに保存する。

$$Index = k_1 T + k_2 \sigma \quad (2.1.9)$$

1 回目の計算の場合、代替評価モデルを訓練するデータがないため、直接に高忠実度モデルでシミュレーションする。

- (3) 高忠実度と低忠実のデータベースを利用し、図 2.2.2-2 の(3) Postprocessing に示すように、事故シーケンスの発生頻度 (確率) を推定する。
- (4) 計算結果の確率分布により、事故シーケンスの発生頻度の収束性を判断し、(1)~(3)を繰り返して計算する。収束した場合、最後の結果としてリスクトリプレットを計算する。

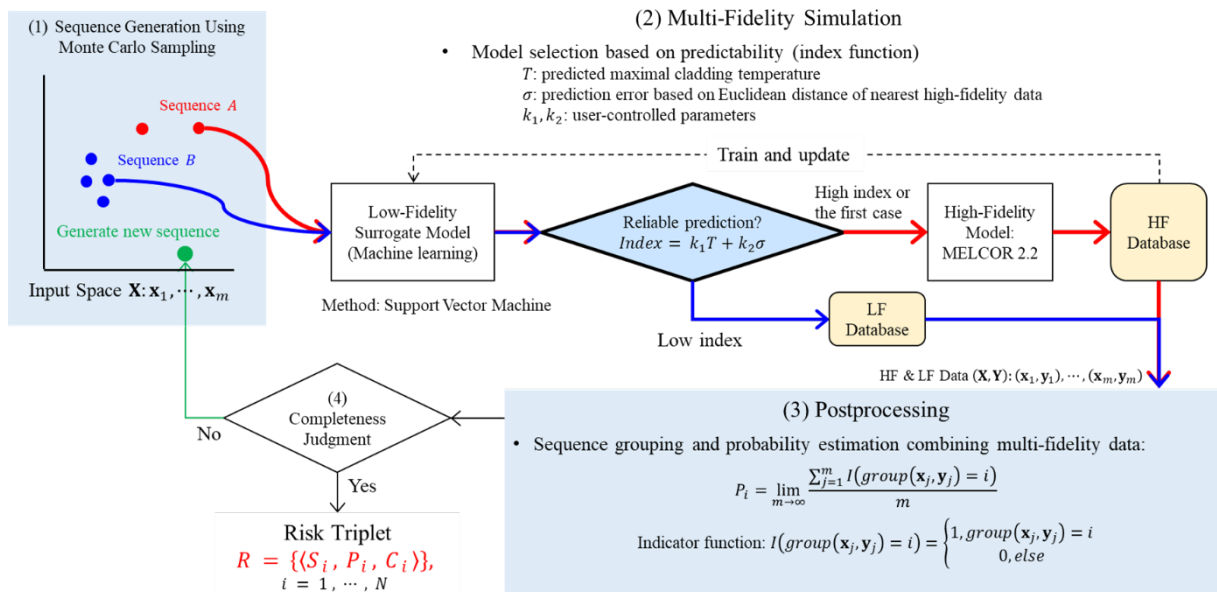


図 2.2.2-2 詳細なアルゴリズム (MFMC) の構成

2.2.3. 解析例及び従来手法との比較

(1) MELCOR2.2 での SBO シナリオのモデリング

図 2.1.18 は外部電源喪失 (LOOP) を起因事象とし、その後に原子炉停止の成功/失敗により、分岐が展開し、非常用電源 (ディーゼル発電機) の状態により、赤線の全交流電源喪失事故 (SBO) のシナリオが生じる[17]。

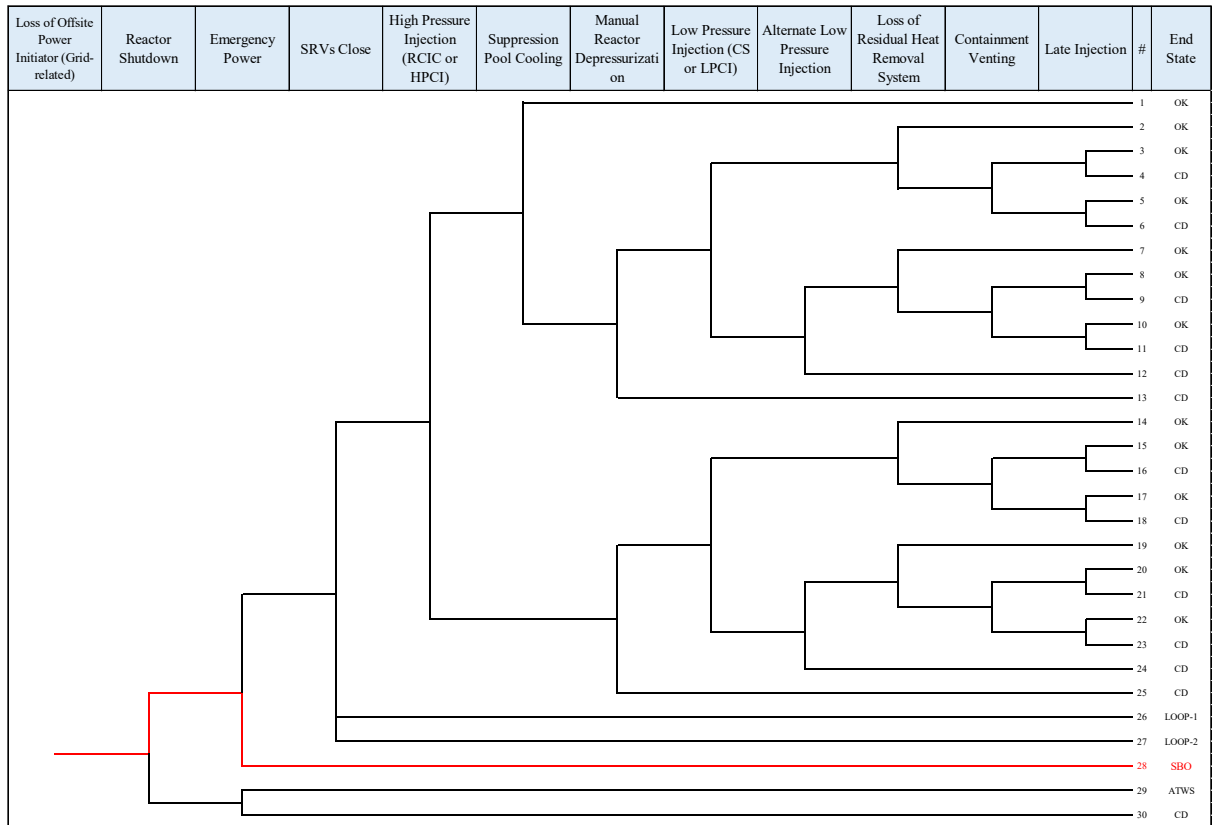


図 2.2.3-1 従来の PRA モデル

図 2.2.3-2 により、詳細な SBO シナリオを単純化し、その中に重要なシナリオの 1 つである「全交流動力電源喪失+逃がし安全弁 1 個開固着 (TBP)」を対象とし、動的 PRA の手法の適用性を示す[18]。TBP は、炉心損傷頻度は低いものであるが、蒸気駆動である原子炉隔離時冷却系 (RCIC) ポンプが早期に使用できなくなり、固有のシビアアクシデント対策が必要となるため、代表的なシナリオとして分析する必要がある。

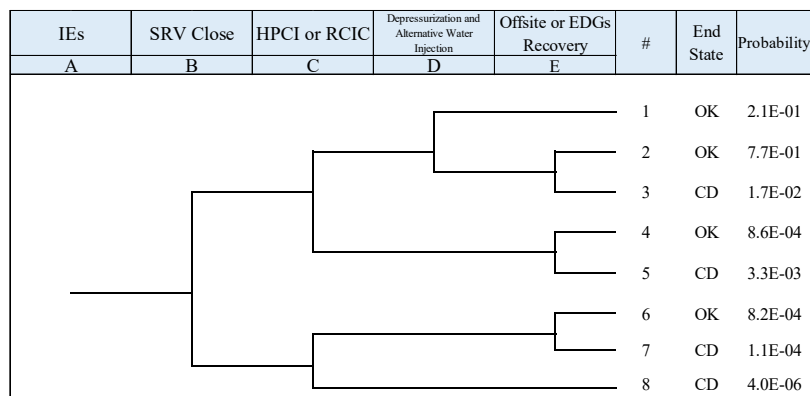


図 2.2.3-2 単純化した従来の PRA モデル

図 2.2.3-2 の事故シナリオを模擬するため、MELCOR2.2 を用い、簡易的な BWR プラン
トのプラント応答を解析した。図 2.2.3-3 に、ノード化したシステムの構成を示す。炉心、
上部と下部プレナム等を含む RPV、格納容器及び冷却水注入システムを分割した。

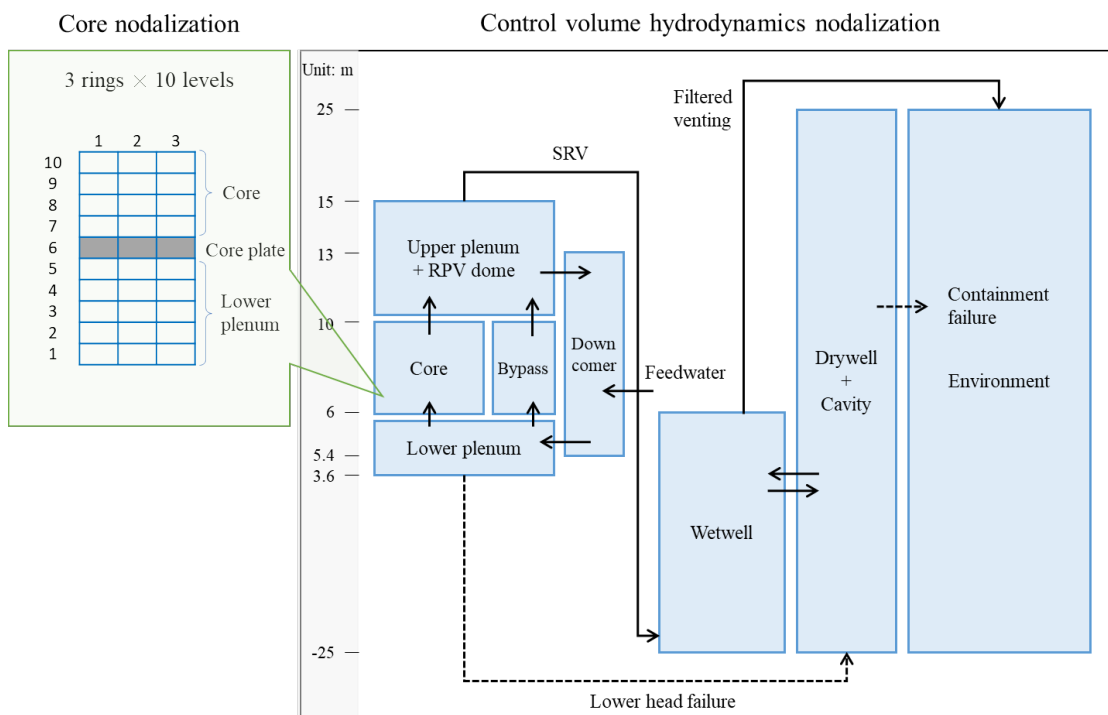


図 2.2.3-3 MELCOR 2.2 のノード図

図 2.2.3-2 の重要なイベントの分岐に影響を与える確率変数を表 2.2.3-1 に示す。

表 2.2.3-1 確率的な入力変数とその分布

	Stochastic variables	Distributions	Parameters
1	EDGs recovery time (h)	Lognormal	$\mu=0.793, \sigma=1.982$
2	Power grid recovery time (h)		
3	Battery life (h)	Triangular	(left, mode, right): (4,5,6)
4	Number of cycles before SRV stuck open happens	Geometric	Stuck-open probability of an individual trial: 8.56E-4
5	RCIC failure time (h)	Exponential	$\lambda=1.0E-1$
6	HPIC failure time (h)		
7	RCIC extended time (h)	Lognormal	$\mu=0.75, \sigma=0.5$
8	Alternative water available time (h)	Lognormal	$\mu=0.75, \sigma=0.5$
9	Manual automatic depressurization activation (h)		

(2) 結果及び従来手法との比較

図 2.2.3-2 の簡略的な ET モデルを対象として動的 PRA 解析を行なった。高忠実度モデルは、MELCOR2.2 用の BWR モデルを、低忠実度モデルは、MELCOR2.2 の結果に基づきサポートベクターマシンにより訓練・更新した代替評価モデルを用いた。JAEA の動的 PRA 解析ツール RAPID により、事故シーケンスの生成、大型計算機でのシミュレーションの制御、代替評価モデルの訓練・更新及び条件付き炉心損傷確率の推定を行った。

図 2.2.3-4 に従来の PRA 手法、動的 PRA と多忠実度動的 PRA の結果を比較した。シーケンス#4 (SRV 開固着なし、HPCI や RCIC が失敗、代替注水が成功) は、従来の PRA モデルでは、HPCI や RCIC が失敗する場合、原子炉の減圧と代替注水の準備時間の余裕がないことから代替注水成功のパスは考慮していなかった。また、シーケンス#7、#10 と#11 は、従来の PRA モデルでは、SRV の開固着が発生する場合、原子炉の減圧と代替注水の注入を模擬しなかった[18]。しかし、動的 PRA では、上記の時間余裕を明示的に考慮したこと、さらに複雑な事象の組合せを考慮したことから、多くの事故シーケンス (#4、#7、#10、#11) が生成された。本解析結果から、TBP のような事象が発生した場合、RCIC ポンプが停止することを考慮すること必要があり、早期に原子炉注水が実施できるシビアアクシデント対策が必要と考えられる。

図 2.2.3-5 により、多忠実度モデルを用いた動的 PRA 手法の結果は、高忠実度モデルのみを用いた動的 PRA 手法の各シーケンスの確率 (20000 ケースの MELCOR 解析) とほぼ一致した結果を得た。一方で、低頻度の事故シーケンスの発生確率の推定では、一定程度の不確かさが存在するため両者に差が生じる結果となった。図 2.2.3-6 に示すように、リスク

指標の1つである条件付き炉心損傷確率（CCDP）の推定値が従来の PRA 結果と比べて大きな乖離がなかった。また、多忠実度モデルを利用した場合、90.3%の計算コスト（CPU 時間）を削減できた。

SBO	SRV Close	HPCI or RCIC	Alternative Water Injection	Offsite or EDG Recovery	#	End State	Traditional PRA (INL PRA)	High-Fidelity DPRA (INL RELAP5-3D)	High-Fidelity DPRA (MELCOR)	Multi-Fidelity DPRA (MELCOR+Surrogate)
					1	OK	2.10E-01	1.00E-01	2.27E-01	2.26E-01
					2	OK	7.70E-01	8.60E-01	7.54E-01	7.54E-01
					3	CD	1.70E-02	1.00E-02	1.25E-02	1.23E-02
					4	OK	N/A	2.10E-02	8.99E-04	1.30E-03
					5	OK	8.60E-04	5.60E-03	2.90E-03	3.50E-03
					6	CD	3.30E-03	5.00E-03	1.40E-03	1.50E-03
					7	OK	N/A	9.90E-06	1.90E-04	1.94E-04
					8	OK	8.20E-04	1.70E-06	6.04E-04	6.00E-04
					9	CD	1.10E-04	2.10E-07	5.81E-05	5.70E-05
					10	OK	N/A	6.70E-07	1.37E-06	1.03E-06
					11	OK	N/A	9.70E-07	2.31E-06	2.14E-06
					12	CD	4.00E-06	5.00E-07	5.99E-07	2.14E-06
CCDP							2.04E-02	1.50E-02	1.40E-02	1.39E-02

図 2.2.3-4 従来の PRA、動的 PRA と多忠実度の動的 PRA の比較

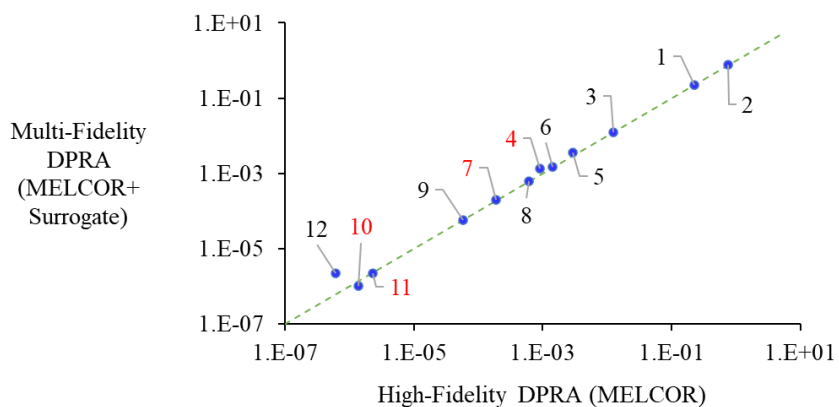


図 2.2.3-5 各シーケンスの発生確率を用いた高忠実度の動的 PRA と多忠実度の動的 PRA の比較

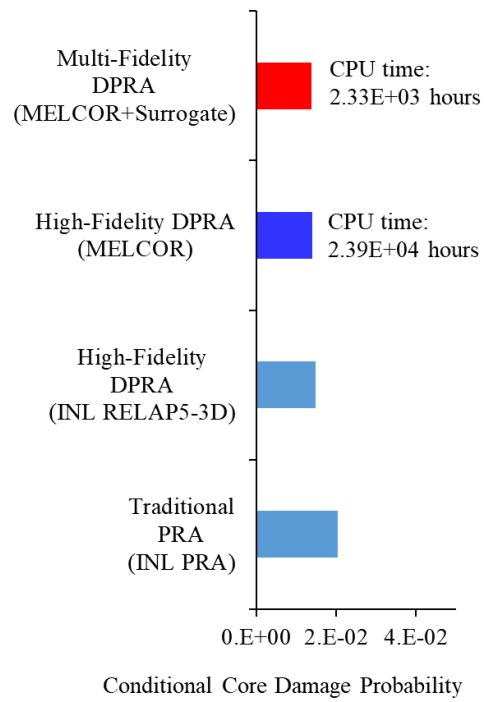


図 2.2.3-6 条件付き炉心損傷確率の比較

2.3. 国内外の情報調査

最新の動的 PRA の動向を把握するため、日本原子力学会が開催した「2021 年秋の大会」と「2022 年春の学会」、米国原子力学会（American Nuclear Society）が開催した「PSA2021」、欧州安全信頼性協会（European Safety and Reliability Association）が開催した「ESREL2021」に参加し、動的 PRA に関連する国内外の研究進捗をまとめる。

2.3.1. 日本原子力学会 「2021 年秋の大会」と「2022 年春の年会」

「2021 年秋の学会」では、JAEA より「多忠実度モデルを用いた動的 PRA 手法の開発」に関する発表を行った。本発表では、異なる忠実度を備えた複数のシミュレータを共用し、従来の PRA に比べて信頼性が高く、動的 PRA の計算コストを低減できる多忠実度（マルチフィデリティ）モデルを用いた手法を開発し、その内容について公表した[19]。

動的 PRA に関連する発表として、時間依存性重要度評価手法に関する発表が挙げられる。この研究では、動的 PRA より炉心損傷等の時間依存性を評価し、また、重要度評価の対象事象の時間依存性発生確率から従来の FV 及び RAW に展開することで時間依存の重要度を定義していた。この方法により、例えば非常用ディーゼル発電機が時間経過とともに重要度が増す様子を評価できるとしていた[20]。

「2022 年春の学会」では、JAEA より「動的レベル 2PRA 手法の早期大規模放出頻度評価への適用に関する研究」という題目で、動的 PRA 手法を用い、様々な事故シーケンスにおける放射性核種の環境中への放出開始時間を推定し、リスク指標として早期大規模放出頻度（LERF）を評価することにより、防災計画の策定や重要度評価プロセスの実施に際し有用な情報の提供を図ることができることを示した[21]。また、本事業の成果のひとつである、RAPID のポスト処理機能の一つである主成分分析とクラスタリングによる事故シーケンスのグループ化について、「ダイナミック PRA 手法の開発：（第 3 報）主成分分析による事故シーケンスのグループ化」という題目で発表を行った。BWR における SBO 事故のシミュレーション結果を利用して、K-means 法によるクラスタリングの分布と炉心冷却成功・失敗の分布がおおよそ一致することを示した。また、主成分分析で得られる重み係数より、炉心冷却への影響が大きい変数を抽出できることも示した[22]。

2.3.2. PSA2021

11月8日から12日、米国原子力学会が PSA2021 をオンラインで開催した。5つのプレナリーセッションと39のテクニカルセッションが構成され、2つのテクニカルセッションが動的 PRA のタイトルで行われた。表 2.3.2-1 に、動的 PRA に関連する論文リストとそのセッション名を記録した。原子力発電所のリスク評価だけではなく、動的 PRA が様々な分野に活用され、シミュレーションを利用して時間を考慮したリスク評価の重要性が明らかに見られる。

表 2.3.2-1 PSA2021 における動的 PRA に関する論文リスト

Date	Session	No	Paper title	
11/8/2021	Level 1-3 PRA - I	1	Use of Severe Accident Codes to Refine Large Early Release Frequency to Support Realism in LERF Estimates	
	Dynamic PRA - I	2	Data Post-Processing for Dynamic Probabilistic Risk Assessment	
		3	Dynamic PSA Studies for Advanced Reactor Using RAVEN	
		4	Using Operational Experience to Support Dynamic PRA Activities	
	Risk Informed Management - I	5	OECD Nuclear Energy Agency Working Group WGRISK Current Activities -- An Overview	
	Aging	6	Evaluation of the Impact of Steam Generator Aging and ATF on Operator Actions During SBLOCA Without HPSI	
11/9/2021	Dynamic PRA - II	7	Dynamic Probabilistic Risk Assessment for Electric Grid Cybersecurity Risk Assessment	
		8	Impact of Different Time Discretization Methods on Dynamic Bayesian Network-Based Dynamic Probabilistic Safety Assessments	
		9	Dynamic PSA Framework With Optimization Algorithm Applied to a Large LOCA Scenario	
		10	Sensitivity Analysis for Effectiveness of Flex Strategy Under Station Blackout Accident Scenario	
	Risk Management/Economics - I	11	Improved Economics and Reliability While Maintaining High Levels of Safety -- Achievements and On-Going R&D Within RISA Pathway	
		12	The Versatile Economic Risk Tool (VERT)	
	Non-Nuclear Reactor Risk	13	Model-Based Decomposition and Backtracking Framework for Probabilistic Risk Assessment in Automated Vehicle Systems	
		14	Quantification of Mission Reliability for Urban Air Mobility Quadcopter Using Dynamic Event Trees	
	Risk Informed Management - II	15	IRSN Challenges on Development and Review of PSA	
		16	Accelerating the Adoption of DPRA and Hybrid PRA Analyses Using the RAVEN and EMERALD Tools Deployed Within the Digital Enterprise Platform, FPoli-AAP	
	11/10/2021	Risk Management/Economics - II	17	Automatic Generation of Event Trees and Fault Trees: A Model-Based Approach
		Physical Security - I	18	Risk-Informed Approaches for Physical Security
19			Methodology and Application of Physical Security Effectiveness Based on Dynamic Force-on-Force Modeling	
20			Integrated Safety and Security Analysis of Nuclear Power Plants Using Dynamic Event Trees	
Human Reliability Analysis - II		21	Advanced Thermal Hydraulic Simulations for Probabilistic Safety Assessment: Important Data for Human Reliability Quantification	
11/11/2021		Data Analysis/Artificial Intelligence- II	22	Limit Surface Search Algorithm With Artificial Neural Network and Monte Carlo Dropout Uncertainty Quantification
	23		Deep Transformer Network for Time Series Classification: The NPP Safety Case	
	Cyber Risk	24	A Multilayer Network Approach to Assessing the Impact of Human Performance Shaping Factors on Security for Nuclear Power Plants	
	Uncertainty Quantification - II	25	GOFACS: Generator of Fragility Assessment for Coupled Systems, Structures and Components	
11/12/2021	External Event - VI	26	Modeling FLEX Human Actions Using the EMERALD Dynamic Risk Assessment Tool	
	Extended Events	27	Discrete-Time Bayesian Networks Applied to Reliability of Flexible Coping Strategies of Nuclear Power Plants	
	Physical Security - II	28	Integration of Nuclear Power Plant Safety and Security Codes Through EMERALD	
		29	Advantages of Direct Coupling of Dynamic PRA and Physical Security Simulation, Adding Operator Actions and Risk Methodologies	
		30	Integrating Human Reliability Analysis With Dynamic Modeling of Physical Security Effectiveness	

図 2.3.2-1 に示すように、動的 PRA は、安全やセキュリティのリスク評価や経済性評価に適用されている。また、新型原子炉や燃料サイクルのリスク評価に適用されており、原子力分野以外にもその技術が注目されている。ATF や FLEX を対象とし、動的 PRA の評価方法が活用されている。動的 PRA に必要なデータ処理技術や動的 PRA から静的 PRA もモデルへの反映も話題になっている。図 2.3.2-2 と図 2.3.2-3 に示すように、MAAP、MELCOR と RELAP は機構論的なシミュレータとし、RAVEN、EMERALD と ADAPT が代表する動的 PRA とカップリングし、大学や研究機関が実施している。RAVEN と EMERALD は原子力分野だけではなく、様々な課題に活用されている。図 2.3.2-4 に示すように、動的 PRA の研究及び活用が、大学や国立研究所が中心的に実施している一方、規制機関等が将来のリスク評価技術の 1 つとして注目している。

OECD/NEA WGRISK の論文「OECD Nuclear Energy Agency Working Group WGRISK Current Activities - An Overview」[23]に、WGRISK が現在進捗している 3 つの活動の 1 つとして「Dynamic PSA – Preparing for the Future」があることが紹介された。その活動において、リスク情報を活用した意思決定 (RIDM) に動的 PRA の利点と実現するためのチャレンジを調べている。動的 PRA の利点は、従来の PRA 手法の欠点を補足でき、先進的なシミュレーション技術をリスク評価へ適用できる。そのチャレンジは、動的 PRA ツールの検証が行っていない、動的 PRA の結果を RIDM への統合する方法がない。特に、技術的なチャレンジとし、シミュレーションに基づく稀な事象を生成する方法、人的要素のモデリング方法、計算の不確かさ評価の方法と膨大なデータから情報抽出の方法が欠如していることが指摘されていた。

「Evaluation of the Impact of Steam Generator Aging and ATF on Operator Actions During SBLOCA Without HPSI」[24]では、米国のオハイオ州立大学が SBLOCA を対象とし、動的イベントツリー (RAVEN) と RELAP5/MOD3.3 を用い、SG 経年劣化及び ATF の効果を考慮し、プラントの運転員が緩和対策を実施する時間余裕と条件付き炉心損傷確率 (CCDP) を評価した。

「IRSN Challenges on Development and Review of PSA」[25]により、フランスの IRSN が動的イベントツリー (モンテカルロ法) を用いて、人的操作、システム失敗と復旧をモデリングし、熱水力シミュレーションと結合して動的 PRA を実施したことが紹介された。

「Automatic Generation of Event Trees and Fault Trees: A Model-Based Approach」[26]では、米国のアイダホ国立研究所 (INL) が動的 PRA の結果から静的 PRA のモデルへ自動的に反映する方法を提案した。動的 PRA は詳細のリスク情報を推定できるが、場合により、計算のコストが高く不必要な詳細度で計算を実施している。リスク情報をうまく活用するため、膨大な動的 PRA 評価結果から静的 PRA の ET/FT モデルへ反映する必要がある。INL がそのための技術開発を行い、動的 PRA のデータにより自動的に新たな ET/FT を生成することができた。

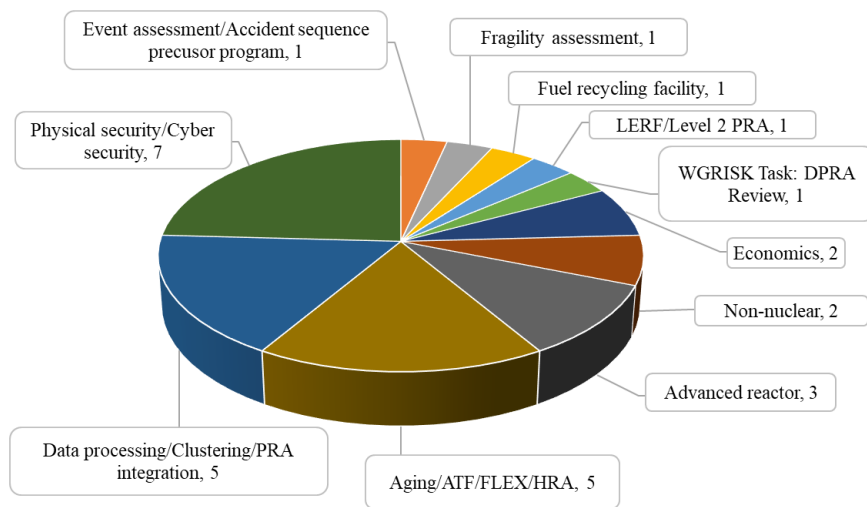


図 2.3.2-1 動的 PRA を利用した研究内容

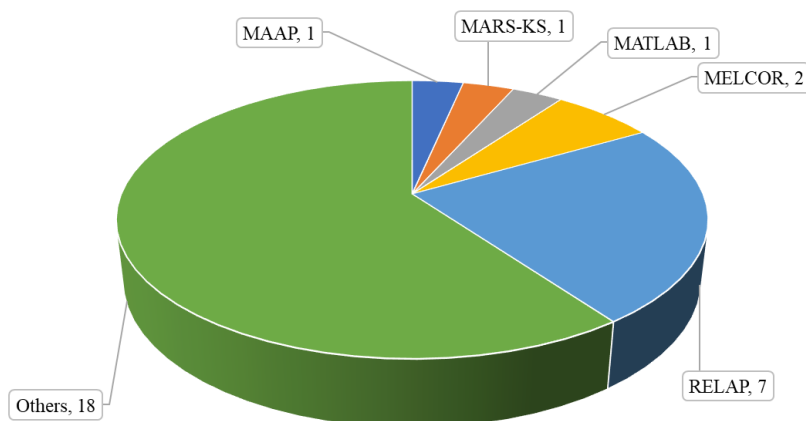


図 2.3.2-2 プラントシミュレーションコードの利用分布

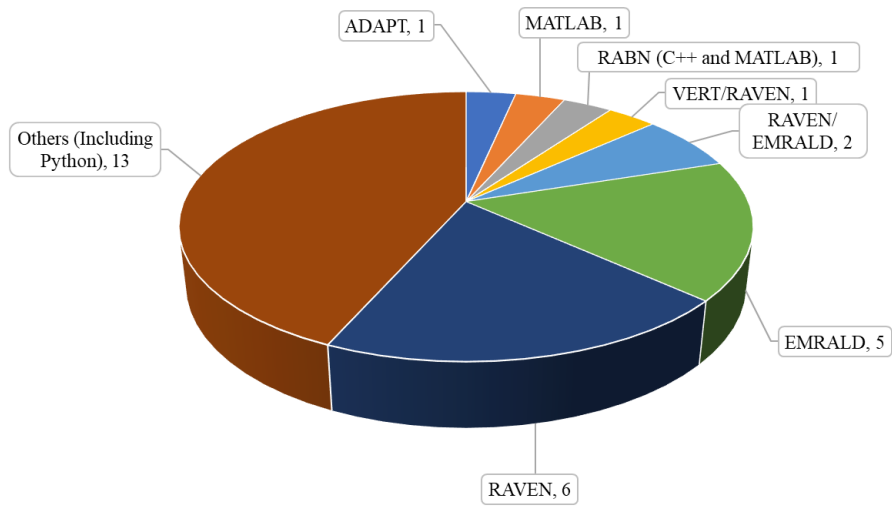


図 2.3.2-3 動的 PRA コードの利用分布

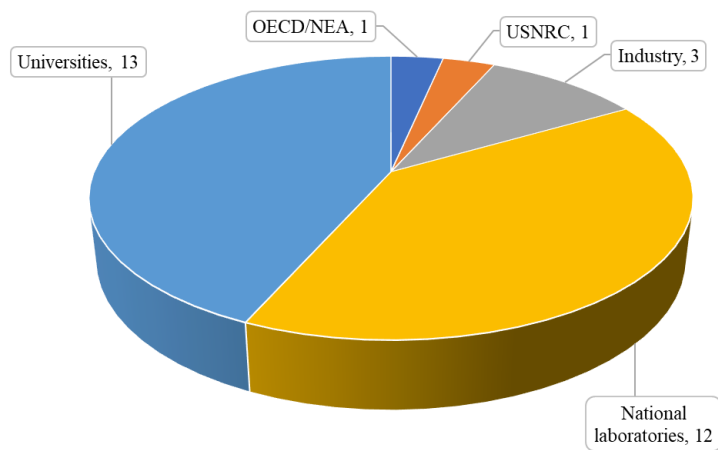


図 2.3.2-4 動的 PRA を実施した研究機関の分布

2.3.3. ESREL2021

第 31 回欧州における安全及び信頼性に関する会議 (31th European Safety and Reliability Conference : ESREL2020) が、2021 年 9 月 19 日から 23 日までの 5 日間現地およびオンラインのハイブリッド形式で開催された。本会議では、原子力工学の分野だけでなく、人間信頼性工学、宇宙工学や輸送工学、システム工学など様々な分野におけるリスク評価・安全解析に関する研究の発表が行われた。本会議で行われた動的 PRA に関する発表を以下に示す。

韓国 Kyung Hee 大学が中心に開発を進めている動的 PRA ツール DICE を用いて、3 ループ PWR における SBLOCA の解析を実施し、動的 PRA と従来 PRA の結果がおおよそ一致することを確認していた[27]。

JAEA の久保は、動的 PRA におけるリスク希釈の可能性について、BWR プラントにおける SBO 事故シナリオ解析を用いた評価を行った。DC バッテリ枯渇時間と EDG 電源回復時間の不確かさに対する確率分布に対して、それらの相関や分散の取り方によって、リスク希釈が生じ得ることを明らかにした[28]。

「Simulation Based Probabilistic Risk Assessment (SIMPRA): Risk Based Design」では、複雑系 (原子力プラントだけでなく、インフラやパイプライン等) を設計する際、既存の知見だけでなく、実際にシミュレーションを行って、そのリスクに基づいて設計を行うシミュレーションに基づいた PRA (SIMPRA) が提案されている。SIMPRA では Planner、Scheduler、Simulator の三つの要素から成り立っており、それらが連携してシナリオ生成からシミュレーションまで行い、許容されるリスクまで下がるようなシステムの設計を設計者が探索するための情報を提供する[29]。

「Towards Risk-Based Autonomous Decision-making with Accident Dynamic Simulation」[30]では、船舶分野における自動運航船において、リスクに基づいた意思決定が行えるように、動的 PRA ツール ADS-IDAC を用いたリスク評価が提案された。現状の自動運航では、事故が生じるようなリスクを感知した時に、それを避けるように対応しているが、事前にシミュレーションによってリスク評価を行い、その情報を自動運航システムに組み込むことで、前もってリスクを低減できるようにするという提案がなされていた。

2.4. まとめ

動的 PRA の実施に際し、計算コストが膨大になることが想定される。このデメリットを軽減するため、システムシミュレーション解析コードから得られた結果を利用し、入力から結果を予測する代替評価モデルの利用がある。代替評価モデルは、モデルの複雑さや予測精度の問題から複数の手段から問題に応じて選択するものである。このため選択肢の充実化を目指し、本年度は、(1)線形モデルとして、最小二乗法による線形回帰、基底関数を用いた線形回帰（多項式回帰）、リッジ回帰とラッソ回帰、(2)K 近傍法、(3)サポートベクターマシン、(4)ガウス過程、(5)ニューラルネットワークを調査し、RAPID に実装した。また、これら手段による代替評価モデルの予測精度に影響を与える因子について表に取りまとめた。

代替評価モデルによる計算コストの削減は可能であるが、代替評価モデルの特性上不確かさが含まれる。結果の精度と計算コストの削減を両立させるため、シミュレーションコードによる解析（高忠実度モデル）と代替評価モデル（低忠実度モデル）を利用して評価を行う多忠実度モデルを用いたシミュレーション手法を開発した。開発した手法では、あらかじめ指標関数と受容基準を設定し、低忠実度モデルによる予測結果が受容基準を満たせばその結果を用い、受容基準を満たさない場合はシステムシミュレーションによる解析結果を用いるとした。開発した手法を簡易化した SBO 事故シナリオに適用し、すべてシミュレーションコードによる解析結果とおおよそ一致する結果を得つつ解析時間を約 1/10 にすることができた。

動的 PRA 研究の動向を調査するため、国内に関しては、日本原子力学会の「秋の大会」及び「春の年会」に参加し、本事業の成果等動的 PRA に関する発表を行うとともに関連する発表を調査した。また、海外における動的 PRA 研究の調査では、PSA2021 及び ESREL2021 を対象とした。両国際会議とも動的 PRA は原子力分野にとどまらず多分野での取り組みが見られ、シミュレーションとの連携による時間依存性を考慮したリスク評価の重要性が増していることが伺える。

3. 動的 PRA の実施

動的 PRA ツール RAPID を用いて、代表的な BWR および PWR プラントを対象とした全交流電源喪失時（Station Blackout; SBO）の事故シーケンスの解析を実施した。また、得られた解析結果を利用して、解析結果の評価を行った。

3.1. 動的な事故シーケンスの解析

これまで改良してきた RAPID を用いて、SBO 事故シナリオの解析を実施した。BWR に対しては THALES2 及び Apros による解析を実施し、PWR については Apros を用いて解析を行った。

3.1.1. BWRにおけるSBO事故シナリオ

昨年度、BWR5型プラントを対象とした出力運転時内の事象レベル1PSA標準報告書[31]、INLのRAVENを用いたSBO事故解析の報告書[32,33]を参考に、SBO事故シナリオの詳細化を行った[34]。さらに、本年度の解析では、格納容器スプレイのモデル化の追加を行った。これらの点も含めて、本年度実施したSBO事故シナリオの各事象の詳細について、以下で説明する。

- ・非常用電源：2系統利用可能であるが、評価では1系統として評価する。また、解析スタート時点で機能を喪失するが、回復操作によりAC電源の復旧を考慮する。復旧後の継続運転失敗は考慮しない。
- ・SRV閉失敗：SBO直後は原子炉圧力容器(RPV)内が高圧になることからSRVが複数回作動することが想定される。SRVの故障モードとして開失敗と閉失敗があるが、開失敗では高圧を維持できることで高圧注水が可能である。一方閉失敗が生じるとその開口部から蒸気が流出し注水が間に合わなければ炉心が露出する可能性がある。このことから、閉失敗に着目する。また、調査したSBOシナリオ解析では、閉失敗の弁の数による漏洩面積の違いに伴う事故進展の影響を考慮するため、1弁、2弁、もしくは3弁まで考慮していた。今回は詳細な事故シナリオへの適用性の確認のため、1弁のみを対象とした。そして、閉失敗故障するまでのSRVの開閉回数、および、故障時の開口割合をサンプリングの対象とした。
- ・SRVの熱的故障：SRVに高温の蒸気が流れることで弁体がわずかに拡張し、内通を起こす故障モードである。内通が生じた際の漏洩面積は弁の最大面積に漏洩率を乗じて得るものとする。また漏洩率は、(3.1.1-1)式に示すように発生する際の原子炉圧力容器内の圧力や蒸気温度に依存すると仮定した解析を行うものとした。なお本式はRAPIDを用いた解析におけるプラント状態を故障に関するパラメータに反映させる機能を確認する目的で仮に設定したものである。

$$F = f \cdot \frac{T_{MSL}}{T_{TS}^{mean}} \cdot \frac{P_{RPV}}{P_{RPV}^{mean}} \quad (3.1.1-1)$$

ここで、

F：補正した弁の漏洩率

f：サンプリングした漏洩率

T_{MSL} [K]：SRVが接続されている主蒸気管 (Main Steam Line) の温度

P_{RPV} [MPa]：RPV圧力

T_{TS}^{mean} [K]：熱的故障 (Thermal Seizure) が発生する温度の平均値

P_{RPV}^{mean} [MPa]：RPVの平均圧力

- 再循環ポンプからの漏水：再循環ポンプのシールは高温にさらされるため、通常運転時は冷却されている。SBO 時にはその冷却ができないためポンプシールが損傷し、損傷部から冷却水が漏洩する可能性がある。この損傷時の開口面積に対してもプラント状態を故障に関するパラメータに反映させる機能の確認の目的で、(3.1.1-2)式のような、冷却水温度、原子炉容器内圧力及び SBO 発生時からの損傷するまでの経過時間に関係があると仮定しサンプリングするものとした。

$$S' = S \cdot \frac{T_{loop}}{T_{loop}^{mean}} \cdot \frac{P_{RPV}}{P_{RPV}^{mean}} \cdot \exp\left(\frac{\tau - \tau^{mean}}{\tau^{mean}}\right) \quad (3.1.1-2)$$

ここで、

S' ：補正したシール損傷面積[m²]

S ：サンプリングしたシール損傷面積[m²]

T_{loop} [K]：再循環ループの液相温度

T_{loop}^{mean} [K]：再循環ループの液相温度の平均値

P_{RPV} [MPa]：RPV 圧力

P_{RPV}^{mean} [MPa]：RPV の平均圧力

τ [h]：シール損傷発生時間

τ^{mean} [h]：シール損傷発生時間の平均値

ただし、シール損傷が発生する前に非常用ディーゼル発電機(Emergency Diesel Generator: EDG)が復旧していれば、冷却可能となるので、シール損傷は発生しないとする。

- DC 電源：2 系統のバッテリーを持つがここでは 1 つの DC 電源として評価する。
- RCIC ポンプ：蒸気を駆動源としたポンプであり、その回転数は DC 電源により制御される。このため、DC 電源の喪失、駆動蒸気の喪失、もしくはポンプの故障でその機能を失う。
- HPCS ポンプ：AC 駆動のポンプであり、HPCS 専用の EDG を持つ。このため、AC の回復、及び専用 EDG からの AC 供給双方を失うか、HPCS ポンプ自体の機能喪失で注水機能を喪失する。
- 減圧操作：減圧操作は、逃がし弁を作動させて RPV 圧力を減圧する操作である。本操作に関する弁故障および人的過誤を含めて、失敗確率を 2.0E-3 (対数正規分布の平均値) に設定する。また対数正規分布を仮定し、そのエラーファクタを 10 とする。この

場合、関数形に与えるパラメータ (μ 、 σ) はそれぞれ、-7.2、1.4 となる。サンプリングした失敗確率に対して、プラントパラメータの反映を考える。減圧操作を行う場合は、本解析において

「高圧注水系の停止、かつ、低圧注水の起動に成功、かつ、EDG による電源確保」となった場合を想定している。この時のプラントの状態に応じた運転員へのストレスを失敗確率に反映させる。具体的には、スクラムから高圧注水系が止まるまでの時間と操作を行うタイミングの原子炉水位に着目するパラメータとする。

— 時間に関して：高圧注水系で十分に崩壊熱を除去できていればそれだけ次の操作への余裕が生じる。このため、DC バッテリーの期待できる時間+余裕時間、ここでは解析上 DC バッテリーの最大時間 (6h) +4h を考慮した 10 時間を超える場合、運転員に良い影響を与えるものとする。

— 水位に関して：冷却系が通常制御されている場合、原子炉水位のレベル 8 で停止、レベル 2 で稼働するとしている。水位が十分にある場合には操作に余裕があるとし、ここでは、レベル 4 以上の水位(Apros モデルでは、13.9827m)であれば運転員に良い影響、以下であれば悪い影響を与えるものとする。

以上の関係から以下のようなファクタをサンプリングされた失敗確率に乗じるものとする。

$$\begin{aligned}(\text{時間 } \tau, \text{水位 } L_{RPV}) &= (10 \text{ 時間以上, L4 以上}) \rightarrow 0.1 \\ &= (10 \text{ 時間以上, L4 未満}) \text{ もしくは} \\ &\quad (10 \text{ 時間未満, L4 以上}) \rightarrow 1 \\ &= (10 \text{ 時間未満, L4 未満}) \rightarrow 10\end{aligned}$$

ただし、乗じた失敗確率が 1 を越える場合は、1 にする。ファクタを乗じた失敗確率で二項分布によるサンプリングを行い、減圧操作の成功・失敗を判定する。

操作に成功した場合の操作に要する時間については、プラントパラメータの影響は考慮せず、上限 10 分、下限 60 分の一様分布によるサンプリングを行って決定する。

- ・低圧注水系：LPCS 及び LPCI と 2 系統が設備されているが、今回の検討では 1 系統の低圧注水系があるとして解析を行う。低圧注水ポンプには交流電源が必要であることから EDG の修復後に利用可能となる。低圧注水系の故障モードとして、起動失敗及び継続運転失敗を、また、ポンプ故障時の修復までの時間をサンプリングの対象とした。さらに、S/P の水温が上昇して利用限界温度（本年度の解析では 100°C に設定）に達した場合、水源を外部水源に切り替える。ただ、外部水源による注水を続けた場合、原子炉内の水が増加し続けるため、S/P の上端より 1m 下の位置まで水位が到達した場合、再度水源を S/P に切り替える。水源切替えの操作は、人間の操作であるため、操作の成功失敗の不確実さも考慮する。

- ・残留熱除去(RHR)系：RHR 設備には複数の運転モードがあるが、本解析では格納容器内の水を冷却するモードで利用する。低圧注水ポンプと同様に、RHR ポンプも交流電源が必要であることから EDG の修復後に利用可能となる。故障モードとして、起動失敗及び継続運転失敗をサンプリングの対象とした。
- ・格納容器ベント：RHR の起動失敗や EDG が修復していない場合には、S/P 水の冷却が行われず、格納容器内の圧力が上昇する。本解析では、格納容器圧力が 0.6MPa まで上昇した場合、ベントを行うようにした。
- ・格納容器スプレー：格納容器内の圧力上昇を抑えるために、D/W における格納容器スプレーを作動させる。注水量は 130m³/h で一定とし、下記に示す条件[35]で間欠運転を S/P の水位が初期値から+1.5m に到達するまで繰り返す。
 - 【間欠運転起動】格納容器圧力が 390kPa[gage]に到達またはドライウェル雰囲気温度が 171°Cに到達
 - 【間欠運転停止】格納容器圧力が 340kPa[gage]に到達かつドライウェル雰囲気温度が 135°C以下に到達

以下に上記設備・機器等を考慮した事故シーケンス構築の考え方を示す。

外部電源喪失後、スクラム及び主蒸気管に設置されている弁による隔離は成功とする。また、DC 電源となるバッテリーについても計測機器等への配電は可能とする。ただし容量(利用可能時間)についてはサンプリングの対象として枯渇までの時間を得る。

スクラム成功後 SRV の作動状況に応じて再閉失敗を考慮する。考慮する SRV は 1 弁とする。

次に EDG の修復による AC 電源の再開を考慮する。ここでは 1 系統のみを考慮する。

EDG 再起動まで RCIC による冷却を行う。高圧注水系を用いた冷却では、HPCS を優先する。ただし、HPCS による注水までに時間を要する(本年度の解析では 30 分と仮定)ため、その間は RCIC による注水を行い、HPCS による注水が可能となった段階で RCIC から HPCS に切り替える。なお HPCS の水源は THALES2 内蔵の制御により復水貯蔵タンクから S/P 水の切替えが行われる。このため本解析では、この切替えは成功するものとする。

高圧注水系の起動失敗や電源が確保できないなどにより、高圧注水系による冷却が行えなくなった場合、減圧操作を行って低圧注水に移行する。本作業は人間の操作が入るため、減圧操作の成功失敗、および、操作に要する時間の不確かさを考慮する。詳細は、前述の減圧操作の項目に記載した通りである。

減圧操作時に低圧注水ポンプの起動を行い、RPV の圧力が 1MPa 以下に達したとき注水が行われるものとする。冷却に伴い S/P 水温度が上昇した場合、RHR による S/P 水の冷

却が行われる。しかし、RHR の起動失敗や EDG が修復していない場合、RHR による S/P 水の冷却が行われない。さらに、格納容器ベントや格納容器スプレイによる冷却を行ったとしても、長時間の注水作業により S/P 水が飽和温度に達した場合、ポンプのキャビテーションにより注水ができなくなるとした。

本解析では、外部電源の回復はないとした。また、EDG 起動に成功し、HPCS 及び低圧注水中に EDG が停止した場合、事故シーケンス構築ロジックを簡便にするため EDG が修復されるまでその他の安全機能の操作は行わないとする。

以上の事故進展を表現する事故シーケンスを生成するため、各設備・機器の故障パラメータを文献を参照し、表 3.1.1-1 に示すような確率分布及び確率分布を特徴づける値を設定した。

表 3.1.1-1 BWR の SBO 解析に確率を考慮する機器・操作と確率分布

機器・操作	サンプリングの対象とするパラメータ	サンプリングに必要な情報			
		確率分布	分布の設定変数	値	[下限,上限] 単位
DC バッテリ	枯渇時間	三角分布	a, c, b	4,5,6	h
EDG	復旧時間	指数分布	λ	1/8	1/h
HPCS 専用	起動失敗確率	二項分布	p	5.0E-04	
EDG	継続運転失敗時間	指数分布	λ	1.0E-04	1/h
	修復時間	指数分布	λ	1/8	1/h
RCIC	起動失敗確率	二項分布	p	2.5E-02	
	継続運転失敗時間	指数分布	λ	5.0E-03	1/h
HPCS	起動失敗確率	二項分布	p	3.0E-03	
	継続運転失敗時間	指数分布	λ	5.0E-05	1/h
LPCS	起動失敗確率	二項分布	p	3.0E-03	
	継続運転失敗時間	指数分布	λ	2.5E-05	1/h
	修復時間	指数分布	λ	1/24	1/h
RHR	起動失敗確率	二項分布	p	3.0E-03	
	継続運転失敗時間	指数分布	λ	2.5E-05	1/h
SRV 閉失敗故障	閉失敗までの回数	幾何分布	p	1.0E-03	回
	閉失敗時の漏洩率	切断正規分布	μ, σ	0.5, 0.2	[0.05,1]
SRV 熱的故障	熱的故障温度	切断正規分布	μ, σ	427.0, 100	[327,627] °C
	熱的故障時の漏洩率*1	切断正規分布	μ, σ	0.5, 0.2	[0.05,1]
		-	T_{TS}^{mean}	427.0	°C
		-	P_{RPV}^{mean}	7.56	MPa
再循環ポンプのシール損傷	シール損傷時間*2	一様分布	α, β		[0.0, 12] h
	シール損傷面積*3	対数正規分布	μ, σ	-9.2, 1.4	[0, 1.6E-3] m ²
		-	T_{loop}^{mean}	290.0	°C
		-	P_{RPV}^{mean}	7.0	MPa
		-	τ^{mean}	6.0	h
減圧操作	操作失敗確率*4	対数正規分布	μ, σ	-7.2, 1.4	
		-	τ	10	h
		-	L_{RPV}	13.9827	m
	操作成功時の所要時間	一様分布	α, β	10, 60	min

LPCS の水源 操作失敗確率 変更操作*5	二項分布	p	2.0E-3
---------------------------	------	---	--------

- *1 (3.1.1-1)式により漏洩率を求め、弁の面積に乗じてその値を決定する。
- *2 シール損傷時間までに EDG が復旧した場合は、損傷は発生しない。
- *3 (3.1.1-2)式により決定する。
- *4 上記の「減圧操作」に記載された関係より決定する。
- *5 S/P→外部水源、外部水源→S/P の両方とも。

3.1.2. BWRにおける THALES2 を用いた SBO 事故解析

前節に記載した SBO 事故シナリオについて THALES2 を用いた解析を実施した。解析モデルには、Apros の BWR-5 モデルより構築した THALES2 の BWR-5 モデルを利用した。また、THALES2 の解析では、解析ケース数を増やすために、プラント状態を反映した RAPID とのフィードバック解析を行わないようにした。SRV の熱的故障に関しては、炉心損傷判定である PCT が 1200℃までの計算では、SRV の熱的故障はほとんど生じない(SRV が故障する温度まで高温にならない)ので、省略した。また、再循環ポンプからの漏水および減圧操作は事故シナリオには取り入れるものの、プラント状態を反映した補正を行わず、補正前の値を適用するようにした。

フィードバック解析を行わない場合、約 2 日程度の解析時間で 1000 ケースに達することができた (CPU:Core i7-8700k)。以下に 1000 ケースの解析結果から、被覆管最高温度履歴、RPV 圧力履歴、原子炉水位履歴、及び RCIC 運転履歴について示す。なお RCIC の運転履歴については、ほとんどのケースがバッテリー枯渇による停止であるため同図からバッテリーの維持時間を推定できるため記載した。

1000 ケースの解析結果のうち燃料被覆管温度が 1473K を超えたケースは 23 ケースで、条件付炉心損傷確率は 2.3×10^{-2} を得た。

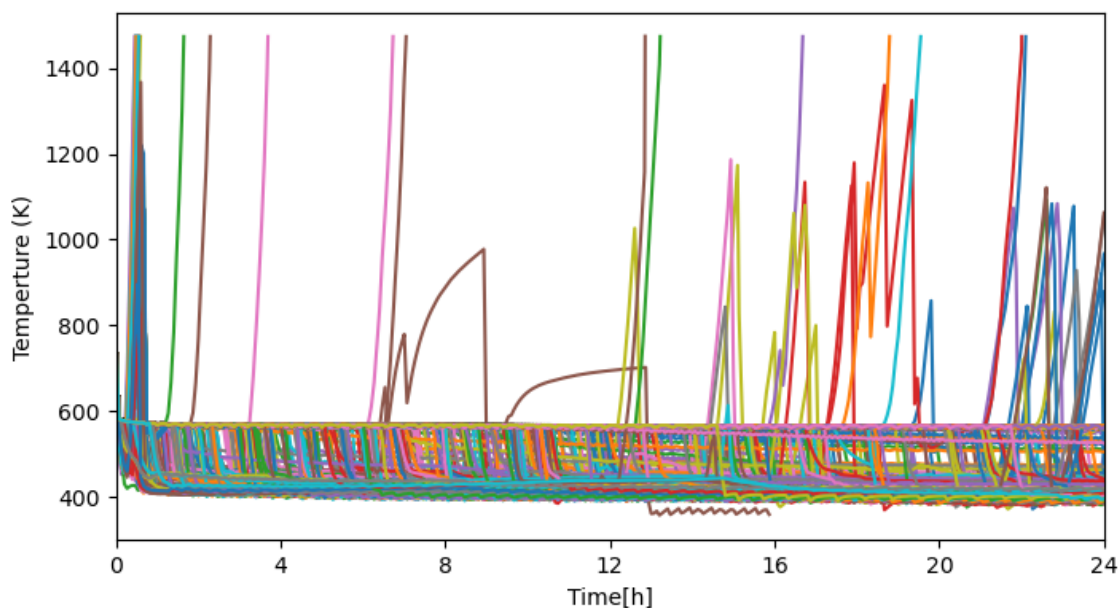


図 3.1.2-1 燃料被覆管最高温度 (PCT)

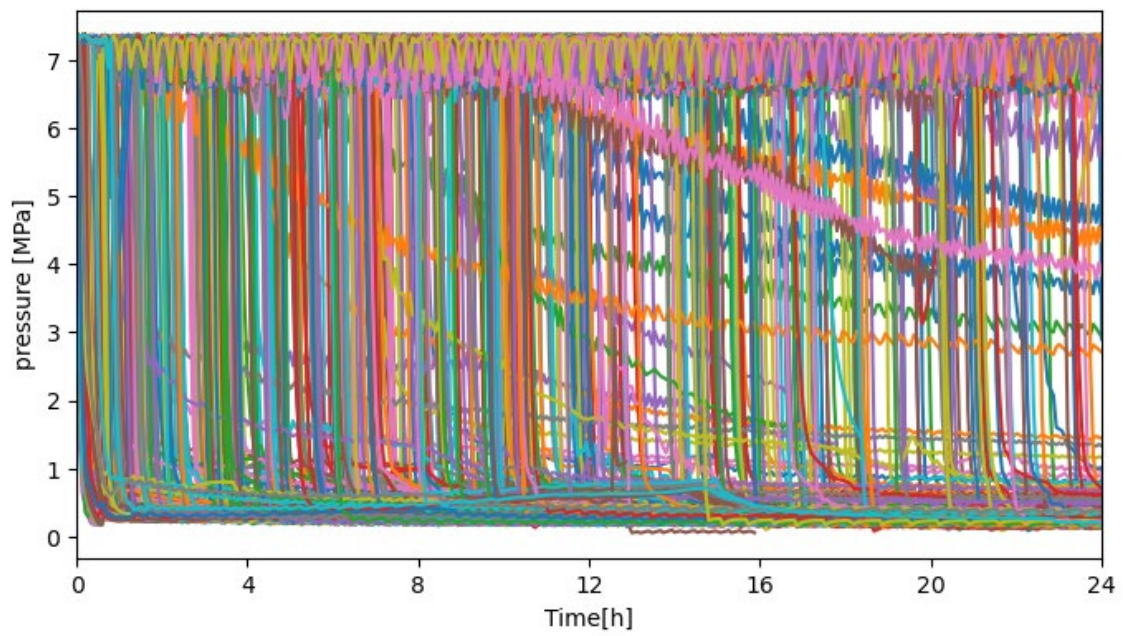


图 3.1.2-2 RPV 压力

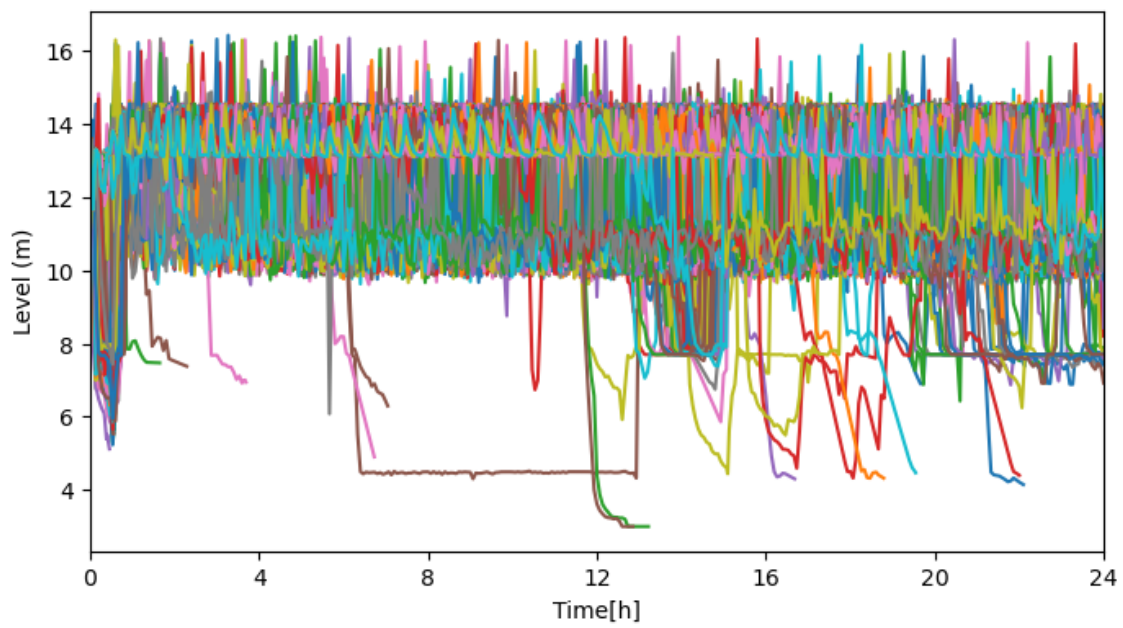


图 3.1.2-3 原子炉水位

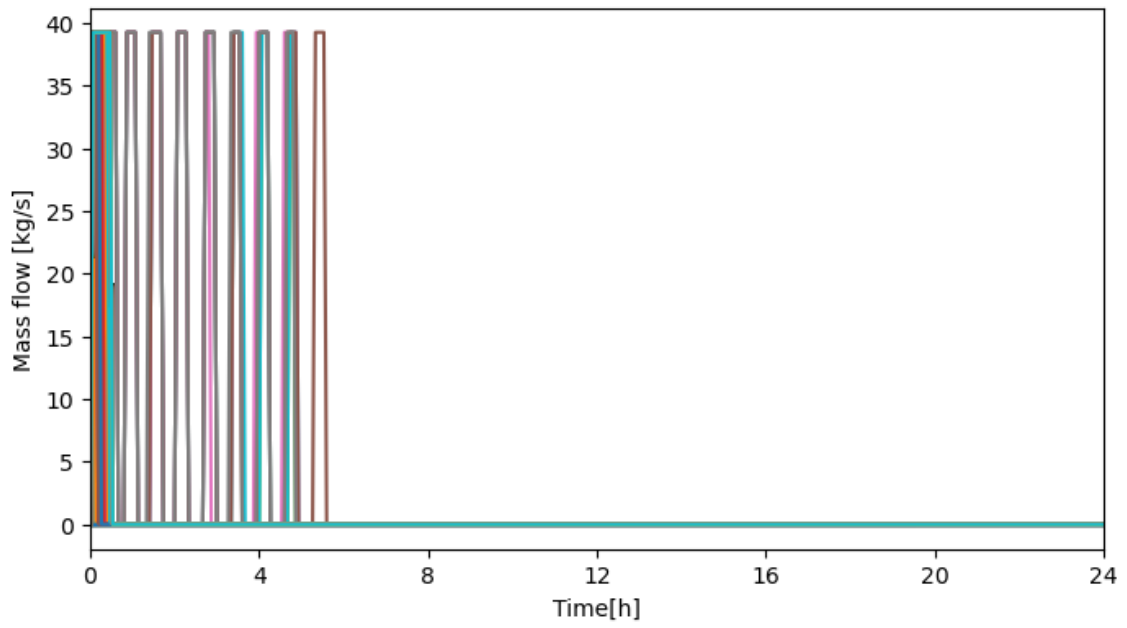


図 3.1.2-4 RCIC 注水履歴 (直流電源の継続時間とほぼ同様)

3.1.3. 様々なサンプリング手法による SBO 事故解析

本節では、サンプリング手法の違いによる差異を評価するための解析を行う。表 3.1.3-1 に示すように、RAPID に様々なサンプリング手法を導入した。BWR の SBO 事故シナリオを対象とし、モンテカルロ法、準モンテカルロ法、代替評価モデルを用いたモンテカルロ法及び適応サンプリング法を用い、条件付き炉心損傷確率 (CCDP) を試算し、サンプラーの機能を確認した。

表 3.1.3-1 RAPID に導入したランダム・サンプリング手法

番号	サンプラー名
1	Monte Carlo sampler、モンテカルロ法
	Correlated Monte Carlo sampler、相関を考慮したモンテカルロ法
2	Grid、格子法
3	Latin Hypercube sampler (LHS)、ラテンハイパーキューブサンプリング法
	Correlated LHS、相関を考慮したラテンハイパーキューブサンプリング法
4	Quasi Monte Carlo (QMC) sampler、準モンテカルロ法
	Correlated QMC sampler、相関を考慮した準モンテカルロ法
5	Sampler for Morris method、モリス法のサンプラー
6	Dynamic Event Tree (DET)、動的イベントツリー
7	Adaptive sampler、適応サンプリング法

3.1.3.1. 簡素化した BWR の SBO 事故シナリオ

各サンプリング手法の利点と欠点を効率的に比較するため、文献[31]を参考に簡素化した SBO 事故シナリオを図 3.1.3.1-1 に示す。各ヘディングに対応する THALES2 のランダムパラメータとその分布を表 3.1.3-2 に示す。

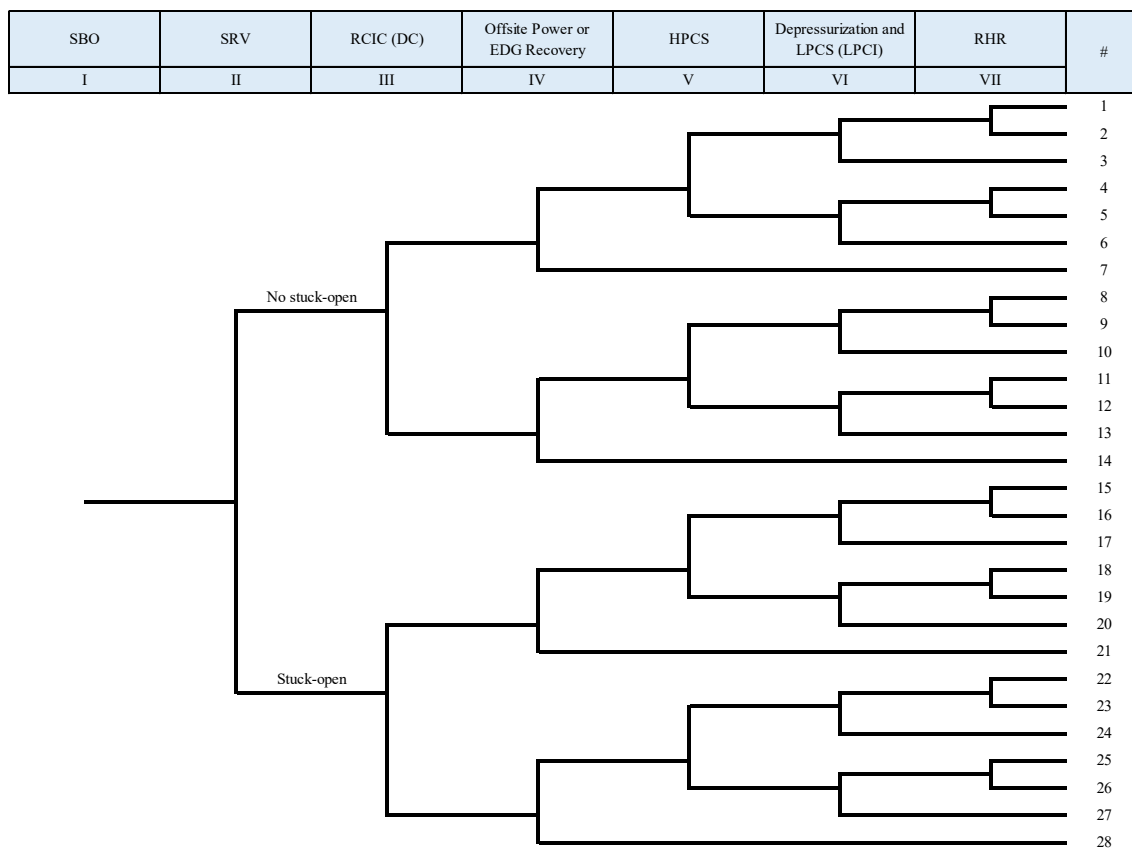


図 3.1.3.1-1 簡素化した SBO シナリオ

表 3.1.3-2 ランダムパラメータの分布

ET ヘディング		パラメータ	確率分布	変数	単位	THALES2 の 入力
II	SRV	開固着まで サイクルの 回数	幾何分布	1.00E- 03	回	@SRGNUM
III	DC バッテリ and RCIC	枯渇時間	三角分布	4,5,6	h	@DCFAIL and @RCICFAIL
IV	Power recovery	EDG 復旧時 間	指数分布	1/8	h	@DGREC
V	HPCS	継続運転失 敗時間	指数分布	1/12	h	@HPCSFAIL
VI	LPCS and depressurization	継続運転失 敗時間	指数分布	1/16	h	@LPCSFAIL
VII	RHR	継続運転失 敗時間	指数分布	1/16	h	@RHRFAIL

3.1.3.2. モンテカルロ法

図 3.1.3.2-1 は、モンテカルロ法を用い、5000 ケースの THALES2 の炉心被覆管最高温度 (PCT) の変化履歴である。一部のケースの PCT は 1473.3K 以上になっており、炉心損傷に至った。1473.3K に至った時間分布は図 3.1.3.2-2 に示しており、ほとんどのケースの炉心損傷が 12 時間以内に発生した。54.42%のケースは炉心の冷却が成功され、炉心損傷が発生しなかった。

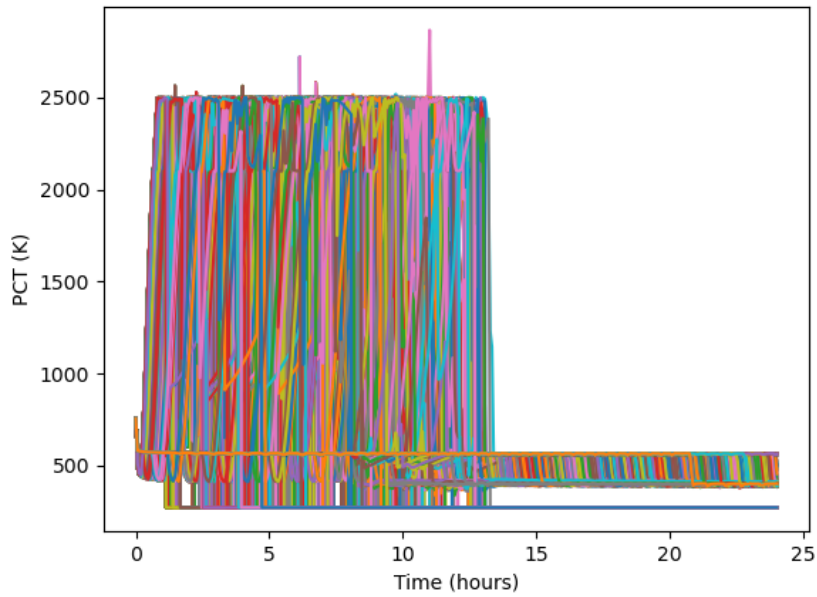


図 3.1.3.2-1 燃料被覆管最高温度の履歴

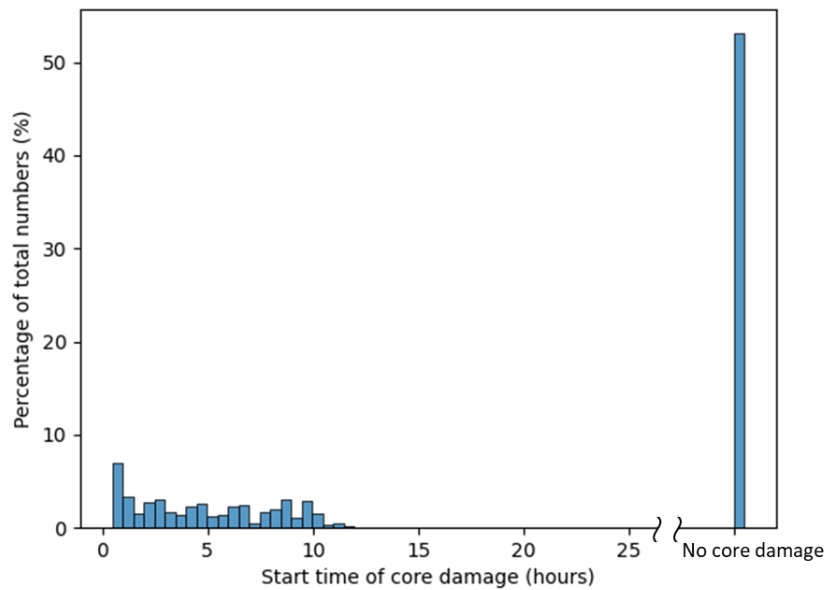


図 3.1.3.2-2 炉心損傷発生時間の確率分布

3.1.3.3. 準モンテカルロ法

図 3.1.3.3-1 は、準モンテカルロ法を用い、5000 ケースの THALES2 の炉心被覆管最高温度 (PCT) の変化履歴である。モンテカルロ法の結果と同様に、一部のケースの PCT は 1473K 以上になっており、炉心損傷に至った。時間の分布も、図 3.1.3.3-2 のように、ほとんどのケースの炉心損傷が 12 時間以内に発生した。51.6%のケースは炉心の冷却が成功され、炉心損傷が発生しなかった。

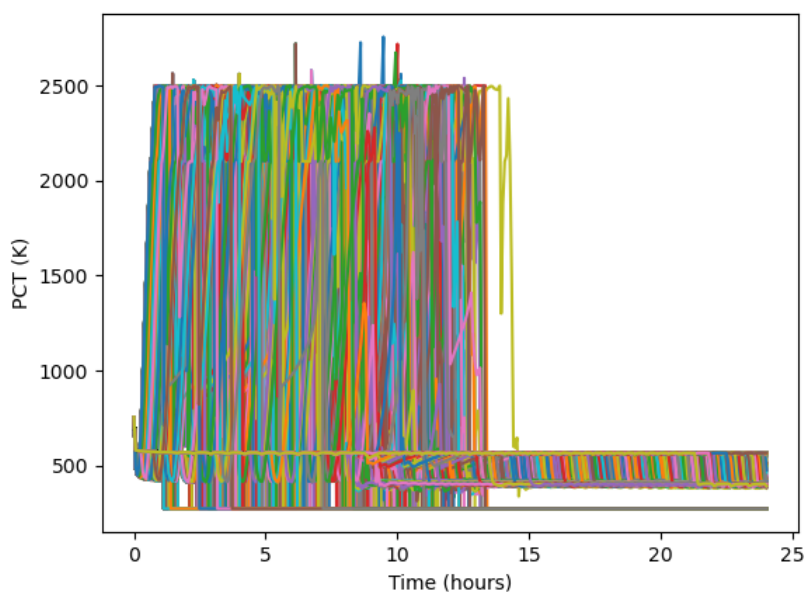


図 3.1.3.3-1 燃料被覆管最高温度の履歴

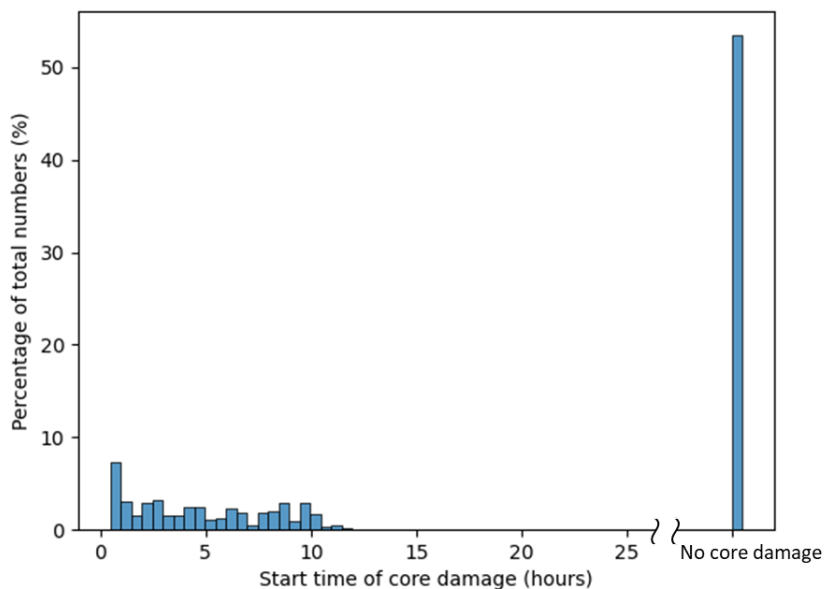


図 3.1.3.3-2 炉心損傷発生時間の確率分布

3.1.3.4. 代替評価モデルを用いた解析

ガウス過程を用い、代替評価モデルを訓練した。CCDP の予測精度と訓練データのサイズの依存性を推定するため、[250,500,750,⋯,5000]における各数のデータを利用して代替評価モデルを訓練した。各代替評価モデルを利用し、新たなインプットに対して CCDP を算出した。

3.1.3.5. 適合サンプリング法

図 2.2.2-2 の手法とガウス過程を用い、多忠実度モンテカルロ法 (MFMC) を用いて適応サンプリングを実施した。代替評価モデルを用いて炉心損傷の状態を予測し、予測結果及びその確率により、予測値を利用することや THALES2 を実施することを判断した。その結果、CCDP を算出すると共に、計算コストを削減した。

3.1.3.6. 様々なサンプリング手法による PRA 結果の比較

図 3.1.3.6-1 に、各サンプリング法を利用し、CCDP とシミュレーションの数の依存性を示している。5000 ケースの計算により、CCDP は約 0.45 に収束した。モンテカルロ法 (MC) と準モンテカルロ法 (QMC) は、ランダムパラメータをサンプリングして 5000 ケースの THALES2 解析を行い、解析のケース数に依存する CCDP の収束性を示した。図中青線は、異なるケース数 ([250,500,750,⋯,5000]) の THALES2 解析結果を用いて訓練した代替評価モデルを用いて予測した CCDP の結果を記録し、訓練データのサイズへの依存性を示している。表 3.1.3.6-1 に示しているように、代替評価モデルの解析時間がモンテカルロ法によるランダムサンプリングのケースとほぼ同様であるが、この時間には訓練用の 5000 ケースの解析時間が含まれており、あらかじめ解析した 5000 ケースのデータを用いる場合、サロゲートモデルの訓練及び CCDP の予測する時間は 0.05 時間になる。赤線は、適応サンプリング法の 1 つである多忠実度モンテカルロ法 (MFMC) により、CCDP が収束するまで実行した高忠実度と低忠実度のシミュレーションの合計のケース数への依存性を示している。表 3.1.3.6-1 に、CCDP の推定値と計算コストを比較した。適応サンプリングを利用した場合、計算の精度が一定程度下がったが、93.76%の計算コストを削減できた。

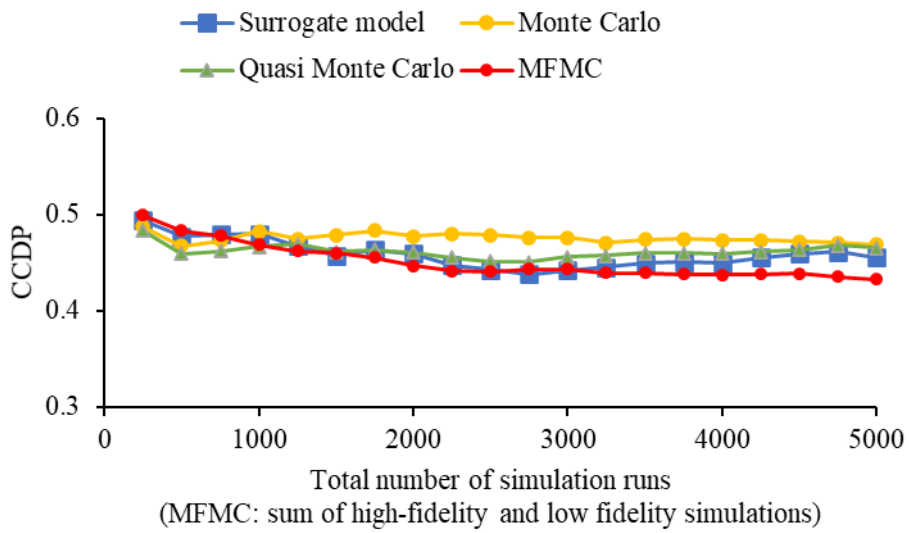


図 3.1.3.6-1 サンプルング手法による CCDP 推定値の収束性比較

表 3.1.3.6-1 各サンプリング手法を用いた CCDP の計算値及び計算コストの比較

		Monte Carlo	Quasi Monte Carlo (QMC)	Surrogate model only	Multi-fidelity Monte Carlo (MFMC)
CCDP		0.4558	0.4692	0.4658	0.433
Computational cost (CPU time, hours)		1669.0	1671.0	1680.0 (surrogate training and prediction: 0.05 hours)	104.20
Number of simulations	High-fidelity	5000	5000	5000 (Training data)	289
	Low-fidelity	0	0	5000	4711

3.1.4. BWRにおけるAprosを用いたSBO事故解析

3.1.1 節に記載した SBO 事故シナリオをもとに、BWR における Apros を用いた解析を実施した。

3.1.4.1. Apros モデルの更新

昨年度、SBO 事故シナリオを模擬するためのモデル編集や制御ロジックの作成を行っており、試解析も実施した。本年度は Apros のバージョン 6.09 から 6.10 へのバージョンアップを行ったため、昨年度作成した制御ロジック等をバージョン 6.10 の BWR の Apros モデルに移植した。また、本年度は格納容器スプレイの追加を行った。

<格納容器スプレイ>

RHR の起動失敗や EDG が修復していない場合には、RHR による S/P の除熱を行うことができず、格納容器内の圧力が上昇する。その圧力上昇を抑えるために、D/W からスプレイによる注水を行い、圧力を低下させる。スプレイの作動条件は、3.1.1 節で述べた通りである。図 3.1.4.1-1 に D/W とスプレイを接続した Apros のモデル図を示す。また、図 3.1.4.1-2 にはスプレイの作動条件の制御ロジック図を示す。

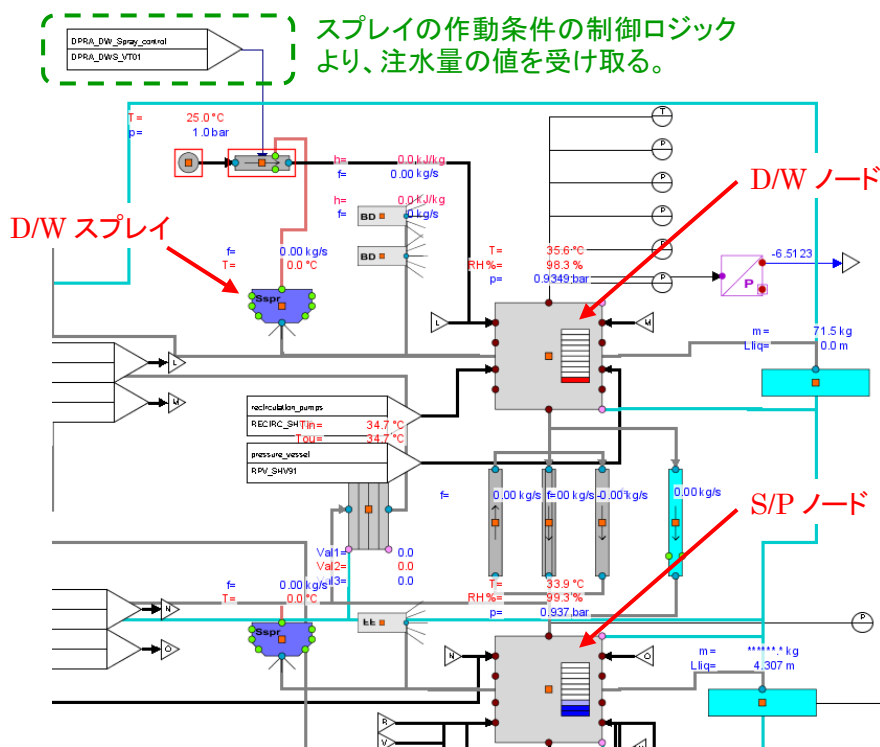


図 3.1.4.1-1 D/W スプレイを追加した Apros のモデル図

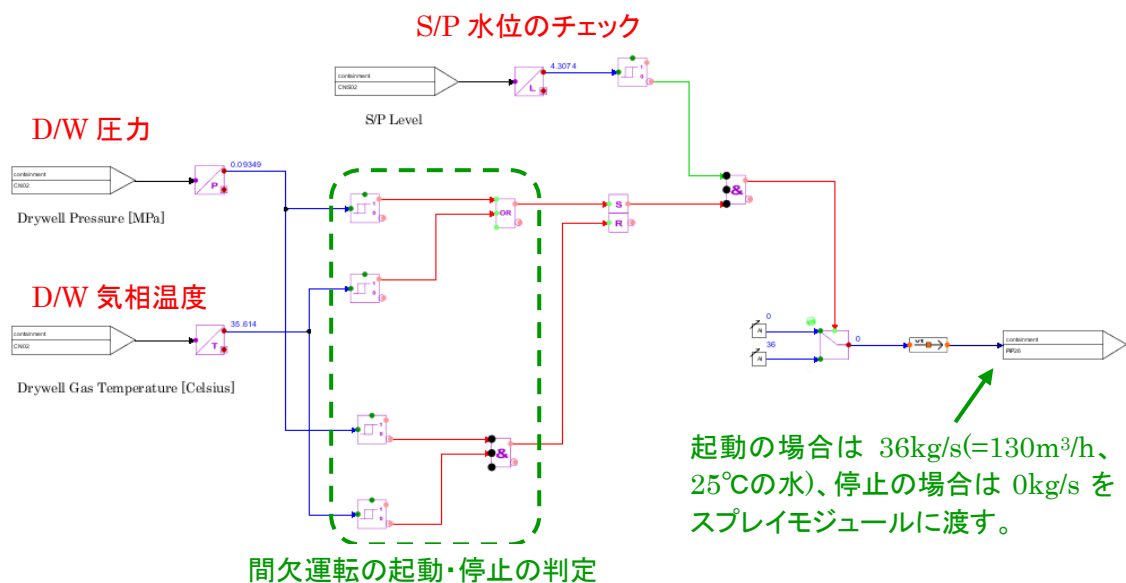


図 3.1.4.1-2 D/W スプレイの作動を制御するロジック

追加した D/W スプレイに対して、動作確認のテストを行った。テストでは、RHR の起動に失敗するとして、RHR は作動しない設定にした。また、HPCS 専用電源により、HPCS による注水は可能とする。D/W スプレイの効果を確認するため、D/W スプレイが無い場合のテスト解析も行った。図 3.1.4.1-3 から図 3.1.4.1-7 にテスト結果を示す。

RHR による S/P 水の除熱が行われなため、D/W の圧力、気相温度はともに上昇していく。SBO 発生から約 13 時間後に D/W の圧力は 491kPa (ゲージ圧で 390kPa) に到達し、D/W スプレイによる注水が行われる。その後、D/W の圧力と気相温度の値に応じて間欠運転を繰り返す。20 時間以降は、S/P の水位が+1.5m に到達するため、注水は停止されるので、D/W 圧力が上昇する。D/W 圧力と S/P 圧力はほぼ同じであり、S/P 圧力が 600kPa に到達すると S/P ベントが行われる。

このテストにより、D/W スプレイが正しく動作していることを確認できた。また、D/W スプレイにより、S/P ベントのタイミングを遅らせることができることも確認できた。

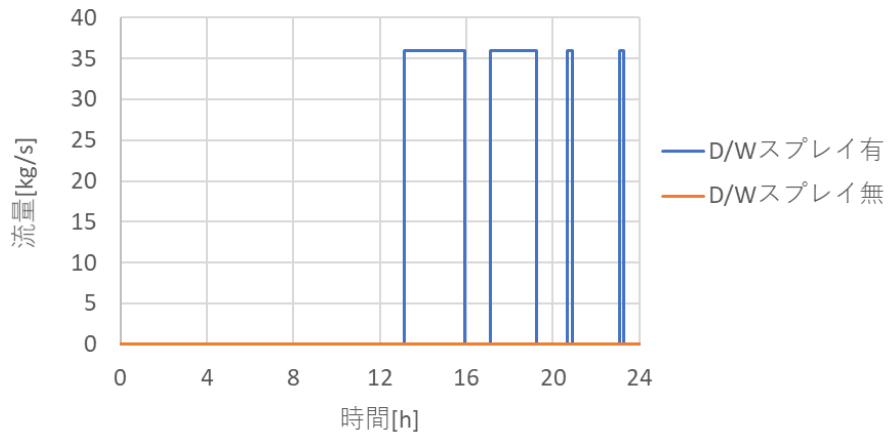


図 3.1.4.1-3 D/W スプレイの流量

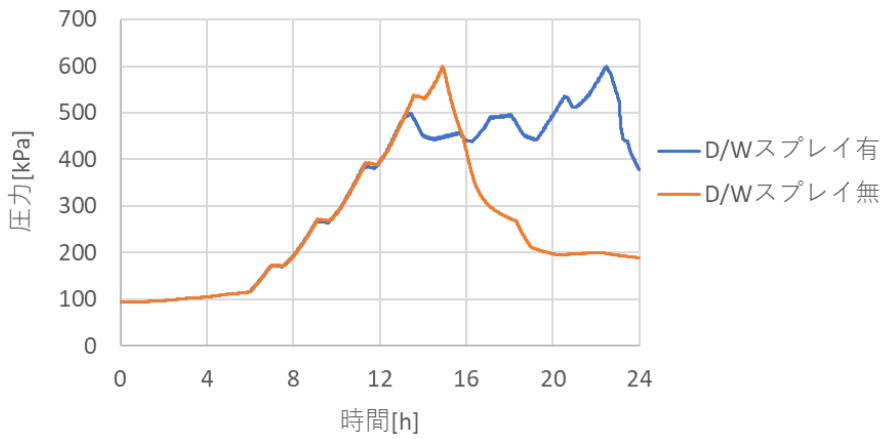


図 3.1.4.1-4 D/W 圧力

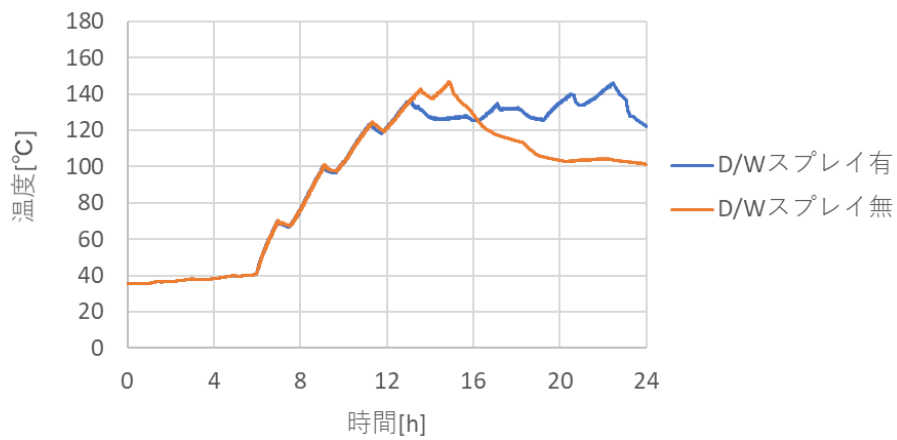


図 3.1.4.1-5 D/W 気相温度

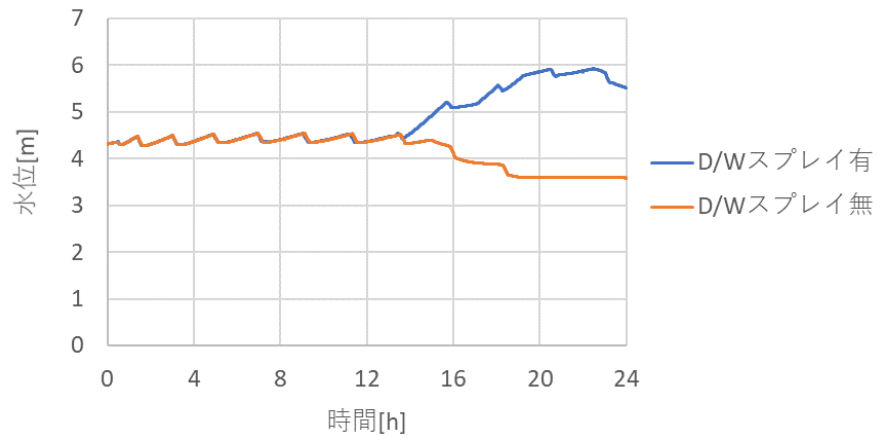


図 3.1.4.1-6 S/P 水位

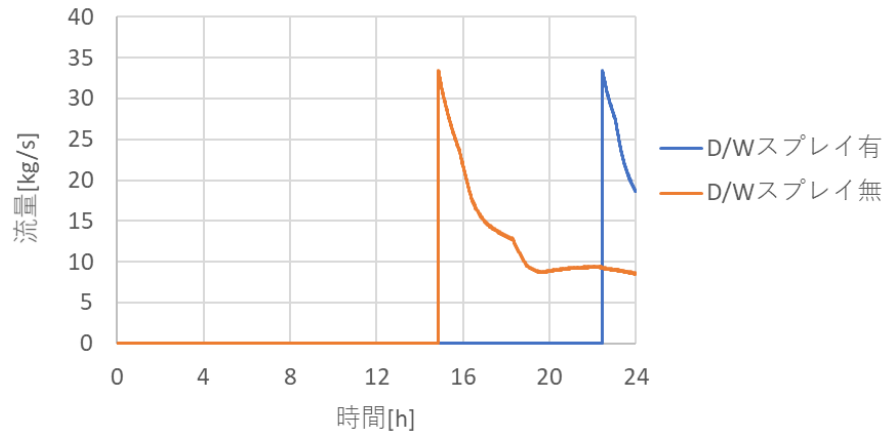


図 3.1.4.1-7 S/P ベントの流量

3.1.4.2. SBO 事故解析の実施

3.1.4.1 節で更新した Apros モデルを利用して、BWR における SBO 事故解析を実施した。まず、表 3.1.1-1 に示した確率分布をもとに RAPID を用いてサンプリングを行い、100 ケースの事故シーケンスを生成した。サンプリングした値の分布を図 3.1.4.2-1 から図 3.1.4.2-19 に示す。

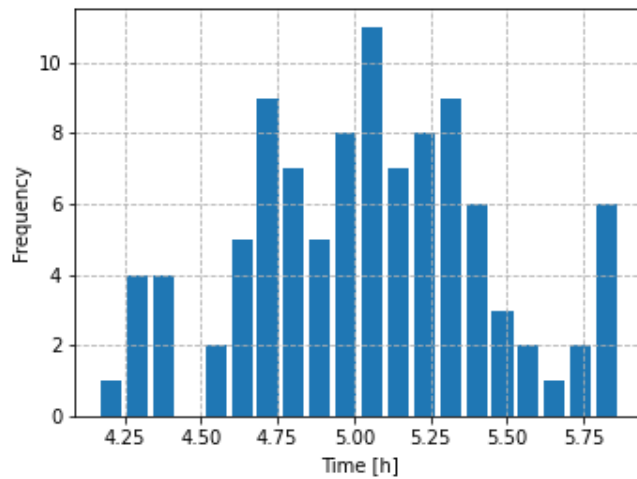


図 3.1.4.2-1 DC バッテリ枯渇時間の分布

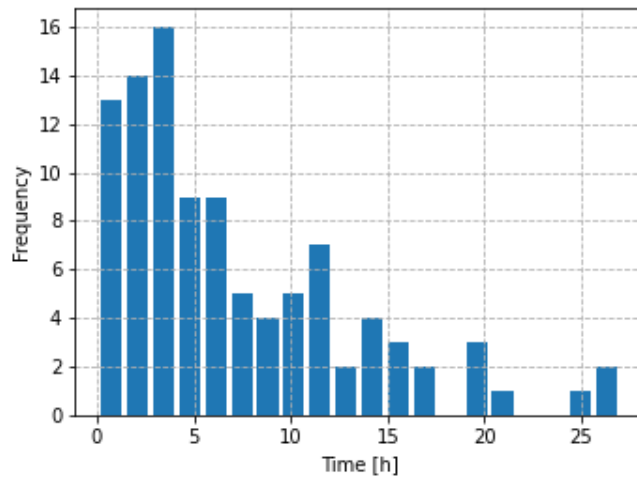


図 3.1.4.2-2 EDG 修復時間の分布

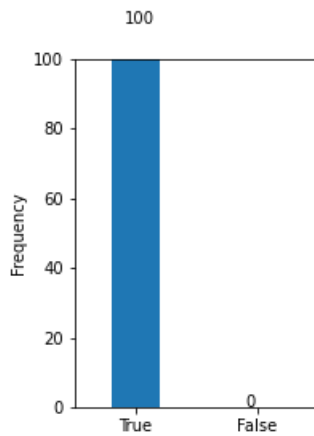


図 3.1.4.2-3 HPCS 専用 EDG の起動成功(True)・失敗(False)の分布

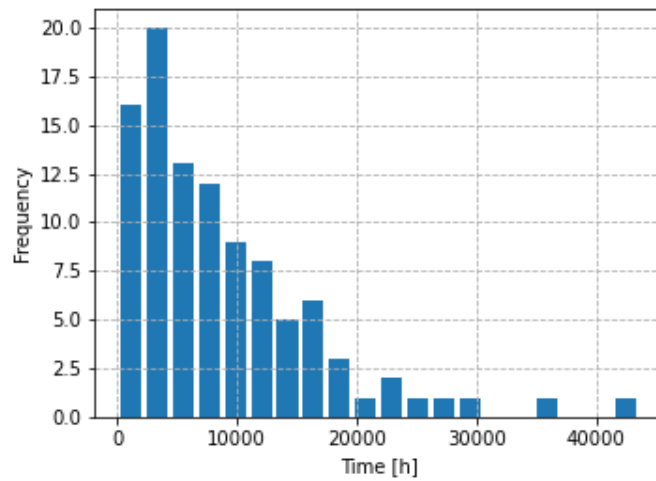


図 3.1.4.2-4 HPCS 専用 EDG の継続運転失敗時間の分布

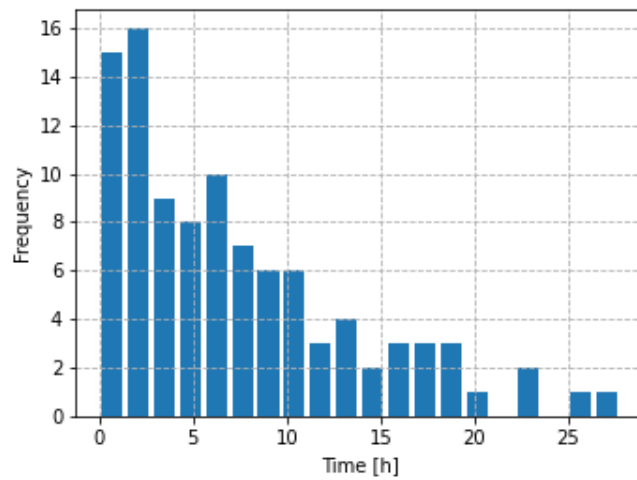


図 3.1.4.2-5 HPCS 専用 EDG の修復時間の分布

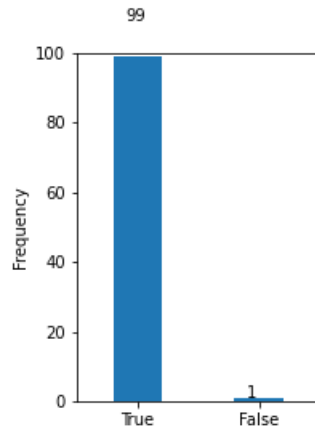


図 3.1.4.2-6 RCIC の起動成功(True)・失敗(False)の分布

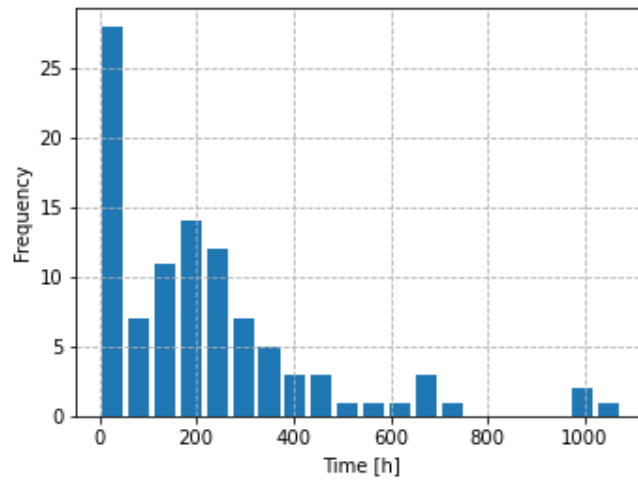


図 3.1.4.2-7 RCIC の継続運転失敗時間の分布

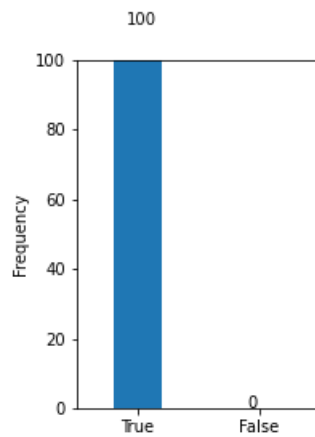


図 3.1.4.2-8 HPCS の起動成功(True)・失敗(False)の分布

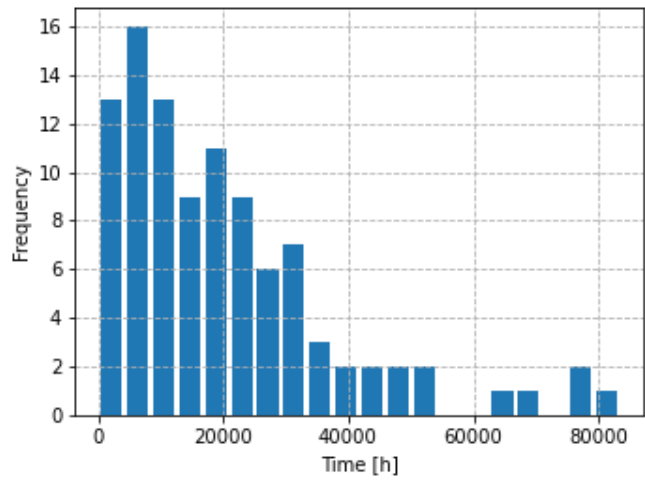


図 3.1.4.2-9 HPCS の継続運転失敗時間の分布

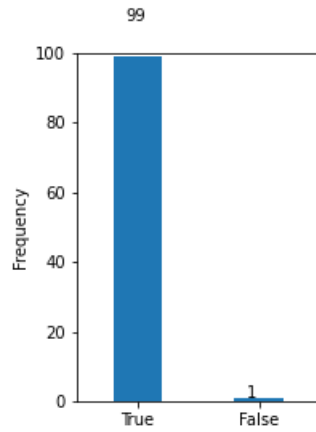


図 3.1.4.2-10 LPCS の起動成功(True)・失敗(False)の分布

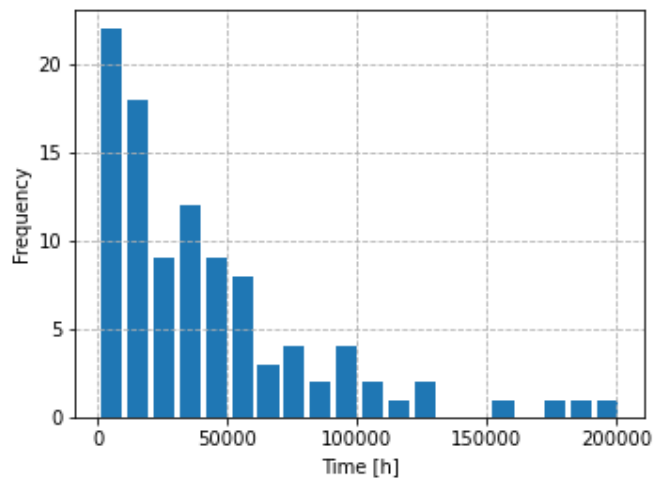


図 3.1.4.2-11 LPCS の継続運転失敗時間の分布

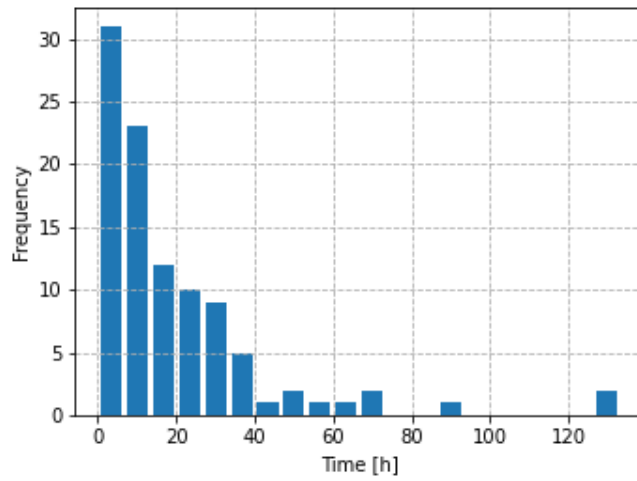


図 3.1.4.2-12 LPCS の修復時間の分布

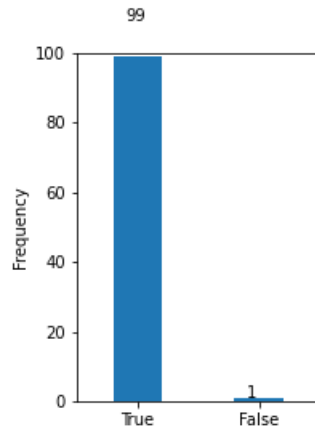


図 3.1.4.2-13 RHR の起動成功(True)・失敗(False)の分布

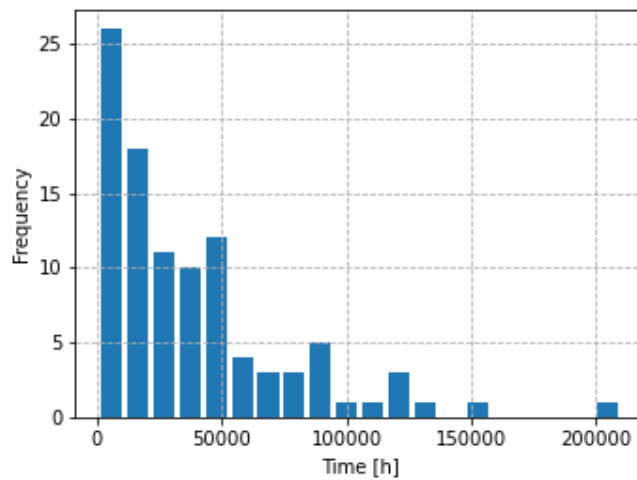


図 3.1.4.2-14 RHR の継続運転失敗時間の分布

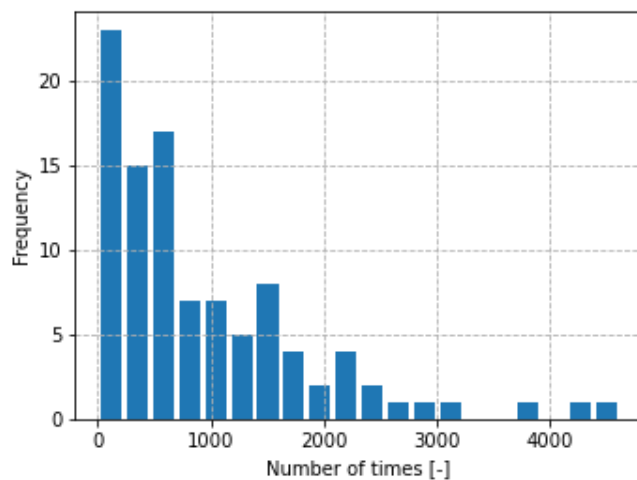


図 3.1.4.2-15 SRV 閉失敗故障までの開閉回数の分布

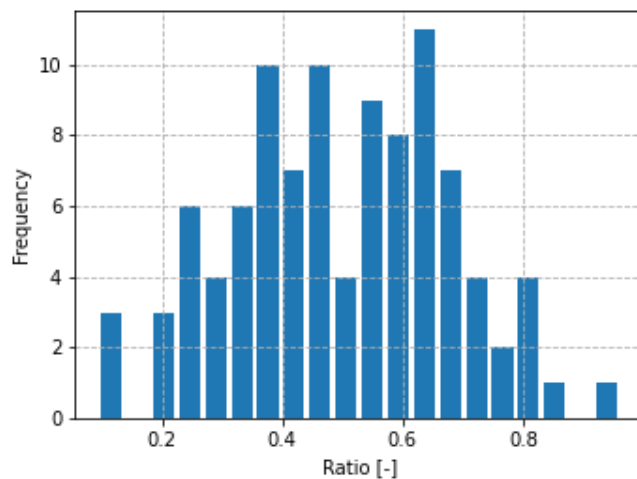


図 3.1.4.2-16 SRV 閉失敗故障時の漏洩率の分布

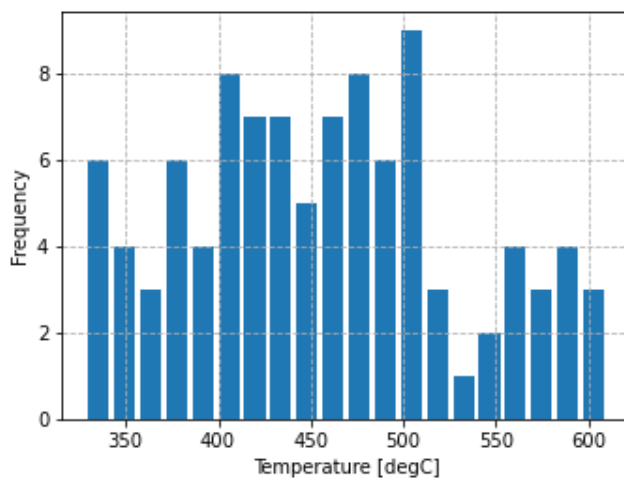


図 3.1.4.2-17 SRV 熱的故障の発生温度の分布

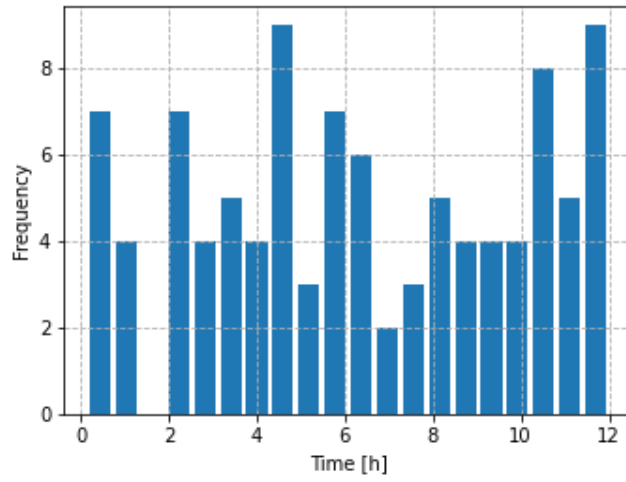


図 3.1.4.2-18 再循環ポンプのシール損傷発生時間の分布

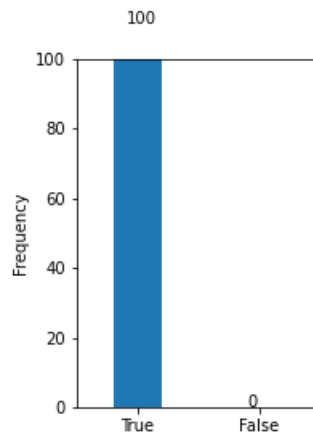


図 3.1.4.2-19 LPCS の水源変更操作の成功(True)・失敗(False)の分布

サンプリングによって生成された各事故シーケンスの値は、Aprosの実行制御を行うSCLファイルに反映した。本解析の解析時間は24時間とした。ただし、本解析で注目する点は、事故シーケンスがレベル1 PRAの判定基準（燃料が破損するか否か）に達するかどうかであるため、燃料被覆管最高温度(PCT)が1200℃に到達した時点で解析を終了した。図3.1.4.2-20から図3.1.4.2-25に主要な解析結果を示す。

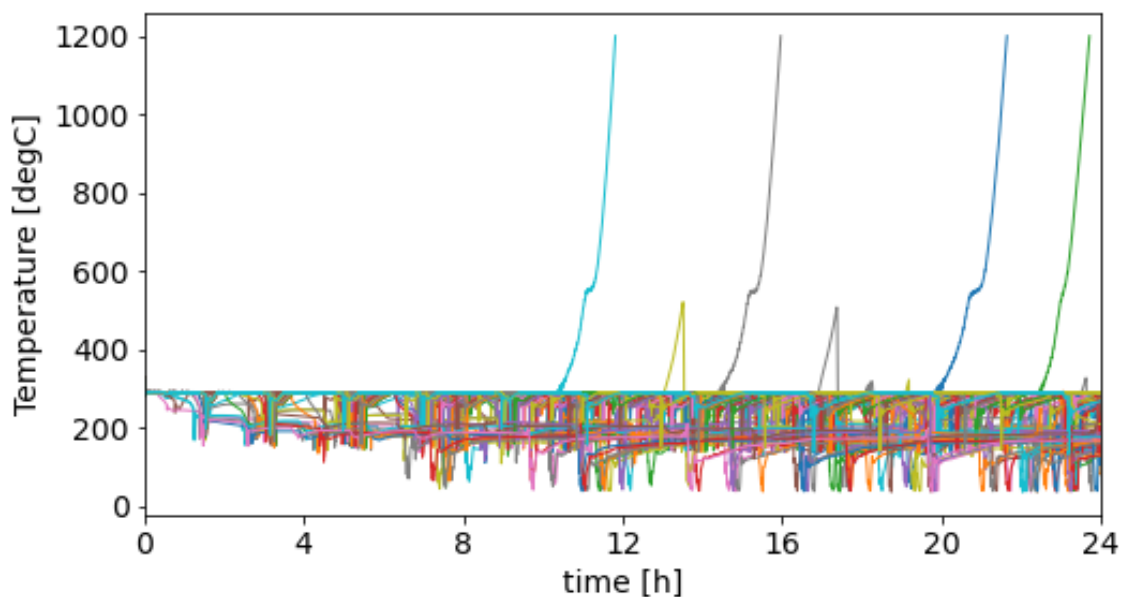


図 3.1.4.2-20 燃料被覆管最高温度 (PCT)

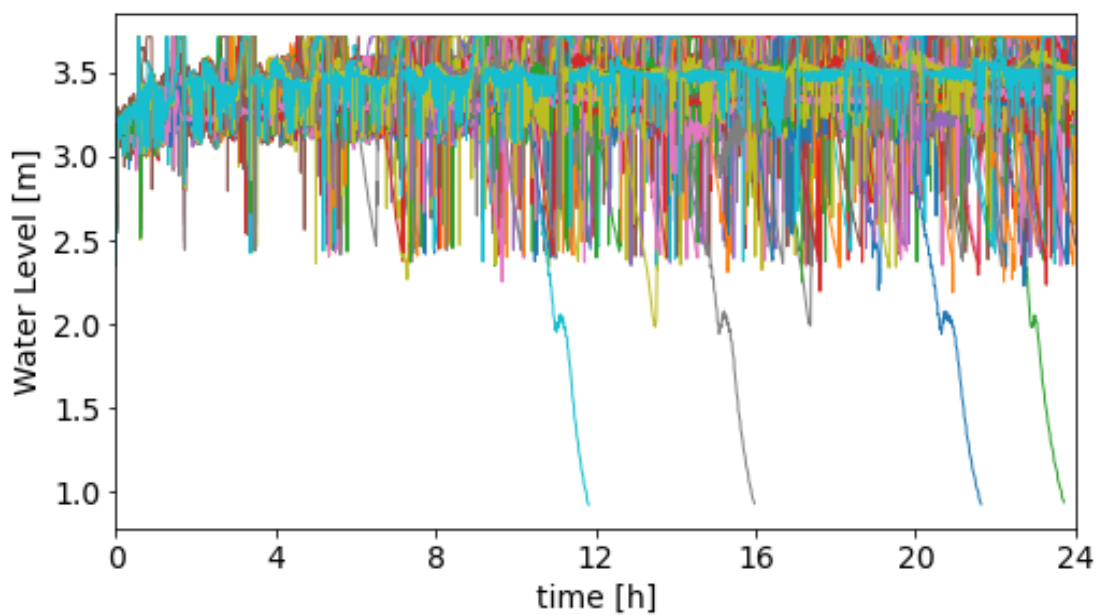


図 3.1.4.2-21 炉心部水位

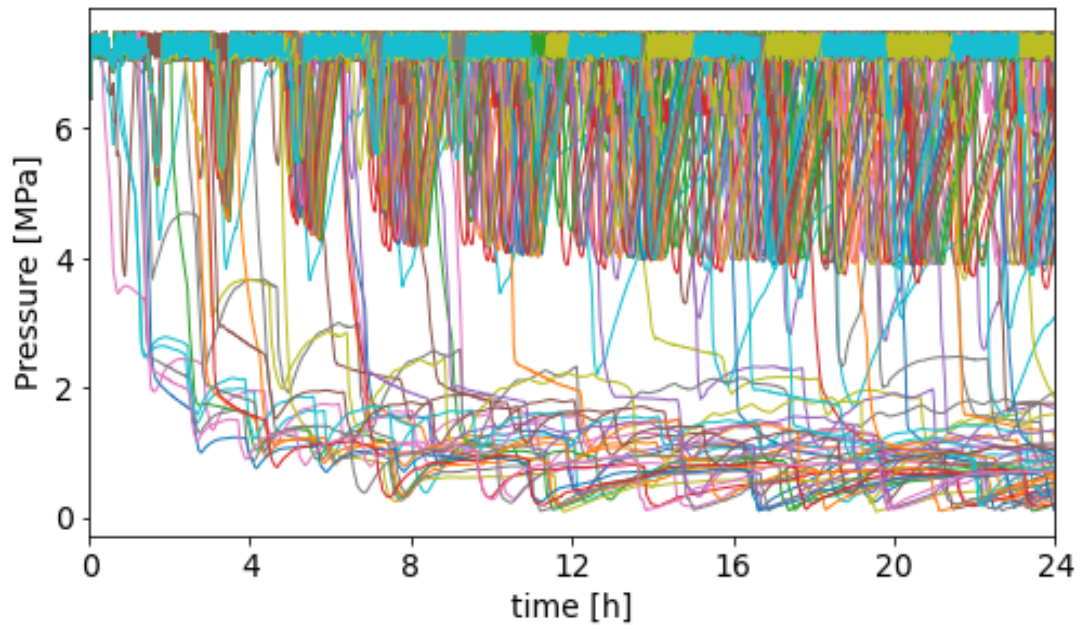


図 3.1.4.2-22 原子炉压力容器 (RPV) 内の圧力

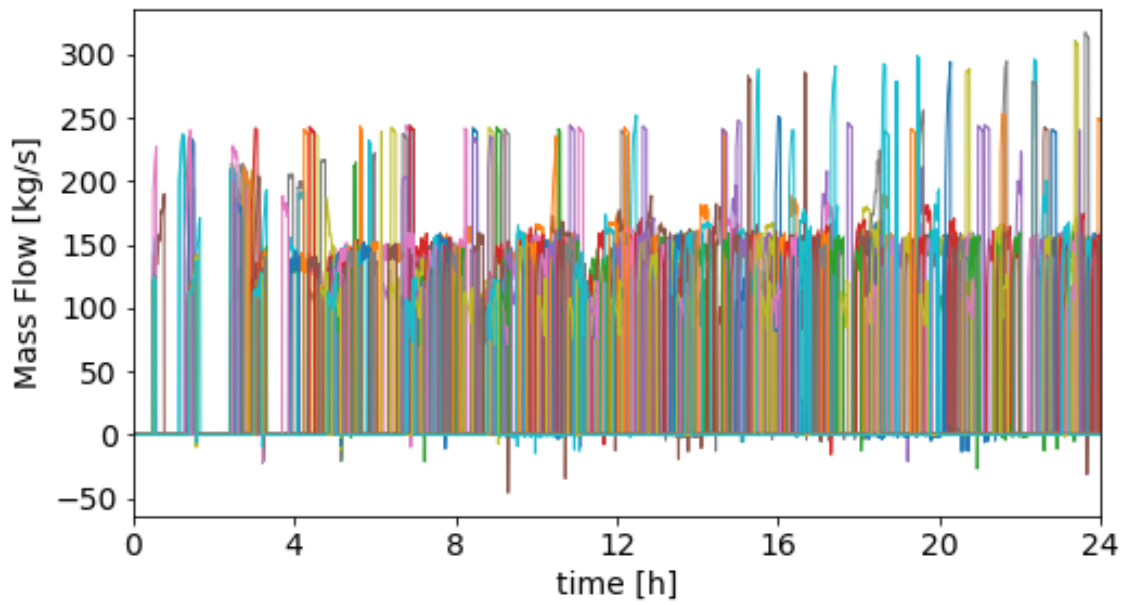


図 3.1.4.2-23 HPCS 注水量

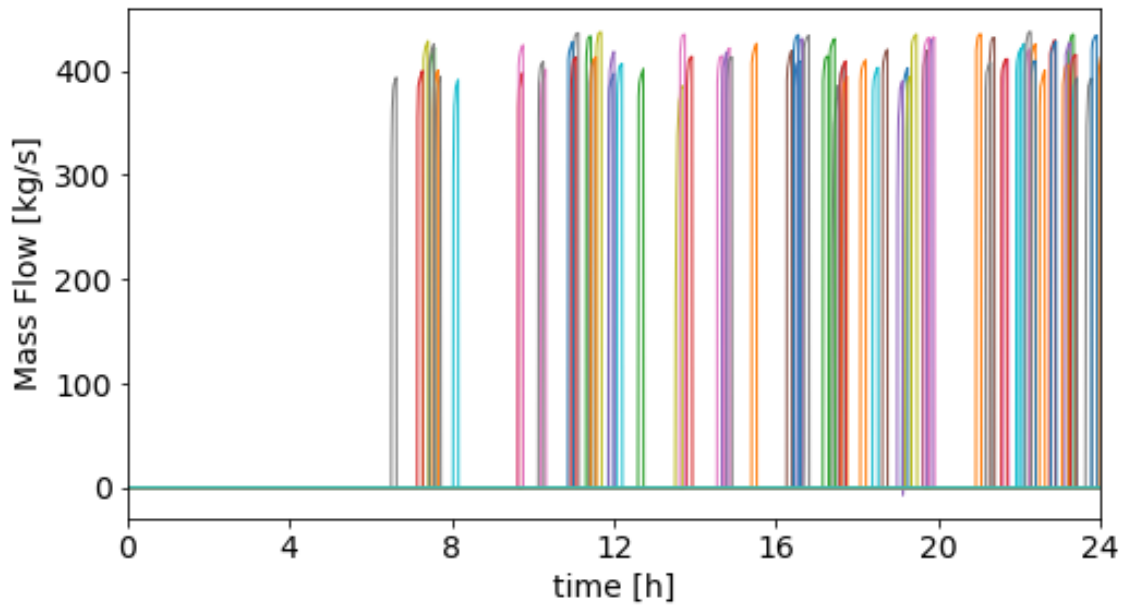


図 3.1.4.2-24 LPCS 注水量

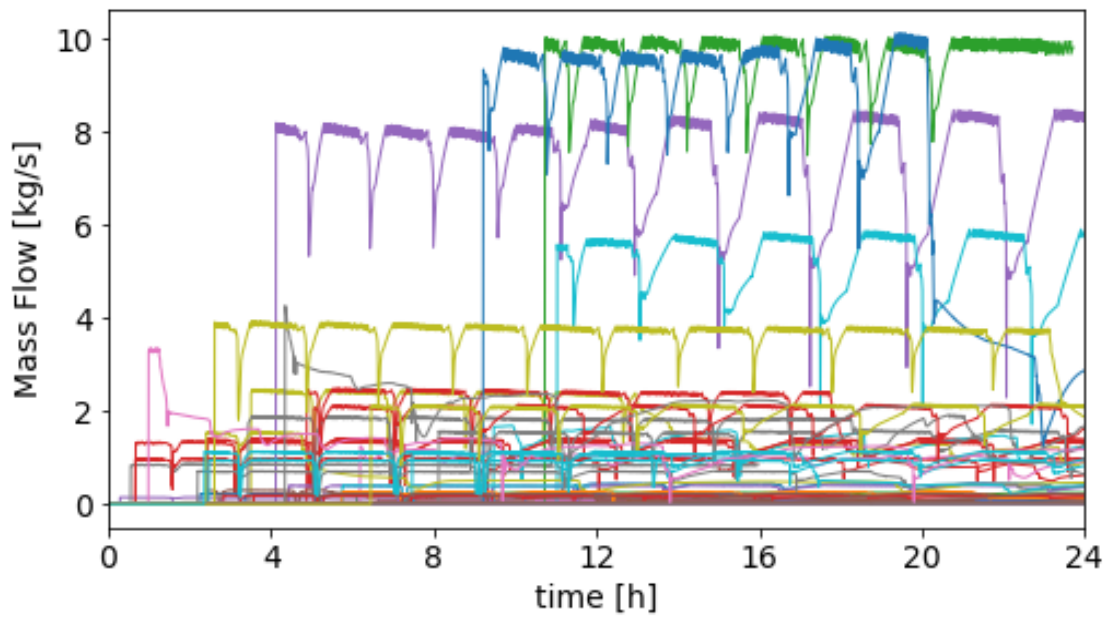


図 3.1.4.2-25 再循環ポンプのシール損傷による漏洩量

3.1.4.3. 解析結果の考察

3.1.4.2 節に示した 100 ケースの解析結果の中から

ケース 0 : HPCS による注水で炉内が高圧・高温状態のまま炉心冷却に成功するケース
(PCT が約 290℃を保ったまま炉心冷却に成功する大半のケースがこのパターン)

ケース 1 : SRV 閉失敗故障が発生し、炉内の圧力・温度が低下するも、HPCS もしくは
LPCS による注水が続いて炉心冷却に成功するケース
(PCT が約 180℃まで低下して炉心冷却に成功する大半のケースがこのパターン)

ケース 22 : S/P 水のキャビテーションが生じて、HPCS による注水が行えず、炉心冷却
に失敗するケース
(炉心冷却に失敗する他のケースも、同様の理由で失敗する)

をピックアップし、事故進展の概要を説明する。

なお、以下にこれらのケースの計算結果の図を示すが、図に示した線のラベルは

inp(番号) → ケース(番号)

inp(番号)_seal_leak → ケース(番号)でシール損傷発生し、リスタート計算

を意味している。

【ケース0】 HPCSによる注水で炉内が高圧・高温状態のまま炉心冷却に成功するケース

ケース0の主要な解析結果を図 3.1.4.3-1 から図 3.1.4.3-5 に示す。なお、ケース0では、注水ポンプに関する起動は全て成功する。SBO 発生後 30 分間は RCIC による炉心冷却が行われるが、それ以降は HPCS 専用 EDG を用いて HPCS による注水が続けられる。SBO 発生から 11.5 時間後に再循環ポンプのシール損傷が発生するが、損傷面積は $6.2 \times 10^{-5} \text{m}^2$ と小さく、漏洩流量も少ないため、事故進展に大きな影響を与えない。11.7 時間後には EDG が回復して RHR による S/P 水の除熱も可能となる。その後も HPCS による注水続け、炉心冷却に成功する。

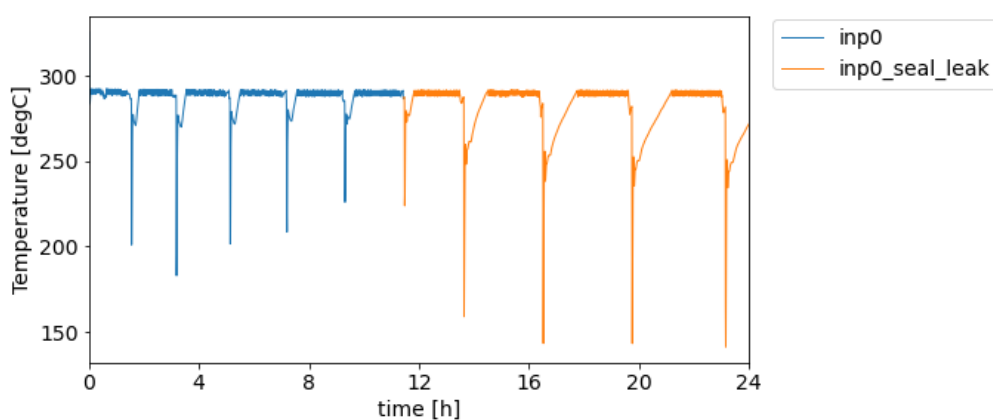


図 3.1.4.3-1 【ケース0】 PCT

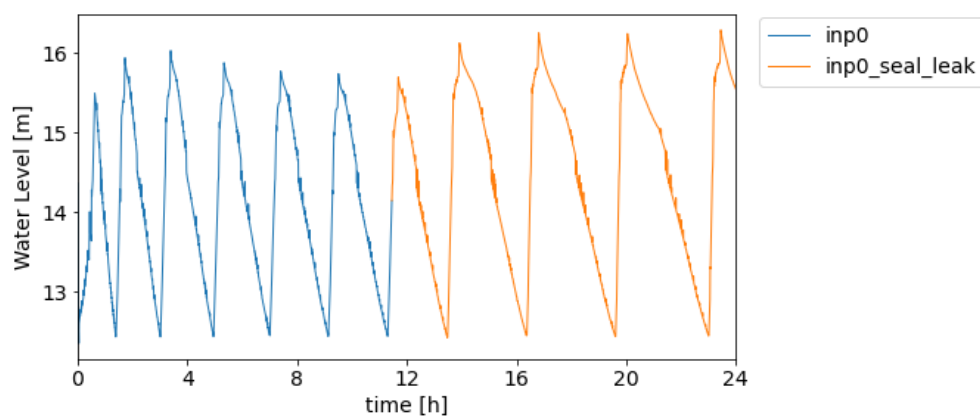


図 3.1.4.3-2 【ケース0】 RPV内の水位 (広域)

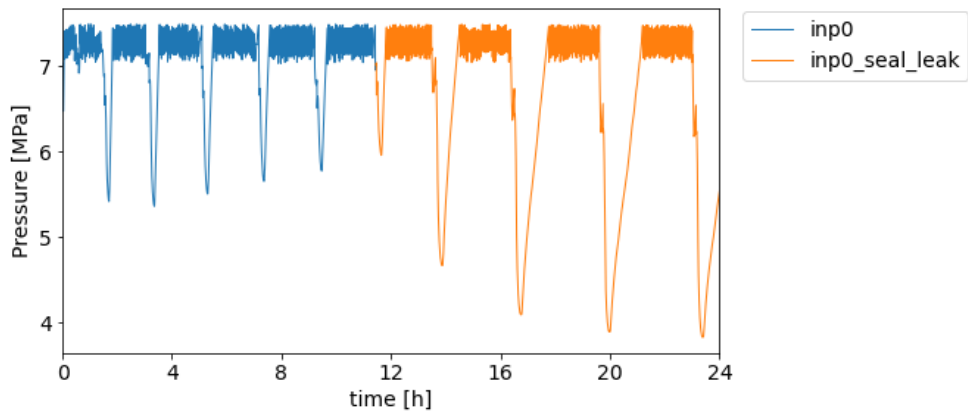


図 3.1.4.3-3 【ケース 0】 RPV 内の圧力

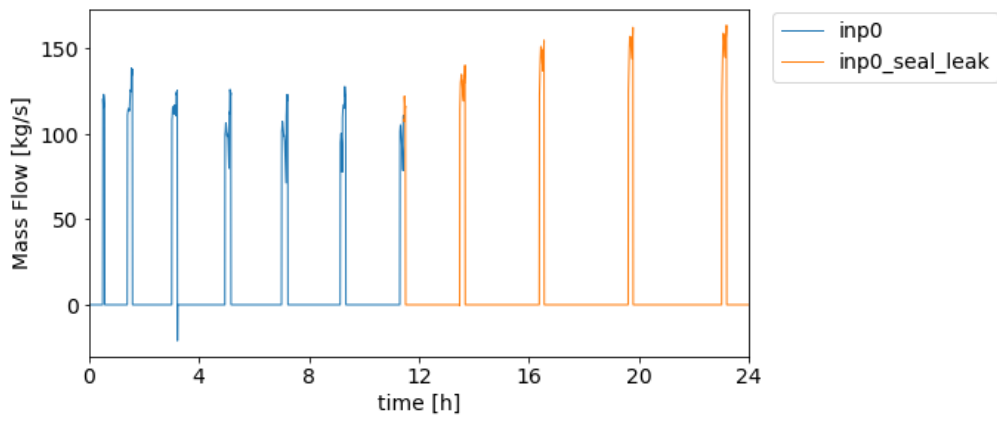


図 3.1.4.3-4 【ケース 0】 HPCS 注水量

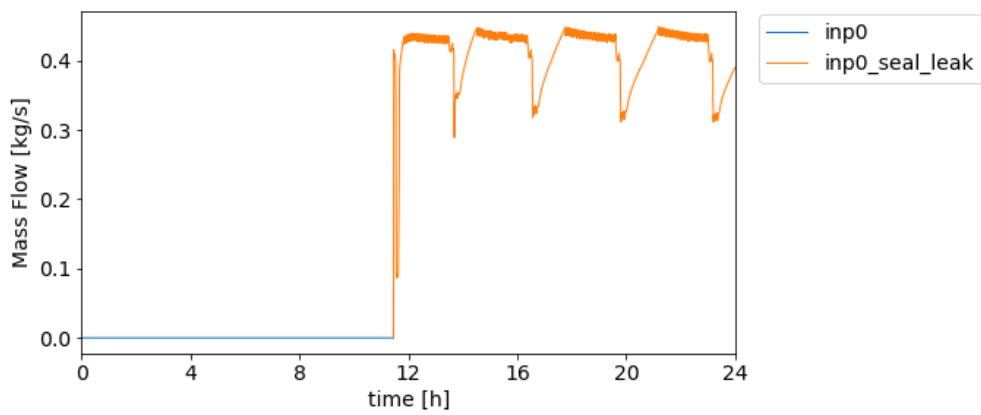


図 3.1.4.3-5 【ケース 0】 再循環ポンプのシール損傷によるリーク流量

【ケース 1】 SRV 閉失敗故障が発生し、炉内の圧力・温度が低下するも、HPCS もしくは LPCS による注水が続いて炉心冷却に成功するケース

ケース 1 の主要な解析結果を図 3.1.4.3-6 から図 3.1.4.3-13 に示す。なお、ケース 1 では、注水ポンプに関する起動は全て成功する。ケース 0 と同様に、SBO 発生後 30 分間は RCIC による炉心冷却が行われるが、それ以降は HPCS 専用 EDG を用いて HPCS による注水が続けられる。SBO 発生から 4.6 時間後に再循環ポンプのシール損傷が発生するが、損傷面積は $3.0 \times 10^{-5} [\text{m}^2]$ と小さく、事故進展に大きな影響を与えない。ただ、ケース 1 では 6.3 時間後に SRV の閉失敗故障が生じる。その結果、RPV 内圧力は 1MPa あたりまで低下し、その圧力での飽和温度である約 180°C まで炉内の水温が低下する。閉失敗故障後は、RPV 内の蒸気が S/P 内へ流出し続け、格納容器の圧力が上昇するため、格納容器スプレイが作動する。約 20 時間後には EDG が回復して、HPCS から LPCS に切り替えて注水を行い、炉心冷却に成功する。

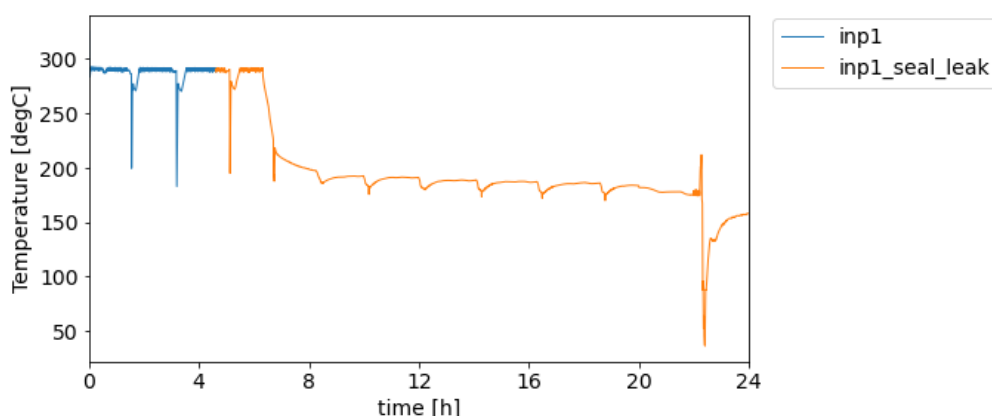


図 3.1.4.3-6 【ケース 1】 PCT

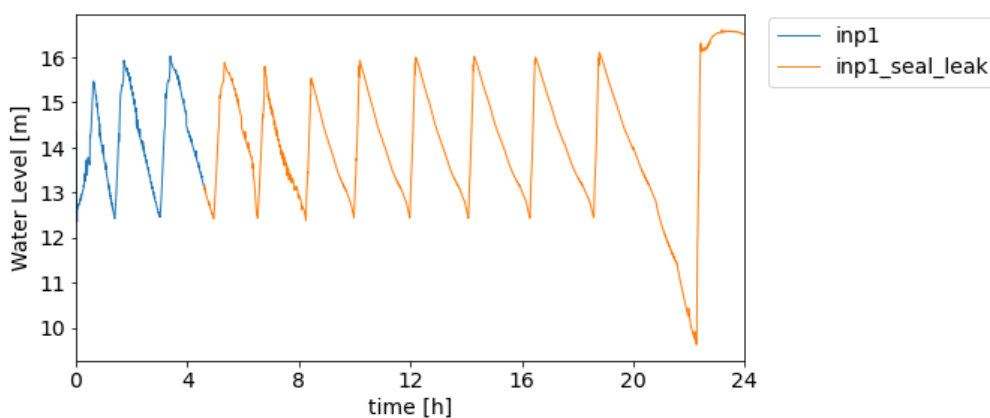


図 3.1.4.3-7 【ケース 1】 RPV 内の水位 (広域)

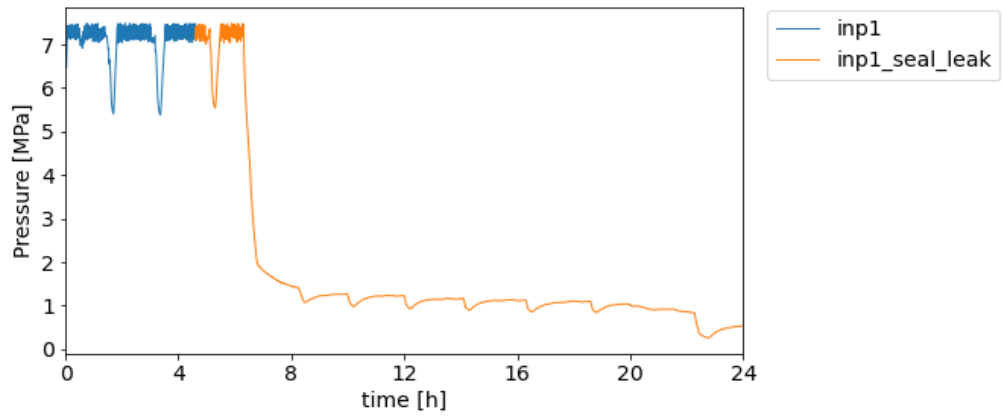


図 3.1.4.3-8 【ケース 1】RPV 内の圧力

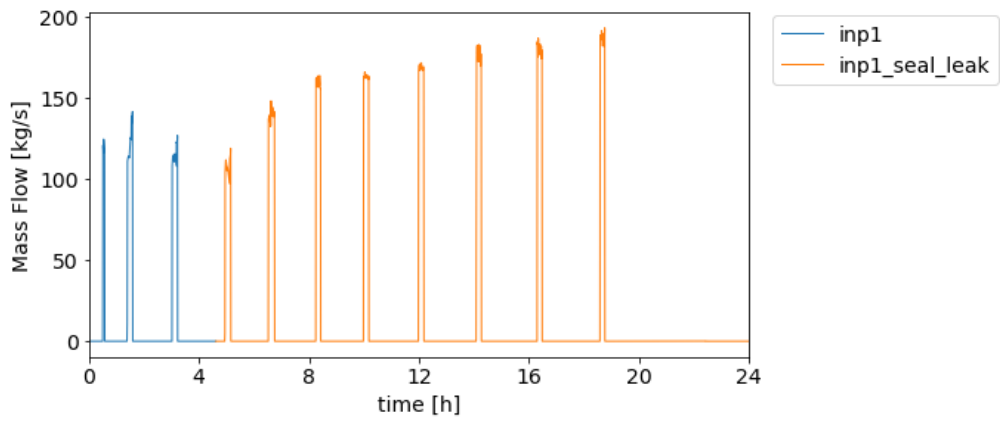


図 3.1.4.3-9 【ケース 1】HPCS 注水量

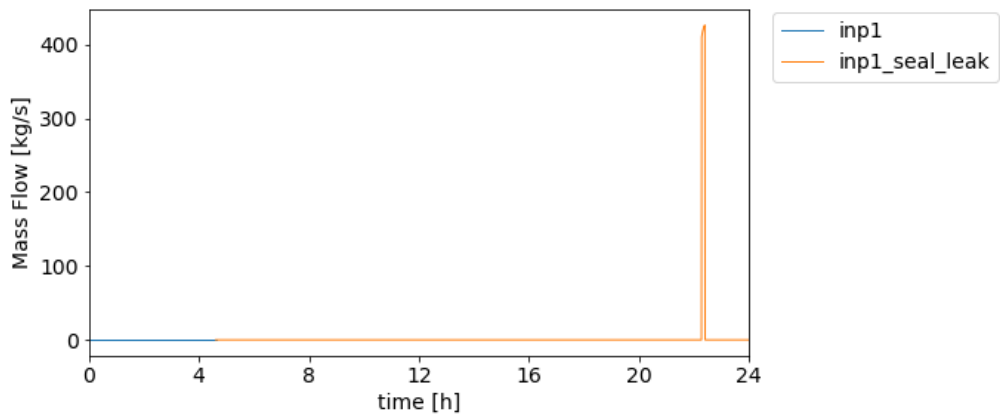


図 3.1.4.3-10 【ケース 1】LPCS 注水量

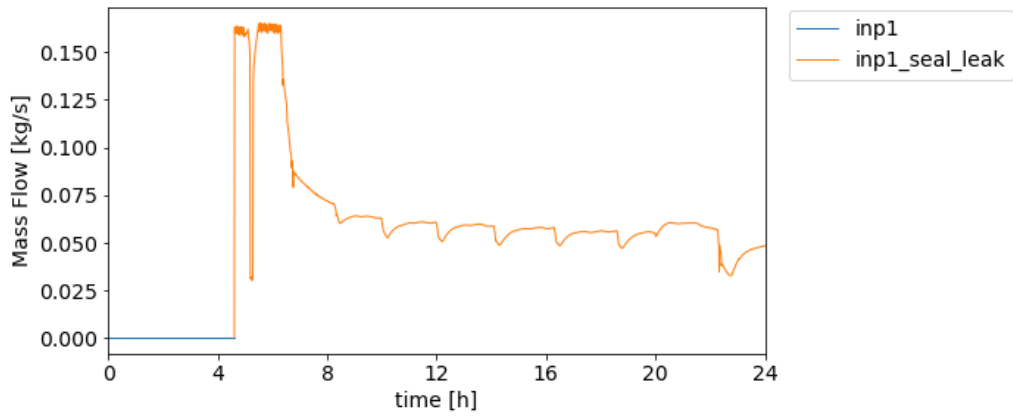


図 3.1.4.3-11 【ケース 1】再循環ポンプのシール損傷によるリーク流量

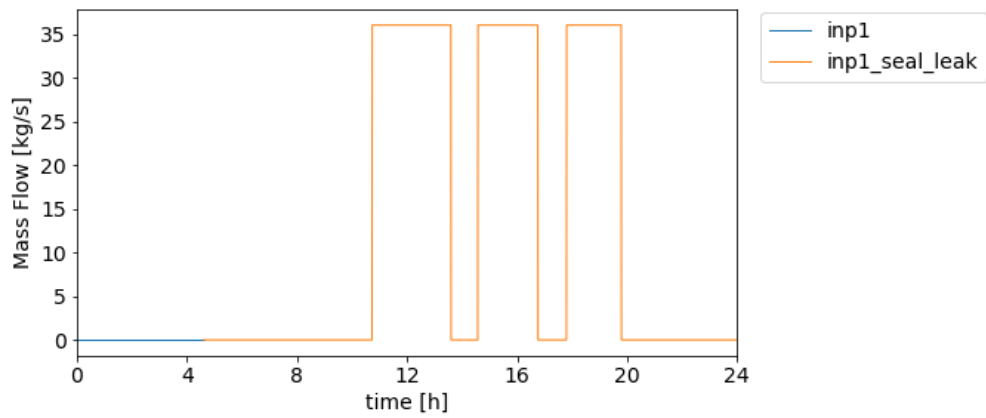


図 3.1.4.3-12 【ケース 1】格納容器 (D/W) スプレィの流量

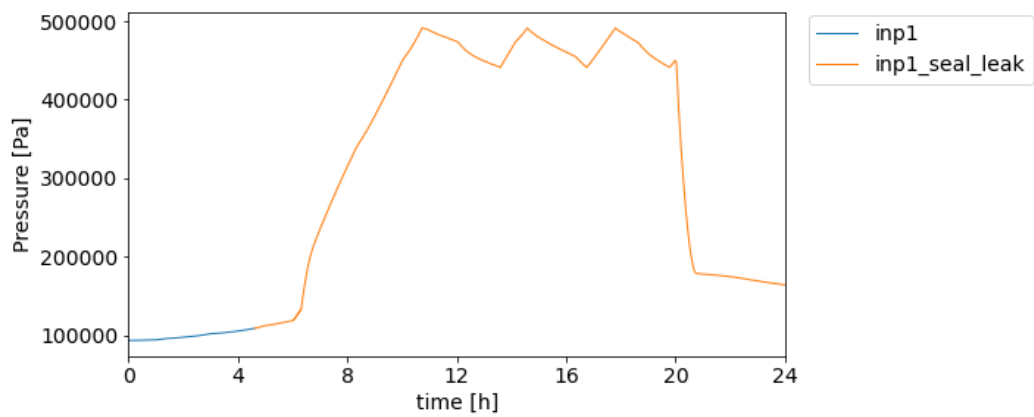


図 3.1.4.3-13 【ケース 1】格納容器 (D/W) 内の圧力

【ケース 22】 S/P 水のキャビテーションが生じて、HPCS による注水が行えず、炉心冷却に失敗するケース

ケース 22 の主要な解析結果を図 3.1.4.3-14 から図 3.1.4.3-23 に示す。なお、ケース 22 では、注水ポンプに関する起動は全て成功するが、24 時間以内に EDG は回復しない。ケース 0 と同様に、SBO 発生後 30 分間は RCIC による炉心冷却が行われるが、それ以降は HPCS 専用 EDG を用いて HPCS による注水が続けられる。SBO 発生から 10.7 時間後に再循環ポンプのシール損傷が発生するが、損傷面積は $8.0 \times 10^{-4} [m^2]$ であり、ケース 0 やケース 1 と比べて一桁大きい。そのため、シール損傷によるリーク流量も多く、格納容器内の温度や圧力は上昇を続けて、格納容器スプレイが作動する。しかし、18.2 時間後には S/P の水位が初期水位の +1.5m に到達し、格納容器スプレイも停止する。その後、格納容器内圧力はさらに上昇して、S/P 内の圧力が 0.6MPa に到達した時点で S/P ベントを行い、格納容器の圧力を低下させる。ただ、それによって S/P 内の飽和温度も低下するため、S/P 内が飽和状態となる。その結果、キャビテーションが生じて HPCS による注水が行えなくなり、炉心損傷に至る。

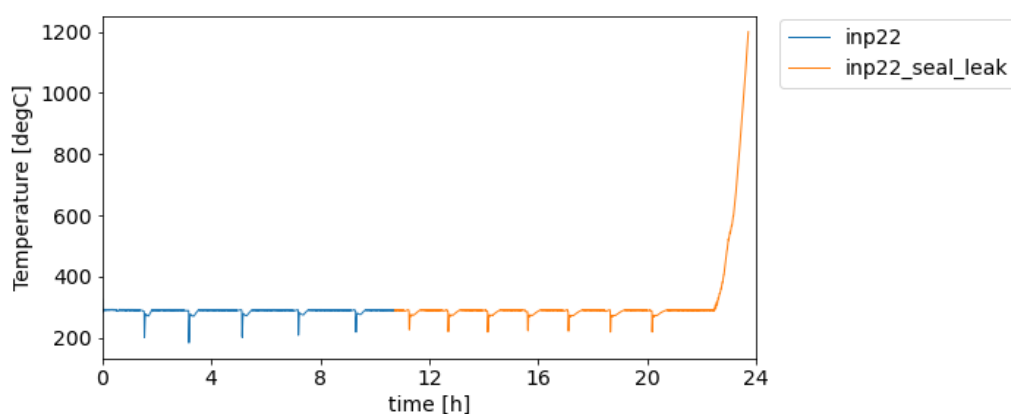


図 3.1.4.3-14 【ケース 22】 PCT

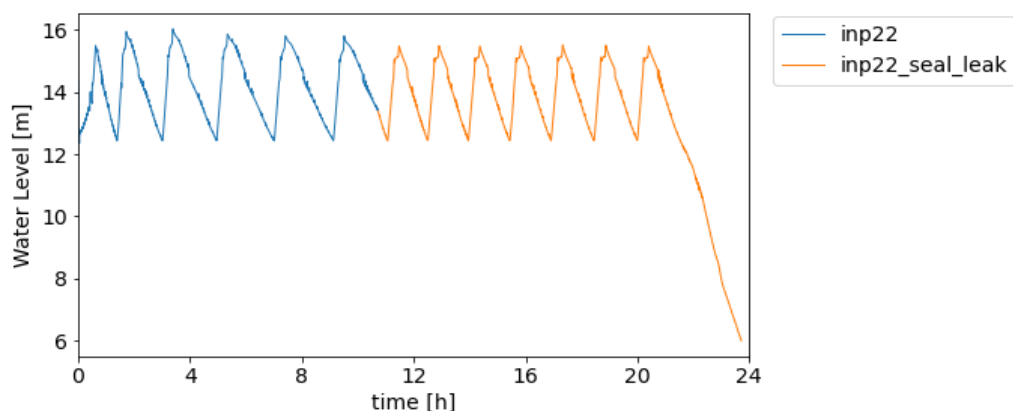


図 3.1.4.3-15 【ケース 22】 RPV 内の水位 (広域)

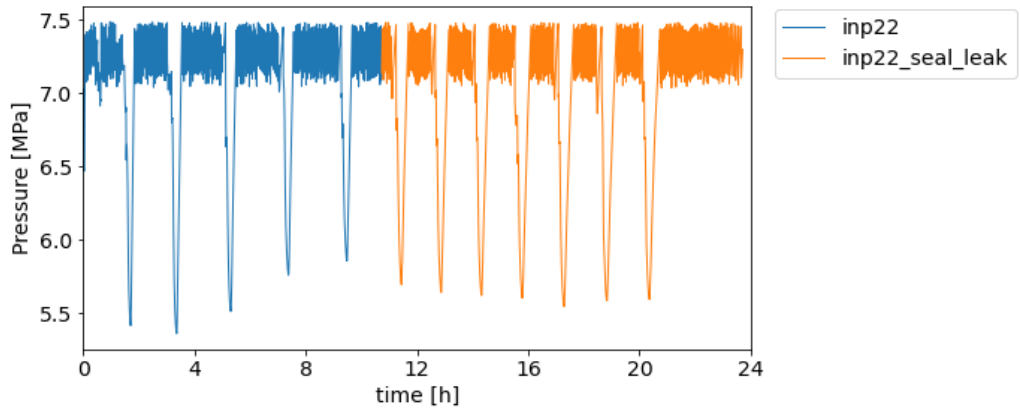


図 3.1.4.3-16 【ケース 22】 RPV 内の圧力

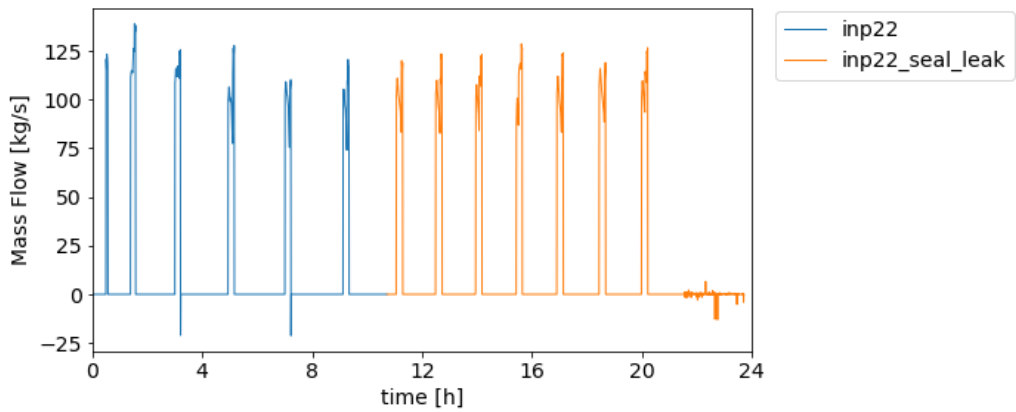


図 3.1.4.3-17 【ケース 22】 HPCS 注水量

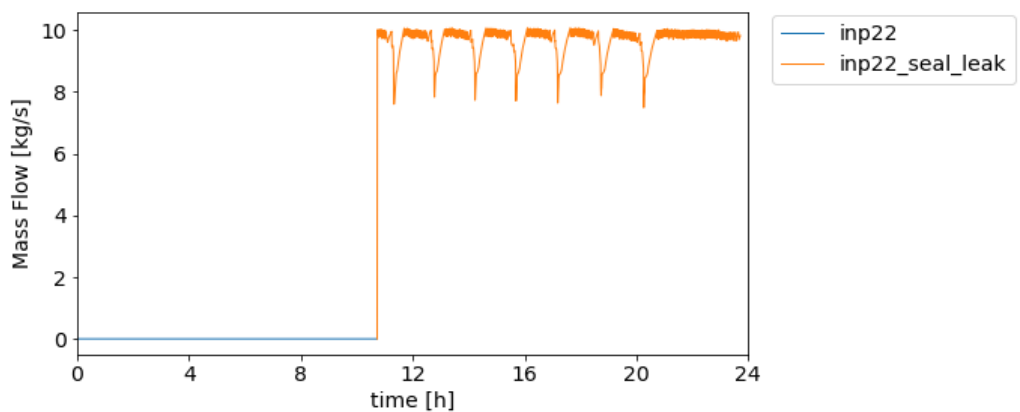


図 3.1.4.3-18 【ケース 22】 再循環ポンプのシール損傷によるリーク流量

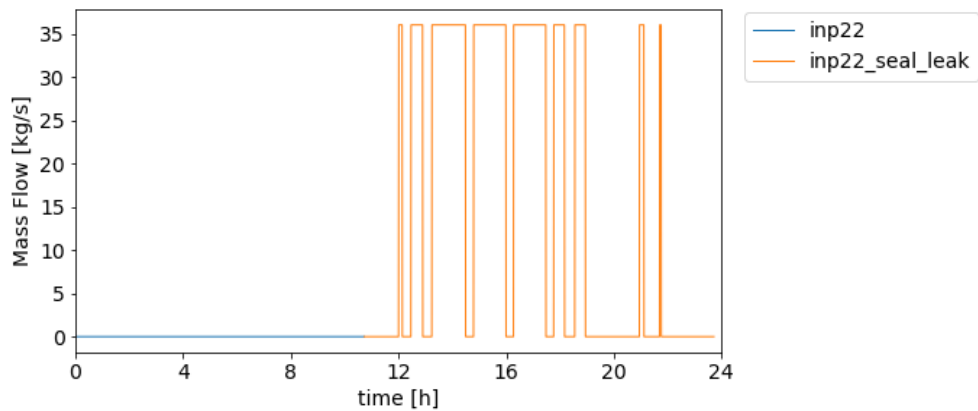


図 3.1.4.3-19 【ケース 22】 格納容器 (D/W) スプレイの流量

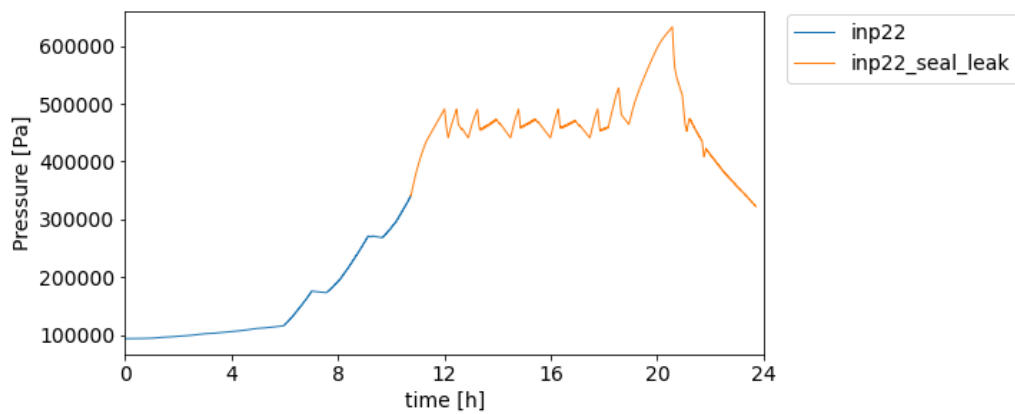


図 3.1.4.3-20 【ケース 22】 格納容器 (D/W) 内の圧力

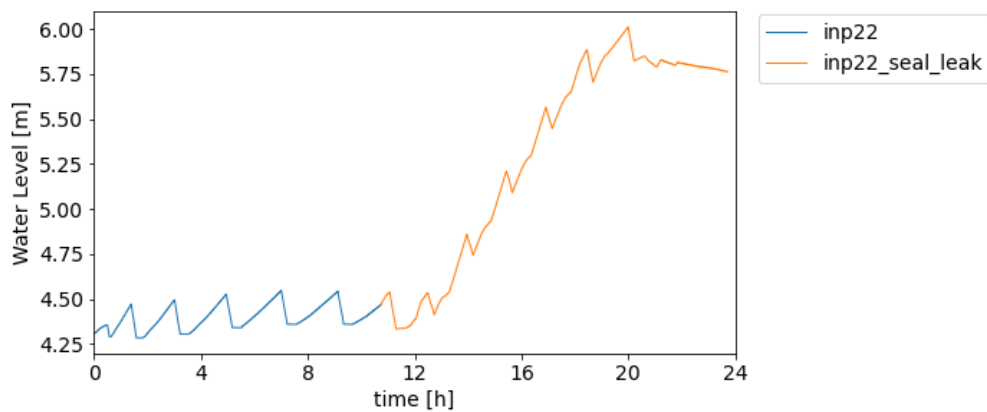


図 3.1.4.3-21 【ケース 22】 S/P 内の水位

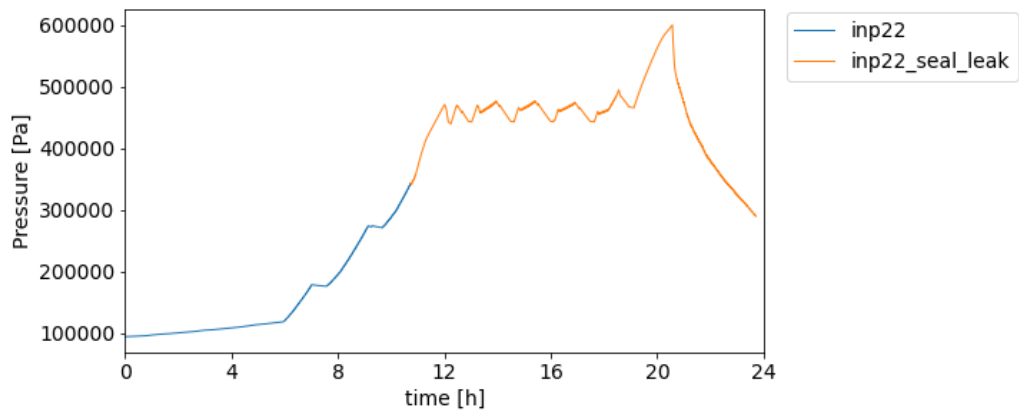


図 3.1.4.3-22 【ケース 22】 S/P 内の圧力

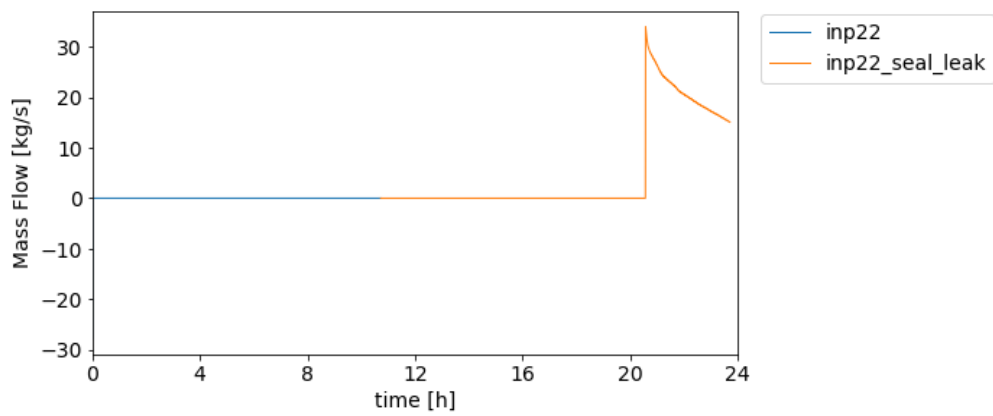


図 3.1.4.3-23 【ケース 22】 S/P ベントの流量

3.1.5. PWRにおけるSBO事故シナリオ

4ループPWRプラントを対象とした出力運転時内の事象レベル1PSA標準報告書[36]を参考に、PWRにおけるSBO事故シナリオを作成した。対象とするプラントは4ループであるが、故障等の考慮は1つのループに着目し、ポンプに故障が生じた場合は全ループ同じタイミングで故障したものとした。一方、弁操作や再循環ポンプのシールリークについては着目する1ループのみに発生したとして解析を行うこととした。以下に考慮する事故進展を示す。

“外部電源喪失”が起因事象として生じ、“非常用所内電源”の成功/失敗を考慮しているが、本解析ではSBOが生じたとしているため、非常用所内電源の起動には失敗したとする。ただし、非常用所内電源の回復は考慮する。

次の“原子炉トリップ”の成功/失敗であるが、原子炉トリップの失敗は別の事故進展として考慮できるため、ここではトリップに成功するとした。

“加圧器逃がし弁開固着”の発生については考慮する。

“短時間の電源回復”については外部電源は回復しないが所内の非常用電源の修復を考慮するため、回復時間をランダムサンプリングにより決める。

“2次系の冷却”ではタービン駆動のポンプにより2次系の冷却が期待できる。本解析では、タービン制御にDC電源を利用しているとし、DC電源が無くなる（バッテリーの枯渇）まで当該ポンプを利用可能とした。ここではバッテリーの枯渇時間並びにタービン駆動ポンプの起動の成功/失敗及び継続運転失敗に至る時間、それぞれに与えた確率分布から得るものとした。また、注水を行うためには2次系の蒸気を逃がす必要があるため、この弁操作の成功/失敗を確率で決定する。

“RCP封水LOCA”では1次系冷却ポンプから漏水が生じるか否かを判定している。本解析では、発生時間を確率分布から決め、発生する際の原子炉の状態に応じて漏水が生じる際の漏洩面積を決めることとした。なお、漏洩が生じる時間よりも早く所内電源が回復した場合には、本事象は生じないものとした。

“号機間電源”及び“長時間の電源回復”は非常用電源の回復として同時に扱うこととした。

所内電源が回復すると一次系に注水する高圧注水系および低圧注水系のポンプが利用可能となる。所内電源が回復するが高圧注水に失敗する場合、もしくは、所内電源が回復せず2次側SGの水位が10%未満に到達した場合、一次系の減圧操作を行い、低圧注水系による注水を行う。高圧・低圧注水系ポンプの起動の成功/失敗、継続運転時間は確率分布より決定する。本解析において、所内電源が回復しないと様々な安全系が使えないことから、低圧注水系に外部電源から起動可能な代替低圧注水ポンプを事故進展に考慮する安全系に加えることとした。これにより電源が回復しない場合でも1次系の冷却手段を考慮できる。ただし、代替低圧ポンプにおいても起動の成功/失敗及び継続運転時間について別途確率分布

より得るものとする。

RAPID との連携解析では、プラントの状態を反映した故障状態を考慮する機能を有している。本解析では、RCP シール LOCA 時の漏洩面積と 1 次系の弁操作の失敗確率にプラント状態を反映する。

○漏洩面積

漏洩面積については、BWR で考慮した再循環ポンプのシール損傷と同様(3.1.1-2)式を用いている。

○弁操作

弁操作を行う状況をパフォーマンスシェイピングファクター (PSF) として与え、これに基本となる確率を与え、仮想的ではあるが事故進展状況に応じた心理的負荷を考慮した失敗確率を得るものとした。

具体的には、プラント状態を以下の 6 つの状態に区分し、それぞれにファクタを与える。

電源あり、ポンプ起動済み、2 次系冷却成功→0.1

電源あり、ポンプ起動済み、2 次系冷却失敗→1

電源あり、代替ポンプ起動済み、2 次冷却成功→0.1

電源あり、代替ポンプ起動済み、2 次冷却失敗→1

電源なし、代替ポンプ起動済み、2 次冷却成功→1

電源なし、代替ポンプ起動済み、2 次冷却失敗→10

本ファクタの与え方の考え方は以下の通りである。

- 1) 所内電源が回復しており、かつ 2 次系の冷却を成功していればある程度の崩壊熱を取り除けていることから時間的余裕が生じ、これが操作に良い影響を当たると考えられることから 0.1 を与えた。
- 2) 所内電源は回復しているが低圧注水までには 2 次系の冷却が停止してしまっている、もしくはバッテリーにより 2 次系冷却を行っているが電源が回復していないため代替ポンプを用いた冷却を行う場合については、1) の状況と比較し操作しなければならない状況は悪くなっていることから、サンプリングした確率値をそのまま利用するとする。
- 3) 2 次系の冷却に失敗し、かつ所内電源も回復していない場合、代替低圧ポンプを用いた冷却を速やかに開始しなければならない状況であることからストレスは過大となることが予想され、この場合についてはファクタとして 10 を与えた。

なお、代替低圧ポンプの起動に失敗している場合は減圧操作を行わないため、弁操作の成功/失敗の確認は行わない。

表 3.1.5-1 に事故シーケンスの生成に用いた機器や操作の故障モード及び確率分布等の情報をまとめる。

表 3.1.5-1 PWR の SBO 解析に確率を考慮する機器・操作と確率分布

機器・操作	サンプリングの対象とするパラメータ	サンプリングに必要な情報					
		確率分布	分布の設定変数	値	[下限,上限]	単位	
EDG	復旧時間	指数分布	λ	1/8		1/h	
DC バッテリ	枯渇時間	三角分布	a, c, b	4, 5, 6		h	
蒸気逃がし弁 (二次系)	開操作失敗確率	二項分布	p	1.0E-02			
	操作時間	切断対数正規分布*1	μ, σ	5.7, 1.88	[60, 7200]	sec	
ポンプシール	シール損傷時間*2	一様分布	α, β		[0.0, 12]	h	
	シール損傷面積*3	対数正規分布	μ, σ	-9.2, 1.4	[0, 1.6E-3]	m ²	
		-	T_m				°C
		-	P_m				MPa
-		τ_m	6.0			h	
タービン駆動	起動失敗確率	二項分布	p	2.5E-02			
ポンプ	継続運転失敗時間	指数分布	λ	5.0E-03		1/h	
モーター駆動	起動失敗確率	二項分布	p	3.0E-03			
ポンプ	継続運転失敗時間	指数分布	λ	2.5E-05		1/h	
高圧注水ポンプ	起動失敗確率	二項分布	p	3.0E-03			
	継続運転失敗時間	指数分布	λ	5.0E-05		1/h	
一次系減圧操作	操作失敗確率*4	二項分布	p	1.0E-3			
	操作の所要時間	一様分布	α, β	10, 60		min	
低圧注水ポンプ	起動失敗確率	二項分布	p	3.0E-03			
	継続運転失敗時間	指数分布	λ	2.5E-05		1/h	
代替低圧注水 ポンプ	起動失敗確率	二項分布	p	3.0E-03			
	継続運転失敗時間	指数分布	λ	2.5E-05		1/h	
	接続操作所要時間	切断正規分布	μ, σ	6.0, 2.0	[3.5, 20]	h	

- *1 操作時間の中央値を 300 秒、EF を 22 とした場合。実際の操作は初期の 1500 秒+分布から得られる値
- *2 リーク発生時間が AC 回復時間より大きい場合はリークが発生しないものとする。
- *3 破損面積はサンプリングした面積 S に補正係数を乗じて S' を得るものとする。ここで T は一次系水温、 T_m は事故時平均水温(定常運転時の温度)、 P は 1 次系圧力、 P_m は事故時平均圧力(通常運転時圧力を設定)、 τ は損傷時間、 τ_m は平均故障時間(6h とする)。

$$S' = S \times \frac{T}{T_m} \times \frac{P}{P_m} \times \exp\left(\frac{\tau - \tau_m}{\tau_m}\right)$$

- *4 操作が必要な環境に応じて失敗確率を補正する。ファクタは以下の通りとする。

- 電源あり、ポンプ起動済み、2 次系冷却成功→0.1
- 電源あり、ポンプ起動済み、2 次系冷却失敗→1
- 電源あり、代替ポンプ起動済み、2 次冷却成功→0.1
- 電源あり、代替ポンプ起動済み、2 次冷却失敗→1
- 電源なし、代替ポンプ起動済み、2 次冷却成功→1
- 電源なし、代替ポンプ起動済み、2 次冷却失敗→10

3.1.6. PWRにおけるAprosを用いたSBO事故解析

3.1.5節で示した事故シナリオに従いAprosを用いた解析を実施した。

3.1.6.1. SBO事故解析のためのAprosへのモデルの追加

3.1.5節で示した事故シナリオの解析を行うため、LOCA解析に用いているApros解析モデルに以下の点について追加を行った。

○SBO発生および所内電源回復のモデル化

SBO発生により、1次冷却材ポンプ、主給水ポンプ、モーター駆動補助給水ポンプ、高圧注入系ポンプ、低圧注入系ポンプが停止するようにモデル化した。ポンプを停止する際、ポンプのモジュールのMalfunctionの値は以下のように設定した。

- Malfunction=2、Coast Down；定常運転時に動いていたポンプを止める場合（1次冷却材ポンプと主給水ポンプ）
- Malfunction=1、Stuck；SBO発生後に作動させるポンプが継続運転失敗やDC電源の枯渇で停止する場合（タービン駆動補助給水ポンプ、モーター駆動補助給水ポンプ、高圧注入ポンプ、低圧注入ポンプ、代替低圧注入ポンプ）

また、所内電源(EDG)の回復時間については、モジュールTIMERを利用して設定した。

図 3.1.6.1-1 に本モデル化のロジック図を示す。

○加圧器逃がし弁の開固着

スクラム後に加圧器の圧力が上昇し、設定値を超える場合に加圧器逃がし弁が開くが、その後弁が閉まらずに開固着するという故障を模擬する。加圧器逃がし弁は二つ存在するが、それぞれの弁に対して開固着（ラッチ）するかどうかの設定できるように、モジュールFLIP_FLOPを用いてモデル化を行った。図 3.1.6.1-2 に変更を加えたロジック図を示す。

○高圧注入ポンプ

EDGの回復と同時に高圧注入ポンプの起動を行う。起動の成功・失敗のサンプリング結果をAprosモデルに反映できるようにした。また、継続運転失敗の時間もモジュールTIMERを利用して設定できるようにした。図 3.1.6.1-3 に高圧注入ポンプの作動のロジック図を示す。

○低圧注入ポンプおよび代替低圧注入ポンプ

高圧注入ポンプと同様に、EDGの回復と同時に低圧注入ポンプの起動を行う。起動の成功・失敗や継続運転失敗の時間のサンプリング結果もAprosモデルに反映できるようにした。代替低圧注入ポンプは、DC電源の利用が可能な時間帯（SBO発生から4時間

後) から代替ポンプの設置を始めるものとする。ホース、代替電源、代替ポンプ、系統構成までの所要時間の平均値を 6 時間とする。一方、並行して作業できることも考慮して、訓練等で一番時間がかかっている操作を最小値としてここでは 3.5 時間を想定する。これらの値を利用して、表 3.1.5-1 に示した切断正規分布を基にサンプリングを行い、サンプリングした時間+4 時間以降であれば代替ポンプは利用可能とする（起動失敗した場合は除く）。代替低圧注水ポンプとして、常設の低圧注水ポンプと同能力のポンプを設置した。そのため、Apros のモデル上では、1 つのポンプで常設と代替を使い分けるように制御ロジックを組み込んだ。図 3.1.6.1-4 に低圧注水ポンプおよび代替低圧注水ポンプの作動のロジック図を示す。

○2 次側主蒸気逃がし弁

既存の制御ロジックでは、SBO 発生から 25 分までは組み込まれている逃がし弁の制御（圧力）に従い自動で開閉が行われ、これ以降弁を開固定で冷却を行うような制御が組み込まれている。これを利用して、25 分まではそのままの制御を用いる。それ以降は、弁の開操作に関して導入した確率モデルにより、弁の開操作の成功・失敗を検討し、成功する場合にはその所要時間をサンプリングする。そして、25 分+所要時間後に弁の開操作を行い 2 次側を冷却する。サンプリングにより決定された所要時間はモジュール TIMER を利用して設定できるようにした。図 3.1.6.1-5 に 2 次側主蒸気逃がし弁の制御ロジック図を示す。

○2 次系補助給水ポンプ

2 次系補助給水ポンプには、タービン駆動とモーター駆動の 2 種類が存在する。タービン駆動ポンプは、DC バッテリによる注水の制御を行っているため、DC バッテリが枯渇したタイミングでポンプも停止するように制御を加えた。一方、モーター駆動ポンプは電気を駆動源としているため、EDG の電源が回復したタイミングで作動するようにした。図 3.1.6.1-6 と図 3.1.6.1-7 に 2 次系補助給水ポンプの制御ロジック図を示す。

○RCP シール LOCA のモデル化

RCP ポンプの入口に格納容器に漏洩するパスを追加した。このパス上に弁を追加して、漏洩面積を制御できるようにした。また、EDG の回復時間がシール損傷の発生時間より早い場合は、シール損傷が発生しないようにした。シール損傷の発生判定を行うロジック図を図 3.1.6.1-8 に示す。

○加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧操作

減圧操作を実施するタイミングは、

- ① 電源は回復しているが、高圧ポンプによる注水に失敗（起動失敗 or 継続運転失

敗) した時

- ② 電源は回復していないが、代替低圧ポンプの起動に成功している状況で、2 次側 SG の水位が 10%未満に到達した時

である。減圧操作の実施判定を行うロジック図を図 3.1.6.1-9 に示す。

減圧操作が必要な状況時におけるプラントの状態（非常用電源、2 次系冷却、低圧注水ポンプの起動の状態）からに応じた PSF を決定する。PSF の算出を行うロジック図を図 3.1.6.1-10 に示す。PSF の算出値を RAPID が読み込み、失敗確率 $1E-3$ に PSF の算出値を掛けた値で RAPID でサンプリングを行い、減圧操作の成功/失敗を決定する。

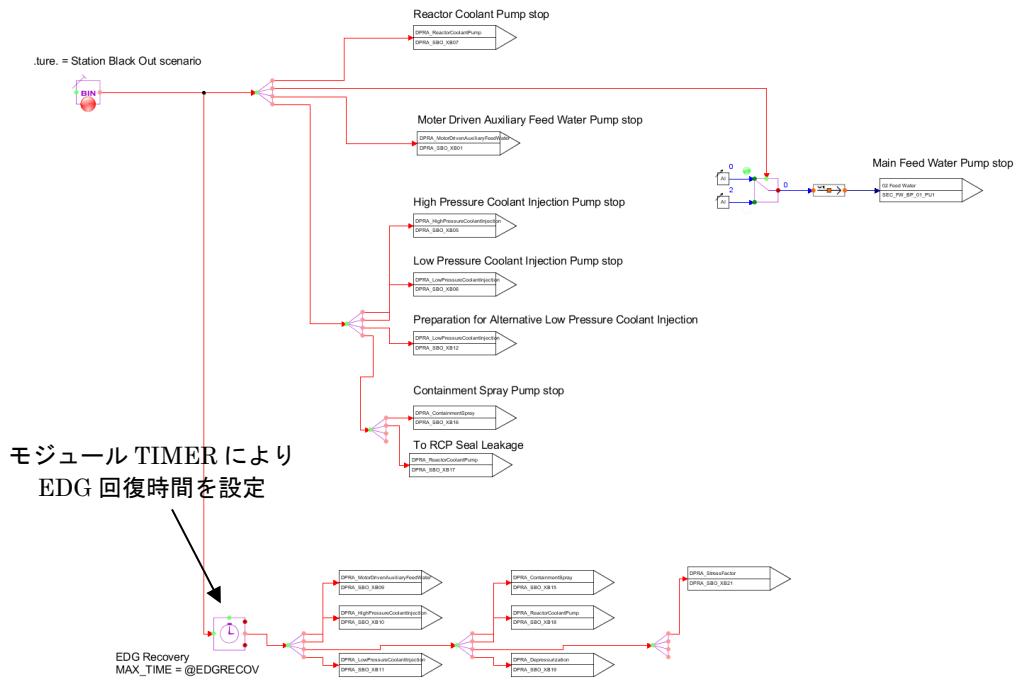


図 3.1.6.1-1 SBO 発生および所内電源回復をモデル化した図

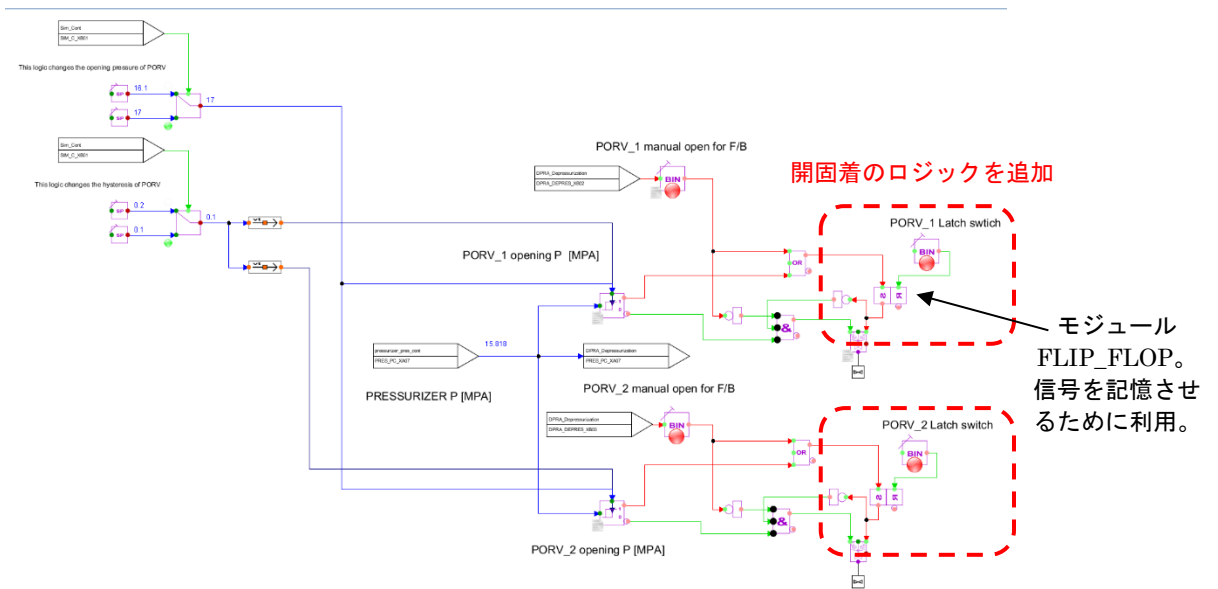


図 3.1.6.1-2 加圧器逃がし弁開固着のロジックを追加したモデル図

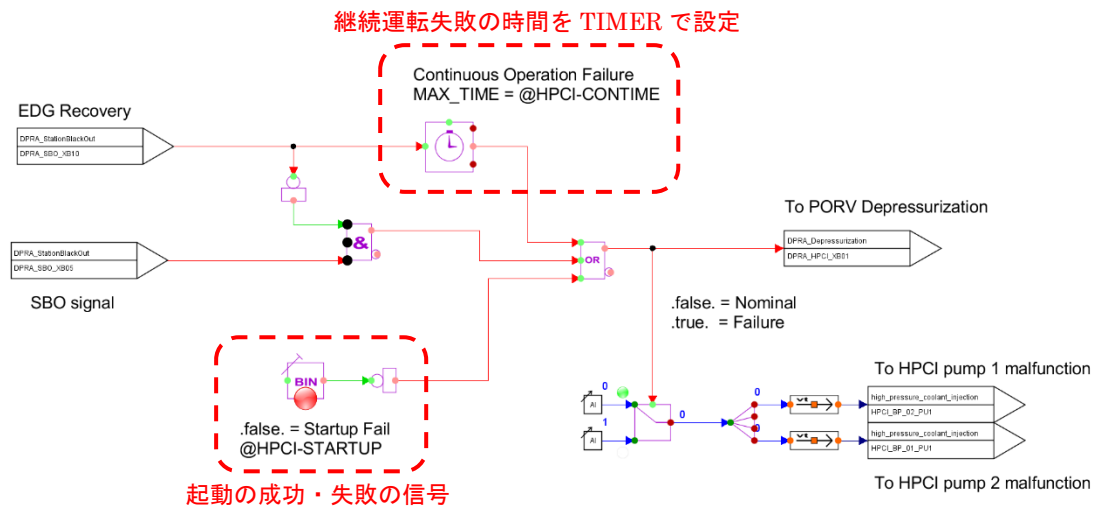


図 3.1.6.1-3 高圧注入ポンプのロジック図

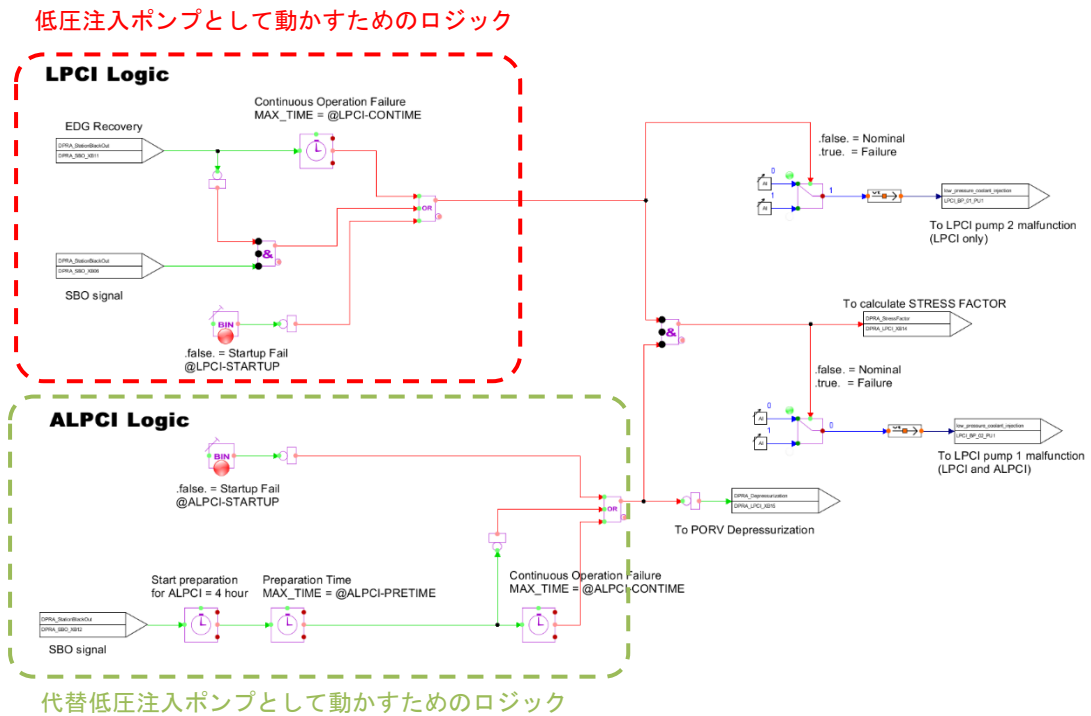


図 3.1.6.1-4 低圧注入ポンプおよび代替低圧注入ポンプのロジック図

SG A

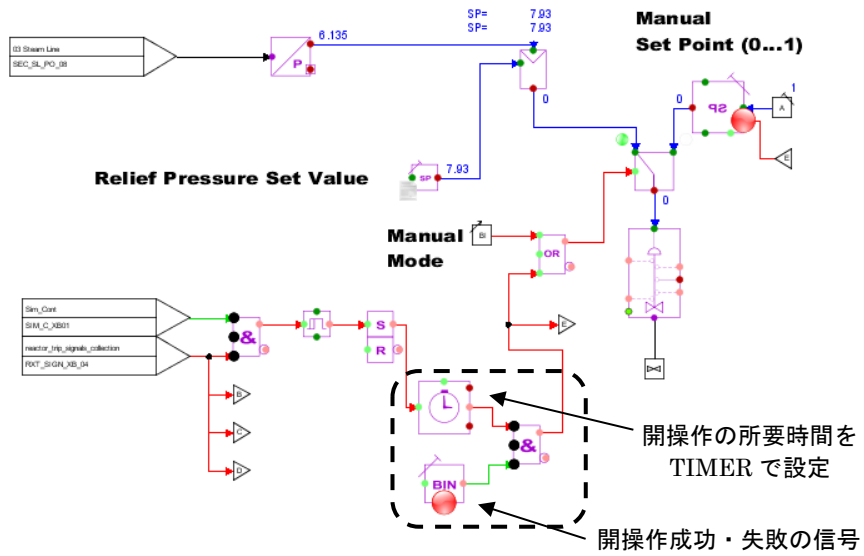


図 3.1.6.1-5 2次側主蒸気逃がし弁の制御ロジック図

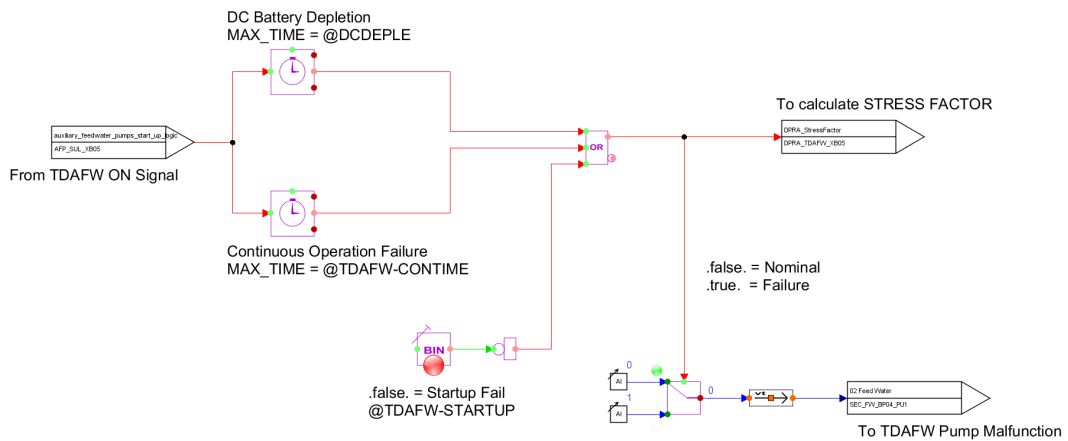


図 3.1.6.1-6 2次系補助給水ポンプ（タービン駆動）の制御ロジック図

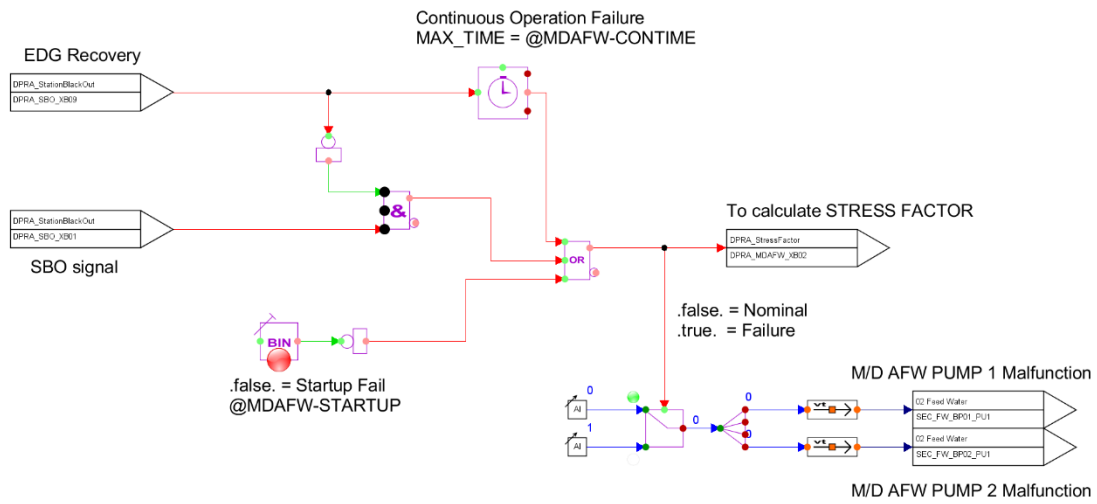


図 3.1.6.1-7 2次系補助給水ポンプ（モーター駆動）の制御ロジック図

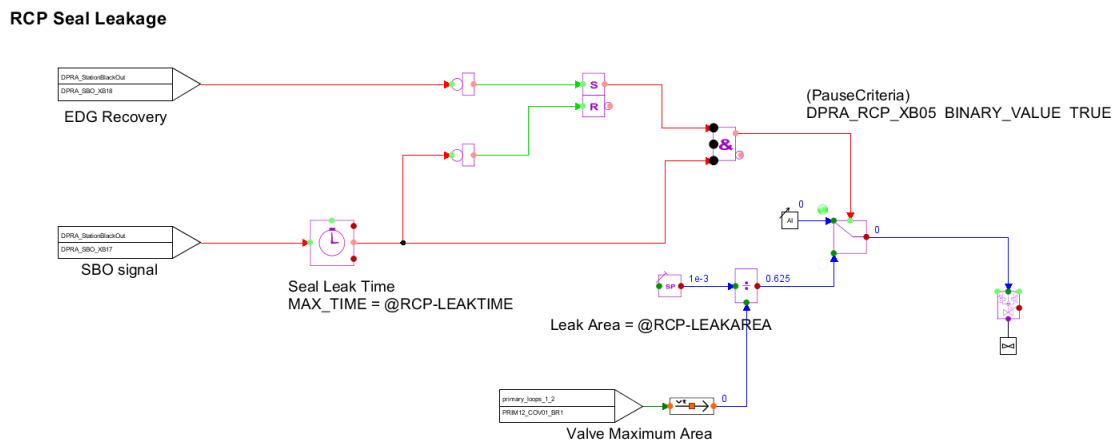


図 3.1.6.1-8 RCP シール LOCA の発生判定を行うロジック図

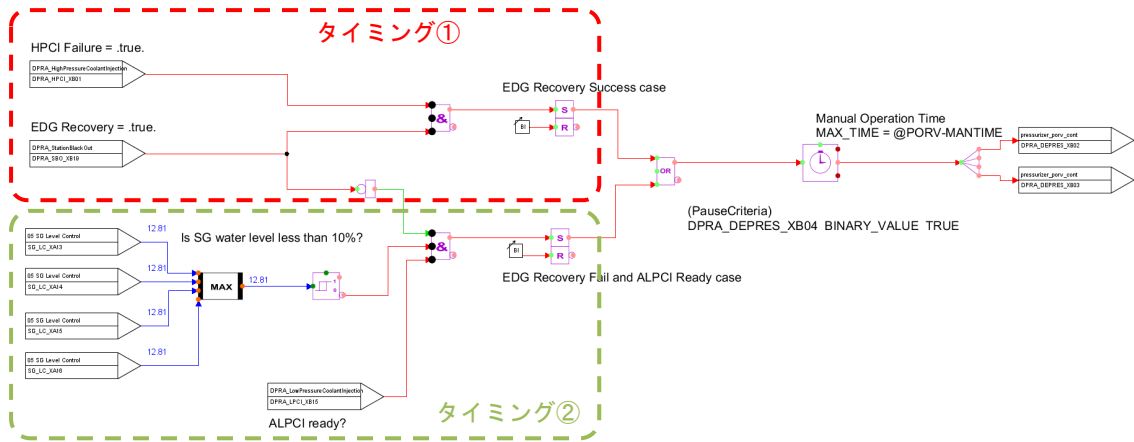


図 3.1.6.1-9 減圧操作の実施判定を行うロジック図

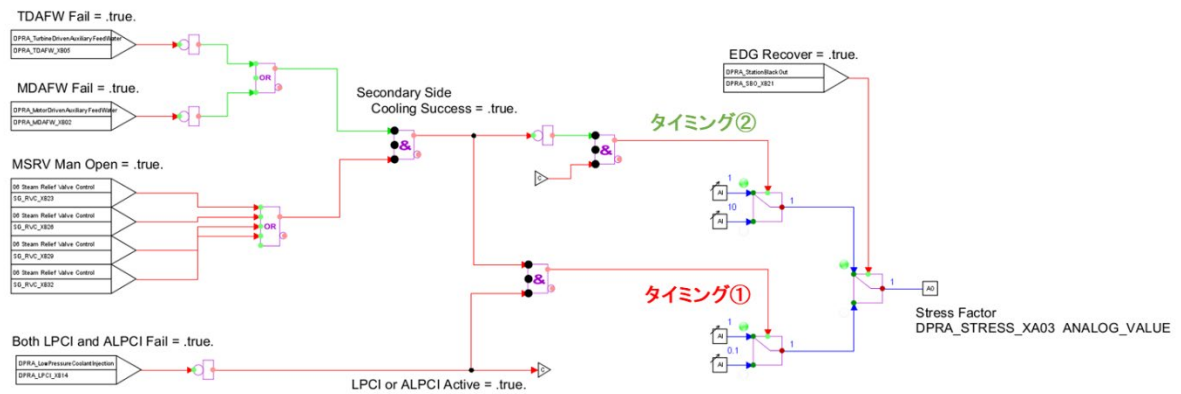


図 3.1.6.1-10 減圧操作における PSF の算出を行うロジック図

3.1.6.2. SBO 事故解析の実施

3.1.6.1 節で編集した Apros モデルを利用して、PWR における SBO 事故解析を実施した。まず、表 3.1.5-1 に示した確率分布をもとに RAPID を用いてサンプリングを行い、200 ケースの事故シーケンスの生成した。サンプリングした値の分布を図 3.1.6.2-1 から図 3.1.6.2-16 に示す。

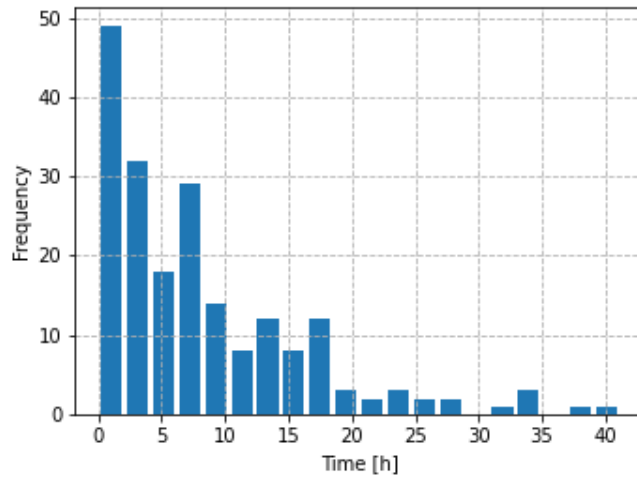


図 3.1.6.2-1 EDG 修復時間の分布

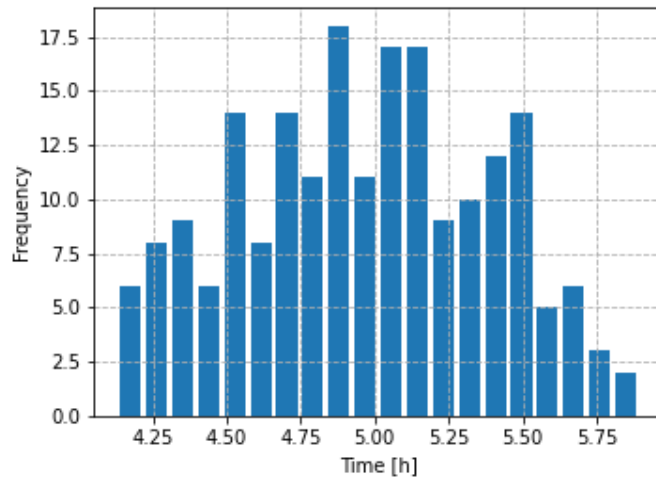


図 3.1.6.2-2 DC バッテリ枯渇時間の分布

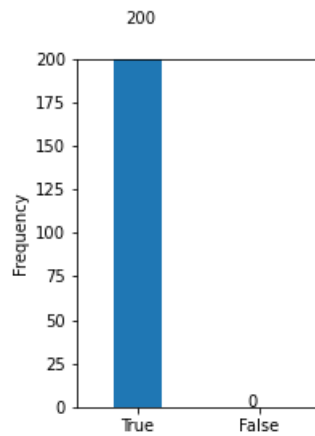


図 3.1.6.2-3 2次側蒸気逃がし弁の開操作成功(True)・失敗(False)の分布

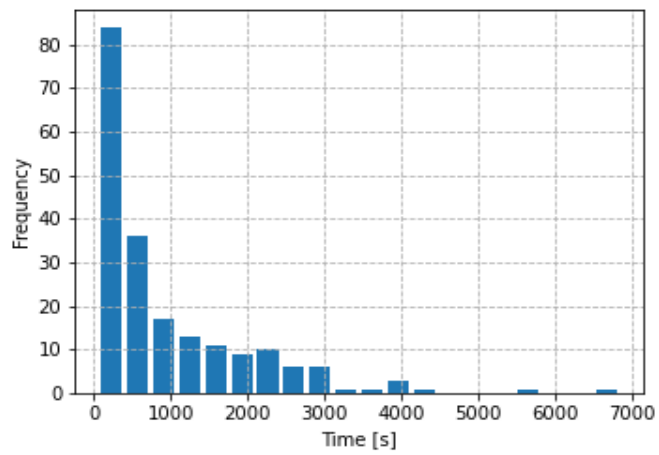


図 3.1.6.2-4 2次側蒸気逃がし弁の開操作時間の分布

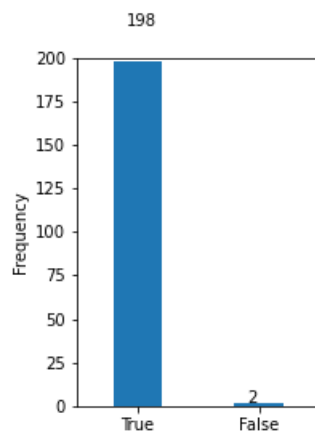


図 3.1.6.2-5 タービン駆動ポンプの起動成功(True)・失敗(False)の分布

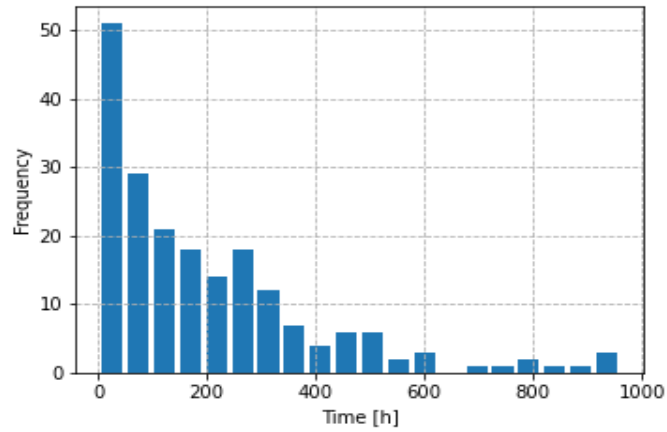


図 3.1.6.2-6 タービン駆動ポンプの継続運転失敗時間の分布

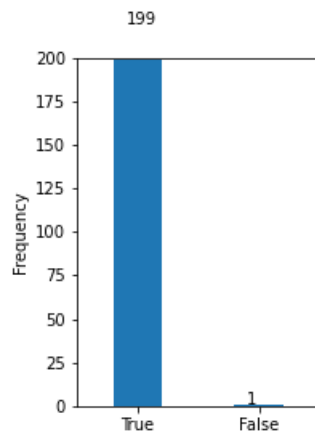


図 3.1.6.2-7 モーター駆動ポンプの起動成功(True)・失敗(False)の分布

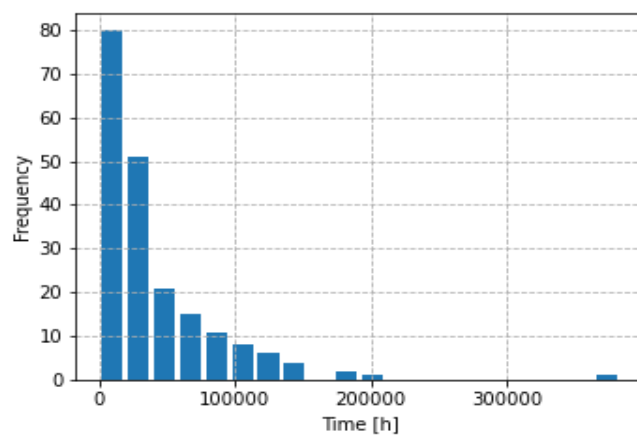


図 3.1.6.2-8 モーター駆動ポンプの継続運転失敗時間の分布

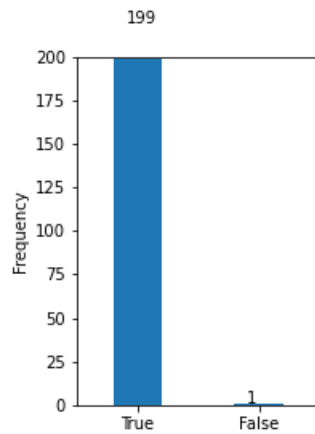


図 3.1.6.2-9 高圧注水ポンプの起動成功(True)・失敗(False)の分布

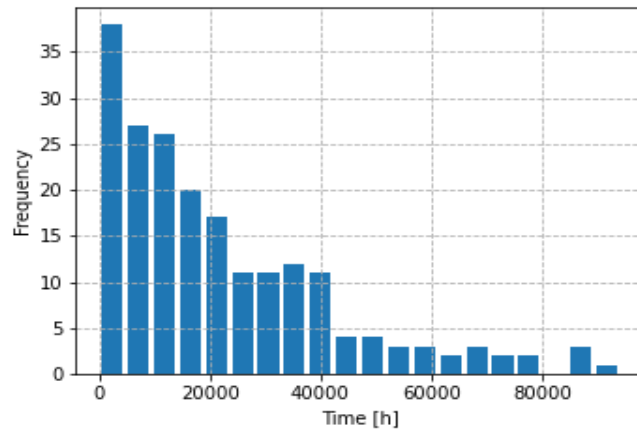


図 3.1.6.2-10 高圧注水ポンプの継続運転失敗時間の分布

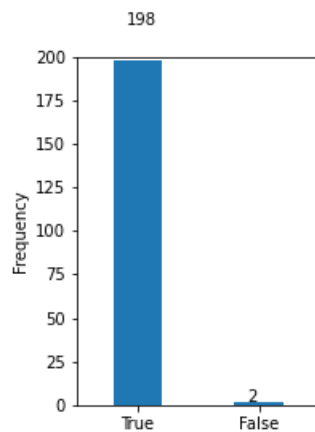


図 3.1.6.2-11 低圧注水ポンプの起動成功(True)・失敗(False)の分布

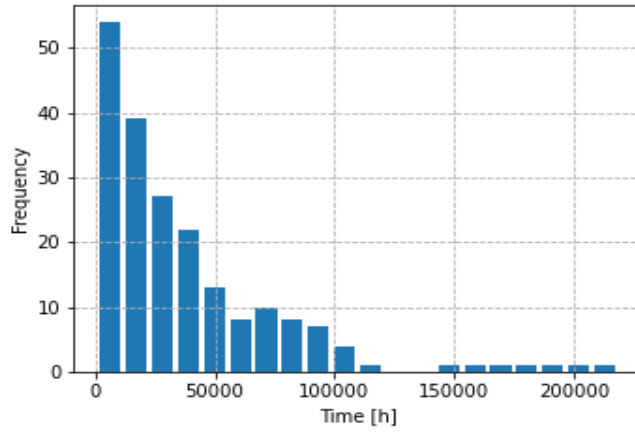


図 3.1.6.2-12 低圧注水ポンプの継続運転失敗時間の分布

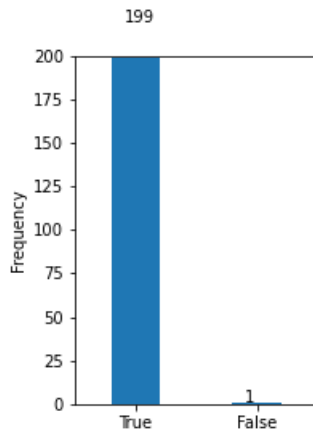


図 3.1.6.2-13 代替低圧注水ポンプの起動成功(True)・失敗(False)の分布

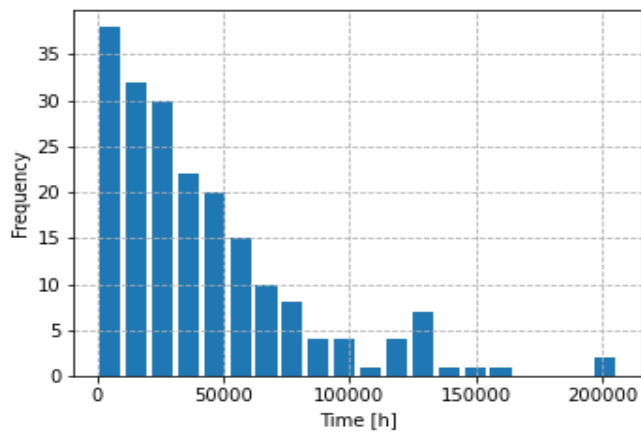


図 3.1.6.2-14 代替低圧注水ポンプの継続運転失敗時間の分布

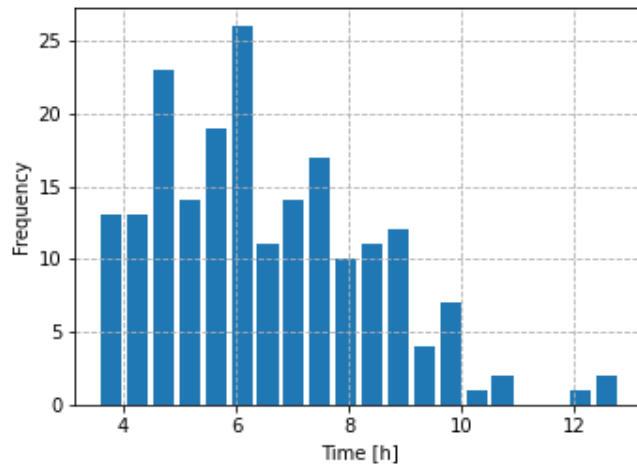


図 3.1.6.2-15 代替低圧注水ポンプの接続操作所要時間の分布

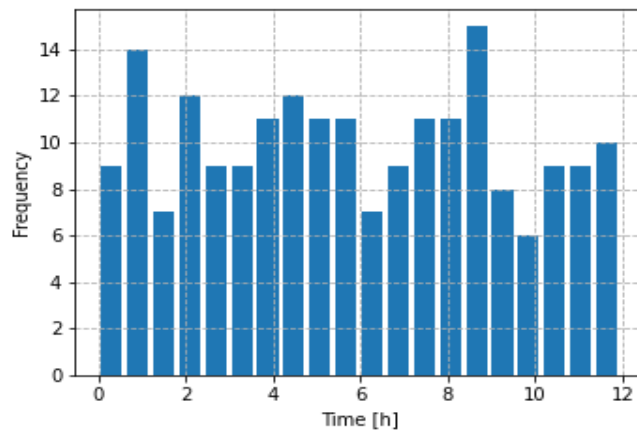


図 3.1.6.2-16 RCP シール損傷発生時間の分布

サンプリングによって生成された各事故シーケンスの値は、Aprosの実行制御を行うSCLファイルに反映した。また、この200ケースの解析を実施する前に行った予備解析において、SBO発生により1次冷却材ポンプをCoast Down (Malfunction=2)で止めた場合、加圧器逃がし弁が開放する17MPaまで圧力は上昇しないことが分かった。その場合、加圧器逃がし弁が開かないので、加圧器逃がし弁の開固着を模擬することができない。1次冷却材ポンプをStuck (Malfunction=1)で止めた場合、一次側ループの冷却材の流量が低下し、1次側が除熱されにくくなるため、1次側の圧力は上昇し、17MPaを越える。そこで、200ケースのうち、1次冷却材ポンプの停止方法、加圧器逃がし弁の開固着を表3.1.6.2-1のように割り振った。

表 3.1.6.2-1 1次冷却材ポンプの停止方法、加圧器逃がし弁の開固着の設定

	1次冷却材ポンプの停止方法	加圧器逃がし弁の開固着
ケース 0 ~ 149	Coast Down (Malfunction=2)	開固着は起こり得ない (SBO発生後に逃がし弁が開かないため)
ケース 150 ~ 179	Stuck (Malfunction=1)	開固着しないように設定
ケース 180 ~ 189	Stuck (Malfunction=1)	1弁のみ開固着するように設定
ケース 190 ~ 199	Stuck (Malfunction=1)	2弁とも開固着するように設定

なお、本解析の解析時間は24時間とした。ただし、本解析で注目する点は、事故シーケンスがレベル1 PRAの判定基準（燃料が破損するか否か）に達するかどうかであるため、燃料被覆管最高温度(PCT)が1200℃に到達した時点で解析を終了した。図3.1.6.2-17から図3.1.6.2-22に主要な解析結果を示す。

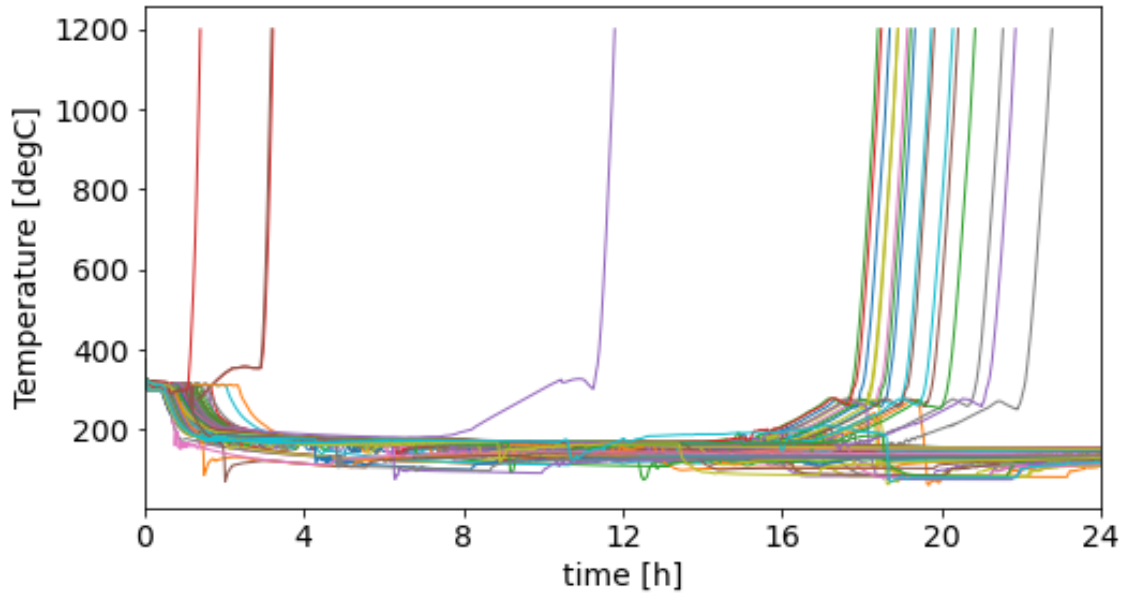


図 3.1.6.2-17 燃料被覆管最高温度 (PCT)

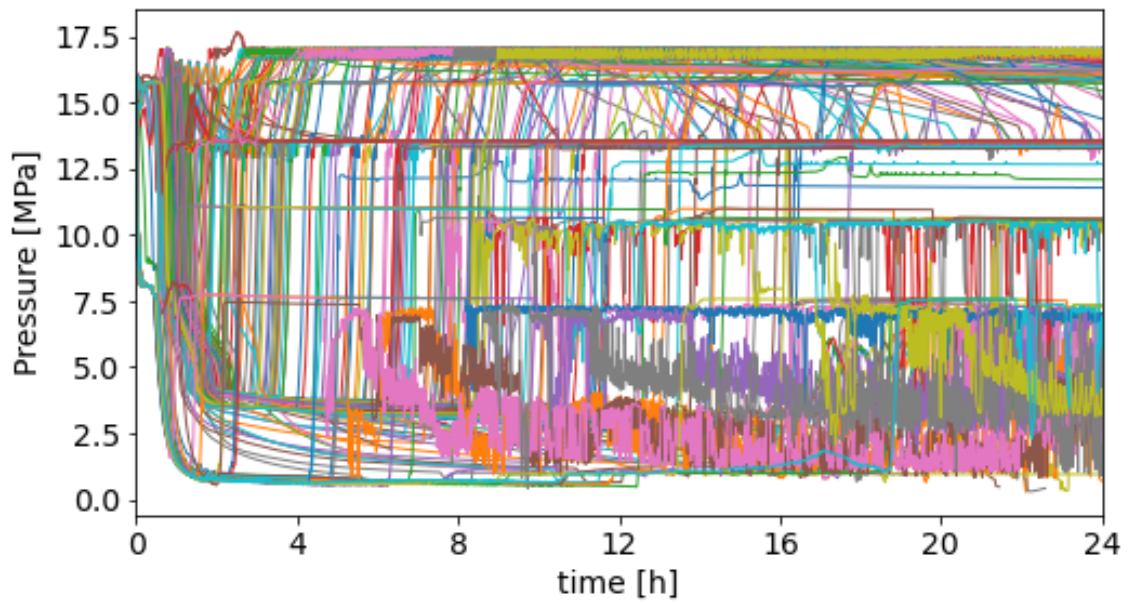


図 3.1.6.2-18 加圧器 (1次側) の圧力

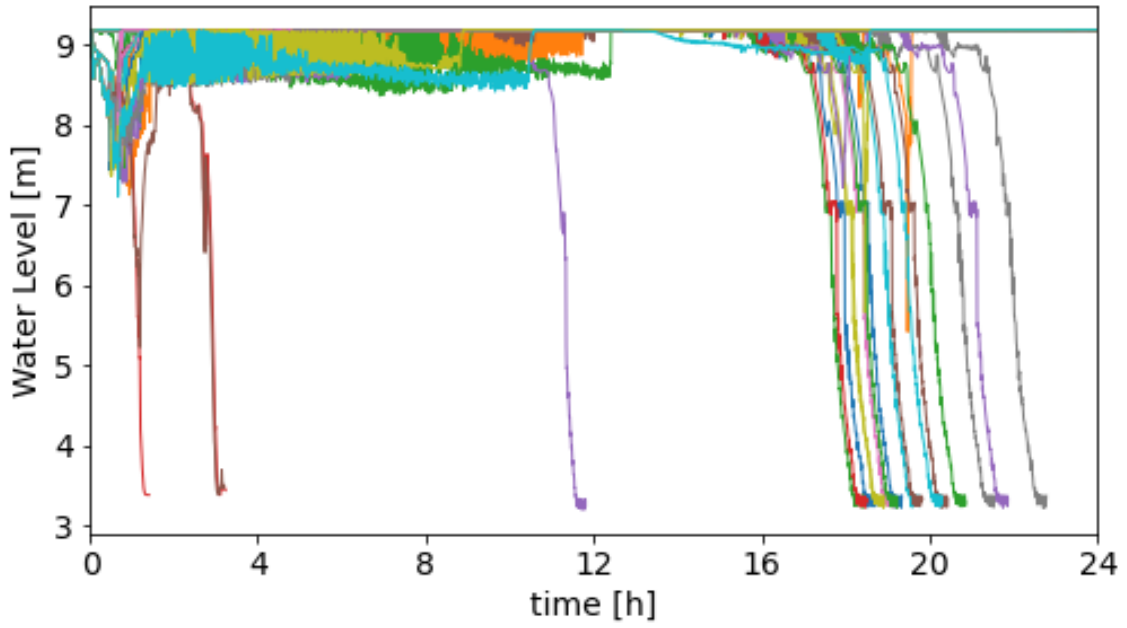


図 3.1.6.2-19 原子炉水位

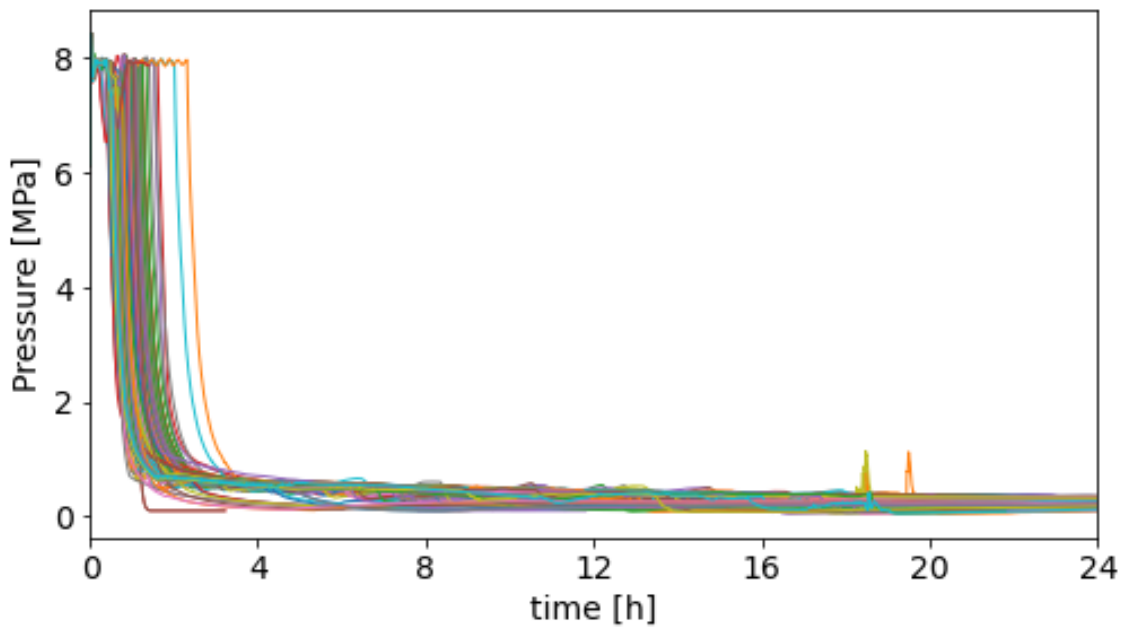


図 3.1.6.2-20 2次側 SG の圧力

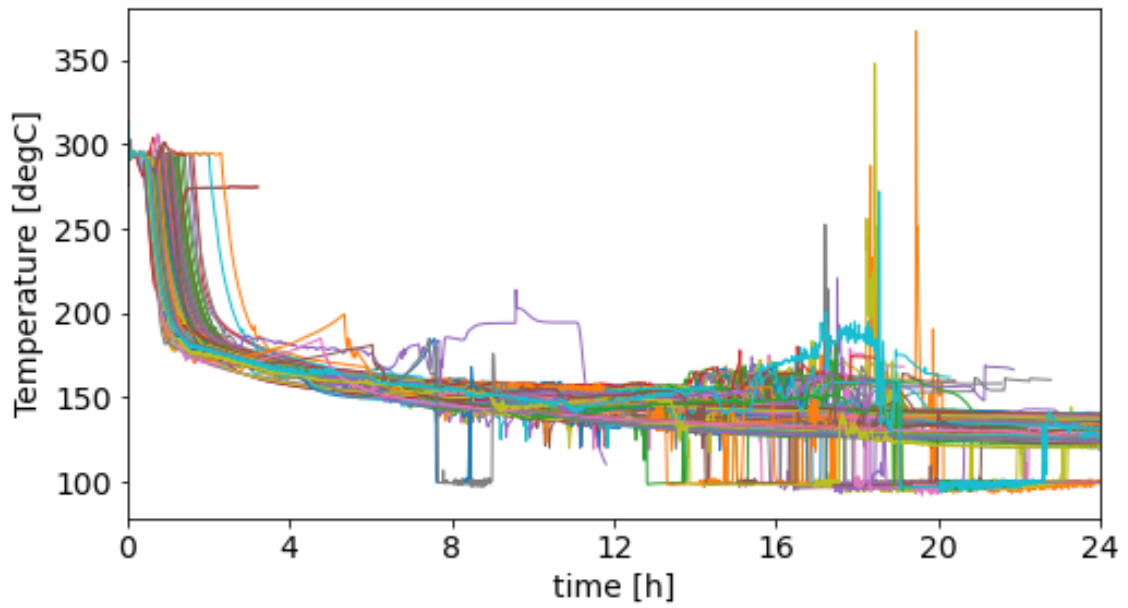


図 3.1.6.2-21 2次側冷却材の温度

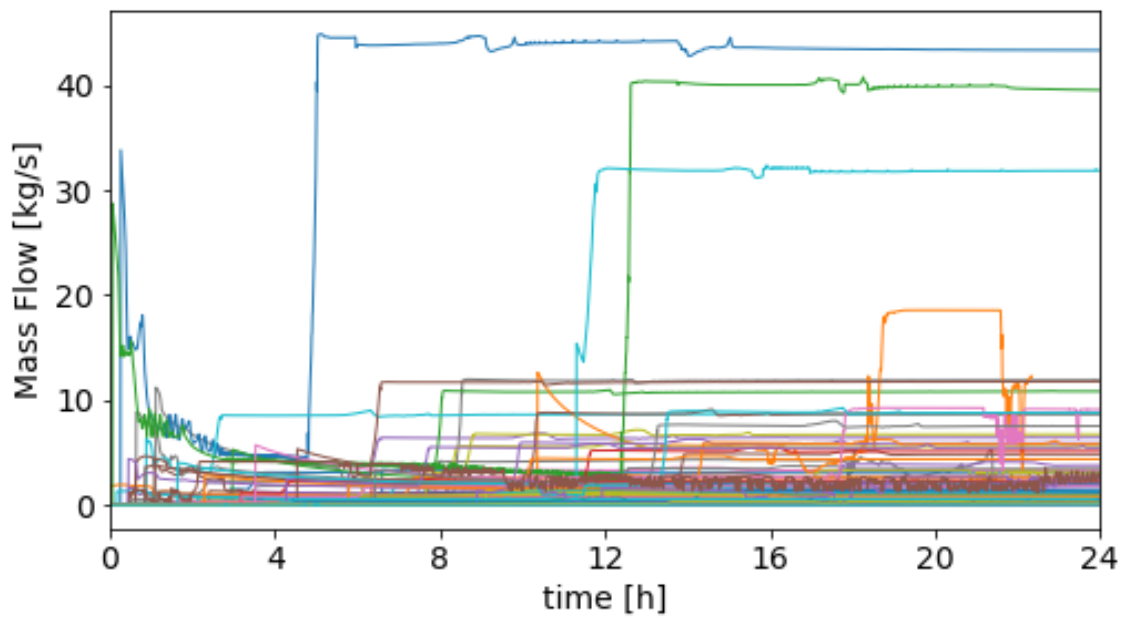


図 3.1.6.2-22 RCP シールからの漏洩量

3.1.6.3. 解析結果の考察

3.1.6.2 節に示した 200 ケースの解析結果の中から、

ケース 1：EDG の回復による高圧注水で炉心冷却に成功するケース
(炉心冷却に成功する大半のケースがこのパターン)

ケース 7：EDG が回復せず、2 次側冷却機能も枯渇して炉心冷却に失敗するケース
(炉心冷却に失敗する大半のケースがこのパターン)

ケース 168：高圧注入ポンプの起動に失敗するが、EDG 回復後、減圧操作を行って低圧注水により炉心冷却に成功するケース
(高圧注入ポンプの起動失敗が生じた希少なケース)

ケース 193：加圧器逃がし弁の開固着により、原子炉内の水位低下で炉心冷却に失敗するケース
(加圧器逃がし弁の開固着に加え 2 次系の減圧に時間がかかったため炉心損傷に早く至ったケース)

をピックアップし、事故進展の概要を説明する。

なお、以下にこれらのケースの計算結果の図を示すが、図に示した線のラベルは

inp(番号) → ケース(番号)

inp(番号)_RCP_SealLeak → ケース(番号)でシール損傷発生し、リスタート計算

inp(番号)_RCP_SealLeak_PORV_ManOpen → ケース(番号)でシール損傷発生後のリスタート計算中に、さらに減圧操作を行ってリスタート計算

を意味している。また、図の説明文中に「ループ B」、「蒸気発生器 B」と出てくるが、本解析で利用した PWR モデルの 4 つのループを A から D で表しており、加圧器と接続されたループがループ B に対応している。

さらに、DC バッテリ枯渇、EDG 回復と炉心冷却成功・失敗の関係についての考察を本節の最後に加えた。

【ケース 1】 EDG の回復による高圧注水で炉心冷却に成功するケース

ケース 1 で発生する主要な事象の発生時刻を表 3.1.6.3-1 に示す。また、ケース 1 の主要な解析結果を図 3.1.6.3-1 から図 3.1.6.3-14 に示す。なお、ケース 1 では、注水ポンプの起動は全て成功する。

SBO 発生後、タービン駆動補助給水により 2 次側が冷却される。さらに、SBO 発生から 1.25 時間後に 2 次側主蒸気逃がし弁を開く。2 次側を減圧することで、1 次側が冷却されて、1 次側、2 次側ともに圧力と温度が低下していく。そして、2 次側圧力低下が 0.7MPa 程度で落ち着き、1 次側も 4MPa 程度で落ち着く。SBO 発生から 5.3 時間後には、DC バッテリの枯渇によりタービン駆動補助給水がに停止するが、しばらくは 2 次側蒸気発生器(SG)の水位が高いレベルであるため、2 次側の除熱能力によって 1 次側に大きな変化は見られない。10.3 時間後にはポンプシールリークが発生し、1 次側圧力が徐々に低下するが、リーク量が 1kg/s と小さいため、事故進展にクリティカルな影響は与えない。ただ、時間の経過とともに 2 次側 SG の水位は低下し、SBO 発生から 16 時間後に 2 次側 SG の水位が 10%未満に到達し、EDG も回復していないので、加圧器逃がし弁を開けて減圧操作を行うと判断する。減圧操作の所要時間は 2727 秒であるため、実際に減圧操作が行われたのは約 16.8 時間後である。その後も 2 次側 SG 水位は低下し続け、2 次側 SG 水位がゼロになり、除熱能力がなくなると低温配管の温度が上昇し燃料被覆管温度も高くなる。しかし、19.4 時間後に EDG が回復して大量の高圧注水が行われるため、燃料被覆管の温度も急激に低下し、その後は炉心を冷却し続ける。

表 3.1.6.3-1 ケース 1 で発生する主要な事象の発生時刻

事象	発生時刻
SBO 発生	0 秒
2 次側主蒸気逃がし弁開操作 開操作までのうち、操作所要時間	4514 秒 (1.25 時間) 3014 秒
DC バッテリ枯渇	19067 秒 (5.3 時間)
RCP リーク発生 損傷面積	37116 秒 (10.3 時間) 1.18E-5m ²
減圧操作シグナル発生	57665 秒 (16.0 時間)
加圧器逃がし弁開操作 (減圧操作) シグナル発生から開操作までの所要時間	60392 秒 (16.8 時間) 2727 秒
EDG 回復	69976 秒 (19.4 時間)

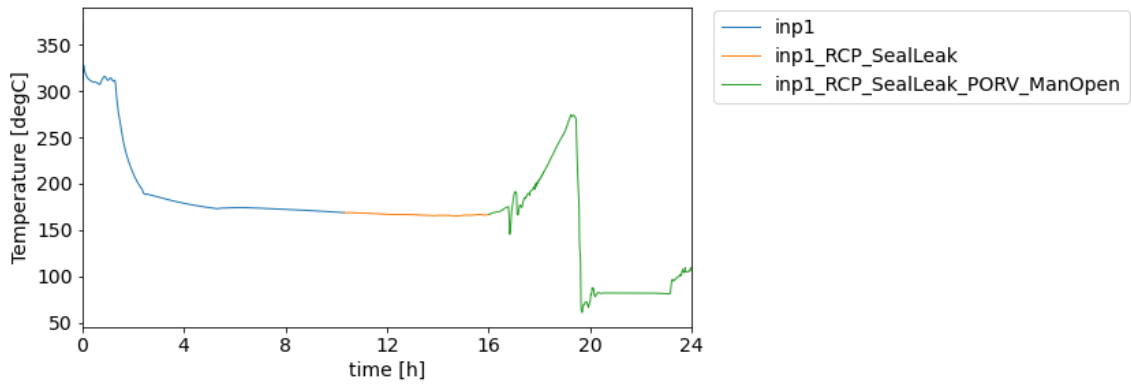


図 3.1.6.3-1 【ケース 1】 PCT

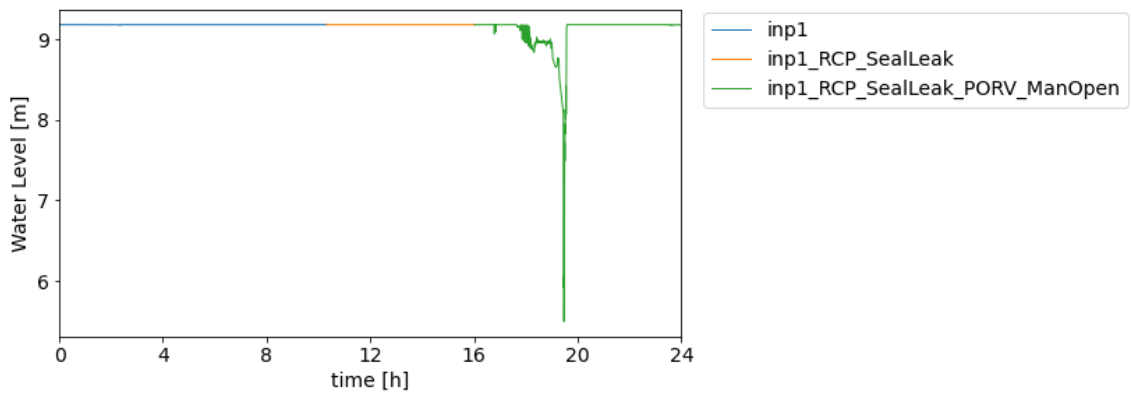


図 3.1.6.3-2 【ケース 1】 原子炉容器内の水位

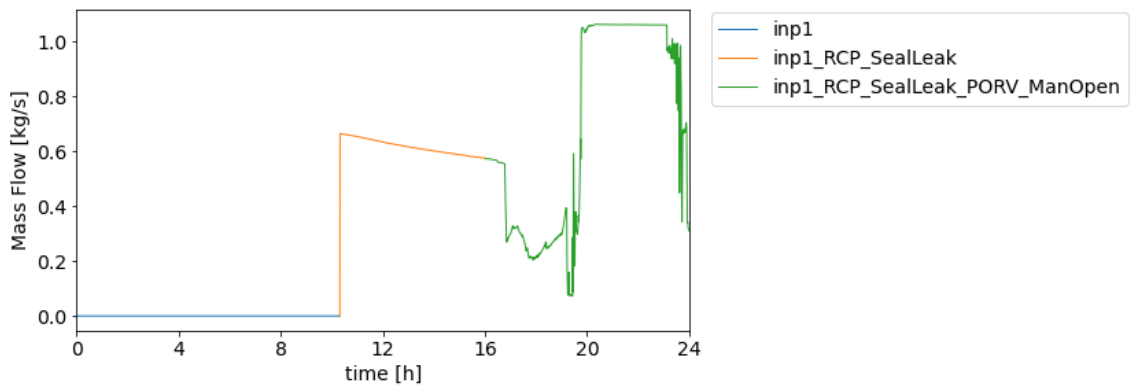


図 3.1.6.3-3 【ケース 1】 一次冷却材ポンプシールリーク流量

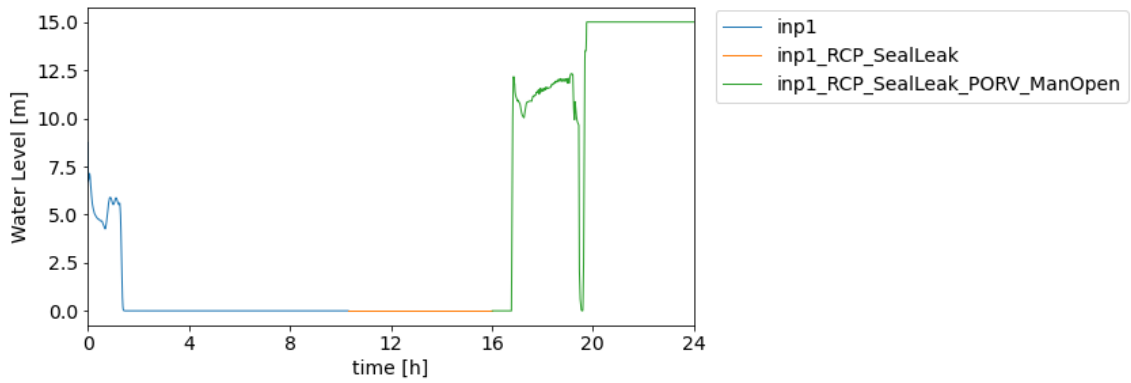


図 3.1.6.3-4 【ケース 1】加圧器水位

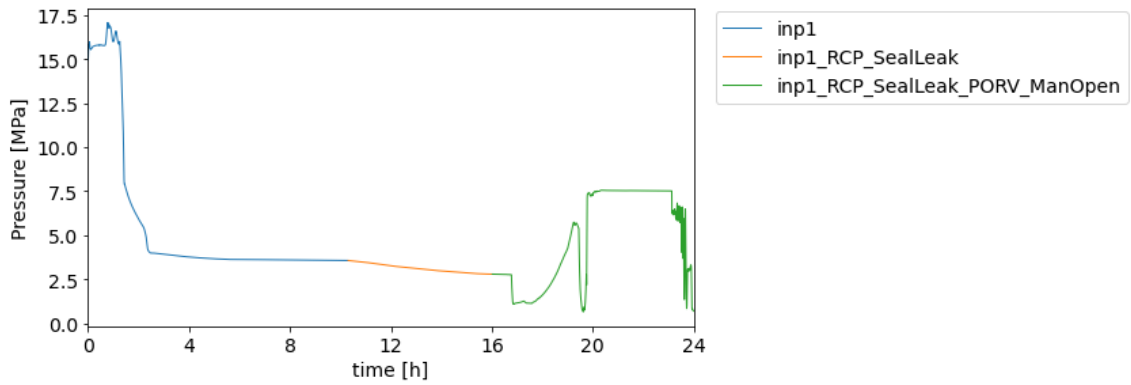


図 3.1.6.3-5 【ケース 1】加圧器頂部の圧力

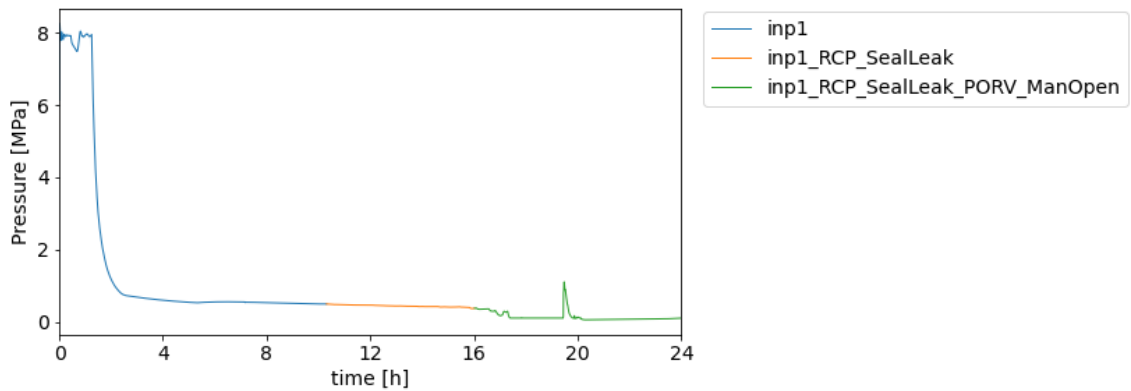


図 3.1.6.3-6 【ケース 1】蒸気発生器 B 頂部の圧力

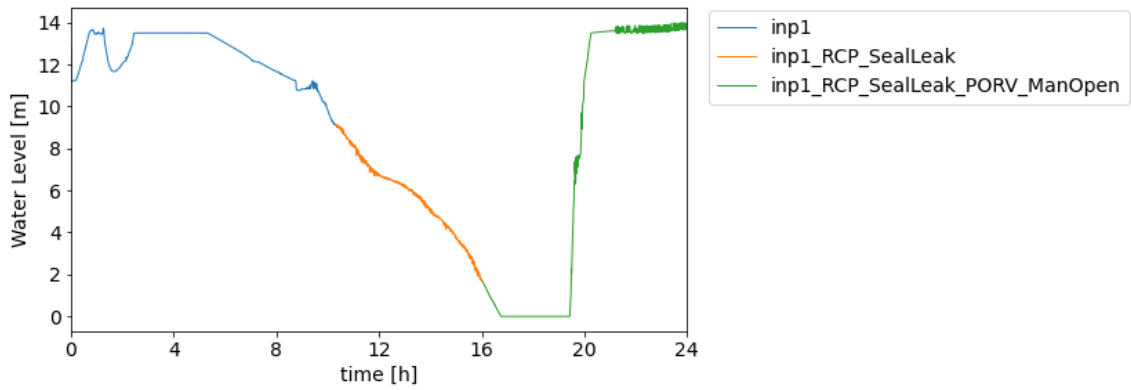


図 3.1.6.3-7 【ケース 1】 蒸気発生器 B の水位

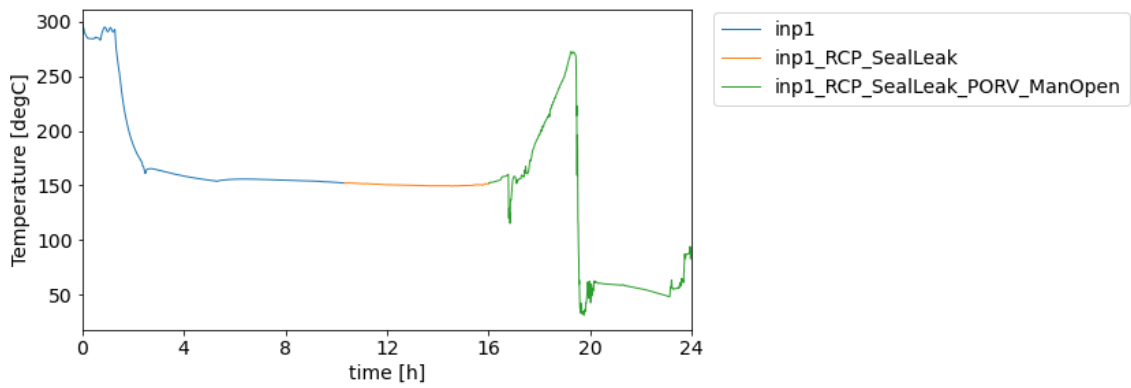


図 3.1.6.3-8 【ケース 1】 ループ B の低温配管温度

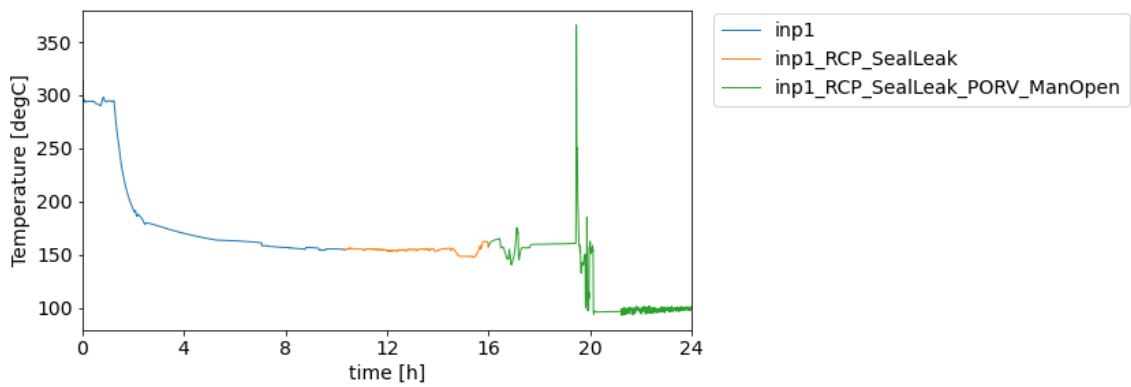


図 3.1.6.3-9 【ケース 1】 蒸気発生器 B の 2 次側温度

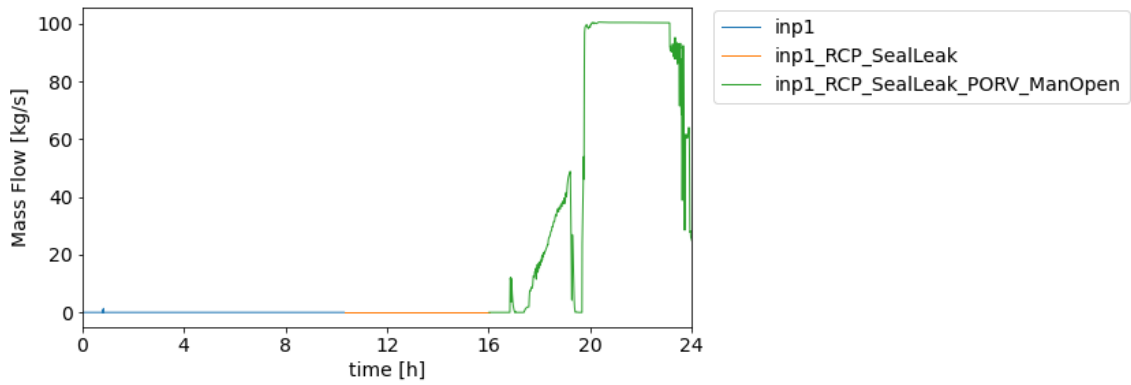


図 3.1.6.3-10 【ケース 1】 加圧器逃がし弁の液相流量

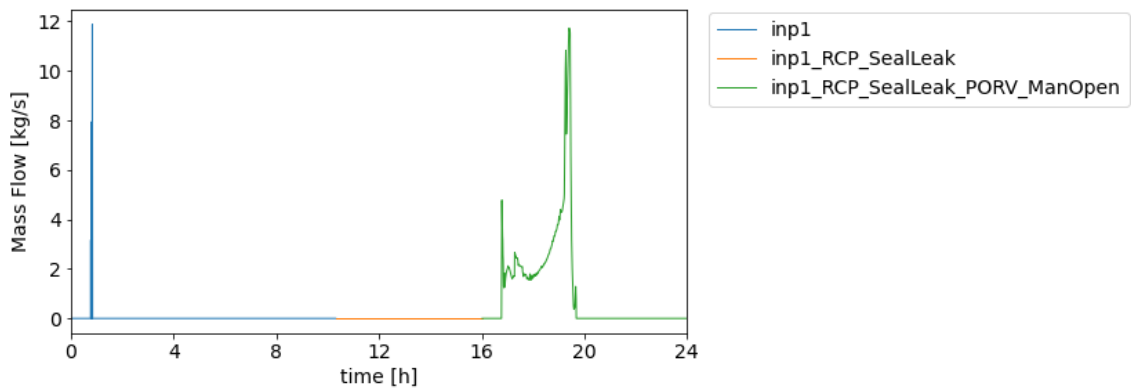


図 3.1.6.3-11 【ケース 1】 加圧器逃がし弁の気相流量

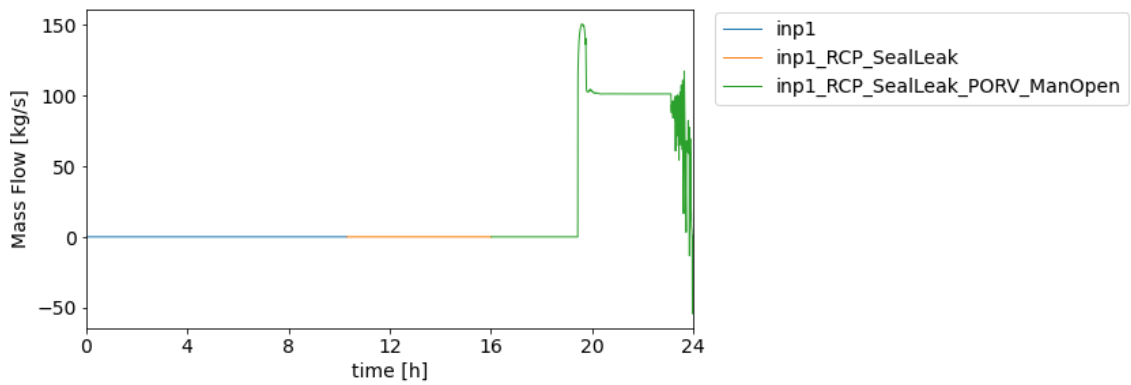


図 3.1.6.3-12 【ケース 1】 高圧注入ポンプ流量

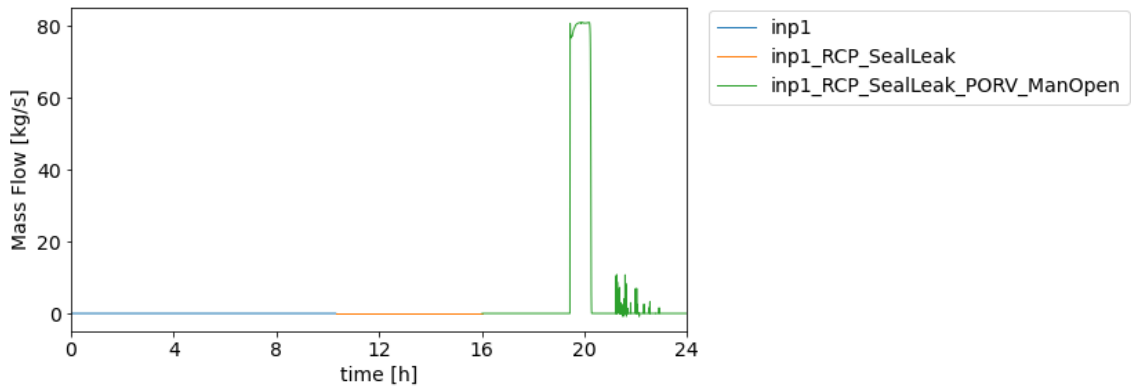


図 3.1.6.3-13 【ケース 1】 モーター駆動補助給水ポンプ流量

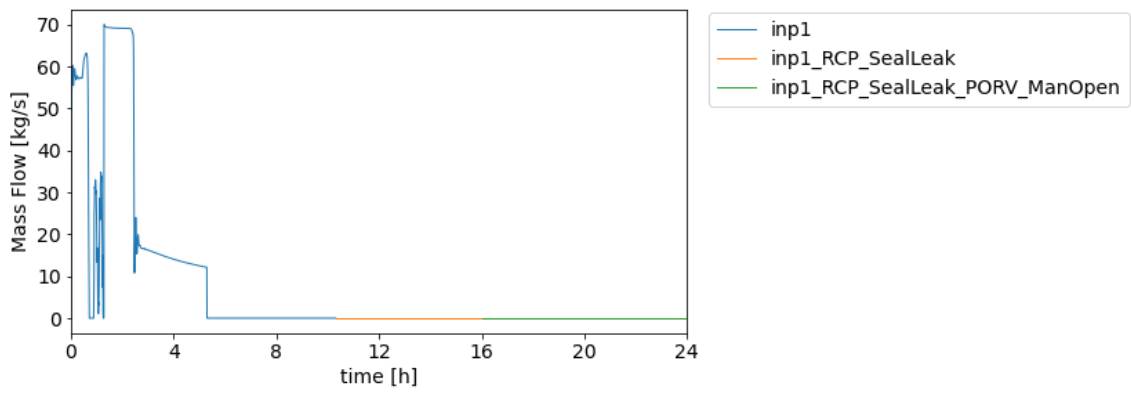


図 3.1.6.3-14 【ケース 1】 タービン駆動補助給水ポンプ流量

【ケース 7】 EDG が回復せず、2 次側冷却機能も枯渇して炉心冷却に失敗するケース

ケース 7 で発生する主要な事象の発生時刻を表 3.1.6.3-2 に示す。また、ケース 7 の主要な解析結果を図 3.1.6.3-15 から図 3.1.6.3-28 に示す。なお、ケース 7 では、注水ポンプの起動は全て成功する。

大局的な挙動はケース 1 と似ているが、大きく異なるのは EDG が解析時間である 24 時間以内に回復せず、かつシール損傷が早期に起こる点である。シール損傷が 1.1 時間に発生するため DC バッテリが枯渇する 5.4 時間後には既に 1MPa 近くまで 1 次側圧力が低下している。その後、蓄圧器による注水と 7.8 時間後に利用可能となる代替低圧注水により炉心は冷却できているが、2 次側 SG の水位は下がり続ける。そして、17.5 時間後には減圧操作の判断基準となる SG の水位が 10%未満に到達し、さらに 18.6 時間後には SG 水位はゼロとなる。SG の水位が 10%未満に到達してから、1268 秒遅れて減圧操作が行われるが、そのタイミングでは EDG が回復しておらず、代替低圧ポンプも注水可能な圧力域ではないため、注水できない。加圧器逃がし弁の開放によって炉内では減圧沸騰が生じるとともに、フラiddiing現象が生じて、炉内の水と蒸気が加圧器逃がし弁から溢れ出る（水と蒸気の並行流）。その結果、炉内の水位は急激に低下し、炉心損傷に至る。

表 3.1.6.3-2 ケース 7 で発生する主要な事象の発生時刻

事象	発生時刻
SBO 発生	0 秒
2 次側主蒸気逃がし弁開操作 開操作までのうち、操作所要時間	1570 秒 (0.43 時間) 70 秒
RCP リーク発生 損傷面積	4014 秒 (1.1 時間) 1.67E-4m ²
DC バッテリ枯渇	19536 秒 (5.4 時間)
代替低圧ポンプ接続完了時間 完了時間までのうち、接続操作時間	28035 秒 (7.8 時間) 13635 秒
減圧操作シグナル発生	63086 秒 (17.5 時間)
加圧器逃がし弁開操作 (減圧操作) シグナル発生から開操作までの所要時間	64354 秒 (17.9 時間) 1268 秒
炉心損傷 (PCT が 1200℃に到達)	81979 秒 (22.8 時間)
EDG 回復	133308 秒 (37 時間)

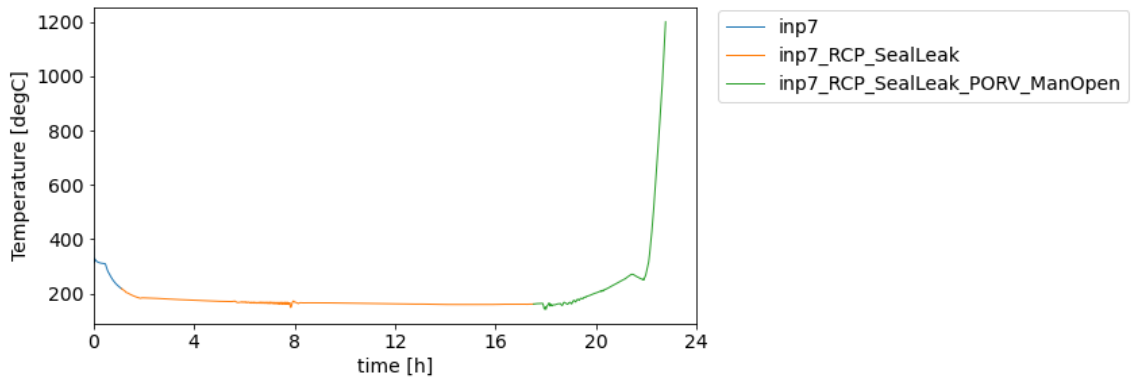


図 3.1.6.3-15 【ケース 7】 PCT

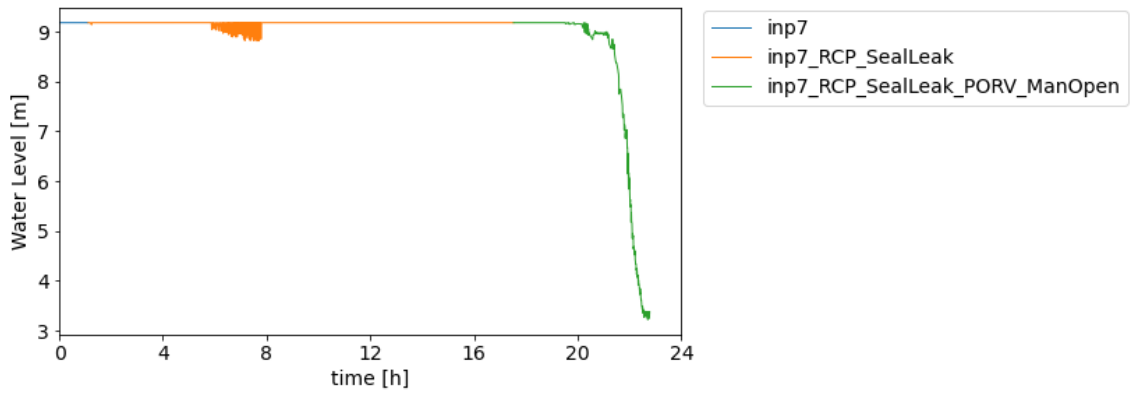


図 3.1.6.3-16 【ケース 7】 原子炉容器内の水位

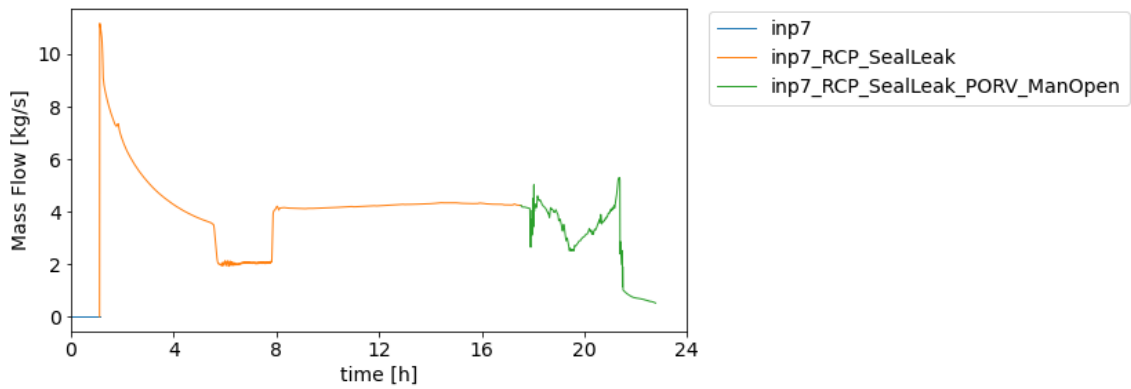


図 3.1.6.3-17 【ケース 7】 一次冷却材ポンプシールリーク流量

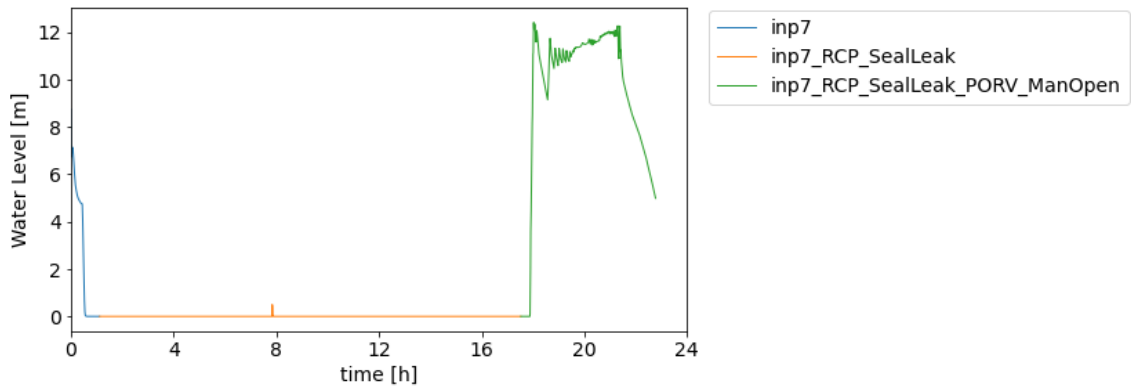


図 3.1.6.3-18 【ケース 7】 加圧器水位

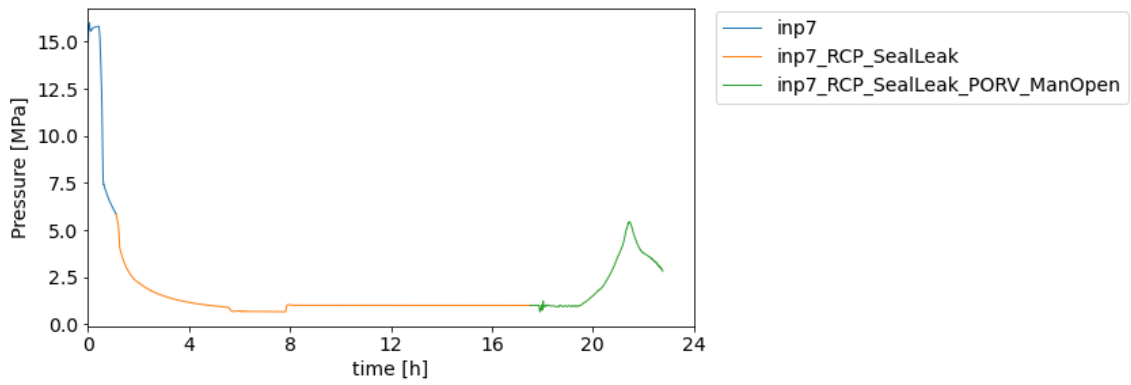


図 3.1.6.3-19 【ケース 7】 加圧器頂部の圧力

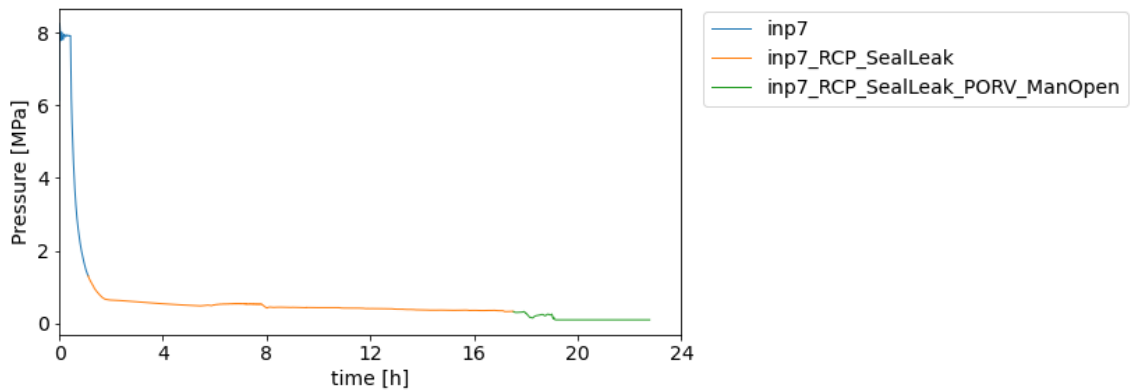


図 3.1.6.3-20 【ケース 7】 蒸気発生器 B 頂部の圧力

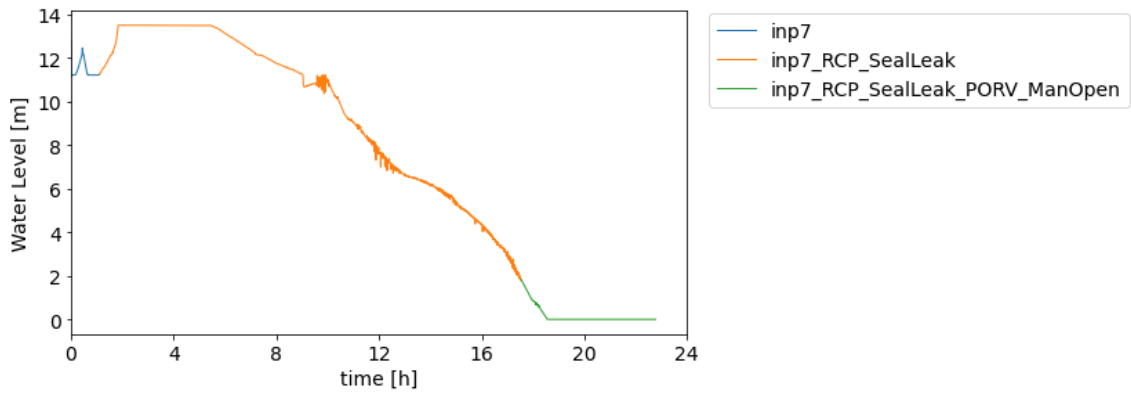


図 3.1.6.3-21 【ケース 7】 蒸気発生器 B の水位

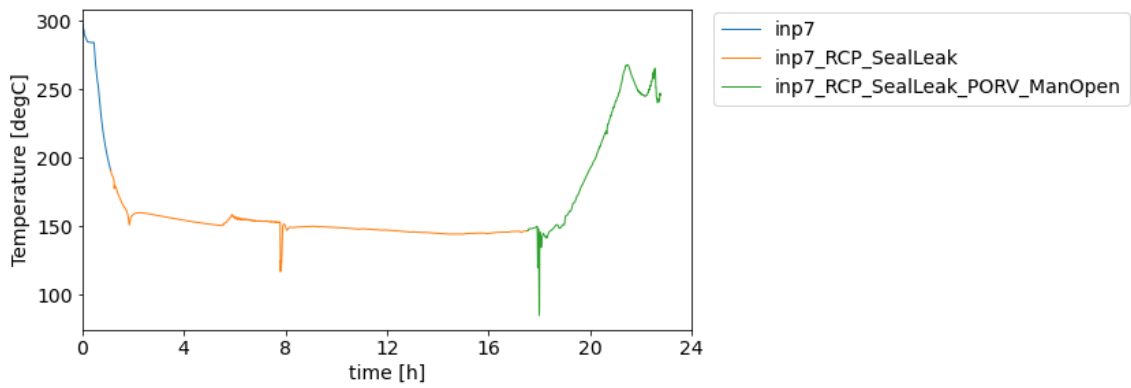


図 3.1.6.3-22 【ケース 7】 ループ B の低温配管温度

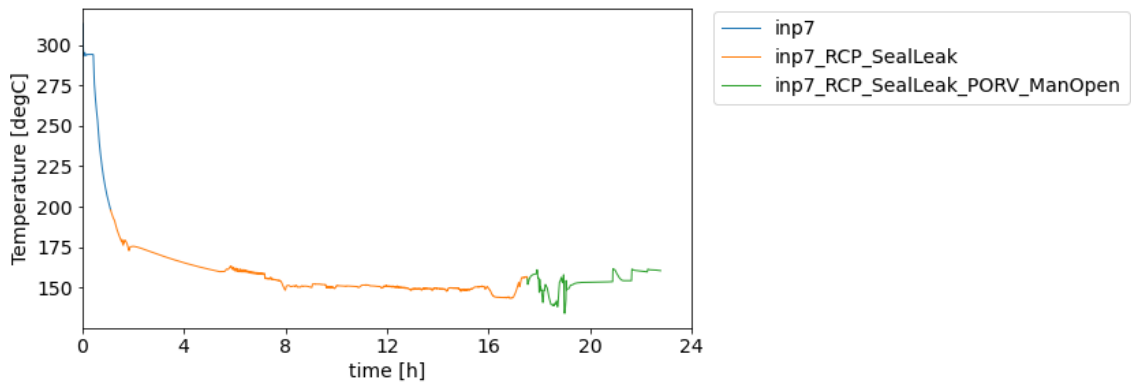


図 3.1.6.3-23 【ケース 7】 蒸気発生器 B の 2 次側温度

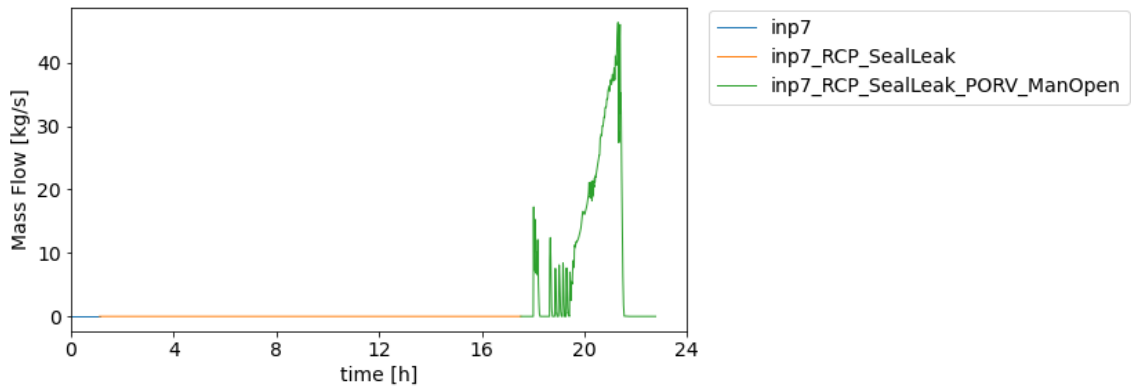


図 3.1.6.3-24 【ケース 7】加圧器逃がし弁の液相流量

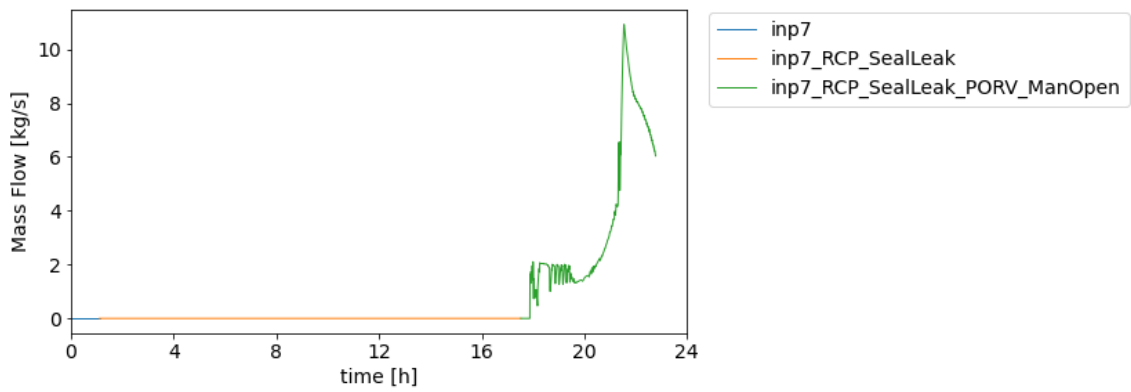


図 3.1.6.3-25 【ケース 7】加圧器逃がし弁の気相流量

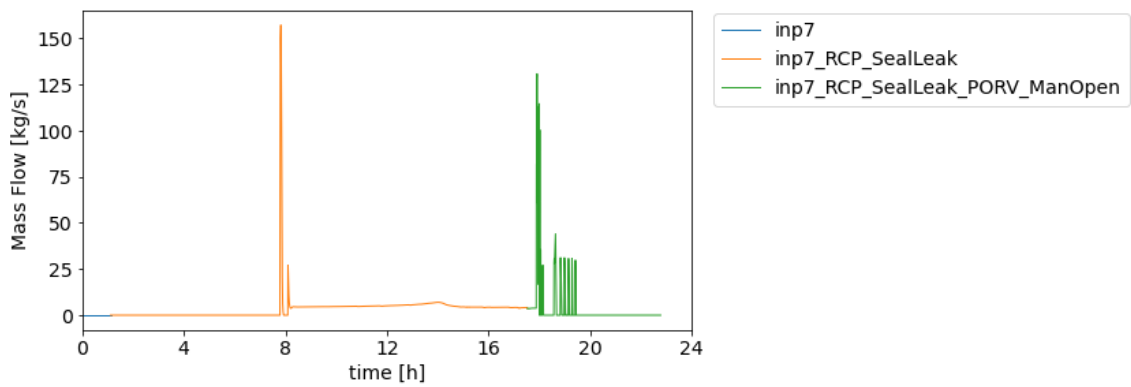


図 3.1.6.3-26 【ケース 7】代替低圧注入ポンプ流量

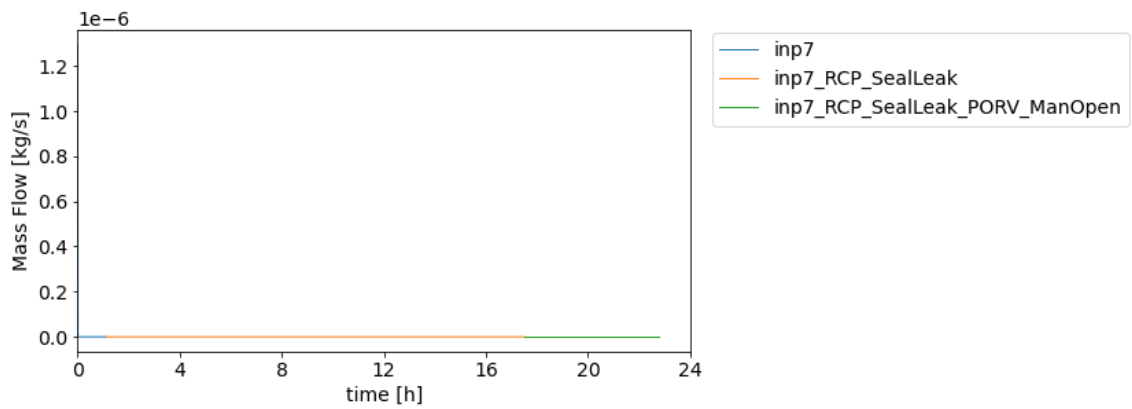


図 3.1.6.3-27 【ケース 7】 モーター駆動補助給水ポンプ流量

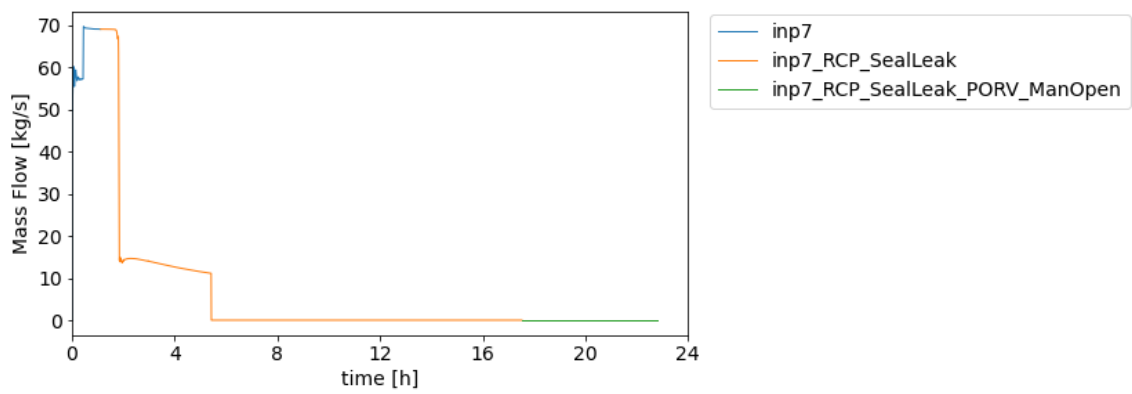


図 3.1.6.3-28 【ケース 7】 タービン駆動補助給水ポンプ流量

なお、本ケースでは減圧操作に成功したが、仮に減圧操作に失敗した場合、炉心損傷に至る時間がどう変化するか追加計算を行った。その結果を図 3.1.6.3-29 から図 3.1.6.3-33 に示す。ラベルに”_Fail”とついた赤破線の結果が、減圧操作に失敗したとして分岐のリスタート計算を行った結果である。減圧操作に失敗することで原子炉容器内の水位がより長い時間保たれて、炉心損傷に至る時間が SBO 発生から 25.7 時間後に延びることが分かった。

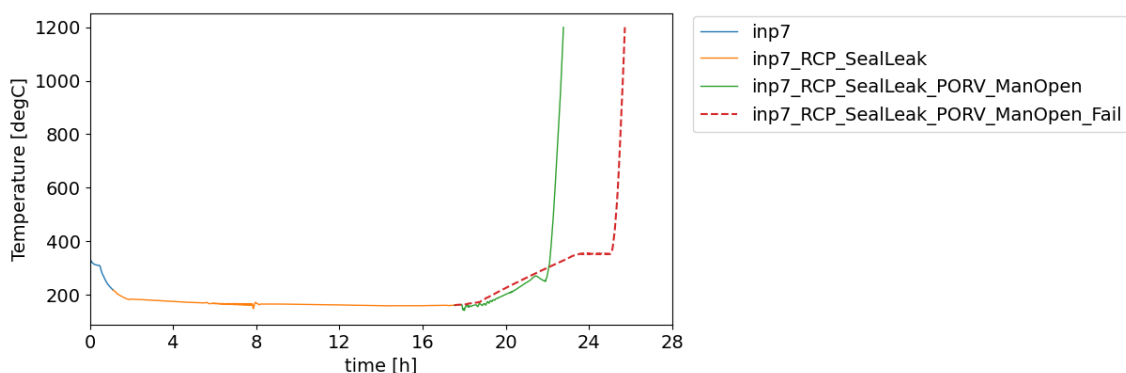


図 3.1.6.3-29 【ケース 7：追加_減圧操作失敗】PCT

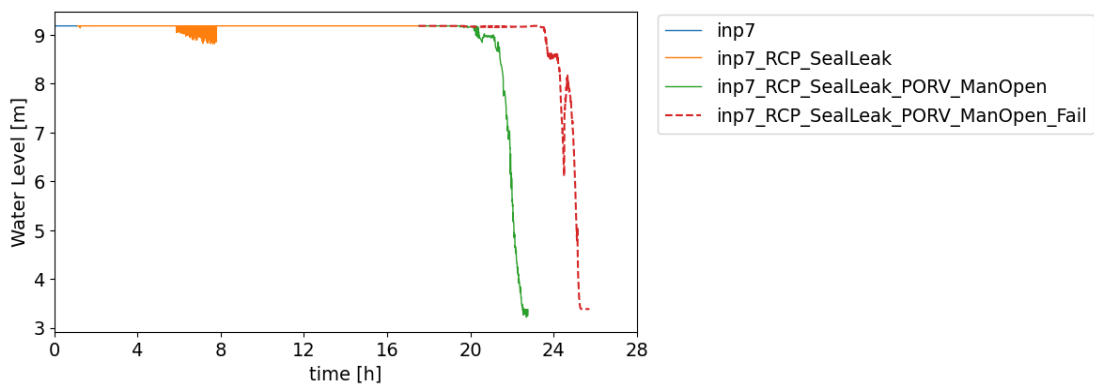


図 3.1.6.3-30 【ケース 7：追加_減圧操作失敗】原子炉容器内の水位

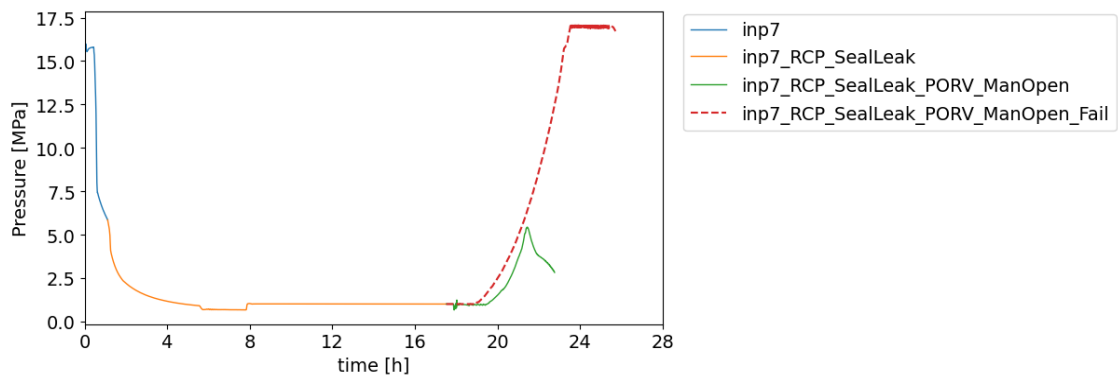


図 3.1.6.3-31 【ケース 7：追加_減圧操作失敗】加圧器頂部の圧力

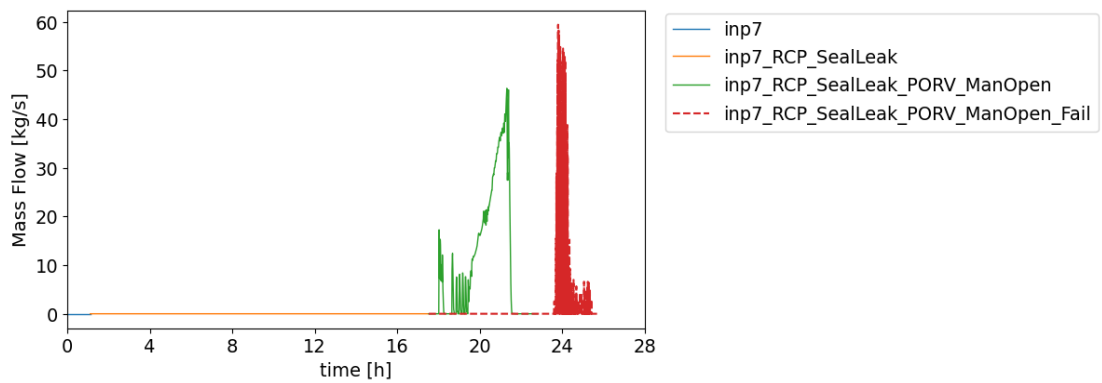


図 3.1.6.3-32 【ケース 7：追加_減圧操作失敗】加圧器逃がし弁の液相流量

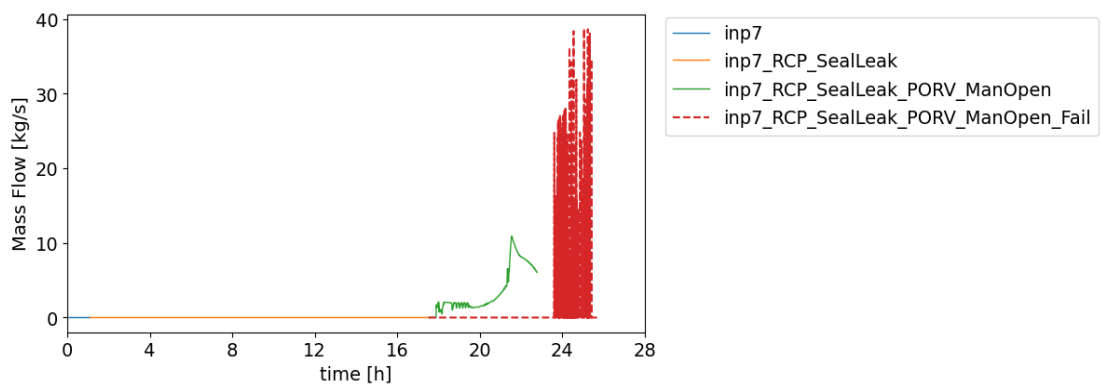


図 3.1.6.3-33 【ケース 7：追加_減圧操作失敗】加圧器逃がし弁の気相流量

【ケース 168】 高圧注入ポンプの起動に失敗するが、EDG 回復後、減圧操作を行って低圧注水により炉心冷却に成功するケース

ケース 168 で発生する主要な事象の発生時刻を表 3.1.6.3-3 に示す。また、ケース 168 の主要な解析結果を図 3.1.6.3-34 から図 3.1.6.3-47 に示す。なお、ケース 168 では、高圧注入ポンプの起動に失敗するが、他の注水ポンプの起動には成功する。

高圧注入ポンプの起動に失敗するため、3.1.6.1 節で述べた減圧操作のタイミング①に対応する状況が作られる。DC バッテリが枯渇する 4.9 時間までは、タービン駆動補助給水による 2 次側の冷却機能によって崩壊熱を除去できている。それ以降は、2 次側 SG の水位は低下し、13 時間後には 4m 程度まで下がるが、13.8 時間後に EDG が回復して 1 次側のフィードアンドブリードが可能な状態となる。加圧器逃がし弁による減圧操作によって低圧注入が動作可能な 1MPa まで下がったことで注水が開始され、それ以降は継続注水によって冷温停止状態となった。なお、EDG 回復によって 2 次側のモータ駆動補助給水が動作して、2 次側水位も急速に回復している。

表 3.1.6.3-3 ケース 168 で発生する主要な事象の発生時刻

事象	発生時刻
SBO 発生	0 秒
2 次側主蒸気逃がし弁開操作 開操作までのうち、操作所要時間	2345 秒 (0.65 時間) 845 秒
RCP リーク発生 損傷面積	13611 秒 (3.8 時間) 3.18E-6m ²
DC バッテリ枯渇	17701 秒 (4.9 時間)
EDG 回復	49726 秒 (13.8 時間)
減圧操作シグナル発生	49726 秒 (13.8 時間)
加圧器逃がし弁開操作 (減圧操作) シグナル発生から開操作までの所要時間	50623 秒 (14.1 時間) 897 秒

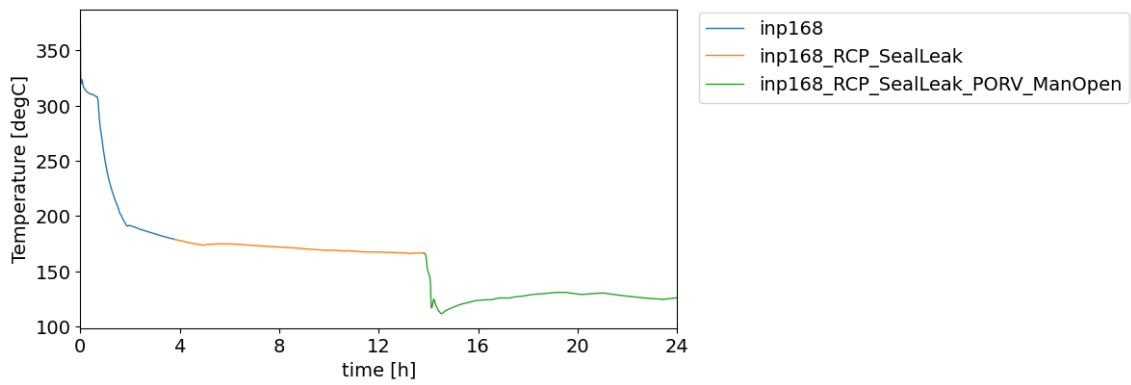


図 3.1.6.3-34 【ケース 168】 PCT

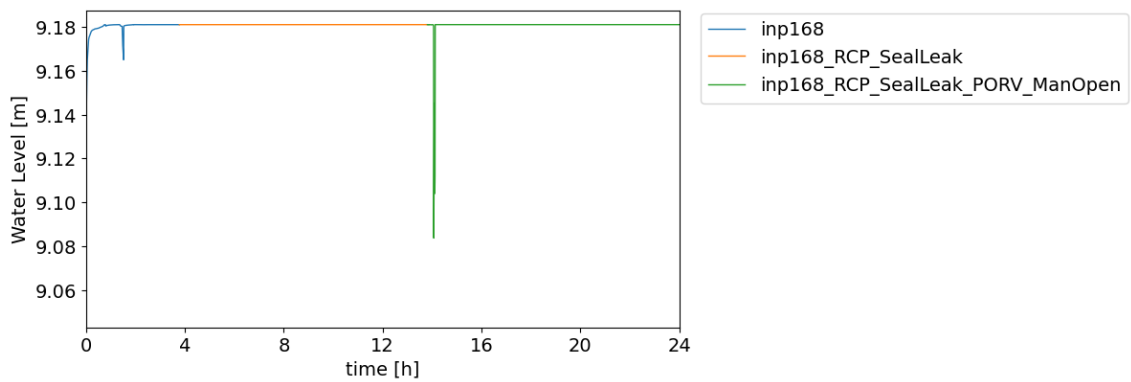


図 3.1.6.3-35 【ケース 168】 原子炉容器内の水位

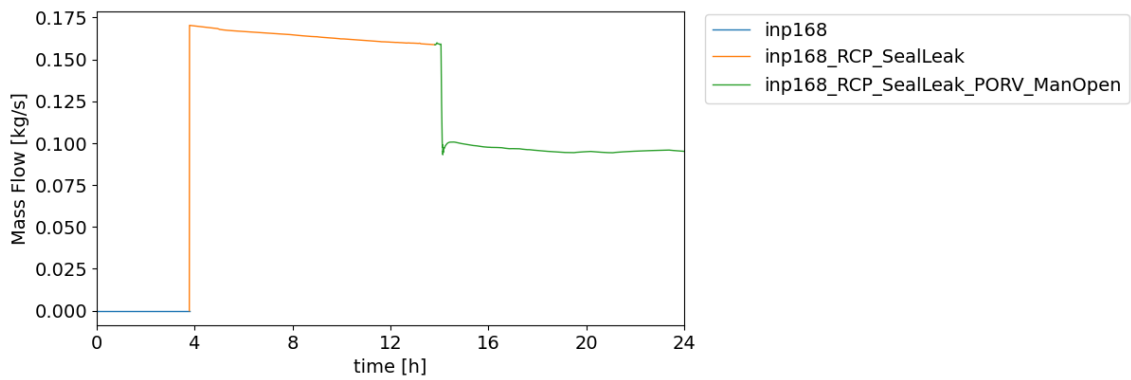


図 3.1.6.3-36 【ケース 168】 一次冷却材ポンプシールリーク流量

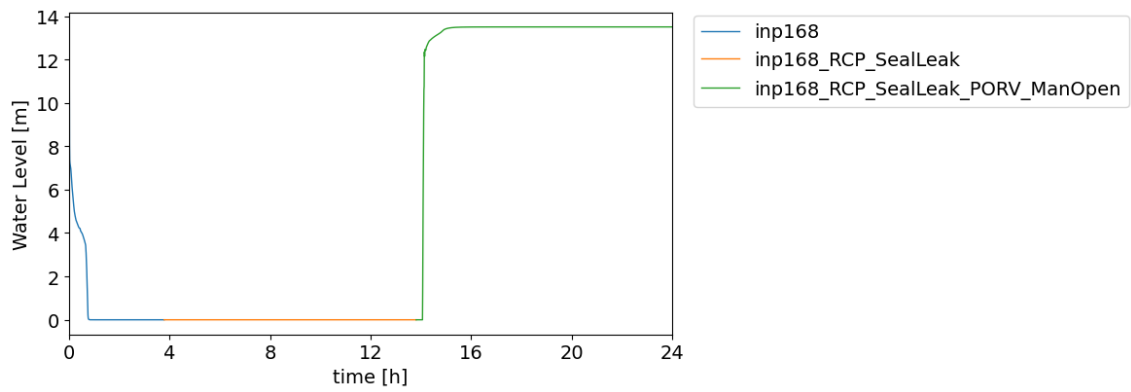


図 3.1.6.3-37 【ケース 168】加圧器水位

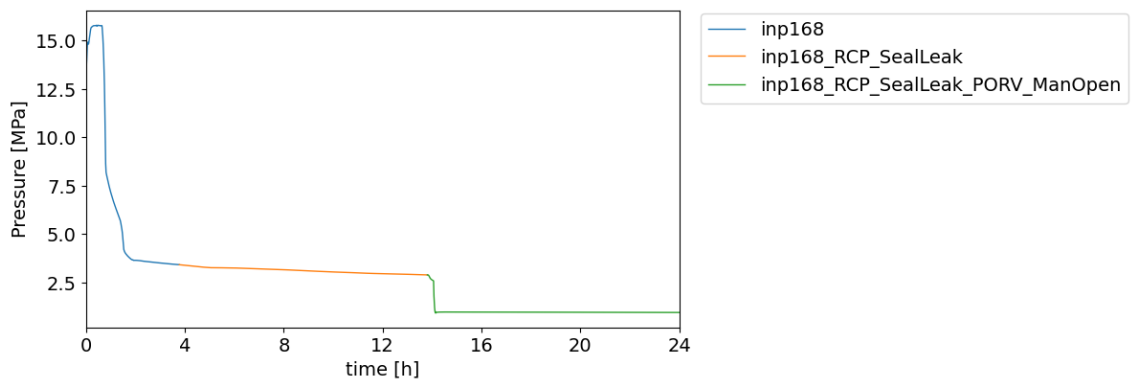


図 3.1.6.3-38 【ケース 168】加圧器頂部の圧力

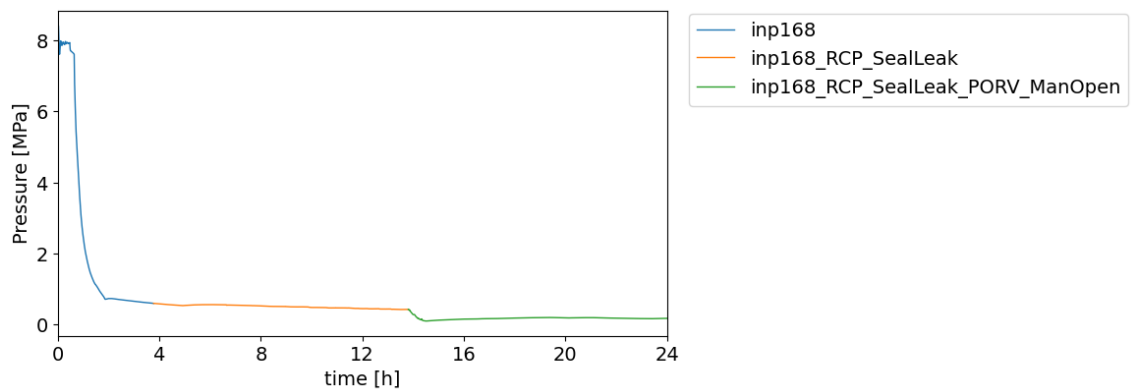


図 3.1.6.3-39 【ケース 168】蒸気発生器 B 頂部の圧力

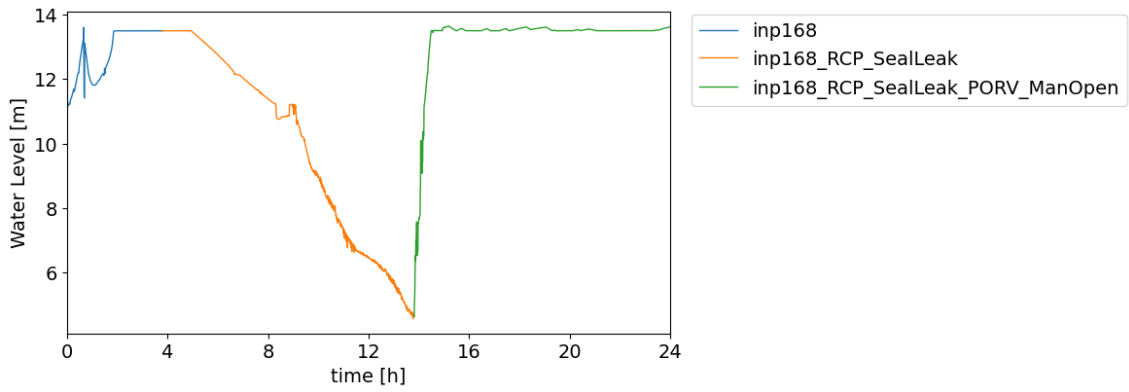


図 3.1.6.3-40 【ケース 168】 蒸気発生器 B の水位

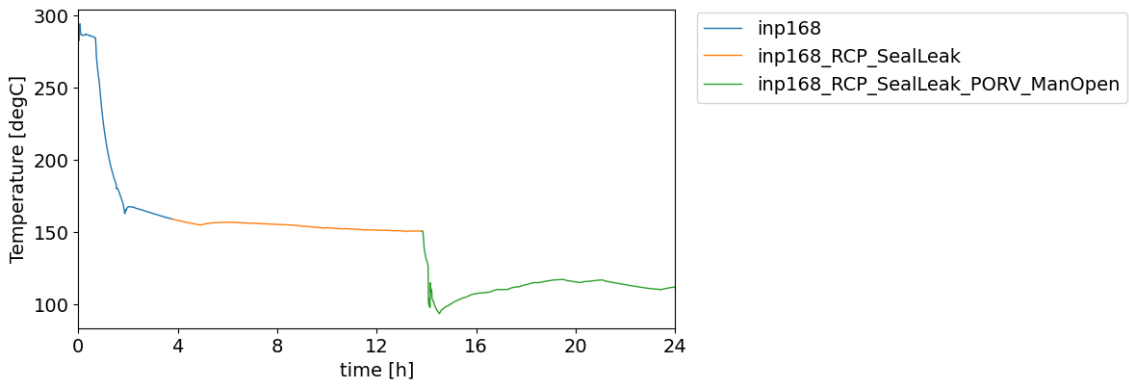


図 3.1.6.3-41 【ケース 168】 ループ B の低温配管温度

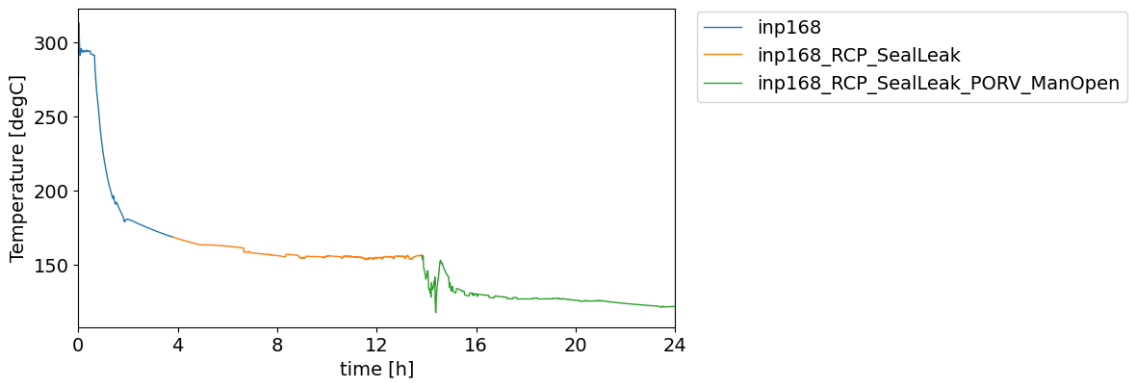


図 3.1.6.3-42 【ケース 168】 蒸気発生器 B の 2 次側温度

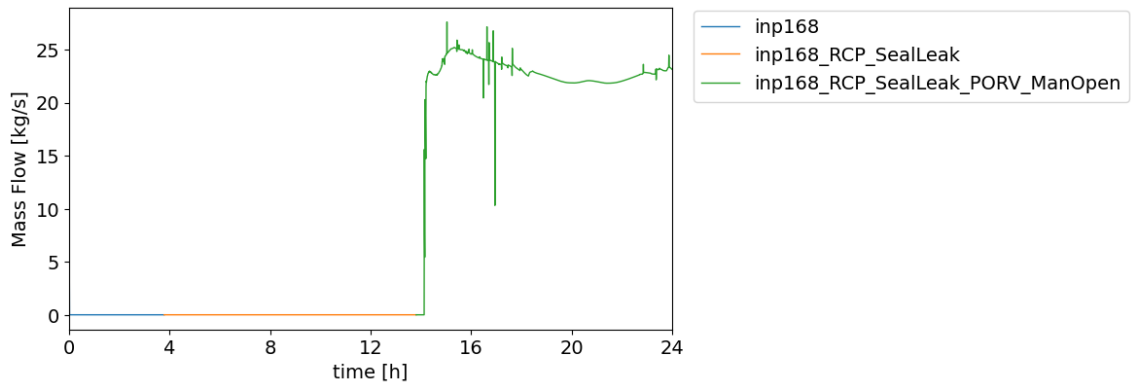


図 3.1.6.3-43 【ケース 168】加圧器逃がし弁の液相流量

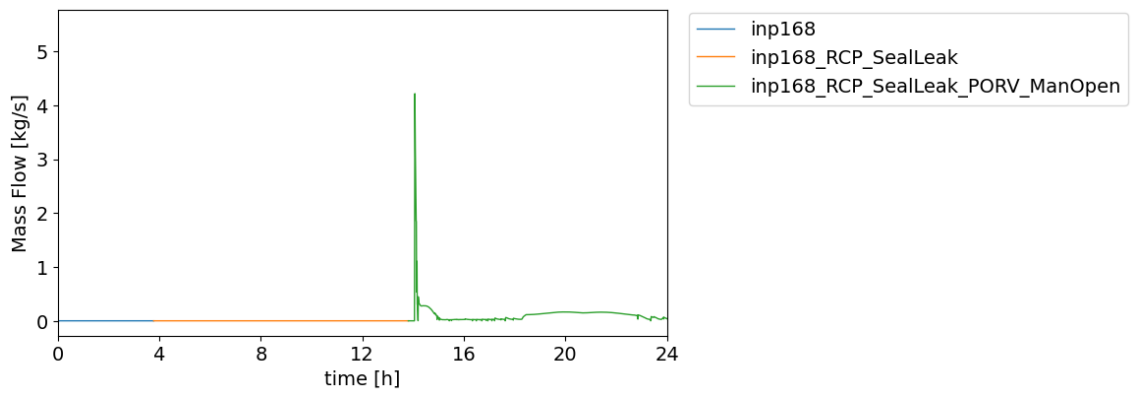


図 3.1.6.3-44 【ケース 168】加圧器逃がし弁の気相流量

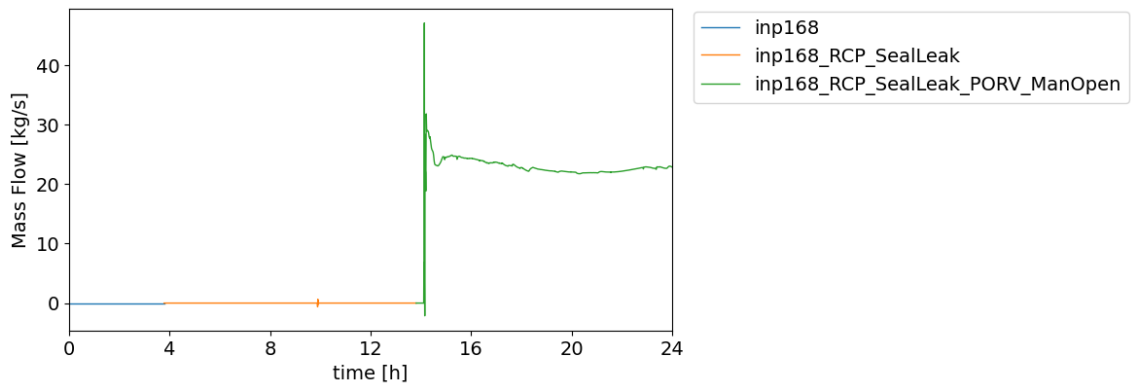


図 3.1.6.3-45 【ケース 168】低圧注入ポンプ流量

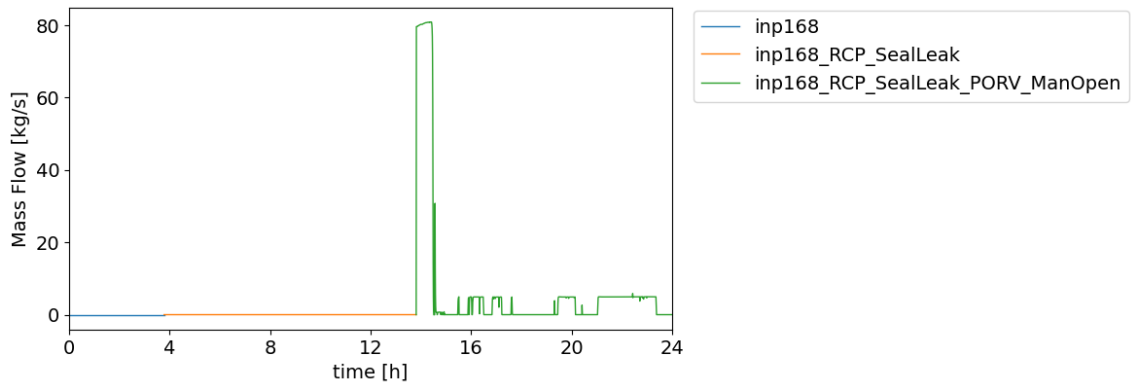


図 3.1.6.3-46 【ケース 168】 モーター駆動補助給水ポンプ流量

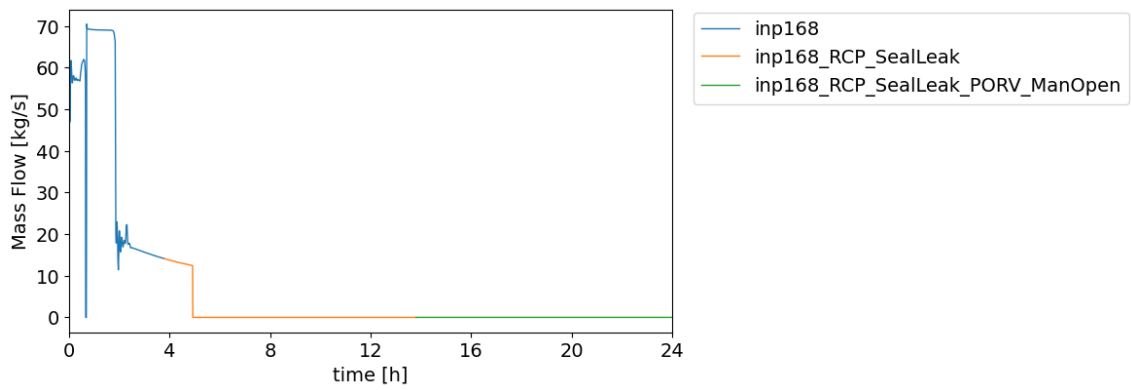


図 3.1.6.3-47 【ケース 168】 タービン駆動補助給水ポンプ流量

【ケース 193】 加圧器逃がし弁の開固着により、原子炉内の水位低下で炉心冷却に失敗するケース

ケース 193 で発生する主要な事象の発生時刻を表 3.1.6.3-4 に示す。また、ケース 193 の主要な解析結果を図 3.1.6.3-48 から図 3.1.6.3-56 に示す。3.1.6.2 節で述べたように、ケース 193 では 1 次冷却材ポンプを Stuck で止めるため、1 次側の圧力が 17MPa を越えた場合は、加圧器逃がし弁が 2 弁とも開固着する。なお、注水ポンプの起動は全て成功する。

SBO 発生直後、1 次冷却材ポンプを Stuck で止めることで、1 次側ループの冷却材の流れを急激に減衰させてしまい、2 次側との熱伝達の効率が著しく低下する。その結果、1 次側の圧力が急上昇して 17MPa を越える。このタイミングで開いた加圧器逃がし弁が開固着すると、1 次側の冷却材が加圧器逃がし弁から流出し続ける。2 次側の主蒸気逃がし弁を開いて 2 次側を冷却できれば、1 次側も冷却されて圧力も低下し、加圧器逃がし弁からの冷却材の流出を抑えることができる。ただ、ケース 193 は蒸気逃がし弁開操作の所要時間が 4015 秒と非常に長く、主蒸気逃がし弁を開いて 2 次側を冷却する前に、原子炉容器内の水位低下によるヒートアップが生じて、炉心損傷に至る。

表 3.1.6.3-4 ケース 193 で発生する主要な事象の発生時刻

事象	発生時刻
SBO 発生	0 秒
加圧器逃がし弁の開固着	3 秒
炉心損傷 (PCT が 1200°C に到達)	5076 秒 (1.41 時間)
2 次側主蒸気逃がし弁開操作 開操作までのうち、操作所要時間	5606 秒 (1.56 時間) 4105 秒
EDG 回復	13833 秒 (3.8 時間)
DC バッテリ 枯渇	16825 秒 (4.7 時間)
RCP リーク発生	30352 秒 (8.4 時間)

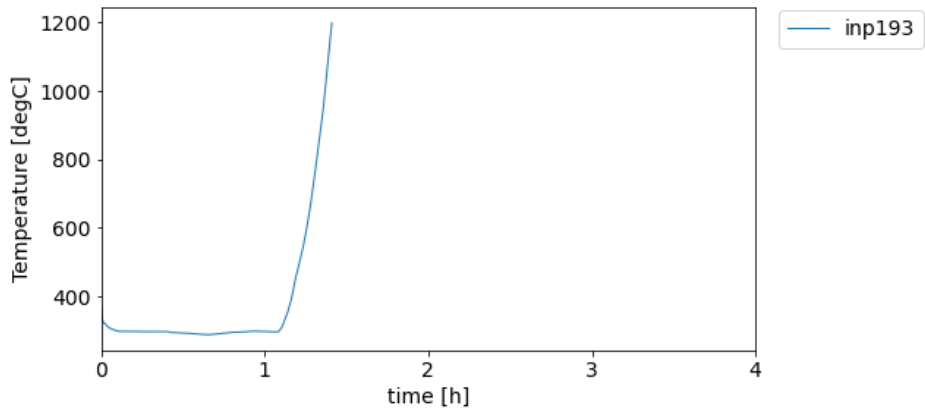


図 3.1.6.3-48 【ケース 193】 PCT

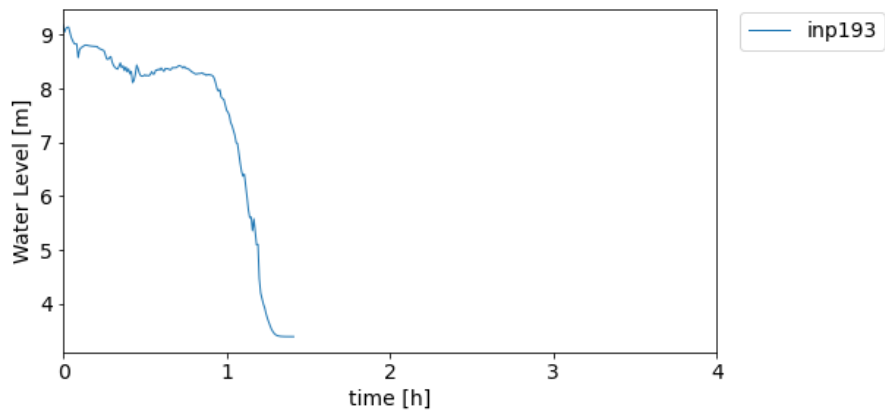


図 3.1.6.3-49 【ケース 193】 原子炉容器内の水位

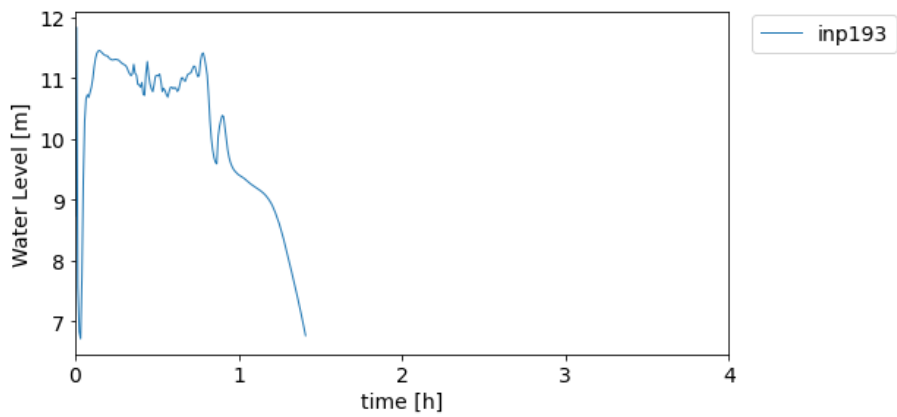


図 3.1.6.3-50 【ケース 193】 加圧器水位

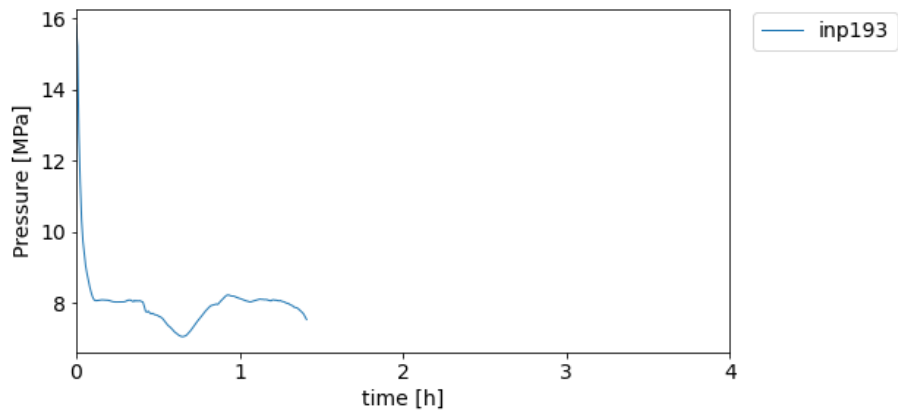


図 3.1.6.3-51 【ケース 193】 加圧器頂部の圧力

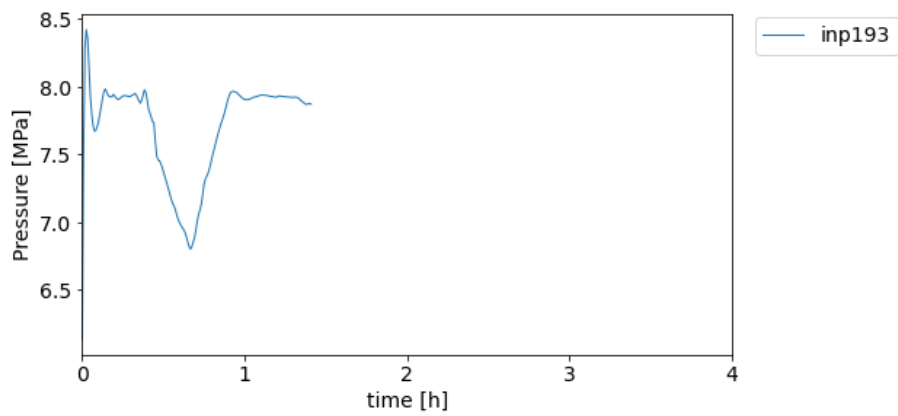


図 3.1.6.3-52 【ケース 193】 蒸気発生器 B 頂部の圧力

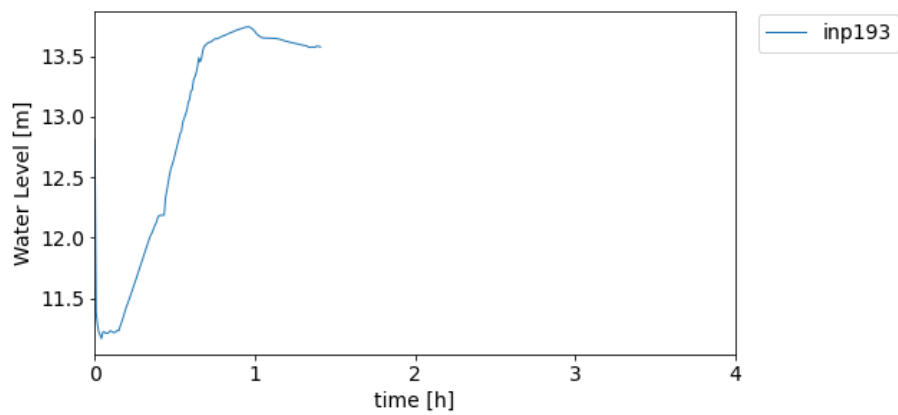


図 3.1.6.3-53 【ケース 193】 蒸気発生器 B の水位

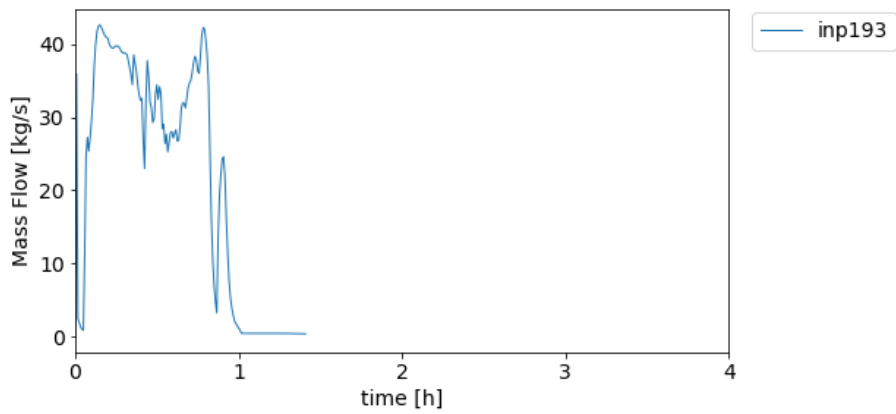


図 3.1.6.3-54 【ケース 193】加圧器逃がし弁の液相流量

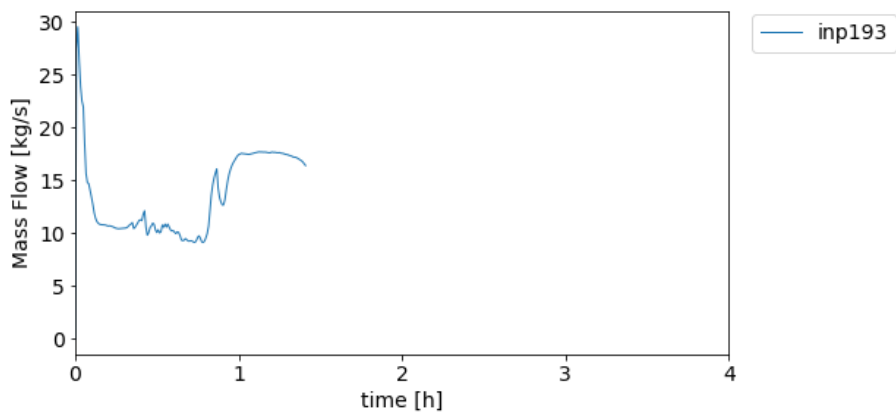


図 3.1.6.3-55 【ケース 193】加圧器逃がし弁の気相流量

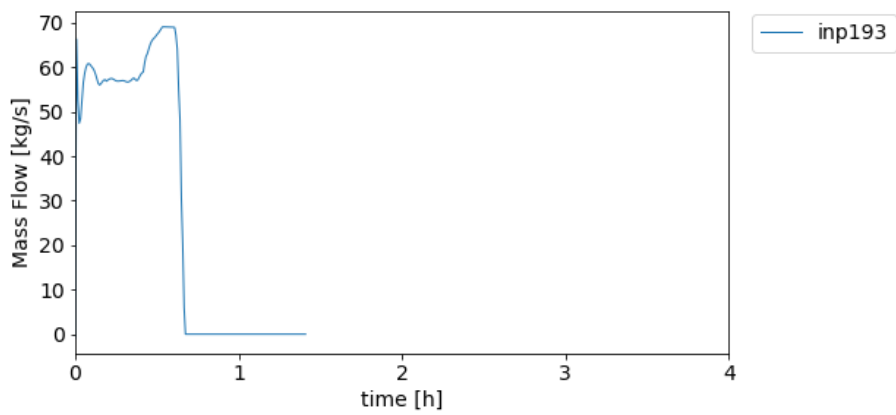


図 3.1.6.3-56 【ケース 193】タービン駆動補助給水ポンプ流量

<DC バッテリ枯渇、EDG 回復と炉心冷却成功・失敗の関係>

本節で考察してきたように、炉心冷却に成功するかどうかのポイントは、2次側の補助給水により SG の水位が保たれているかどうかである。つまり、DC バッテリ枯渇によるタービン駆動補助給水の停止から EDG 回復によるモーター駆動補助給水の再開までの時間が重要となる（EDG 回復が回復すれば、高圧注水による1次側の冷却も可能）。そこで、200 ケースの解析結果に対して、DC バッテリ枯渇から EDG 回復までの時間と炉心冷却成功・失敗の関係をグラフにして図 3.1.6.3-57 に示す。この図より、DC バッテリ枯渇から EDG 回復までの時間が約 15 時間を境に炉心冷却に成功するか失敗するか分けられると推定される。

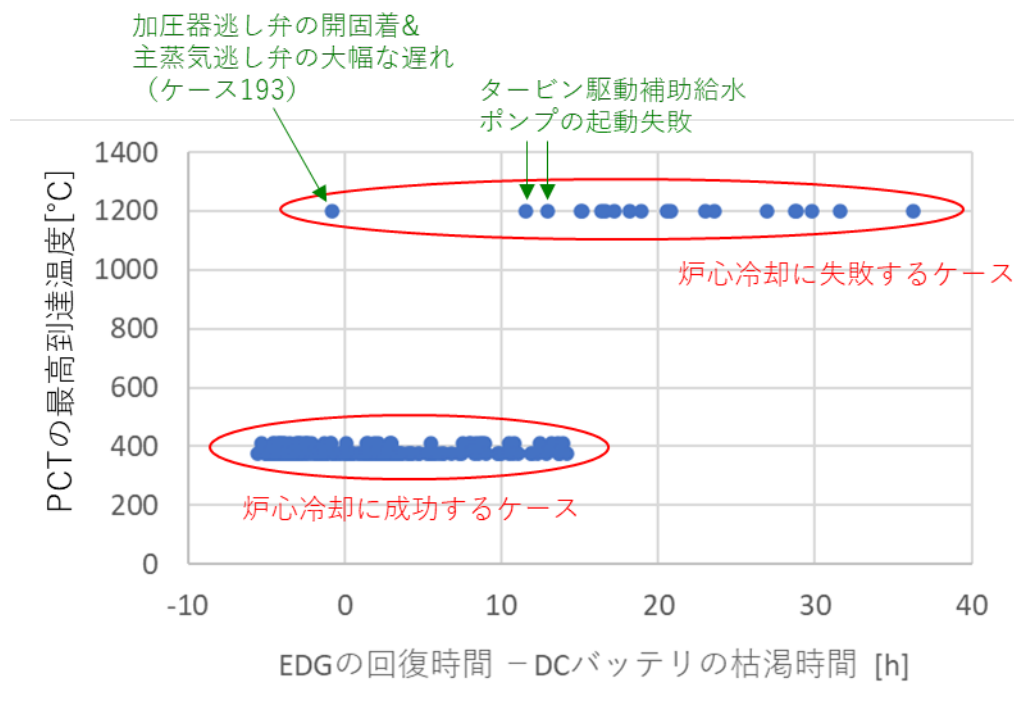


図 3.1.6.3-57 DC バッテリ枯渇から EDG 回復までの時間と PCT の時系列データにおける最高到達温度との関係

3.2. 解析結果の評価

3.2.1. クラスタリングによる事故シーケンスのグループ化

3.1 節で得られた結果に対してクラスタリングを行い、事故シーケンスのグループ化を行う。クラスタリングは、

- DTW 法を用いた PCT の時系列データに対するクラスタリング
- 入出力データの値から構成される Plant Damage State (以下では、PDS と略) ベクトルに対するクラスタリング

の二種類のクラスタリングを行った。

3.2.1.1. BWR の解析結果 (THALES2) に対するクラスタリング

DTW 法による事故進展の類似性に関するグループ化を実施した。2 つのグループへのクラスタリングは炉心損傷と炉心損傷を回避したものに分かれ、本解析ケースにおいても事故進展の特徴を捉えているものと考えられる。次のステップとして3つグループ化へのクラスタリングを行った。この場合では炉心損傷を回避したものが 2 つのグループに分割された。両者の違いはスクラム後被覆管温度が 500~600K の範囲で遷移するものと 400K 付近まで低下するものに分割された。さらにグループ化の細分化を進めると 4 つのグループに分けたときに炉心損傷に至るグループが 2 つに分割された。それぞれのグループの特徴は、一旦温度が下がったのちに再び上昇に転じそのまま基準値である 1473K を超えるケース(a)と、スクラム後から大きな温度低下を経験せず注水等の停止により温度上昇に至るケース(b)であった。

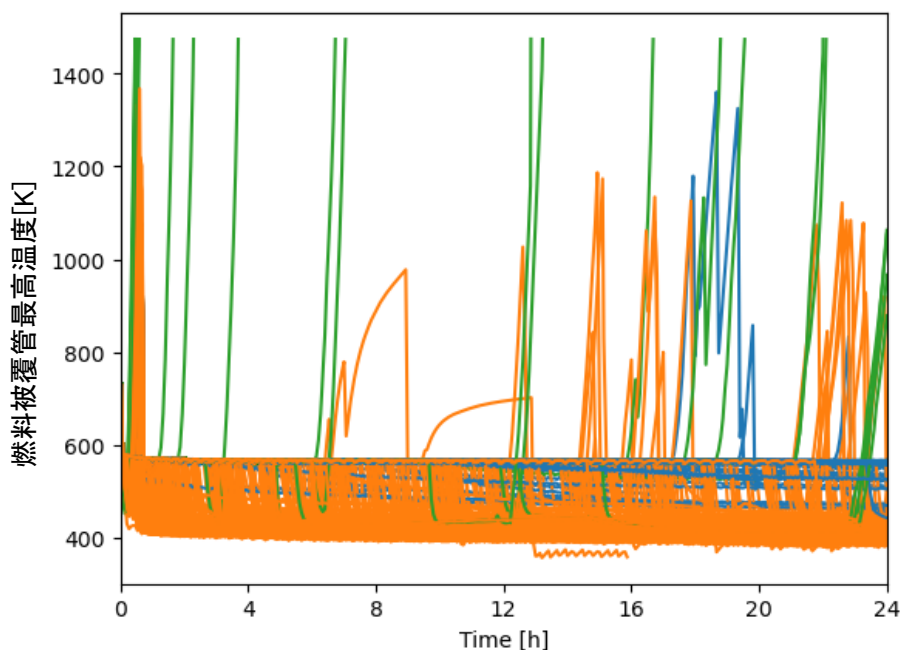


図 3.2.1.1-1 事故進展の類似性に基づくグループ化 (クラスタ数:3)

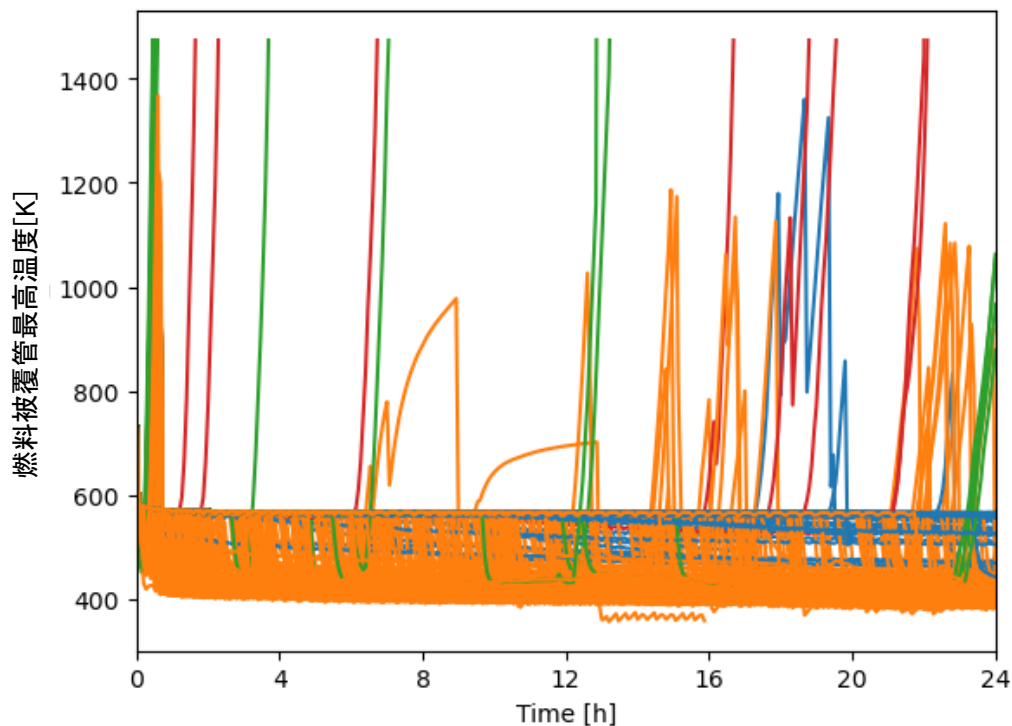


図 3.2.1.1-2 事故進展の類似性に基づくグループ化 (クラスタ数:4)

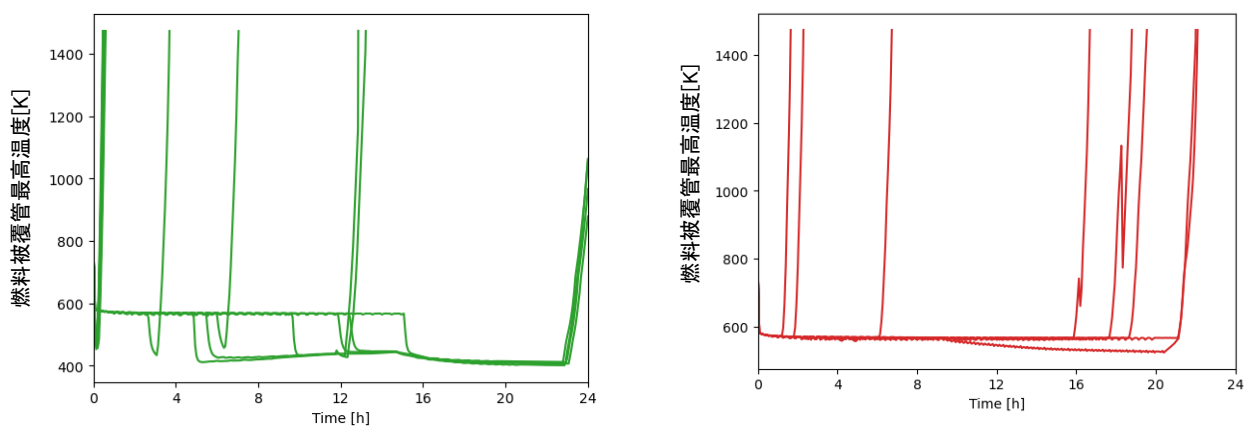


図 3.2.1.1-3 分割された炉心損傷ケース(a)及び(b)

次に PDS ベクトルに対するクラスタリングを行った。

PDS には以下のパラメータを用いた。

- ・ バッテリー枯渇時間
- ・ EDG 回復時間
- ・ SRV 閉失敗までの回数
- ・ SRV 閉失敗時の開面積

- ・ シール損傷時間
- ・ 減圧のための弁操作時間
(以上は入力データより抽出)
- ・ PCT
- ・ PCTに達するまでの時間
- ・ RPV 圧力
- ・ RPV 水位
- ・ SRV 閉失敗時の蒸気流量
- ・ シール損傷時の混相流量
(以上は出力データより抽出)

PDS の主成分分析による分布図に炉心損傷したケース（ピンク）と炉心損傷を回避したケース（水色）に色分けしたものを図 3.2.1.1-4 に示す。また、k-means 法によるクラスタリング結果を図 3.2.1.1-5 に示す。

図 3.2.1.1-6 及び図 3.2.1.1-7 に主成分 1 及び主成分 2 の重み係数を示す。

図 3.2.1.1-4 では左下の塊の部分は炉心損傷を回避したグループでクラスタリングとも整合している。一方右下の横長に分布しているグループには炉心損傷に至ったケースと回避したケースが混在している。このエリアにプロットされたケースには、解析時間の後半に炉心損傷に至ったケースが含まれている。このような事故進展では、S/C プール温度が飽和温度に至ると注水ができなくなることで炉水位低下を引き起こし炉心損傷に至ったものとする。このような場合、飽和温度境界付近を推移し飽和温度に達するか否かは解析の諸条件のわずかな違いで生じておりこのことが分類を難しくしていると推察する。

第一主成分の係数を見ると、PCT、RPV 圧力、炉水位、閉失敗した SRV からの流量及び損傷したシールからの流量が支配的になる。つまり炉心損傷に至らなくても SRV 及びもしくはシールからの漏洩量が多ければ右のエリアにプロットされることになる。また、第二主成分の係数ではシールの損傷面積の大きさが支配的であった。シール面積は対数正規分布よりサンプリングしているため平均値より最頻値は小さくなる。このため多くのケースが第二主成分の下のエリアに集まったと考えられる。

このようなケースの検討を通じ抽出パラメータの考え方など主成分分析法の利用に関する参考情報を取りまとめていく。

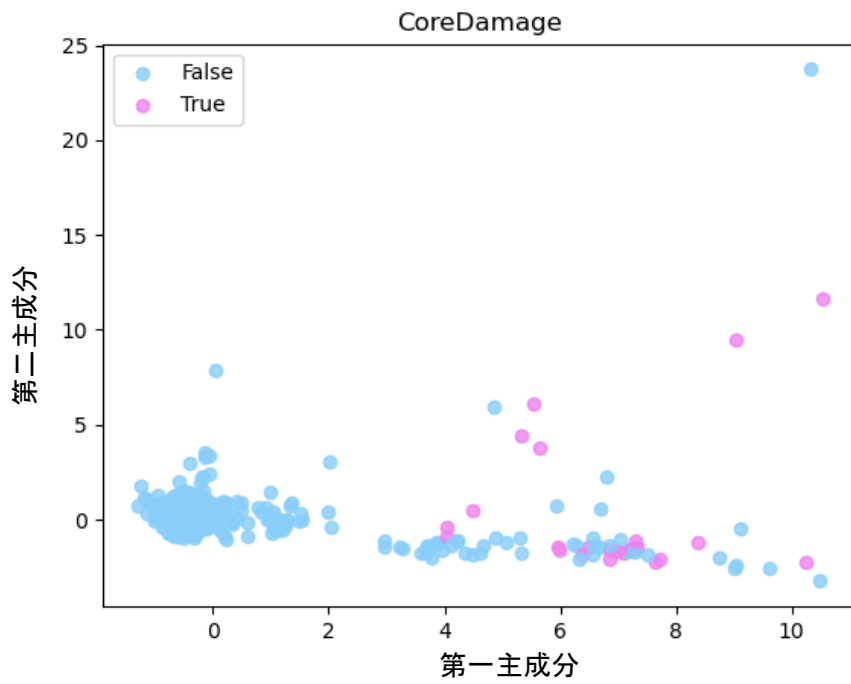


図 3.2.1.1-4 主成分分析による散布図

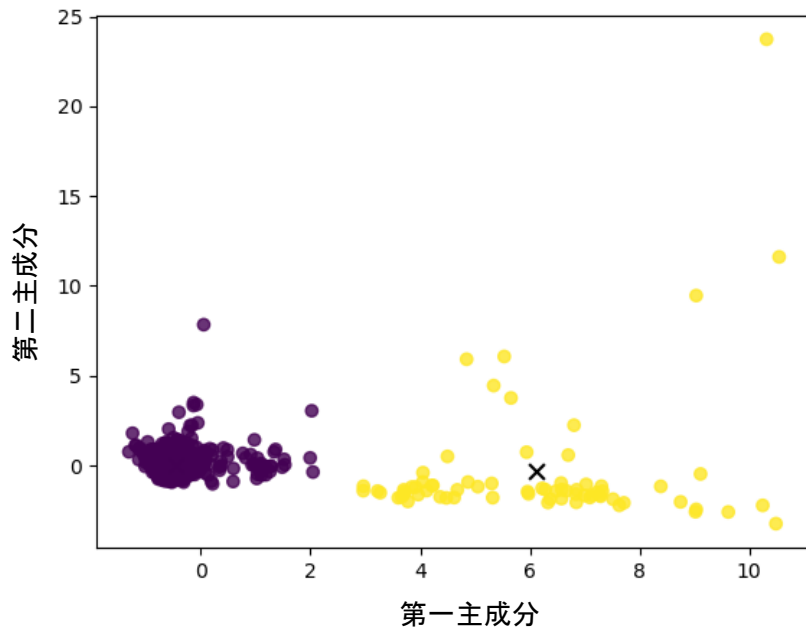


図 3.2.1.1-5 主成分分析結果のクラスタリング (クラスタ数:2)

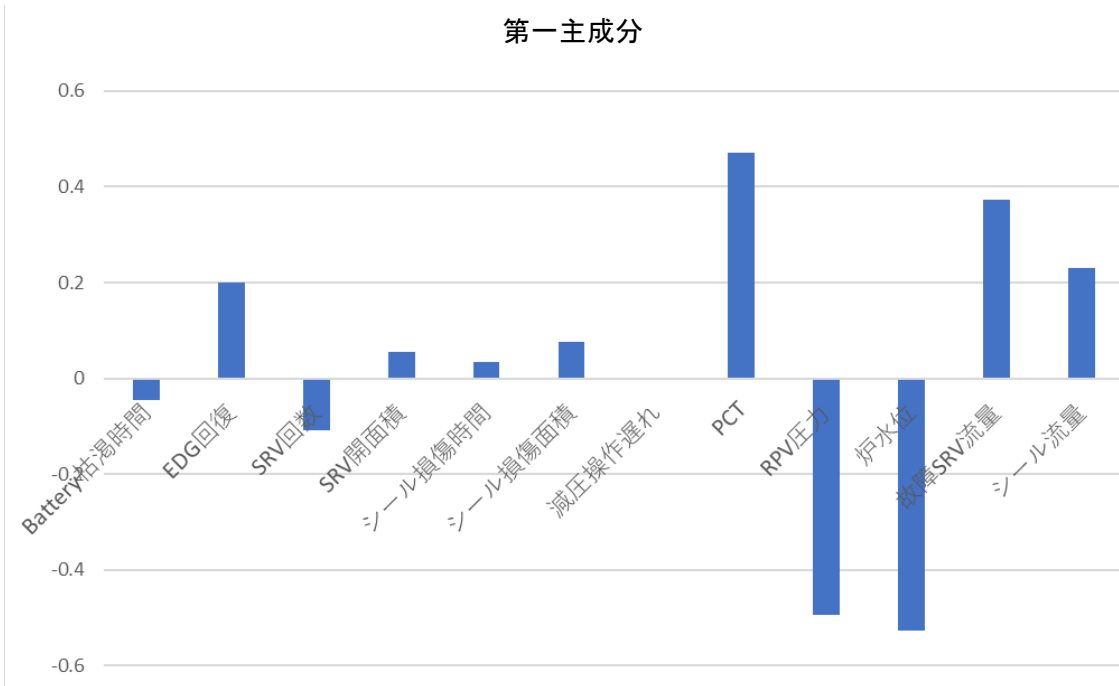


図 3.2.1.1-6 第一主成分に対する PDS ベクトルの各要素の重み係数

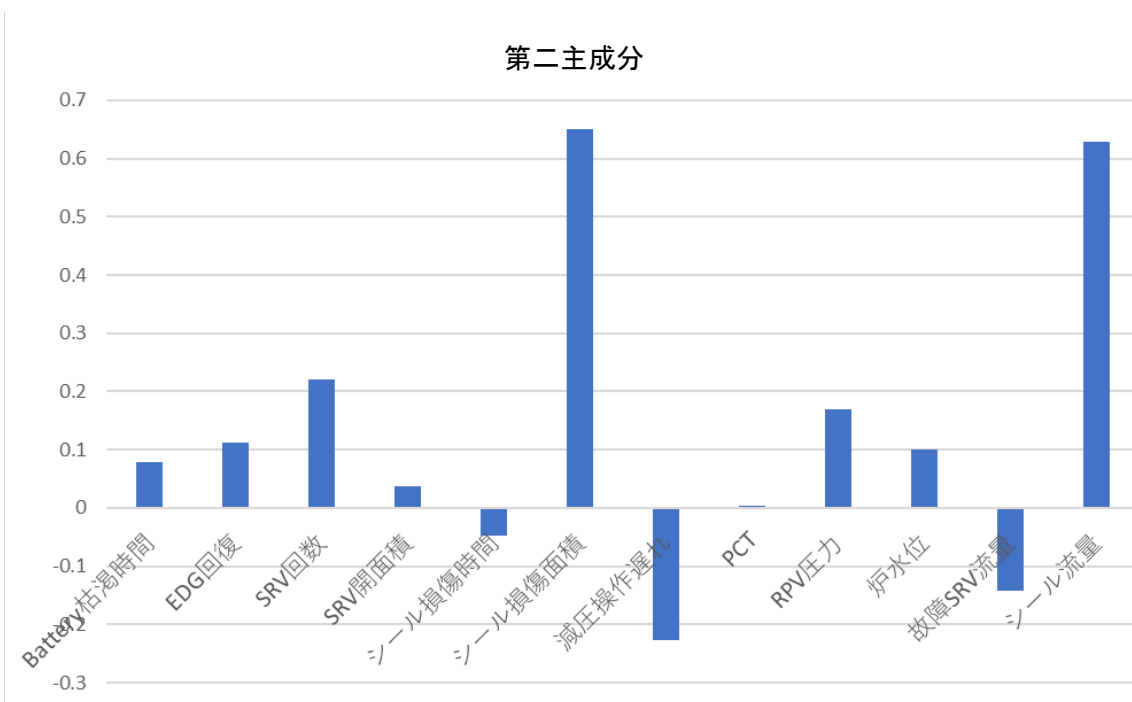


図 3.2.1.1-7 第二主成分に対する PDS ベクトルの各要素の重み係数

3.2.1.2. BWRの解析結果（Apros）に対するクラスタリング

3.1.4 節で得られた解析結果に対してクラスタリングを行った。まず、DTW 法を用いた PCT の時系列データに対するクラスタリングの結果を示す。図 3.2.1.2-1 は、クラスタ数を 2 および 3 とした場合の結果である。

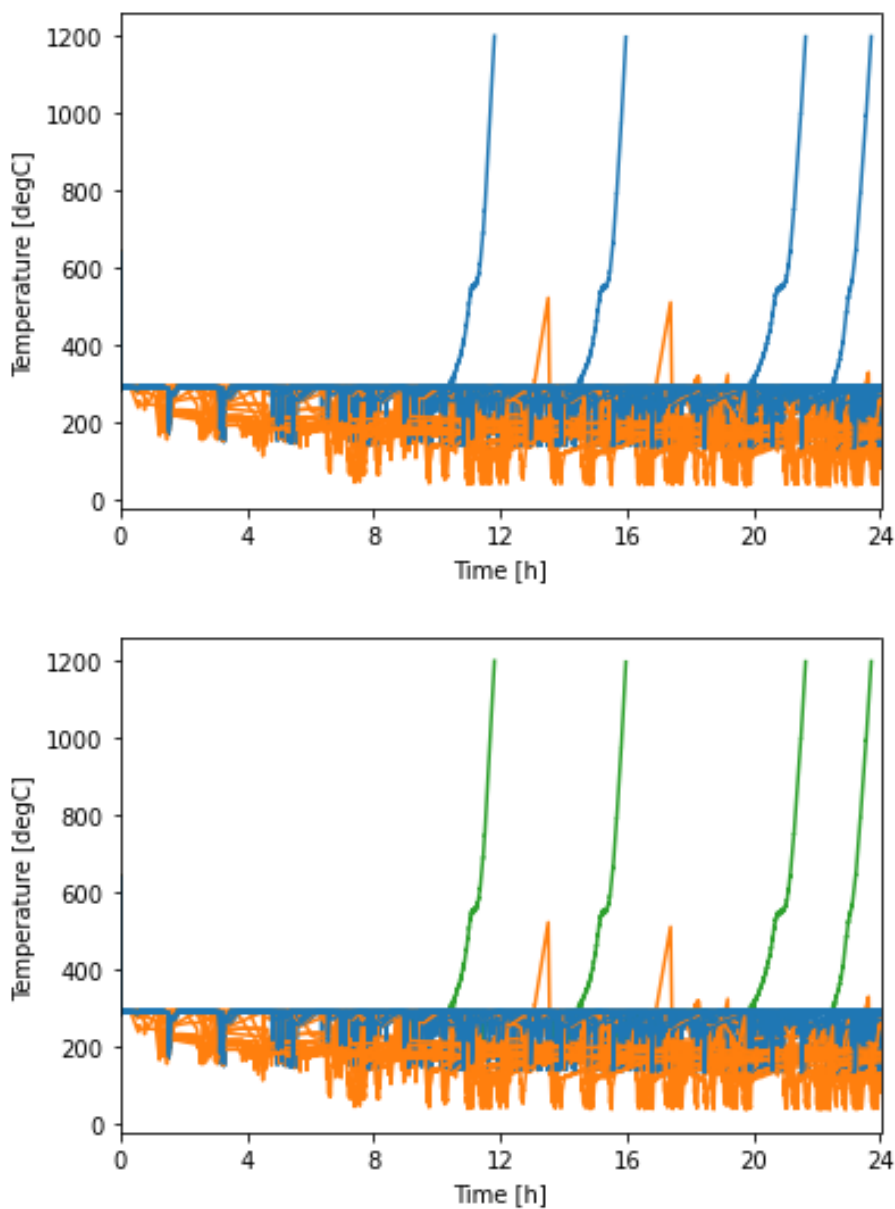


図 3.2.1.2-1 PCT の時系列データに対するクラスタリング
(上：クラスタ数は 2、下：クラスタ数は 3)

クラスタ数が2の場合は、PCTが約290°Cを保ち続けるケース(青色の線)とPCTが200°C以下に低下するケース(オレンジ色の線)に分かれた。図3.2.1.2-2に示した各クラスタのPCTからも、そのことを確認することができる。

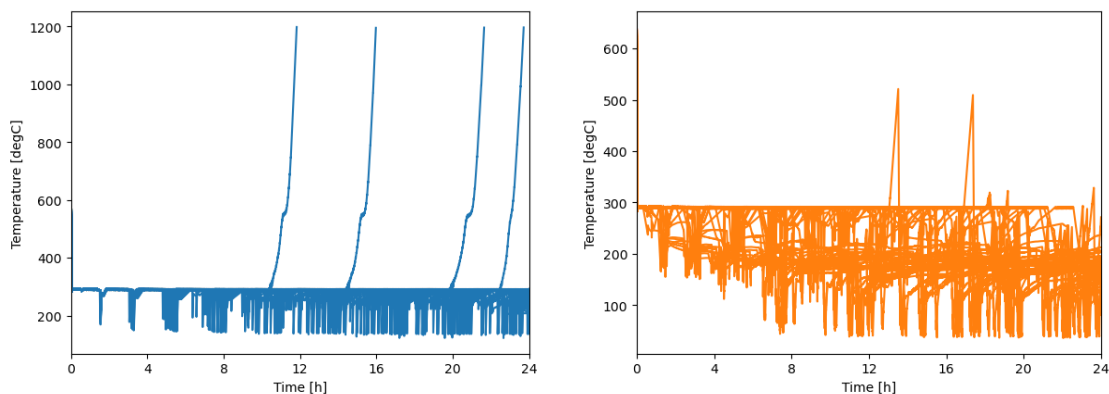


図 3.2.1.2-2 クラスタ数が2の場合における各クラスタのPCT

PCTが約290°Cを保ち続けるかどうかは、SRVの閉失敗故障が生じるかどうか起因している。SRVの閉失敗故障が生じた場合、RPV内が減圧されるためRPV内の冷却水の飽和温度が低下し、PCTの温度も下がる。SRVは開いたままであるが、低圧スプレイによりRPV内の水位は維持される。一方、SRVの閉失敗故障が生じなかった場合、RPV内は高圧の状態(約7MPa)を維持するため、RPV内の冷却水の飽和温度も約290°Cのままである。この場合は、高圧スプレイによりRPV内の水位が維持される。SRVの閉失敗故障が生じるかどうかは、事故シーケンスを生成する際にサンプリングを行った故障までの開閉回数で決まる(図3.1.4.2-15)。解析結果を調査した結果、故障までの開閉回数が約500回以下の事故シーケンスでは、解析時間(24時間)以内にSRVの閉失敗故障が生じていることが分かった。

クラスタ数が3の場合は、SRVの閉失敗故障が起こらないケースがさらに二つのグループに分かれて、炉心冷却に成功するケース(青色の線)と炉心冷却に失敗するケース(緑色の線)に分かれた。炉心冷却に失敗するケースは、RHRが動作せず、S/P内でキャビテーションが生じて高圧スプレイによる注水が止まってしまい、炉心損傷に至るケースである。

次に、PDS ベクトルに対するクラスタリングの結果を示す。PDS ベクトルの各要素として、入力データからは、

@EDGRECOV	(非常用電源(AC)回復時間)
@DCDEPLE	(DC 電源枯渇時間)
@FCNUM	(SRV の閉失敗故障までの開閉回数)
@FCPOSI	(SRV の閉失敗故障時の漏洩割合)
@SLTIME	(シール損傷発生時間)

の5項目を利用した。出力データからは、時間に依存しない値として

Max_PCT	(PCT の最高到達温度)
---------	---------------

を利用した。また、出力の時系列データに関しては、

“RPS_HRP_PI01 PM_OUTPUT_VALUE”	(RPV 圧力, MPa)
“CN01_CN1 PRESSURE”	(S/P 圧力, MPa)
“MCS_RLM_XA54 ANALOG_VALUE”	(RPV 内の広域水位, m)
“REACTOR_AVE NR1_LIQ_LEVEL”	(炉心部の水位, m)
“SRV_COV02 VA12_MIX_MASS_FLOW”	(閉失敗故障する SRV の流量, kg/s)

を利用し、PCT の時系列データが最大となるタイミング (Max_PCT に到達する時間) での値を出力の時系列データから抽出して利用した。

これらで構成される PDS ベクトルに対して、主成分分析による次元削減を行った。削減後の次元数は 2 とした。図 3.2.1.2-3、図 3.2.1.2-4 に第一主成分と第二主成分に対する各変数の重み係数を示し、表 3.2.1.2-1 に係数の絶対値が大きい値の変数を示す。

図 3.2.1.2-5、図 3.2.1.2-6 は、k-means 法と Gaussian Mixtures (GM)法による PDS ベクトルのクラスタリング (クラスタ数は 2 に設定) の結果である。参考のため、炉心損傷の有無を示した図も図 3.2.1.2-7 に掲載した。クラスタリングの結果は、k-means 法、GM 法で同じような結果となっており、第一主成分の値によって二つの領域に分割している。また、図 3.2.1.2-7 の炉心損傷の有無の領域とも一致している。

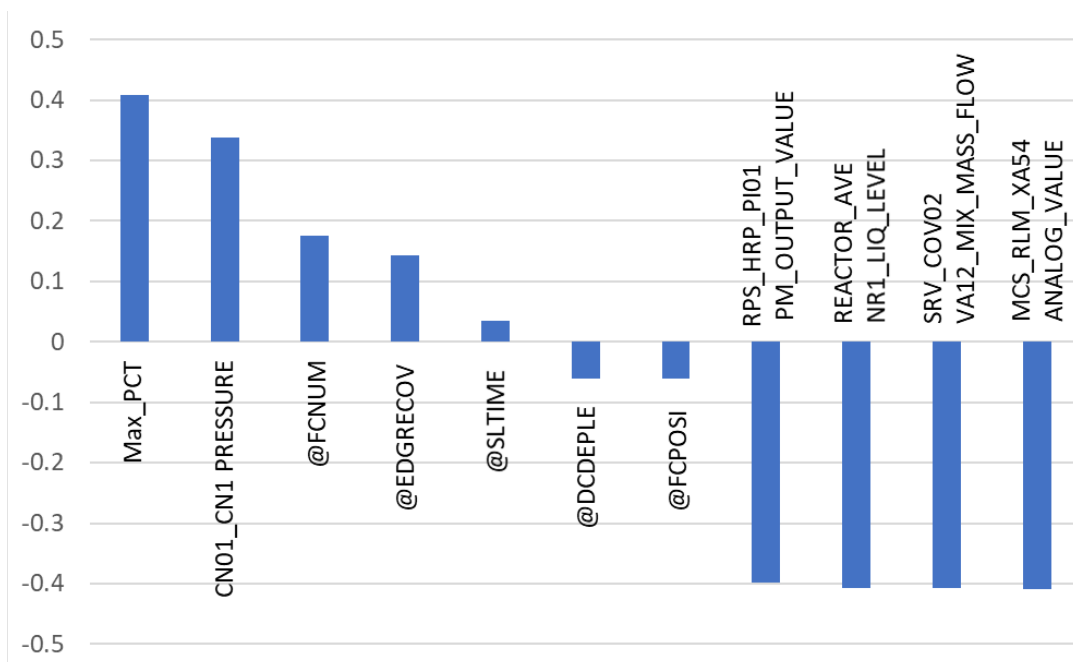


図 3.2.1.2-3 第一主成分に対する PDS ベクトルの各要素の重み係数

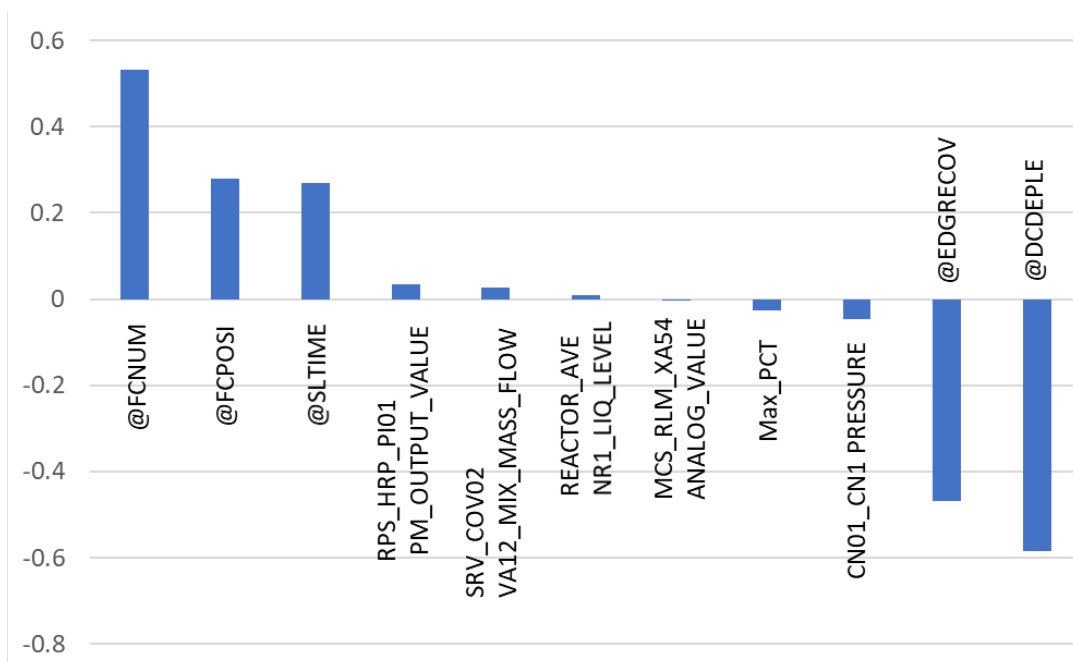


図 3.2.1.2-4 第二主成分に対する PDS ベクトルの各要素の重み係数

表 3.2.1.2-1 第一、第二主成分の重み係数の絶対値が大きい変数

主成分	大きさの 順位	変数	符号	値
第一主成分	1	MCS_RLM_XA54 ANALOG_VALUE	-	-0.409
第一主成分	2	Max_PCT	+	0.408
第二主成分	1	@DCDEPLE	-	-0.585
第二主成分	2	@FCNUM	+	0.531

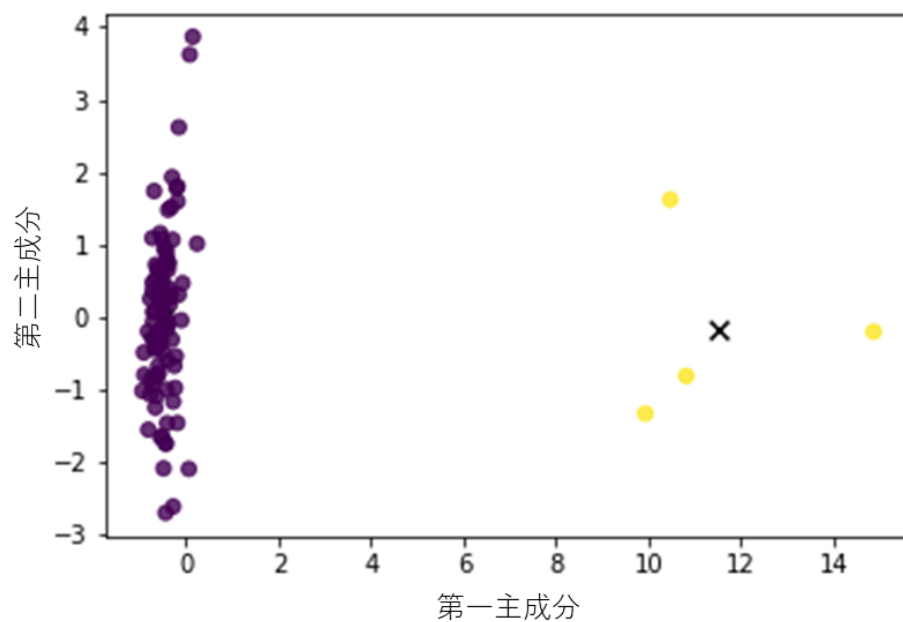


図 3.2.1.2-5 k-means 法によるクラスタリング結果 (クラスタ数: 2)

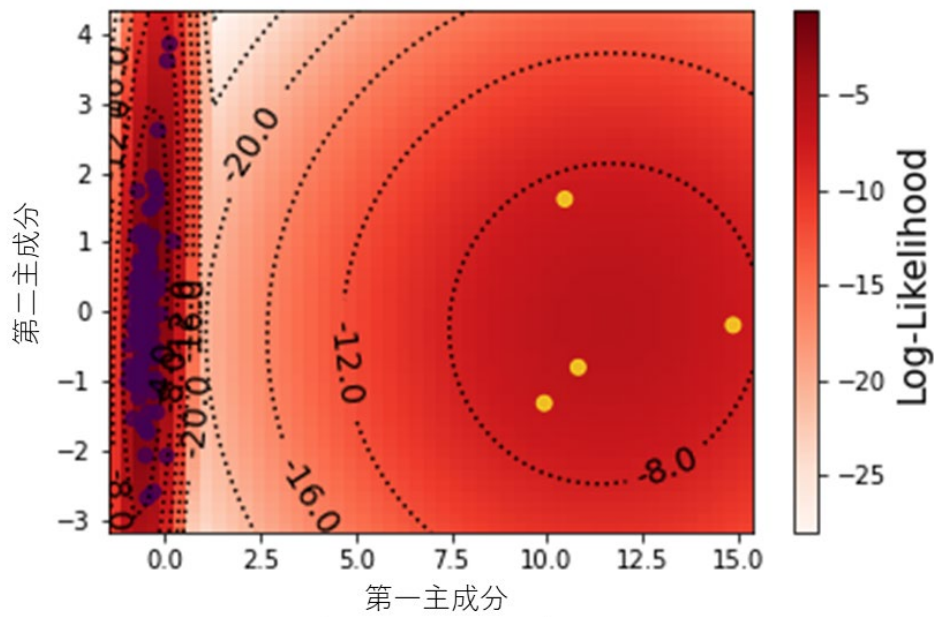


図 3.2.1.2-6 GM 法によるクラスタリング結果 (クラスタ数 : 2)

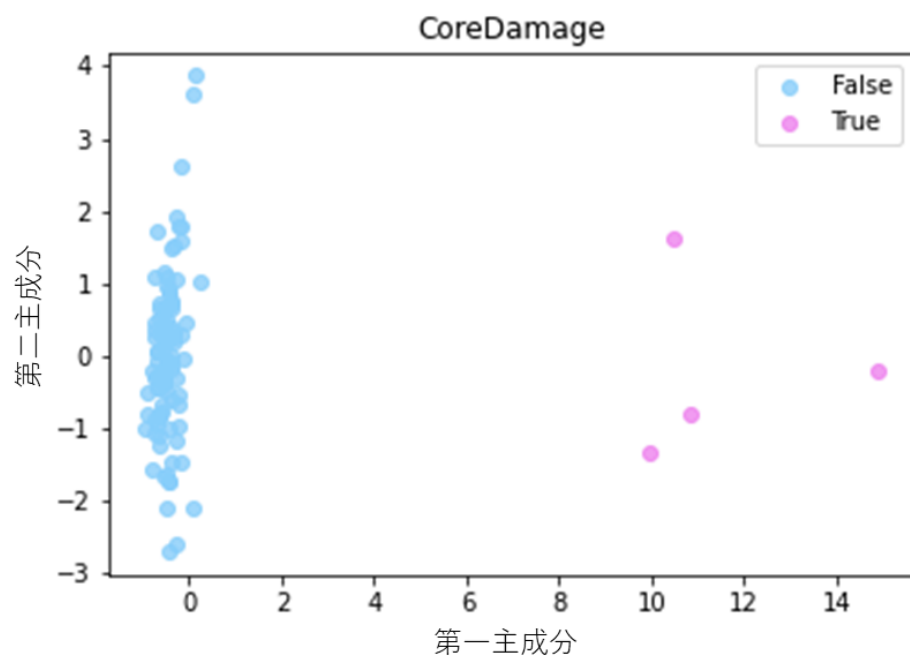


図 3.2.1.2-7 炉心損傷の有無の可視化 (損傷有 : True、損傷無 : False)

3.2.1.3. PWRの解析結果（Apros）に対するクラスタリング

3.1.6 節で得られた解析結果に対してクラスタリングを行った。まず、DTW 法を用いた PCT の時系列データに対するクラスタリングの結果を示す。図 3.2.1.3-1 は、クラスタ数を 2 および 3 とした場合の結果である。

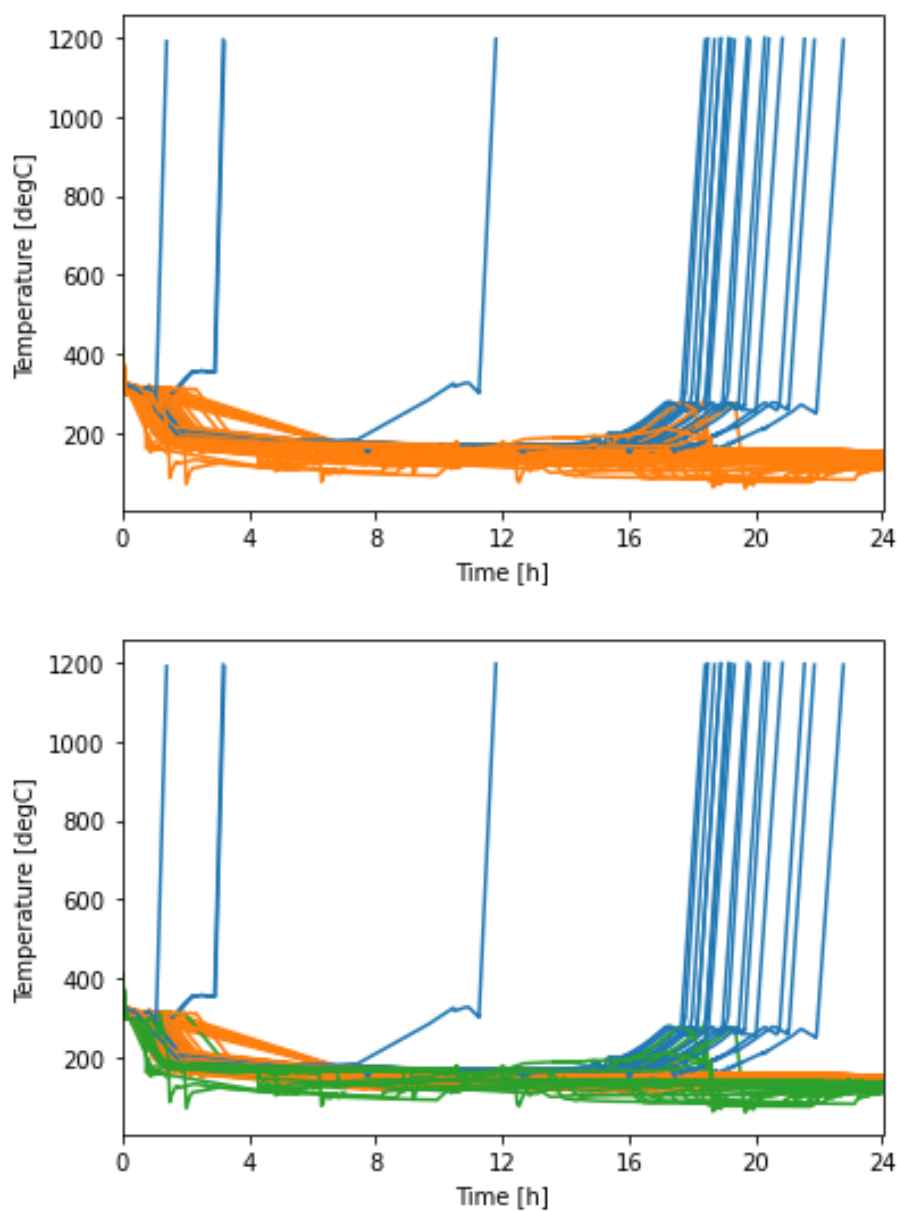


図 3.2.1.3-1 PCT の時系列データに対するクラスタリング
(上：クラスタ数は 2、下：クラスタ数は 3)

クラスタ数が 2 の場合は、炉心冷却に成功するケース（オレンジ色の線）と失敗するケース（青色の線、PCT が 1200℃に到達）の二つのグループに分かれた。炉心冷却に成功したケースは、EDG の回復により高圧注水が行われている。一方、炉心冷却に失敗したケースは、EDG の回復が遅く高圧注水が行えなかったり、タービン駆動ポンプの起動に失敗して 2 次系を冷却できなかった場合などである。

クラスタ数が 3 の場合は、炉心冷却に成功するケースがさらに二つのグループに分かれて、60000 秒あたりで PCT が一旦上がって下がるケース（緑色の線）と PCT は 200℃以下を保つケース（オレンジ色の線）に分かれた。PCT が一旦上がる理由は、3.1.6.3 節のケース 1 の場合で述べたように、2 次側 SG の水位が 0 になって、1 次系ループからの除熱機能が大幅に低下し、1 次系の温度や圧力が上昇したためである。ただ、その後に EDG が回復して冷却水を注水できたため、再度 PCT が低下して炉心冷却に成功する。

次に、PDS ベクトルに対するクラスタリングの結果を示す。PDS ベクトルの各要素として、入力データからは、

@EDGRECOV	(非常用電源(AC)回復時間)
@DCDEPLE	(DC 電源枯渇時間)
@MSRV-ADDTIME	(2 次側蒸気逃がし弁の開操作の所要時間)
@ALPCI-PRETIME	(代替低圧ポンプの接続操作所要時間)
@RCP-LEAKTIME	(シール損傷発生時間)

の 5 項目を利用した。出力データからは、時間に依存しない値として

Max_PCT	(PCT の最高到達温度)
---------	---------------

を利用した。また、出力の時系列データに関しては、

"PRES_PC_XA07 ANALOG_VALUE"	(加圧器圧力, MPa)
"PRES_PIP02 PI12_MIX_MASS_FLOW"	(加圧器逃がし弁 PORV の流量, kg/s)
"PRIM12_BC02 BC_FUNC_VALUE"	(RCP シールリークによる積算漏洩量, kg)
"RPV_BC01 BC_FUNC_VALUE"	(原子炉容器内(DC 側)の水位, m)
"RPV_BC04 BC_FUNC_VALUE"	(原子炉容器内(炉心側)の水位, m)
"SEC_SL_PO_18 PO11_PRESSURE"	(2 次側 SG の圧力, MPa)
"SEC_PL_STA_04 SG13_LIQ_LEVEL_WIDE"	(2 次側 SG の水位, m)

を利用し、PCT の時系列データが最大となるタイミング (Max_PCT に到達する時間) での値を出力の時系列データから抽出して利用した。

これらで構成される PDS ベクトルに対して、主成分分析による次元削減を行った。削減後の次元数は 2 とした。図 3.2.1.3-2、図 3.2.1.3-3 に第一主成分と第二主成分に対する各変数の重み係数を示し、表 3.2.1.3-1 に係数の絶対値が大きい値の変数を示す。

図 3.2.1.3-4、図 3.2.1.3-5 は、k-means 法と Gaussian Mixtures (GM)法による PDS ベクトルのクラスタリング (クラスタ数は 2 に設定) の結果である。参考のため、炉心損傷の有無を示した図も図 3.2.1.3-6 に掲載した。クラスタリングの結果は、k-means 法、GM 法で同じような結果となっており、第一主成分の値によって二つの領域に分割している。また、図 3.2.1.3-6 の炉心損傷の有無の領域ともおおよそ一致している。

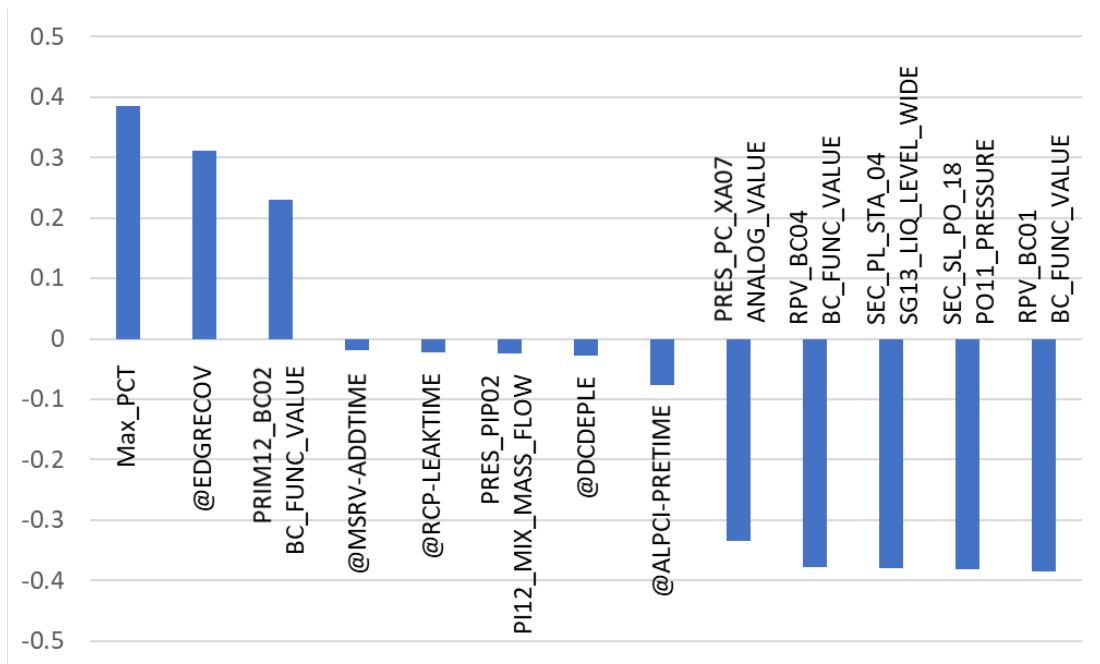


図 3.2.1.3-2 第一主成分に対する PDS ベクトルの各要素の重み係数

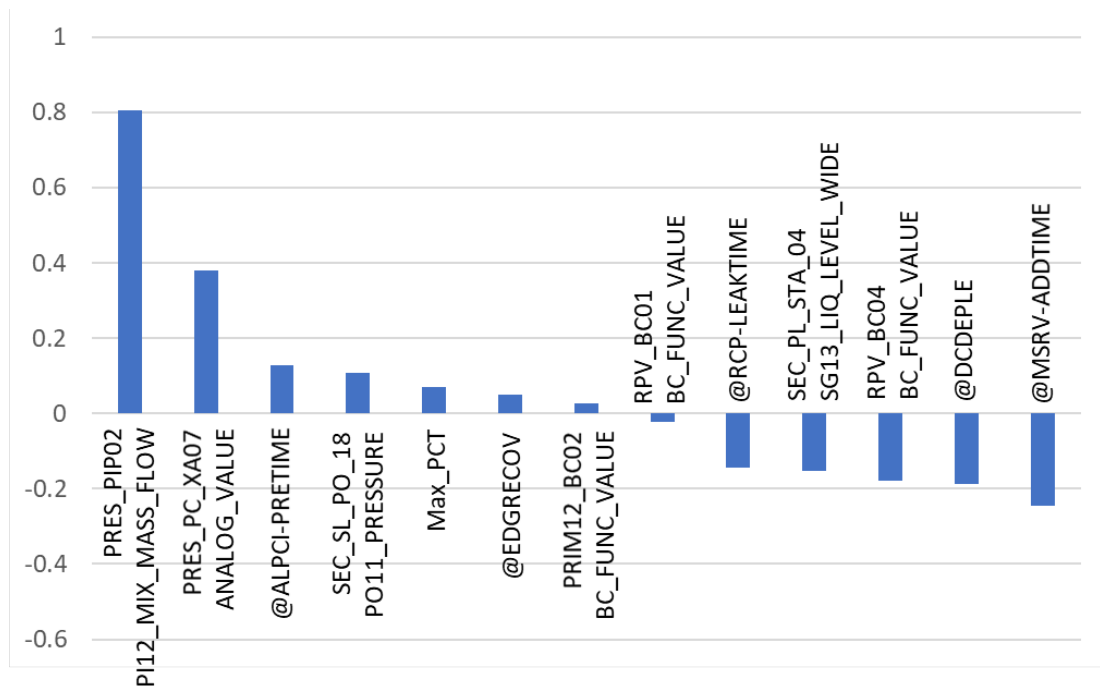


図 3.2.1.3-3 第二主成分に対する PDS ベクトルの各要素の重み係数

表 3.2.1.3-1 第一、第二主成分の重み係数の絶対値が大きい変数

主成分	大きさの 順位	変数	符号	値
第一主成分	1	RPV_BC01 BC_FUNC_VALUE	-	-0.386
第一主成分	2	Max_PCT	+	0.385
第二主成分	1	PRES_PIP02 PI12_MIX_MASS_FLOW	+	0.804
第二主成分	2	PRES_PC_XA07 ANALOG_VALUE	+	0.380

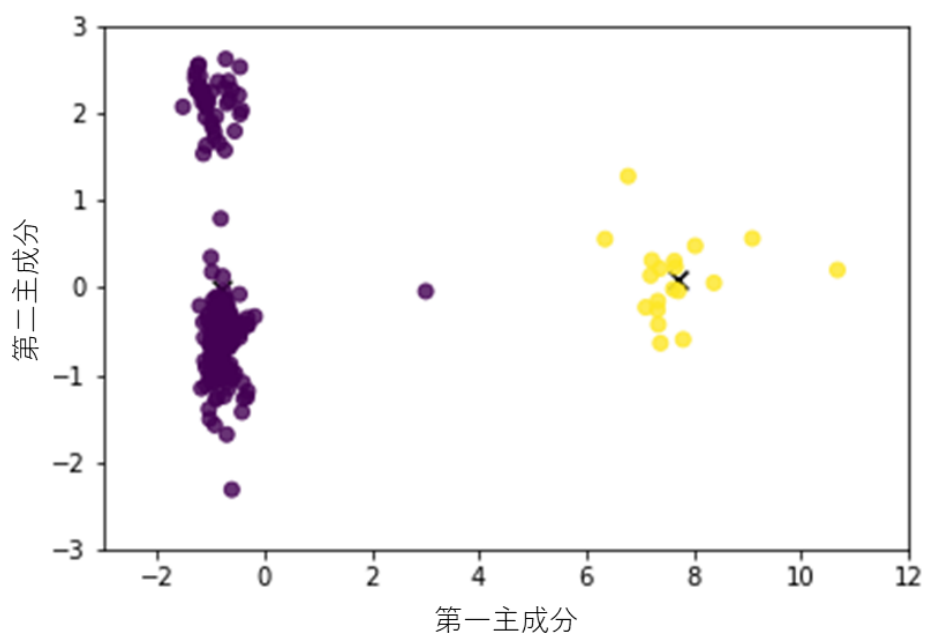


図 3.2.1.3-4 k-means 法によるクラスタリング結果 (クラスタ数: 2)

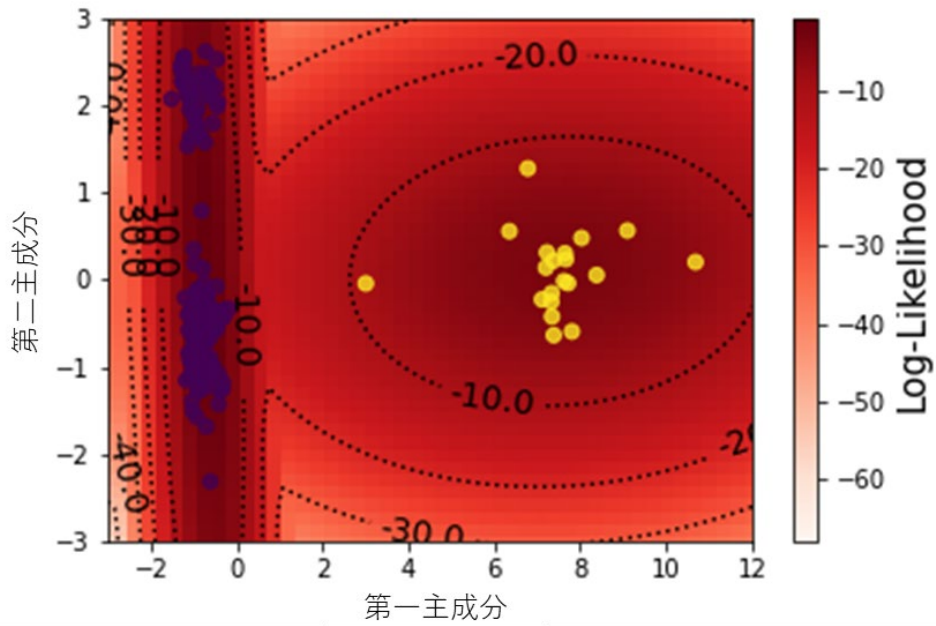


図 3.2.1.3-5 GM 法によるクラスタリング結果 (クラスタ数 : 2)

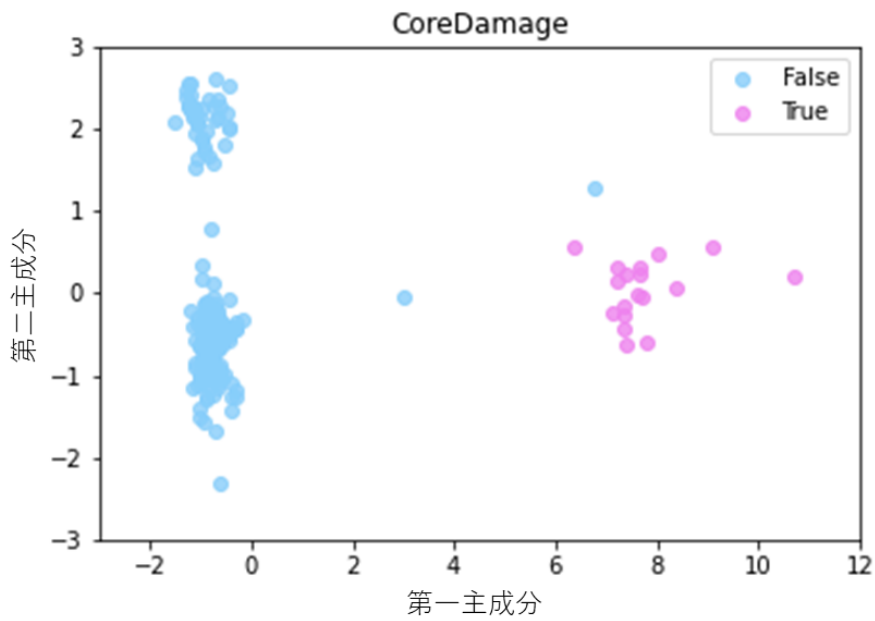


図 3.2.1.3-6 炉心損傷の有無の可視化 (損傷有 : True、損傷無 : False)

3.2.2. 動的 PRA と従来の PRA との比較

動的 PRA により SBO 事故シナリオ解析を行ってきたが、結果に含まれる事故シーケンスを分類した場合の従来 PRA 結果との違いや特徴を把握するため、動的 PRA 結果と従来 PRA 手法を用いた結果の比較を行った。THALES2 及び AproS で行った解析では事故シーケンスを構成する機器が多く事故進展が複雑であること、また、試行回数が少ないことから、2.2 節多忠実度シミュレーション手法の導入において、簡易化した SBO 事故シナリオの ET 解析による各事故シーケンスの評価結果と動的 PRA による評価結果の比較を対象とした。動的 PRA による事故シーケンス生成の試行回数は 20000 回とし、10000 回は SRV が正常に作動しているケース、残りの 10000 回は SRV の閉失敗ケースでその発生確率を乗じることで各シーケンスの確率を得ている。条件付炉心損傷確率については両者同程度の結果を得た。一方、発生確率の小さいケースについては出現数が少なくなることから不確かさが多く含まれ両者の差が生じていた。

また、動的 PRA 手法と従来 PRA 手法との違いに関しては、ET 解析への展開時の余裕時間等の評価から保守的に考慮していないパスについても動的 PRA は対象とするため、検討した事故シーケンスの種類は増え、また、故障等の発生のタイミングとプラント応答をシミュレートすることにより操作への余裕時間を正確に評価することで成功パスについても評価が可能であることが示された。

3.3. まとめ

動的 PRA ツール RAPID を用いて、BWR 及び PWR プラントを対象とした SBO 事故シーケンス解析を行った。考慮する機器や操作については従来 PRA の結果を参考に設定するとともに構築した動的 PRA 手法の特徴であるプラント状態の故障への影響を考慮するフィードバック解析のため、SRV の故障規模や弁操作時間等のプラント状態依存性を仮定した試解析を行った。試解析では、解析対象とする機器や操作を増やし従来 PRA と同レベルには至らないが複雑な事故シーケンスにも適用できる見通しが立った。また、得られた結果のグループ化より、炉心損傷に至る事故シーケンスの特徴の把握に加え、炉心損傷を回避する場合の事故進展の特徴を抽出できた。

効率的に実施するために整備したサンプリング手法や多忠実度シミュレーションを用いて試行回数と条件付炉心損傷確率の関係を調査及び比較した。本検討により結果に不確かさが少し伴うが多忠実度シミュレーションによる解析が解析時間を 1/10 程度に低減できることを示した。

動的 PRA の結果と従来 PRA の結果の比較から、同程度の条件付炉心損傷確率を得ることが可能であるが、そのためには低頻度の事故シーケンスの評価を行うため、試行回数を増やす必要がある。また、従来の ET への展開時に時間的余裕がないため考慮していなかったパスが詳細に解析することで炉心損傷を回避する可能性を示すことができた。

4. 動的 PRA 手法の整理

図 4-1 に示すように、JAEA は、確率論的な手法と決定論的な事故解析を緊密にカップリングすることにより、機器故障信頼性と事故進展の依存性を明示的に模擬し、「事故シナリオ」、「発生頻度（確率）」と「影響」を含むリスクトリプレットを算出する。シミュレーションに基づくリスク評価により、原子力発電所の安全性向上に重要なリスク情報の提供を図る。

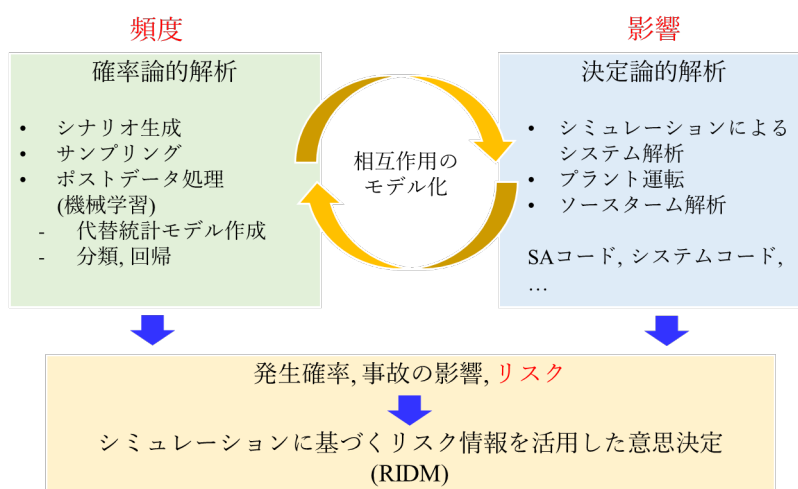


図 4-1 JAEA の動的 PRA 手法

4.1. RAPID フレームワークの設計と構成

具体的に、図 4.1-1 の構成のように、RAPID が下記の部分により構成された。

- ① シナリオ生成部
- ② シミュレーション制御部
- ③ ポスト処理部
- ④ 代替評価モデルを含む外部のシミュレータ

図 4.1-1 の構成に踏まえ、RAPID フレームワークは図 4.1-2 示すように各機能がモジュール化されている。rapid_driver.py は RAPID のエン트리ポイントであり、計算の流れ及び各モジュールの設定を JSON の入力方式で設定し、次のコマンドを利用すると、簡単に実行できる。

例：

```
./rapid_driver.py test_input.json
```

- `base_class.py` モジュールは RAPID 各モジュールのベースクラスである。
- `samplers.py` モジュールは、表 4.1-1 に示すように、主に初期サンプラーと適合サンプラーで構成されている。
- `distributions.py` モジュールに、ユーザーが利用可能な確率分布が含まれている。Python のオープンソース・ライブラリーである `scipy.stats` を用い、表 4.1-2 に示すように、PRA でよく利用する 15 種類（離散型、連続型と定数）の確率分布を実装した。
- `correlation_control.py` モジュールではサンプリングパラメータ間の相関を解析者が定義できる独立したモジュールである。
- `execution.py` モジュールはコードインタフェースを実施するモジュールである。例えば THALES2 の実行には、RAPID の入力の設定により、コードインタフェース `thales2.py` を実施して解析を行うことができる。
- `surrogate.py` モジュールでは適合サンプリングに用いる代替評価モデルの訓練を行う。
- `printers.py` モジュールはサンプリング結果やシミュレーション結果をデータベースに書き出す機能を有する。
- `plots.py` モジュールはデータのグラフ描画のモジュールである。
- `rapid.py` モジュールは、RAPID の入力で指定されたモジュールをカップリングして、計算の流れを組む機能を有する。
- `code_interface` にユーザーが定義する具体的な解析手順を反映したインタフェースである。現在、Apros、THALES2 と MELCOR2.2 のインタフェースを実装した。`external_models` のフォルダーは、システムコードとシビアアクシデント解析コードの格納場所である。`tests` のフォルダーに、RAPID の入力ファイルを格納した。

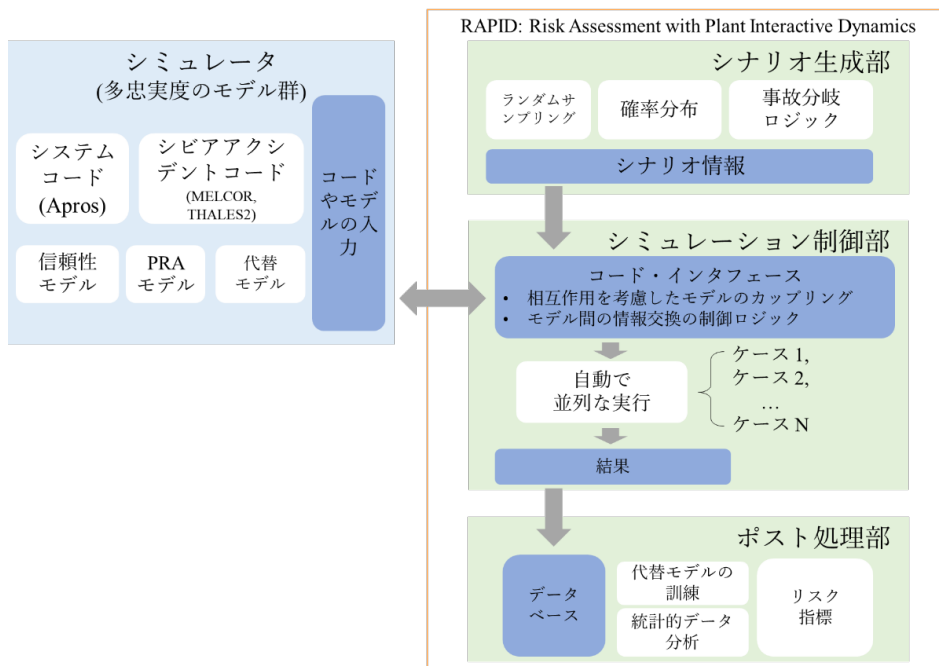


図 4.1-1 RAPID の設計図

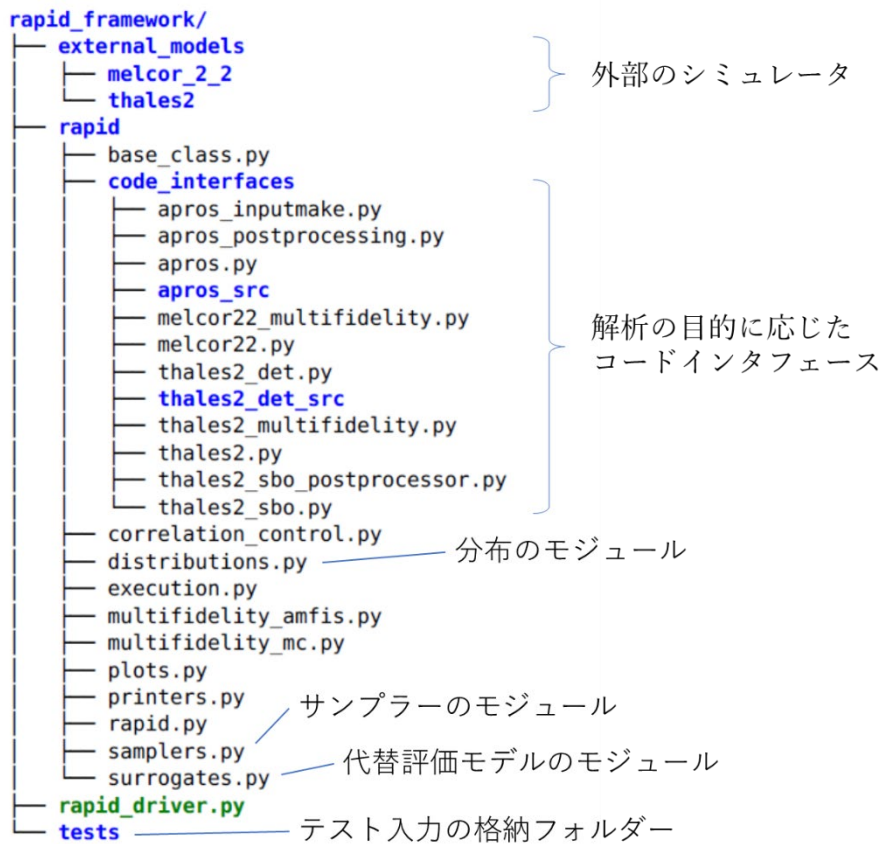


図 4.1-2 設計図 (図 4.1-1) に応じた RAPID フレームワークのファイルシステム

表 4.1-1 RAPID で利用できるサンプラー

サンプラー		説明
初期サンプラー (Initial samplers)	Monte Carlo	パラメータの相関を考慮しないサンプラー
	Grid	
	Latin Hypercube	
	Quasi Monte Carlo	
	Correlated Monte Carlo	パラメータの相関を考慮するサンプラー
	Correlated Latin Hypercube	
	Correlated Quasi Monte Carlo	
	Dynamic Event Tree	-
	Sampler for Morris Method	-
適合サンプラー (Adaptive sampler)	Multi-Fidelity Monte Carlo (MFMC)	利用例①：低忠実度の代替評価モデルを用い、限界曲線（面）を予測し、その領域からサンプリングする。
	Multi-Fidelity Importance Sampling (MFIS)	利用例②：低忠実度の代替評価モデルを用いて結果を予測し、予測結果及び予測精度を基づく高忠実度シミュレーションの実施や予測結果の利用を選択し、炉心損傷確率を推定する。
	Adaptive Multi-Fidelity Importance Sampling (AMFIS)	利用例③：低忠実度の代替評価モデルを利用し、重点サンプリングの Biased 分布を推定し、重点サンプリングを実施し、効率的に炉心損傷確率を推定する。

表 4.1-2 RAPID で利用できる確率分布

No.	離散型・連続型	確率分布名	
1	離散型	Bernoulli	ベルヌーイ分布
2		Geometric	幾何分布
3		Binomial	二項分布
4	連続型	Beta	ベータ分布
5		Exponential	指数分布
6		Gamma	ガンマ分布
7		Logistic	ロジスティック分布
8		Lognormal	対数正規分布
9		Log-uniform	対数一様分布

10		Normal	正規分布
11		Pareto	パレート分布
12		Triangular	三角分布
13		Truncated Normal	切断正規分布
14		Uniform	一様分布
15	その他	Constant	定数

図 4.1-3 に、モンテカルロ法を用いた RAPID/THALES2 の入力例を示す。各項目の意味は表 4.1-3 に示している。

表 4.1-3 RAPID の JSON 入力項目の説明

入力ブロック名	項目	意味
Computational Details	Work flow	計算の手順を定義する
	Number of runs	計算のケース数
	Processing	並列処理の CPU 数を定義する
Sampling	Sampler	サンプラーを選択する
	Random Seed	ランダムシードを指定する
	Random parameters	ランダムパラメータ及びその分布を設定する
Printing	File type	ランダムサンプリングした結果をデータベース (.csv) に出力する
	Print file name	ファイル名
	Print parameters	出力するパラメータを選択する
Executing	Code name	外部シミュレータ名
	Code interface name	コードインタフェース名を指定する
	Code executables	Thales2 コードの実行ファイルやプロットファイルを指定する
	Input files	Thales2 コードの入力サンプルを指定する
	Working dir	計算した結果を保存する場所を指定する
	Output files	Thales2 の結果ファイル名
	Result parameters	Thales2 の結果ファイルから抽出する出力パラメータ
	Database	Thales2 の結果を指定したデータベースに保存する。

```

{
  "ComputationalDetails":
  {
    "WorkFlow": ["Sampling", "Printing", "Executing"],
    "NumberOfRuns": "5000",
    "Processing":
    {
      "Type": "ParallelProcessing",
      "NumberOfParallelProcesses": "40"
    }
  },
  "Sampling":
  {
    "Sampler": "Monte Carlo",
    "RandomSeed": "20220201",
    "RandomParameters":
    {
      "@DCFAIL":
      {"Distribution": "Triangular", "Location": "6", "Scale": "4", "Shape": "0.5"},

      "@DGREC":
      {"Distribution": "Exponential", "Location": "8", "Scale": "1"},

      "@HPCSFAIL":
      {"Distribution": "Exponential", "Location": "12", "Scale": "1"},

      "@LPCSFAIL":
      {"Distribution": "Exponential", "Location": "16", "Scale": "1"},

      "@RHRFAIL":
      {"Distribution": "Exponential", "Location": "16", "Scale": "1"},

      "@SRVGNUM":
      {"Distribution": "Geometric", "Probability": "0.001"}
    }
  },
  "Printing":
  {
    "FileType": "CSV",
    "PrintFileName": "test_results_thales2_sampling.csv",
    "PrintParameters":
    ["@DCFAIL", "@DGREC", "@HPCSFAIL", "@LPCSFAIL", "@RHRFAIL", "@SRVGNUM"]
  },
  "Executing":
  {
    "CodeName": "Thales2",
    "CodeInterfaceName": "Thales2_sbo",
    "CodeExecutables":
    {
      "Location": "/home/g4/a134014/projects_20220117/rapid_framework/external_models/thales2_2022",
      "Thales2": "/home/g4/a134014/projects_20220117/rapid_framework/external_models/thales2_2022/thales2",
      "Plot": "/home/g4/a134014/projects_20220117/rapid_framework/external_models/thales2_2022/thalesPlot"
    },
    "InputFiles":
    {
      "Location": "/home/g4/a134014/projects_20220117/rapid_framework/external_models/thales2_2022/input_templates",
      "TemplateFile": "tb_bwr5mk1_simplified.inp",
      "ThalesInputFile": "tb_bwr5mk1_simplified_new.inp",
      "PlotInputFile": "INPUT"
    },
    "WorkingDir": "./thales2_2022",
    "OutputFiles":
    {
      "Ptffile": "WPL0T.PTF",
      "ResultFile": "PL0T01"
    },
    "ResultParameters":
    {
      "Time": "TIME",
      "CoreDamage": "CR-TCMX_1"
    },
    "Database": "thales2_results.csv"
  }
}

```

図 4.1-3 RAPID/THALE2 の入力例

4.2. プラントシミュレーションコードとのインターフェイスの構成と利用例

現在、RAPID に、Apros, THALES2 と MELCOR2.2 とカップリングするインターフェイスを有し、動的イベントツリー解析、モンテカルロシミュレーションや多忠実度シミュレーションを実施することができる。本節は、本事業で行った Apros と THALES2 のユーザー指定のインターフェイスを紹介する。

4.2.1. Apros

これまで RAPID と Apros との連携解析におけるインターフェースの開発を続けてきた。特に、故障が想定されるプラント状態において、他のプラントの熱水力情報も考慮した故障の規模や発生時期などを評価しながら解析を行う機能は、RAPID の特長の一つである。この機能では、指定する判定基準に達した際の解析途中のプラント状態を Apros が出力し、それを RAPID が読み、読込んだ出力データに基づき故障状態等を決定し、解析条件に反映させたのち再度解析（以下では、フィードバック解析と呼ぶ）を行う。

図 4.2.1-1 に RAPID-Apros の連携解析の流れを示す。

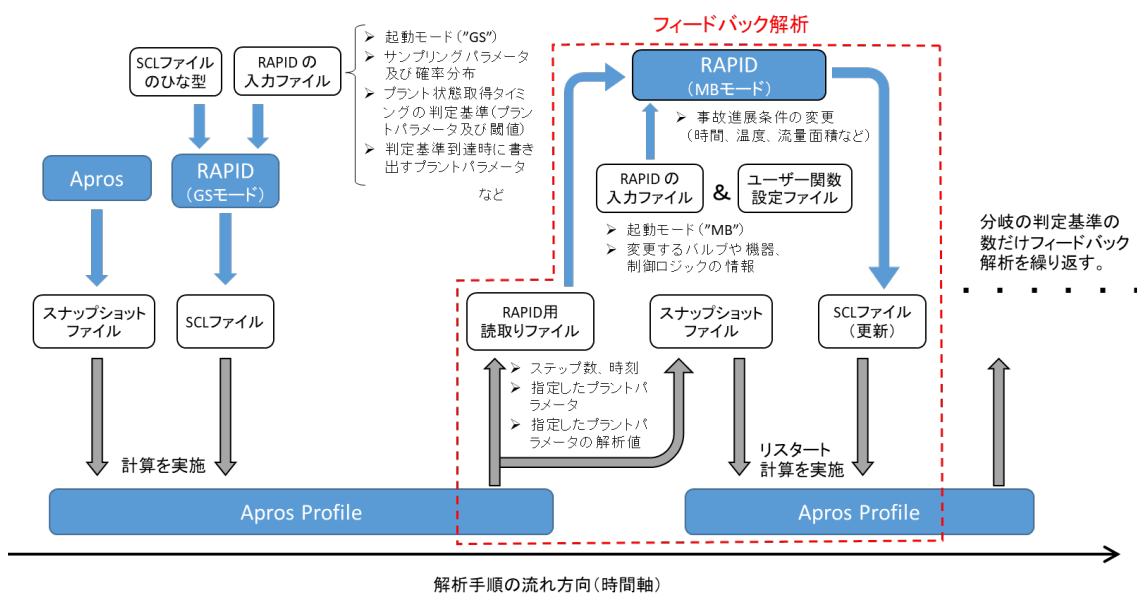


図 4.2.1-1 RAPID-Apros 連携解析における解析の流れ

Apros の概要や RAPID との連携については、平成 30 年度の成果報告書にも記載しているが[37]、連携解析では Apros Profile という Apros の解析機能部のみを取り出したソフトウェアを利用する。Apros Profile の実行には、各時刻におけるプラント状態・制御ロジックを保持したスナップショットファイルと事故進展の制御を行う SCL ファイルが必要である。なお、分岐の判定基準は複数個設定することが可能であり、その個数に合わせて、フィードバック解析も複数回行うことができる。図 4.2.1-1 に示したように、連携解析では RAPID を

GS モード：解析開始時に、事故シーケンスを生成 (Generate Sequences)

MB モード：解析途中で、事故シーケンスの分岐を生成 (Make Branch)

の二つのモードで起動させる。いずれのモードで起動させるかは、RAPID の入力ファイルに記載し、各モードに合わせた設定項目を入力ファイルに記載する。

昨年度までは、分岐生成の際に個別の事故シーケンスのフォルダを指定して、分岐の種類に応じて個別に分岐を生成するようにしていた。本年度は、事故シーケンスの番号の範囲や分岐の深さ、分岐の種類を指定することで一括して分岐を生成できるように RAPID を改良した。図 4.2.1-2 にこの改良に伴う RAPID の入力項目の変更を示す。

変更前

```
“TrunkDir”：“inputs_PWR/inp0” ←分岐を生成したい事故シーケンス  
番号のフォルダを指定  
“RestartPara”：“RCP_SealLeak” ←分岐名  
“ChangePara”：(分岐生成に必要な情報)
```

↓

変更後

```
“InputsDir”：“inputs_PWR” ←分岐を生成したい事故シーケンス群が  
入ったフォルダを指定  
“StartNo”：0 ←分岐を生成したい事故シーケンスの開始番号  
“EndNo”：99 ←分岐を生成したい事故シーケンスの終了番号  
“Depth”：0 ←分岐を生成する事故シーケンスのフォルダの階層  
“BranchInfo”：{  
  “RCP_SealLeak”：(分岐生成に必要な情報), ←分岐名 1  
  “PORV_ManOpen”：(分岐生成に必要な情報) ←分岐名 2  
}
```

図 4.2.1-2 RAPID の分岐生成機能の改良に伴う入力項目の変更箇所

RAPID-Apros 連携解析のために RAPID を実行する際は、これまでと同様に各モードの入力ファイルを用意するとともに、その入力ファイル名を RAPID フレームワークの入力ファイルの項目”Executing”>”CodeInterfaceInput”に設定する (図 4.2.1-3 参照)。

```
“Executing”：{  
  “CodeInterfaceName”：“apros_det”,  
  “CodeInterfaceInput”：“input_apros_det_GS_PWR.json”  
}
```

図 4.2.1-3 RAPID-Apros 連携解析時の RAPID フレームワークの入力ファイル設定例

4.2.2. THALES2

4.2.1 節の Apros と同様に、RAPID と THALES2 との連携解析ではフィードバック解析が可能である。図 4.2.2-1 に RAPID-THALES2 の連携解析の流れを示す。

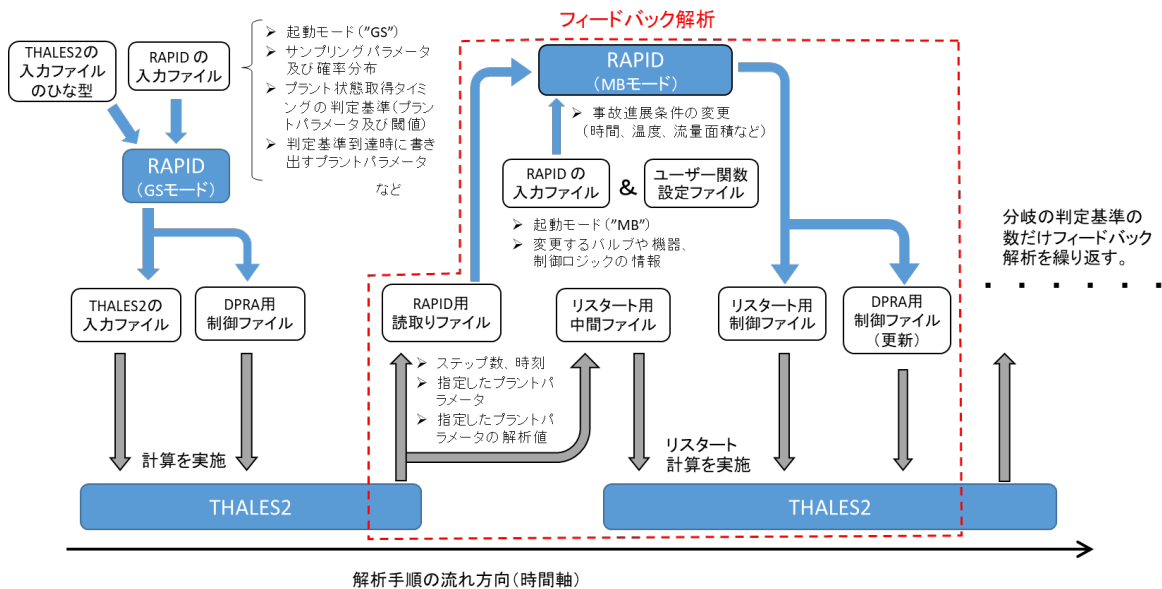


図 4.2.2-1 RAPID-THALES2 連携解析における解析の流れ

入力ファイルで設定する内容は Apros と同様であるが、Apros と THALES2 ではファイルの書式が異なるため、用意すべきファイルや出力されるファイルが異なる点に注意する。Apros と同様に、THALES2 においても事故シーケンスの番号の範囲や分岐の深さ、複数の分岐を指定することで一括して分岐を生成できるように改良した。

RAPID フレームワークにおいて、RAPID-THALES2 連携解析のために RAPID を実行するには、各モードの入力ファイルを用意するとともに、その入力ファイル名を RAPID フレームワークの入力ファイルの項目"Executing">"CodeInterfaceInput"に設定する (図 4.2.2-2 参照)。

```

"Executing": {
  "CodeInterfaceName": "thales2_det",
  "CodeInterfaceInput": "input_thales2_det_GS.json"
}

```

図 4.2.2-2 RAPID-THALES2 連携解析時の RAPID フレームワークの入力ファイル設定例

4.3. まとめ

本事業で構築した動的 PRA 手法を実行するため、動的 PRA ツール RAPID の開発を進めた。開発を進める中で様々な機能を導入してきたことから、今後の RAPID の改良や保守性の向上を目的に RAPID フレームワークとして構造設計の見直しを行った。本年度は昨年度検討したフレームワーク設計に基づき RAPID の整理を進めた。

本章では、本年度追加した機能の利用方法について示した。また、シミュレーションコード (Apros 及び THALES2) とのインターフェースの構成とその利用方法の現状について取りまとめた。

5. まとめ

令和3年度動的レベル1確率論的リスク評価手法の開発事業として、動的PRAを効率的に実施する手段として、代替評価モデル構築のための手段の検討及び実装に加え、プラントシミュレーションコードのような計算コストは嵩むが詳細な結果が得られる解析モデル（高忠実度モデル）と代替評価モデルのような予測結果に不確かさが伴うが計算コストは非常に低い解析モデル（低忠実度モデル）から得られる結果を選択して解析を進める多忠実度モデルによる動的PRA手法を構築した。多忠実度モデルによるシミュレーション手法の導入により、結果の精度を維持しつつ計算コストを大幅に低減させることができることを示した。

本事業で整備した動的PRAツールRAPIDを用いて、BWRプラント及びPWRプラントにおける全交流電源喪失（SBO）事故を対象に動的PRAの試解析を実施した。BWRについてはTHALES2及びAprosを、PWRについてはAprosを用いて解析した。解析結果から条件付き炉心損傷確率を得るとともに、解析結果のグループ化技術を利用し、炉心損傷の発生/回避に影響を与えるパラメータについて抽出を行った。また、RAPIDに実装済みのサンプリング手法や代替評価モデル、また本年度実装した多忠実度シミュレーションを用いて試行回数と条件付炉心損傷確率の関係を調査した。本調査では多忠実度シミュレーションによる試行が、解析結果に若干の不確かさが伴うが計算コストは1/10に低減できることが示された。動的PRAと従来PRAの比較では、試行回数が多い場合、同程度の条件付炉心損傷確率を得た。しかし、低頻度事故シーケンスについては揺らぎが大きく、試行回数をさらに増やす等の方策が考えられる。また、動的PRAでは従来PRAにおいて時間的余裕等から保守的に発生しないとした事故シーケンスについても様々なプラント条件での解析が可能であり、今回の比較のケースでは省略していたケースにより炉心損傷が回避できる可能性を示し、動的PRAによる事故シーケンスの網羅性向上を実現できた。

動的PRAツールRAPIDには、本事業を通じて様々な機能を追加してきた。今後の解析者の利便性の向上、及び保守性の向上を目的にRAPIDフレームワークとして構造設計を検討し、この設計に基づきRAPIDの整備を進めた。また、RAPIDによる動的PRAを行うための手引きとして、RAPIDとApros及びTAHLES2とのインターフェースの利用方法についてまとめた。

本年度の事業を通じ、整備したRAPIDを用いて信頼性評価モデルや事故シーケンスについて従来PRAと同等には達しないが、動的PRAの実施が計算コストも含め現実的に解析可能である目途を得た。今後RAPIDを用いた動的PRAの適用範囲を広げるとともに、動的PRAより得られるリスク情報の応用についても検討を進めることが必要である。

参考文献

- 1 U. S. AEC, “Reactor Safety Study An assessment of accident risks in U.S. commercial nuclear power plants”, WASH-1400 (1975)
- 2 G. Apostolakis and T. L. Chu, “Time-depend accident sequences including human actions”, Nuclear Technology, vol.64, pp.115-126 (1984)
- 3 F. Pedregosa and G. Varoquaux et al., “Scikit-learn: Machine Learning in Python”, Journal of Machine Learning Research, vol. 12, pp. 2825-2830 (2011)
- 4 S. M. Stigler, “Gauss and the Invention of Least Squares”, The Annals of Statistics, vol.9(3), pp.465-474 (1981)
- 5 L. Magee, “Nonlocal Behavior in Polynomial Regressions”, The American Statistician, vol.51(1), pp.20-22 (1998)
- 6 M. Gruber, “Improving Efficiency by Shrinkage: The James-Stein and Ridge Regression Estimators”, CRC Press (1998)
- 7 R. Tibshirani, “Regression Shrinkage and Selection via the lasso”, Journal of the Royal Statistical Society vol.58(1), pp.267–88 (1996)
- 8 N.S. Altman, “An Introduction to Kernel and Nearest-Neighbor Nonparametric Regression”, The American Statistician, vol.46, pp.175-185 (1992)
- 9 A. J. Smola and B. Schölkopf, “A Tutorial on Support Vector Regression”, Statistics and Computing, vol.14, pp.199–222 (2004)
- 10 C.E. Rasmussen and C.K.I. Williams, “Gaussian Processes for Machine Learning”, the MIT Press (2006)
- 11 K.P. Murphy, “Machine Learning: A Probabilistic Perspective”, The MIT Press (2012)
- 12 T. Hastie, R. Tibshirani and J. Friedman, “The Elements of Statistical Learning: Data Mining, Inference, and Prediction, Second Edition”, Springer (2009)
- 13 S. Kaplan and B.J. Garrick, “On the Quantitative Definition of Risk”, Risk Analysis vol.1(1), pp.11-27 (1981)
- 14 L.L. Humphries and B.A. Beeny, et al. “MELCOR Computer Code Manuals. SAND2018-13559 O”, Sandia National Laboratories, Albuquerque, New Mexico, USA (2018)
- 15 E. Zio, “The Future of Risk Assessment”, Reliability Engineering and System Safety vol.177, pp.176-190 (2018)
- 16 B. Peherstorfer, K. Willcox and M. Gunzburger, “Survey of Multifidelity Methods in Uncertainty Propagation, Inference, and Optimization”, SIAM Review vol.60(3) pp.550-591 (2018)
- 17 D.Mandelli and C.Smith, et al., “Risk Informed Safety Margin Characterization (RISMC) BWR Station Blackout Demonstration Case Study”, INL/EXT-13-30203, Idaho National Laboratory, Idaho Falls, Idaho (2013)
- 18 D. Mandelli, Z. Ma and C. Smith, “Dynamic and Classical PRA: a BWR SBO Case Comparison”, In Proceedings of International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis (PSA 2015), April 26-30, Sun Valley, Idaho, USA (2015)
- 19 鄭、他、多忠実度モデルを用いた動的 PRA 手法の開発、日本原子力学会秋の大会、9月 8-10 日 (2021)
- 20 花井、他、マルチユニット動的 PRA に適用可能な重要度評価手法に関する研究、日本原子力学会秋の大会、9月 8-10 日 (2021)
- 21 鄭、他、動的レベル 2PRA 手法の早期大規模放出頻度評価への適用に関する研究、日本原子力学会春の年会、3月 16-18 日 (2022)
- 22 田中、他、ダイナミック PRA 手法の開発 (第 3 報) 主成分分析による事故シーケンスのグループ化、日本原子力学会春の年会、3月 16-18 日 (2022)
- 23 M. Roewekamp, et al. OECD Nuclear Energy Agency Working Group Wgrisk Current Activities

- an Overview. In: Proceedings of 2021 International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis (PSA 2021), November 7–12 (2021)
- ²⁴ J. Kim, et al. Evaluation of the Impact of Steam Generator Aging and ATF on Operator Actions During SBLOCA without HPSI. In: Proceedings of 2021 International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis (PSA 2021), November 7–12 (2021)
- ²⁵ E. Raimond, et al. IRSN challenges on development and review of PSA. In: Proceedings of 2021 International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis (PSA 2021), November 7–12 (2021)
- ²⁶ D. Mandelli, et al. Automatic Generation of Event Trees and Fault Trees: A Model-Based Approach. In: Proceedings of 2021 International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis (PSA 2021), November 7–12 (2021)
- ²⁷ S. Baek, et al. Numerical Verification of DICE (Dynamic Integrated Consequence Evaluation) for Integrated Safety Assessment. In: Proceedings of the 31st European Safety and Reliability Conference (ESREL 2021), September 19-23 (2021)
- ²⁸ K. Kubo, et al. Evaluation of Risk Dilution Effects in Dynamic Probabilistic Risk Assessment of Nuclear Power Plants. In: Proceedings of the 31st European Safety and Reliability Conference (ESREL 2021), September 19-23 (2021)
- ²⁹ H.S. Nejad, et al. Simulation Based Probabilistic Risk Assessment (SIMPRA): Risk Based Design. In: Proceedings of the 31st European Safety and Reliability Conference (ESREL 2021), September 19-23 (2021)
- ³⁰ R.G. Maidana, et al. Towards Risk-based Autonomous Decision-making with Accident Dynamic Simulation. In: Proceedings of the 31st European Safety and Reliability Conference (ESREL 2021), September 19-23 (2021)
- ³¹ 独立行政法人原子力安全基盤機構, “JNESにおける PRA 手法の標準化 =出力運転時内的事象レベル 1PRA 手法= (別冊 2) 出力運転時内的事象レベル 1PSA 標準報告書 = BWR5 型プラント=”, JNES/SAE07-040, 平成 19 年 4 月 (2007)
- ³² D. Mandelli, et al., “Risk Informed Safety Margin Characterization (RISMC) BWR Station Blackout Demonstration Case Study”, INL/EXT-13-30203, Idaho National Laboratory, Idaho Falls, Idaho (2013)
- ³³ D. Mandelli, Z. Ma and C. Smith, “Dynamic and Classical PRA: a BWR SBO Case Comparison”, INL/CON-14-33731, Idaho National Laboratory, Idaho Falls, Idaho (2015)
- ³⁴ 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, “原子力施設等防災対策等委託費 (動的レベル 1 確率論的リスク評価手法の開発) 事業 令和 2 年度原子力規制庁委託成果報告書”, 令和 3 年 3 月
- ³⁵ 例えば、中部電力株式会社、浜岡原子力発電所 4 号炉重大事故等対策の有効性評価、平成 27 年 3 月 10 日
- ³⁶ 原子力安全基盤機構, “JNESにおける PSA 手法の標準化=出力運転時内的事象レベル 1PSA 手法= (別冊 1) 出力運転時内的事象レベル 1PSA 標準報告書=ドライ型 4 ループ PWR プラント=”, JNES/SA07-040, 4 月, 平成 19 年
- ³⁷ 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, “原子力施設等防災対策等委託費 (動的レベル 1 確率論的リスク評価手法の開発) 事業 平成 30 年度原子力規制庁委託成果報告書”, 平成 31 年 3 月