

令和 5 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改良
及び活用方法の検討)
事業

国立研究開発法人
日本原子力研究開発機構
令和 6 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 PRA 手法の適用性確認	4
2.1. JAEA の動的 PRA 手法と計算ツール RAPID の紹介	4
2.2. BWR を対象とした ISLOCA シナリオ解析	9
2.2.1. ISLOCA シナリオの設定	9
2.2.2. 動的 PRA 実施のためのパラメータの設定	10
2.2.3. RAPID-THALES2 による解析	12
2.3. Apros による代表事故シーケンス解析	14
2.3.1. BWR プラントにおける ISLOCA シナリオ	14
2.3.2. Apros による解析結果	17
2.3.3. PWR プラントにおける LOCA シナリオ	20
2.3.3.1. 大破断 LOCA 解析	21
2.3.3.2. 中破断 LOCA 解析	30
2.3.3.3. Apros による PWR LOCA 解析結果のまとめ	46
2.4. BWR を対象とした THALES2 と Apros の解析結果の比較	47
2.4.1. 解析結果比較に関する考察	56
2.5. PWR プラントを対象とした事故解析	57
2.5.1. RAPID-TRACE による PWR LOCA 解析	57
2.5.1.1. TRACE における PWR の解析モデル	57
2.5.1.2. ベースケースの試解析	60
2.5.1.3. PWR における LOCA シナリオの試解析	60
2.5.1.4. RAPID と TRACE のカップリング	62
2.5.2. RAPID-MELCOR による PWR SBO 解析	63
2.5.2.1. 4 ループ PWR の解析モデルの構築	64
2.5.2.2. ベースケースの試解析	67
2.5.2.3. PWR の SBO イベントツリーと不確かさパラメータの抽出	70
2.5.3.1. RAPID と MELCOR のカップリング	73
2.6. まとめ	75
3. 動的 PRA より得られるリスク情報の活用法の検討	76
3.1. 重要度に関する検討	76

3.1.1.	RAW	76
3.1.2.	RRW	76
3.1.3.	FV	77
3.1.4.	Birnbaum	77
3.1.5.	$\Delta CDF, \Delta CFF, \Delta LERF$	77
3.1.6.	規制における活用	77
3.2.	ATF 等の新技術を導入した PWR を対象とするリスク評価手法の開発	80
4.	動的 PRA の最新知見の調査	81
4.1.	PSA 2023	81
4.2.	PSAM 2023 トピカルカンファレンス	83
4.3.	動的 PSA ワークショップ	84
4.4.	日本原子力学会 2023 年秋の大会	85
4.5.	日本原子力学会 2024 年春の大会	86
4.6.	まとめ	87
5.	動的 PRA 手法等の改良	88
5.1.	効率的な不確かさ評価実施するための人工知能と機械学習 (AI/ML) の活用	88
5.2.	新たな重要度指標の提案と評価	89
5.3.	静的 PRA と動的 PRA の統合	92
5.3.1.	Open-PSA Model Exchange Format を用いた静的 PRA モデルを構築	93
5.3.2.	フォルトツリーの構築及び重要度評価のテスト	94
5.4.	まとめ	99
6.	評価委員会の実施	100
7.	まとめ	101
	参考文献	103

1. はじめに

原子力施設を対象とした確率論的リスク評価 (Probabilistic Risk Assessment: PRA) は、「どのような望ましくないことが起こるか?」、「その発生可能性は如何ほどか?」並びに「その結果(損失)はどのくらいか?」のリスク三重項 (Risk Triplet: 事故シナリオ、確率・頻度、影響) の評価から構成される[1]。安全を考える場合、リスクがゼロにならないことを前提にした PRA は、リスクを定量的評価する過程を通じて、原子力施設の弱点を提示するなど安全性向上に関する様々な有益な情報を含んでいる。

この PRA は、1970 年代に米国で作成されたレポート[2]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。個々の機器や操作の相対的な重要度 (リスク重要度指標の例: 炉心損傷頻度の変化量 ΔCDF 、格納容器機能喪失頻度の変化量 ΔCFF 、早期大規模放出頻度の変化量 $\Delta LERF$ 等) にもとづき評価) や備えるべき事故の進展に関する予見を得て、決定論による評価結果や運転経験その他の情報と合わせて用いることで、新たな検査制度における規制をより効果的に進めることに活用できる。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 (Loss of Coolant Accident) 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 (TMI: Three Miles Island) 原子力発電所事故は、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、停止や復旧が行われたため、WASH-1400 レポートで示されたイベントツリー (ET: Event Tree) 上に事故シーケンス間に遷移 (Transition) が発生してしまう。従来の PRA モデルにおいて、そのような複雑な事故進展を正確に表現することは限界があった[3]。

従来実施されてきた ET 解析及びフォルトツリー (FT: Fault Tree) 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 (SA: Severe Accident) 解析コード等の決定論的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と相互作用を考慮する 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、PRA が持つ不完全性（全てのリスクを網羅した評価となっていない）や大きい認識論的不確かさ（例：事故時の運転員による操作の信頼性の確率は不確かさが大きい）との弱点を改善することが可能になる。平成 29 年度から令和 4 年度までに、炉心損傷に至る事故シナリオを対象とした動的 PRA 手法の整備及び解析に必要なツール RAPID (Risk Assessment with Plant Interactive Dynamics) [4]の開発を進めた。

開発した動的 PRA 手法は、主にシナリオ・ジェネレータによる事故シーケンスの生成機能、シミュレーションコードの制御機能及び解析結果の処理機能の 3 つの機能で構成されている。シナリオ・ジェネレータでは、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。シミュレーションコードの制御機能では、シナリオ・ジェネレータで生成した事故シーケンス解析に必要な入力による解析の実施、また、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シナリオ・ジェネレータに渡し、この情報を基に安全工学設備等の挙動を判定し事故シーケンスに反映し事故シーケンス解析を継続する。解析結果の処理機能では、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。以上のそれぞれの機能を動的 PRA ツール RAPID として整備した。

本事業では、RAPID を用いた動的 PRA 手法の適用性を確認するとともに、動的 PRA の結果からリスク情報等を導出する。また、動的 PRA に関する最新知見を調査し、RAPID の改良点を検討する。さらに、動的 PRA の検査制度等への活用方法を検討する。

本年度の事業では、以下を実施した。

1. 構築した動的 PRA 手法の適用性を確認するため、動的 PRA ツール RAPID を用いて BWR プラントにおけるインターフェースシステム冷却材喪失事故 (ISLOCA:

Interfacing System LOCA) シナリオ及び PWR プラントにおける全交流電源喪失 (SBO: Station Blackout) 事故シナリオを対象に動的 PRA を実施した。システムコード (TRACE) 及びシビアアクシデント解析コード (MELCOR) を用いた PWR プラントの解析については、解析モデルの構築及び入力ファイルを進め、RAPID を用いた解析が可能であること示した。また、RAPID により生成した事故シーケンスの成立性及びシビアアクシデント解析コードによる解析結果の利用可能性を確認するため、熱流動解析コード Apros により代表的な事故シーケンスの解析を行い、事故シーケンス群におけるプラント挙動がおおむね同傾向であることを確認した。

2. 動的 PRA により得られるリスク情報の活用方法の検討に資するため、得られるリスク情報には時間、頻度、影響や重要度等の要素が含まれ、検査制度への活用を含め、リスク情報の活用方法についての調査と検討を行った。
3. 動的 PRA については各国ツールの開発やその活用法について検討が進められているため、その国内外の状況について調査した。調査においては、文献調査に加えて、PRA に関する国際会議 (PSA2023, PSAM 2023 トピカルカンファレンス、OECD/NEA 動的 PSA ワークショップ)、日本原子力学会 2023 年秋の大会と 2024 年春の年会に参加した。
4. リスク情報の活用法の調査・検討や国内外の動的 PRA 研究動向の調査に基づき、JAEA の動的 PRA 手法と RAPID ツールの改良点をまとめた。
5. 本事業における研究開発の効果的な実施に資するため、当該研究分野における外部専門家で構成する評価委員会を設置・開催し、本年度事業内容の評価を受けた。

2. 動的 PRA 手法の適用性確認

平成 29 年度から令和 4 年度までに、日本原子力研究開発機構（JAEA: Japan Atomic Energy Agency）では動的 PRA 手法の開発及び動的 PRA ツール RAPID の整備を行った。構築した動的 PRA 手法を用いて全交流電源喪失（SBO）や冷却材喪失事故（LOCA）を対象に動的 PRA を実施して動的 PRA 手法の適用性を確認した。また、リスク情報の抽出や従来 PRA との比較等を行って実施可能性を示した。今後動的 PRA のリスク情報の活用を検討を進めるにあたり、様々な事故シナリオへの適用性についても確認しておく必要がある。本年度は BWR プラントに対してはインターフェースシステム冷却材喪失事故（ISLOCA）を対象に構築した動的 PRA 手法を適用する。また、PWR を対象として、システムコード TRACE を用いた LOCA 事故解析とシビアアクシデント総合解析コード MELCOR[17]を用いた SBO 事故解析を行うため、解析モデルの作成及び RAPID との連携を行い、動的 PRA の解析基盤を整備し、同様なサンプリングに基づく不確かさを考慮した最適評価（BEPU : Best Estimate Plus Uncertainty）[5][6]も可能になる。

また、動的 PRA の事故シナリオ解析に用いている解析モデルの様々な事故シナリオへの適用可能性を確認するため、Apros 用に整備された解析モデルに対して従来 PRA の知見から分類された事故シーケンス群から代表的な事故シーケンスについて事故解析を行う。この結果と THALES2 や MELCOR 等のシビアアクシデント解析コードによる解析結果が概ね同じ傾向であることを確認する。

2.1. JAEA の動的 PRA 手法と計算ツール RAPID の紹介

動的レベル 1 PRA とは、潜在の事故シナリオに含まれた不確かさを推測するため、決定論的事故解析ツールと確率論的手法を連携し、可能な事故シーケンスを展開し、シミュレーションに基づいてリスクトリプレットをまとめると共にリスクを支配する要因を分析するものである。

図 2.1-1 に示すように、従来の確率論的手法によりシナリオを作成してその発生頻度を計算し、その影響を決定論的な方法を用いて評価する。その結果、事故シナリオ、発生頻度と影響を同定することにより、リスクを定量化できる。しかし、確率論的な評価と決定論的な評価が分離であり、プラントの熱水力状態と機器信頼性評価の依存性を模擬できない。図 2.1-2 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 2.1-2 の動的 PRA 手法を実現するため、計算ツール RAPID（Risk Assessment with Plant Interactive Dynamics）を開発している。

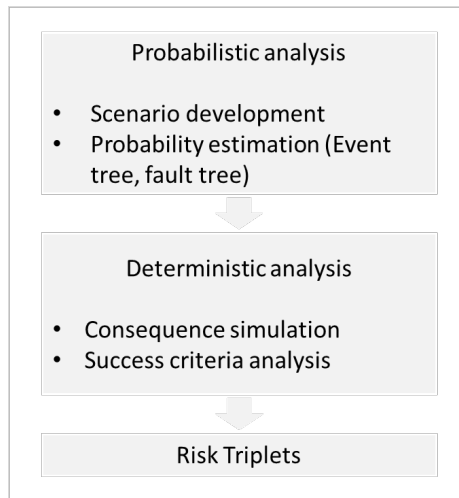


図 2.1-1 確率論的評価と決定論的解析において従来の関係図

具体的に、図 2.1-3 の構成のように、RAPID が下記の部分によりが構成された。

- 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 システムコード、シビアアクシデントコード、代替評価モデル、従来の PRA モデルと信頼性評価モデルを含む外部のシミュレータ

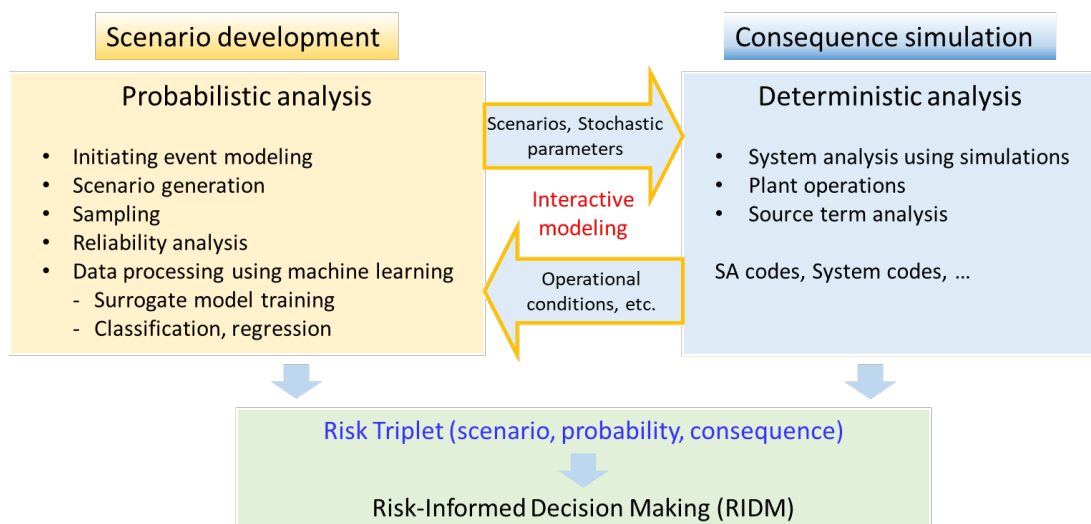


図 2.1-2 JAEA の動的 PRA 手法のイメージ図

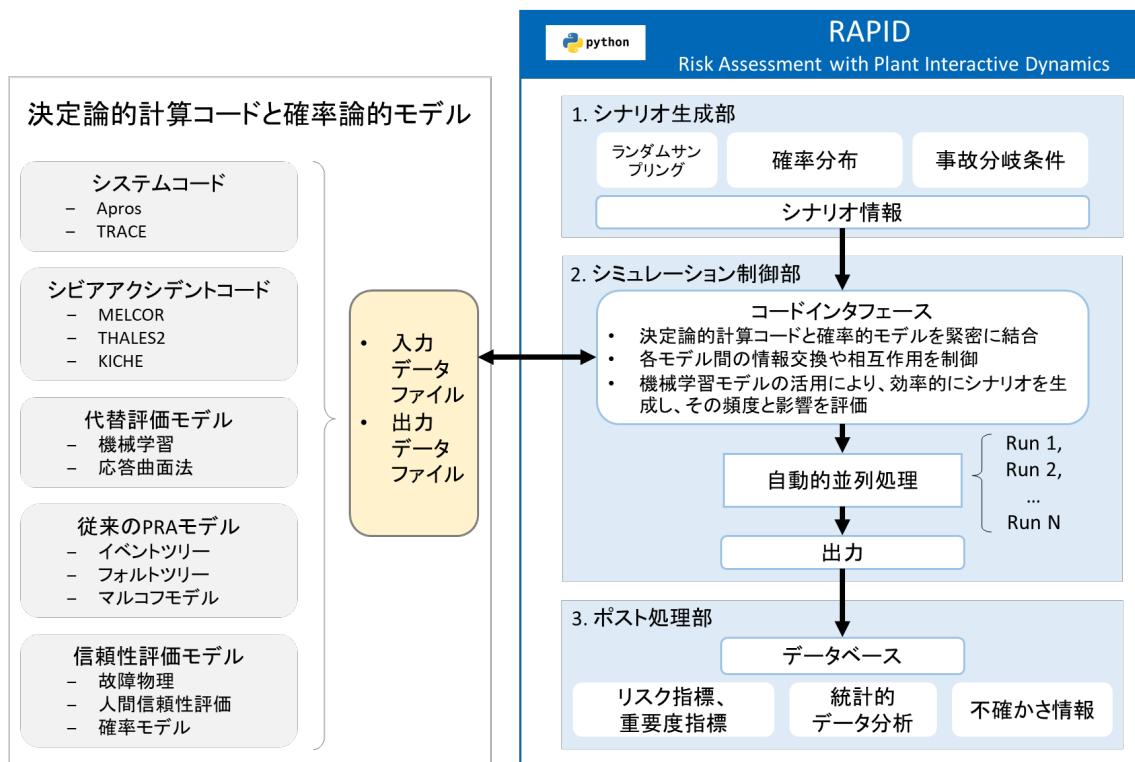


図 2.1-3 RAPID フレームワークの設計図

図 2.1-3 RAPID フレームワークの設計図の構成に踏まえ、Python 言語を用い、BEPU を含む決定論的コードの Uncertainty Quantification(UQ)に対応し、汎用性がある動的 PRA ツール RAPID を開発している。RAPID は、シナリオ生成部、シミュレーション制御部及びポスト処理部で構成される。外部の解析モデル（システムコード、シビアアクシデントコード、統計的代替評価モデル、従来の PRA モデルと信頼性評価モデル等）と結合することにより、様々なプラントを対象として有用な不確かさ情報とリスク情報を算出することができる。

具体的には、RAPID フレームワークは図 2.1-4 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 のエントリポイントであり、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、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、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ー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、コードインターフェース `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ーフェースである。現在、Apros、THALES2 と MELCOR2.2 のインター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。

現在、RAPID は、TRACE、Apros、MELCOR と THALES2 とカップリングするインターフェースを有し、動的イベントツリー解析、決定論的コードと信頼性評価モデルの結合、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。

```

rapid_framework/
├── environment.yml
├── external_models
│   ├── melcor_2_2
│   │   ├── Melcor.11932.exe
│   │   └── _Melgen.11932.exe
│   ├── melcor_2_2_2023
│   │   ├── melcor2.2_r2023.0.x
│   │   └── melgen2.2_r2023.0.x
│   ├── reliability_models
│   │   ├── causal_inference_model.py
│   │   ├── damage_endurance_model.py
│   │   ├── performance_requirement_model.py
│   │   └── stress_strength_model.py
│   ├── thales2
│   │   ├── thales2_ver2020nendo.exe
│   │   └── thales2_ver2021nendo.exe
│   └── trace-V50P5
│       └── trace-V50p5-linux2-lahey-x64-release.exe
├── LICENSE
├── rapid
│   ├── base_class.py
│   ├── code_interfaces
│   │   ├── apros_det_mode.py
│   │   ├── apros_det.py
│   │   ├── apros_src
│   │   ├── kiche_postprocessor.py
│   │   ├── kiche.py
│   │   ├── kiche_uq.py
│   │   ├── kiche_uq_recompile.py
│   │   ├── melcor22_bwr_loca_postprocessor.py
│   │   ├── melcor22_bwr_loca.py
│   │   ├── melcor22_multifidelity.py
│   │   ├── melcor22_musa_postprocessor.py
│   │   ├── melcor22_musa.py
│   │   ├── melcor22_pof.py
│   │   ├── melcor22_pwr_postprocessor.py
│   │   ├── melcor22_pwr.py
│   │   ├── melcor22.py
│   │   ├── thales2_det_mode.py
│   │   ├── thales2_det.py
│   │   ├── thales2_multifidelity.py
│   │   ├── thales2.py
│   │   ├── thales2_sbo_postprocessor.py
│   │   ├── thales2_sbo.py
│   │   ├── trace_pwr_loca_postprocessor.py
│   │   ├── trace_pwr_loca.py
│   │   └── trace.py
│   ├── correlation_control.py
│   ├── distributions.py
│   ├── execution.py
│   ├── __init__.py
│   ├── multifidelity_amfis.py
│   ├── multifidelity_mc.py
│   ├── plots.py
│   ├── printers.py
│   ├── rapid.py
│   ├── samplers.py
│   └── surrogates.py
├── rapid_driver.py
├── README.md
└── setup.py

```

図 2.1-4 設計図（図 2.1-3 RAPID フレームワークの設計図）に応じた RAPID フレームワークのファイルシステム

2.2. BWR を対象とした ISLOCA シナリオ解析

文献[7]では、BWR5 Mark-II プラントにおける PRA 結果が示されている。この文献を参考に THALES2 及び AproS で整備されている BWR5 Mark-I を対象とした ISLOCA シナリオに対する動的 PRA を実施する。

2.2.1. ISLOCA シナリオの設定

文献[7]では、LOCA の種類として、1 次系配管破断、格納容器外配管破断時隔離失敗、原子炉圧力容器破損等を想定している。本解析では ISLOCA を対象とし、配管破断時の開口部の大きさは自動減圧系（ADS）の作動なしで低圧系の炉心冷却系が機能するほどの規模としている大破断 LOCA 相当とする。

ISLOCA による炉心損傷を回避するため、原子炉未臨界、炉心冷却系及び格納容器外への流出流量の制限の 3 つの機能が必要であるとしている。原子炉未臨界のための手段として制御棒挿入及び代替制御棒挿入がある。次に炉心冷却系として、高圧炉心スプレイ（HPCS）、低圧炉心スプレイ（LPCS）及び低圧炉心注水系（LPCI）で構成される低圧炉心冷却系が設備されている。格納容器外への流出流量の制限のための破断口の隔離及び水位制御がその手段として考えられている。以上の設備情報及び事故時手順を参考に動的 PRA のためのイベントツリーを以下のように構築した。

ISLOCA の解析は従来評価と同様、大破断 LOCA の破損規模に応じた解析を行うこととした。この大破断 LOCA の区分については NUREG[9]を参考に 5 インチ以上とした。また、ISLOCA の上限としては、本解析では原子炉停止時冷却系からのギロチン破断を想定する配管断面積とした。

動的 PRA の実施に当たり、従来の PRA 評価を参考に ISLOCA における考慮する安全機能を設定し、ET を構築する。ISLOCA が発生すると原子炉未臨界達成のため制御棒挿入が行われる。これに失敗する事故進展は、未臨界失敗事故シナリオに分類されるため今回の解析の考慮からは除き、未臨界達成に成功するとした。また、ISLOCA の発生と同時に外部電源及び所内電源の喪失は文献[7]と同様に考慮せず交流電源は確保できるものとした。

ISLOCA が発生すると原子炉水位の低下が起こり高圧炉心冷却系の起動条件に達する。本解析では HPCS に注水機能を期待するものとして RCIC は考慮しないこととした。高圧炉心冷却系の注水失敗もしくは注水は行われているが水位が低下する場合、低圧炉心冷却系により炉心冷却を行う。低圧炉心冷却系は LPCS 及び LPCI により行われるが、ここでは ET を簡素化する目的で LPCS/LPCI として一つのヘディングで表すこととした。

また、冷却材は格納容器外へ流出することから、破断口の隔離または流出流量の制限のための水位制御を行う。

以上の解析条件とするヘディングをのように ET として示し、各ヘディングの成功基準を表 2.2-1 に示す。

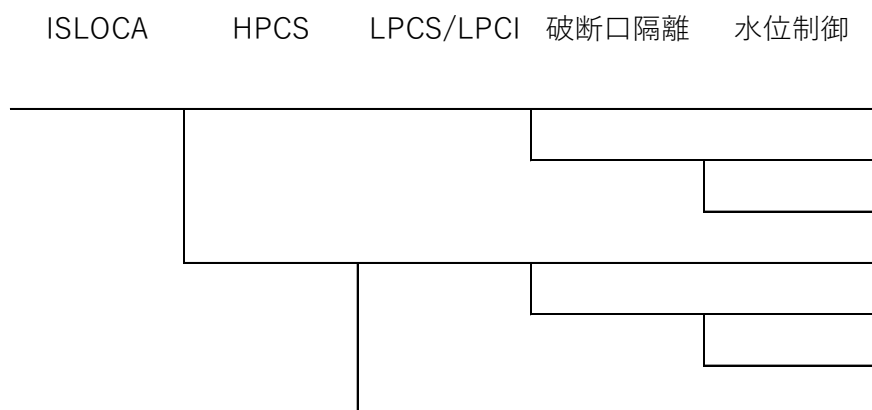


図 2.2-1 動的 PRA に用いる ISLOCA-ET

表 2.2-1 各ヘディングの成功基準

ヘディング	成功基準
HPCS	以下条件の少なくともどちらか一方を満たす ① 継続運転失敗時間が 24 時間より遅い ② 修復所要時間が 8 時間以内
LPCS/LPCI	同上
破断口隔離	以下条件のすべてを満たす ① 起動成功 ② 作動所要時間が 30 分以内
水位制御	破断口隔離の起動成功または以下条件のすべてを満たす ① 起動成功 ② 作動所要時間が 30 分以内

2.2.2. 動的 PRA 実施のためのパラメータの設定

前節で設定した ET による解析を行うため、解析上設定するパラメータや各機器の作動条件、また、機能喪失等の条件について以下のように設定する。

(1) ISLOCA の規模

ISLOCA については、前節で述べたように従来 PRA との比較を念頭に大破断相当の解析を行う。破損規模について分布を与えた解析では統計的に必要な解析数が増えること

が想定されることから、規模については以下のように離散的に与えた。

ISLOCA：配管断面積の 100%及び 75%、直径 10 インチの破損口

(2) 高圧炉心冷却系の作動条件

THALES2 において高圧炉心冷却系の作動条件として設定されている原子炉水位レベルがレベル 2 で起動、レベル 8 で停止とした。

(3) 低圧炉心注水系の作動条件

LPCS は原子炉水位レベルがレベル 2 かつ原子炉圧力 3MPa 以下で起動、レベル 8 で停止とし、LPCI は原子炉水位レベルがレベル 1 かつ原子炉圧力 3MPa 以下で起動、レベル 8 で停止とした。

(4) 継続運転失敗に係る故障率

HPCS 等の継続運転失敗を検討するような機器については指数分布からサンプリングすることで継続運転時間を得る。文献 4 で用いている ET 上の分岐確率には、継続運転失敗以外に系統の弁の故障や起動失敗など詳細に検討された値を与えている。動的 PRA ですべての故障モードをサンプリングしそれを解析コードの入力に反映するのは非常に複雑となるため、ここでは継続運転失敗で代表させることで簡易化し、また、文献 4 における運転継続機器の使命時間が 24 時間としていることから文献に用いている分岐確率 P は λT で表せると仮定し、これより故障率 λ ($=P/24$) を求めることとした。なお、文献値の故障確率は運転データに基づいた現実的な値であるためランダムサンプリングでその継続時間を求めると ET 上の失敗パスを経由するシーケンスが非常に小さくなる。そのため本解析では各注水系の故障確率を 5 倍とし、全体として 2 桁程度発生の可能性を高めた。HPCS 及び低圧炉心注水系の修復過程も指数分布に従うとして修復に必要な時間をサンプリングした。

(5) 運転員操作

本解析では運転員による操作については、判断と実際に操作に係る時間を考慮する。例えば破断口隔離の実施には、その操作の必要性に気づく確率を与え、気付いた場合には弁操作を行うまでの時間をサンプリングより得る。ここで運転員の認知の成否については二項分布を、操作に要する時間については正規分布を、またサンプリングした値が負になることを避けるため、下限もしくは上限を設置する切断正規分布を仮定した。

以上のように設定したパラメータの一覧を表 2.2-2 及び表 2.2-3 に示す。

表 2.2-2 工学的安全機器の作動条件

	起動	停止
HPCS	炉心水位 L2 以下	炉心水位 L8 以上
LPCS/LPCI	炉心水位 L2 または L1 以下 及び原子炉圧力 3MPa 以下	炉心水位 L8 以上
破断口隔離	サンプリング時間後	-
水位制御	サンプリング時間後、炉心水位 L1 以下	サンプリング時間後、炉心 水位 L2 以上
SRV 制御	原子炉圧力 7.37MPa 超過	原子炉圧力 7.28MPa 未満

表 2.2-3 サンプルングに関するパラメータ

機能/操作	故障モード	分布型	パラメータ	値	備考	
HPCS	継続運転失敗	指数分布	λ	7.33E-03		[1/h]
	修復	指数分布	μ	1/18		[1/h]
LPCS/LPCI	継続運転失敗	指数分布	λ	2.67E-04		[1/h]
	修復	指数分布	μ	1/18		[1/h]
破断口隔離	操作失敗	2 項分布	p	5E-02		
	操作に要する時間	切断正規分布	μ, σ	30 10	下限:10	[min]
水位制御	操作失敗	2 項分布	p	3.00E-01		
	操作に要する時間	切断正規分布	μ, σ	30 5	下限:10	[min]

2.2.3. RAPID-THALES2 による解析

動的 PRA ツール RAPID を用いて、THALES2 による ISLOCA シナリオに対する動的 PRA を行う。試行回数については、ISLOCA の発生頻度を除くと小さい事故シーケンスで 10^{-4} 程度であることから、10,000 回の試行とした。以下に解析結果を示す。

動的 PRA における評価では機器の故障状態と事故シミュレーションとの結果から成功シーケンスと炉心損傷シーケンスを分類するが、ここでは従来 ET による結果との比較のため、従来の成功基準、例えば継続運転が要求される機器に対する使命時間を下回る場合は ET 上で失敗シーケンスに分類するとしてまとめた ET を図 2.2-2 に示す。図 2.2-2 では、本解析に用いた故障確率等でシーケンス発生確率を算出しながらしている。ISLOCA の発生頻度を文献値と同じく $3.4\text{E-}9$ としたとき、動的 PRA による炉心損傷頻度は $5.72\text{E-}10$ となり、従来評価の $3.58\text{E-}12$ と比較して 160 倍ほど大きい結果となった。ただし、動的 PRA の評価では多くの事故シーケンスを得るために HPCS 等の注水系の失敗確率を補正し、2 桁程度故障を発生しやすくしていることを考慮するとおおよそ同等の結果を得たといえる。

ISLOCA-電動弁誤開 スクラム成功	HPCS	LPCS/LPCI	破断口隔離	水位制御	#	シーケンス名称	PDS	従来PRA 発生頻度	動的PRA	
									発生頻度	ケース数
IE										
Va,C1	U1	V12	L1	L2						
					S01	Va	OK	4.2E-01	4.2E-01	4221
					S02	VaL1	OK	4.5E-01	4.4E-01	4442
					S03	VaL1L2	炉心冷却失敗	2.9E-02	3.0E-02	298
					S04	VaU1	OK	4.8E-02	4.7E-02	468
					S05	VaU1L1	OK	5.2E-02	5.3E-02	525
					S06	VaU1L1L2	炉心冷却失敗	3.3E-03	4.1E-03	41
					S07	VaU1V12	炉心冷却失敗	4.2E-04	5.0E-04	5

図 2.2-2 従来 ET との比較

2.3. Apros による代表事故シーケンス解析

RAPID-THALES2 による ISLOCA 解析の事故シーケンスの成立性及び THALES2 による解析の適用可能性について確認するため、シビアアクシデント解析コードより詳細な Apros コードによる解析結果と比較し、熱水力挙動が概ね同じであることを確認する。また、PWR プラントに対する動的 PRA に向けて Apros による LOCA 解析を実施し、安全工学系作動による熱流動挙動を確認する。

2.3.1. BWR プラントにおける ISLOCA シナリオ

Apros の BWR モデルは、BWR4 MarkI の公開情報を基に、BWR5 MarkI の情報を付加して作成されたものである。既に本解析モデルを用いた事故シナリオ解析は行われていることから、本解析モデルによる ISLOCA 解析を行うこととした。

RAPID-THALES2 との比較を行うため文献[7]に基づき、ISLOCA 事故シーケンスを構成する。以下に解析における設定条件を示す。

(1)LOCA 発生時の破断断面積

破断箇所として残留熱除去系統配管に破損が生じるとし、当該系統のうち口径の大きい配管（35.7cm）の破断を想定した。このため破断断面積はおよそ 0.1m^2 とした。Apros モデル上の位置を図 2.3.1-1~2.3.1-2 に示す。

(2)破断先ボリュームの設定

破断先はトーラス室であり、Apros における従来の解析モデルとしては解析対象としない境界条件ボリュームであるが、本解析では冷却材が流入することから解析対象として組み込んだ。Apros の解析モデルではトーラス室は 1000m^3 であったが、THALES2 のモデルとの整合を取るため、THALES2 解析モデルと同様 5000m^3 とした。Apros モデル上のトーラス室を図 2.3.1-3 に示す。

(3)高圧炉心スプレイ系(HPCS)

Apros 解析モデルのポンプ特性をそのまま利用した。初期の水源は CST から取水し、CST 水位が 0.5m に達した場合に、S/P 水に切り替えるとした。

(4)低圧炉心系（LPCS/LPCI）

昨年度の LOCA 解析と同様 LPCS を利用し、ポンプ特性は Apros 解析モデルの物を利用した。水源は S/P 水のみとした。

(5)破断口隔離

本解析では電動弁と誤開の場合の事故シナリオをベースにするため、電磁弁閉操作による

破断口隔離を考慮する。隔離成功の場合、文献[7]に従い、事故開始から 30 分後に隔離操作が行われるものとする。

(6) 水位制御

冷却材が格納容器外へ流出する事から、流出流量の制限の為に、水位制御が必要である。貸与された Apros モデルでは、注水系統は原子炉水位の L2 開始で L8 停止(HPCS)、または L1 開始で L8 停止(LPCS)での制御を行っているため、水位制御を使用する場合には、過渡時の変更はしない。水位制御を行わない場合は、注水は行われるが停止されず、流出流量が増加することをモデル化するために、開始信号はそのまま使用し、水位 L8 での停止信号を削除することでモデル化した。

解析を行う事故シーケンスは、文献[7]よりすべての安全系が成功するケースとスクラム失敗の 2 ケース (S01 及び S08) を除いた 6 ケースを対象とする。選定した事故シーケンスをまとめたものを表 2.3-1 に示す。

表 2.3-1 選定した事故シーケンス一覧

シーケンス番号	シーケンス名称	スクラム C1	HPCS U1	LPCS/LPCI V12	破断口隔離 L1	水位制御 L2	JNES報告書
S01	Va	成功	成功	成功	成功	成功	OK
S02	VaL1	成功	成功	失敗	失敗	成功	OK
S03	VaL1L2	成功	成功	失敗	失敗	失敗	LV
S04	VaU1	成功	失敗	成功	成功	失敗	OK
S05	VaU1L1	成功	失敗	成功	失敗	成功	OK
S06	VaU1L1L2	成功	失敗	成功	失敗	失敗	LV
S07	VaU1L2	成功	失敗	失敗	失敗	失敗	LV
S08	VaC1	失敗	—	—	—	—	VL

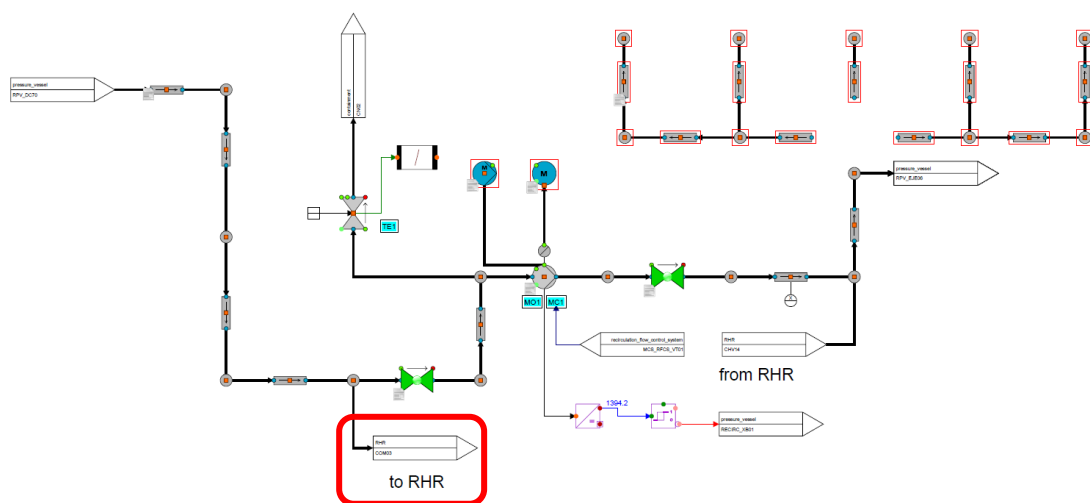


図 2.3.1-1 再循環ライン(A 系統)

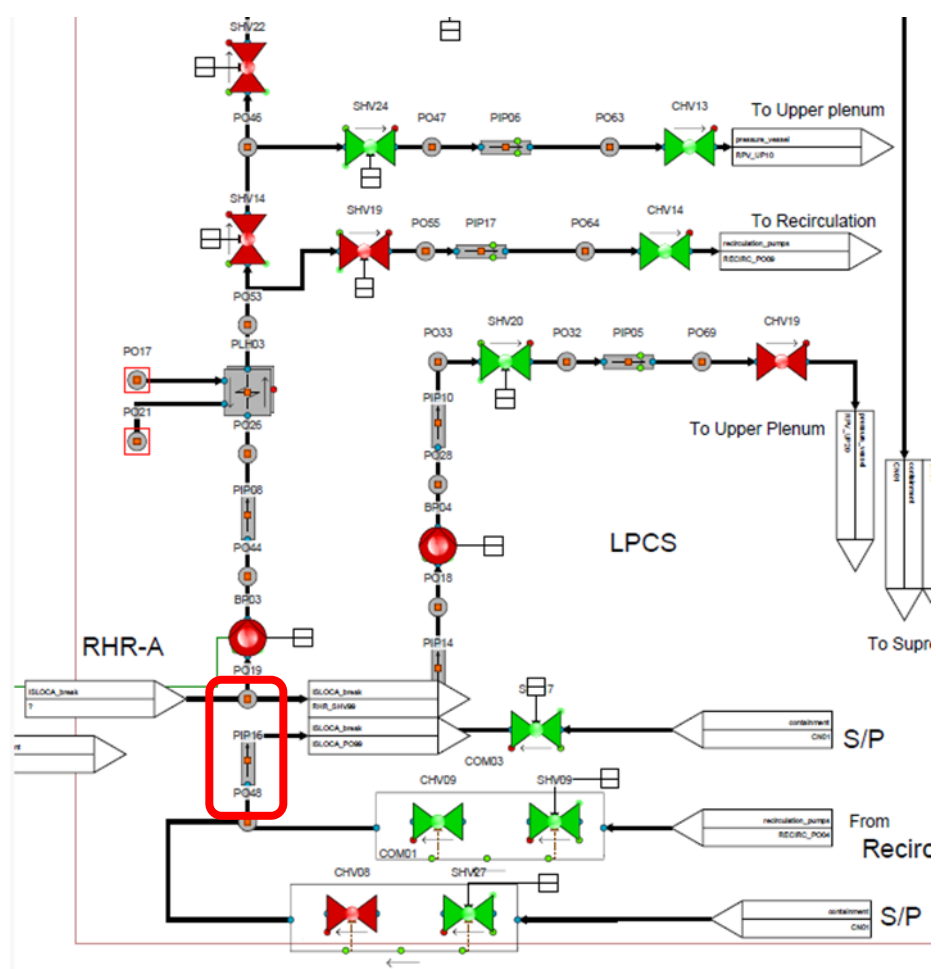


図 2.3.1-2 RHR 系統での破断口

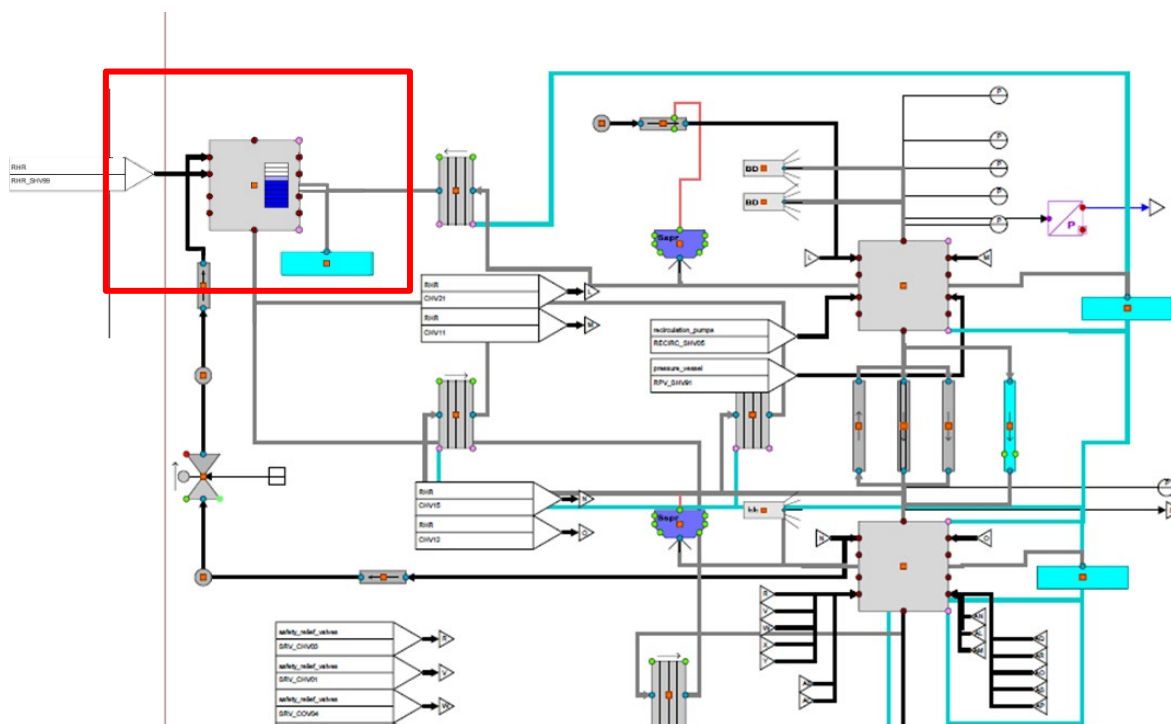


図 2.3.1-3 トーラス室を模擬したボリュウム

2.3.2. Apros による解析結果

前節で編集した Apros モデルを利用して、表 2.3-2 に示した 6 ケースの事故シーンス解析を実施した。表 2.3-2 に解析結果と文献[7]における炉心状態との比較を示す。また、解析結果を図 2.3.2 1~図 2.3-6 トーラス室圧力に示す。

破断が生じると約 2500kg/s の流出が生じる。S07 では注水が行われないため、炉心部水位は低下し、約 8 分後には被覆管温度 1200℃に達する。S02 及び S03 は高圧系による炉心へ注水が成功している。S02 では破断口からの水位制御に成功するが冷却材の流出が多く解析上注水が継続している。このためこの 2 つのケースでは S/P 水の枯渇により注水継続ができなくなり被覆管温度 1200℃を越える。S05 及び S06 は低圧系による炉心への注水が成功している。S02 及び S03 と同様水位制御による差はなく、また、被覆管温度が 1200℃に至る時間が短いのは、低圧炉心スプレイの吐出量が高圧系のそれよりも大きいため早く S/P 水の枯渇に至っている。S04 のケースは低圧炉心スプレイ及び破断口隔離に成功したシーケンスである。破断口隔離に成功すると破断口からの冷却材流出が止まり、炉心水位が回復する。炉心水位が回復すると RPV 圧力も上昇し、低圧炉心スプレイ系の吐出圧を上回り注水ができなくなる。このため水位は徐々に低下し、炉心の一部が露出、炉心損傷に至る。

表 2.3-2 炉心冷却成功・失敗の結果比較(BWR プラント ISLOCA)

炉心冷却の成功・失敗				
SQ#	Apros	JNES報告書	破損時刻	行番号
S02	被覆管破損	成功	4:20:05	15610
S03	被覆管破損	水源枯渇による冷却失敗	4:16:29	15394
S04	被覆管破損	成功	2:17:29	8254
S05	被覆管破損	成功	2:25:00	8705
S06	被覆管破損	水源枯渇による冷却失敗	2:34:50	9295
S07	被覆管破損	水源枯渇による冷却失敗	0:08:08	493

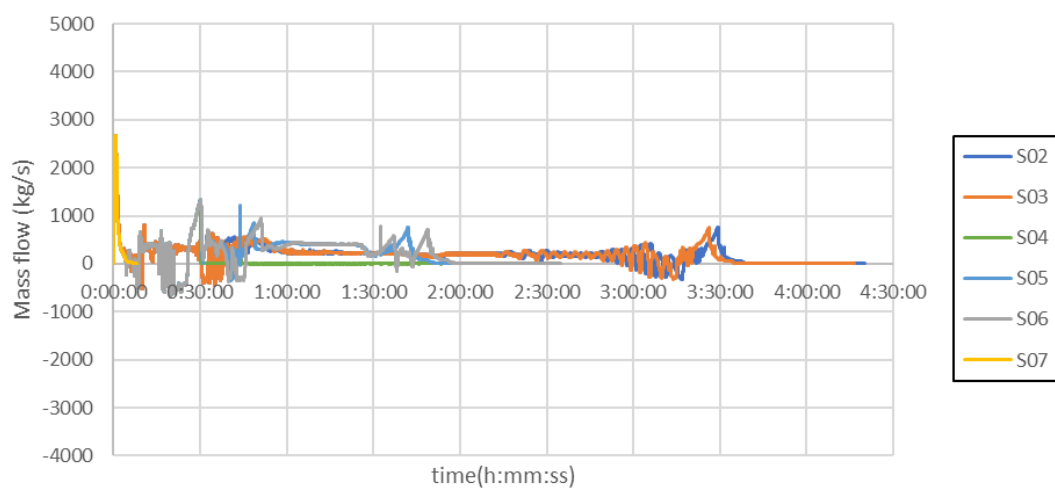


図 2.3-1 破断流量

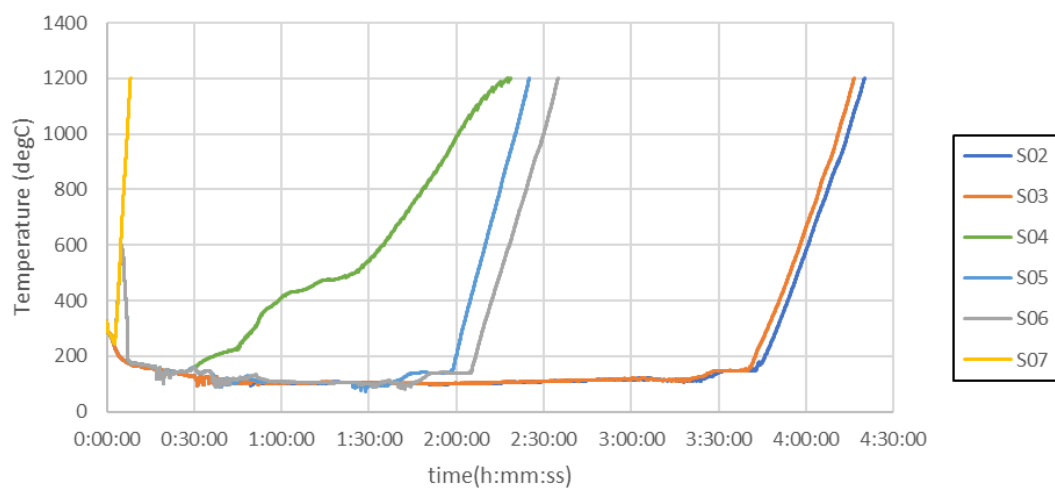


図 2.3-2 被覆管最高温度

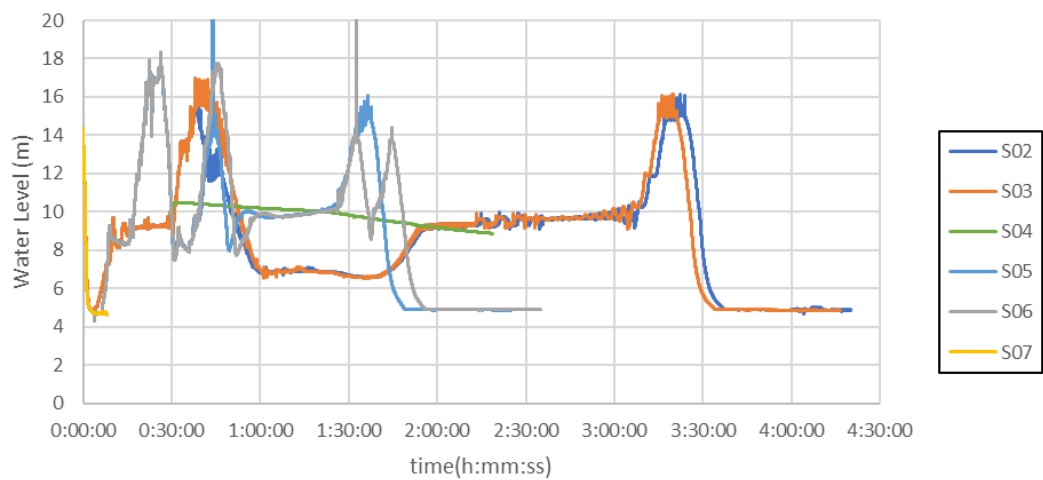


图 2.3-3 原子炉内水位(Wide Level)

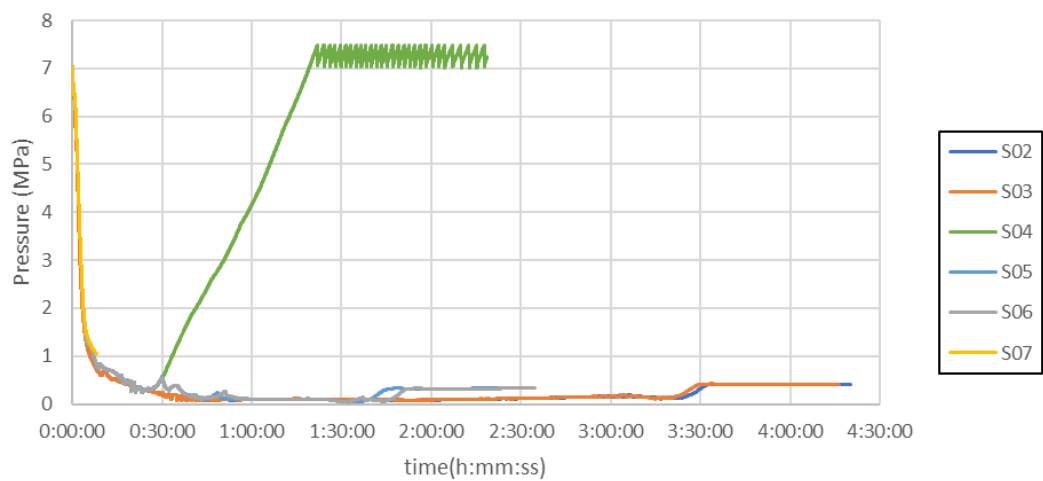


图 2.3-4 压力容器压力

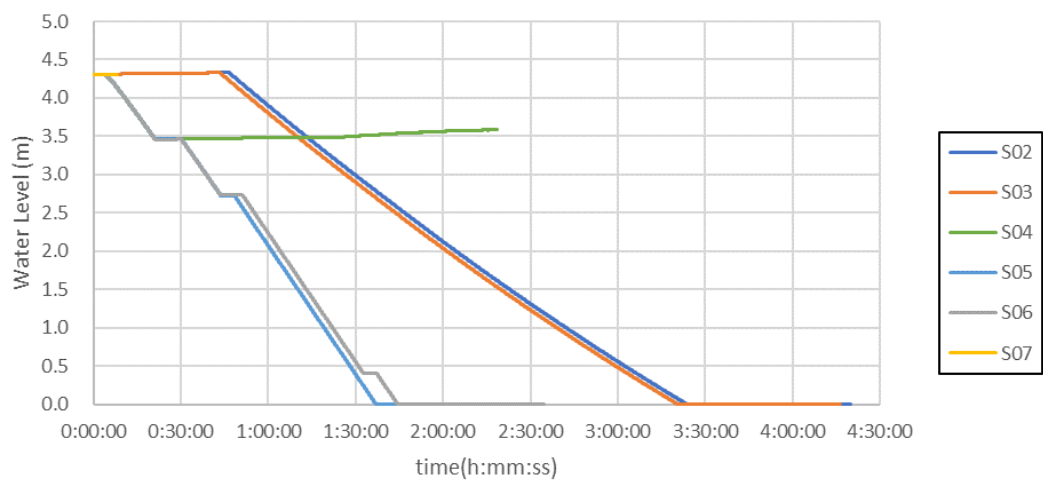


图 2.3-5 S/P 水位

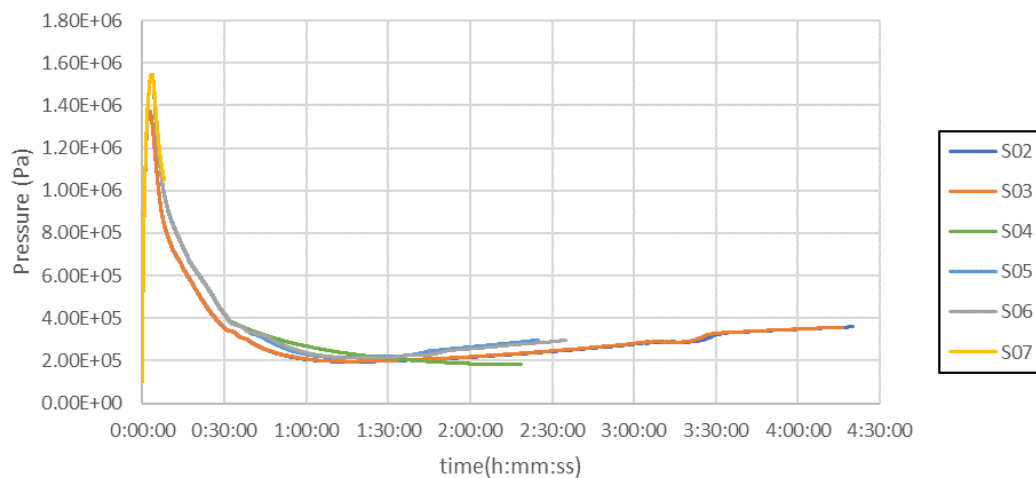


図 2.3-6 トーラス室圧力

解析結果の冷却材流出流速を見ると、流速がマイナス、つまり一部破断口に水が流入している。また、トーラス室圧力が 1MPa を越えている。これについて解析モデルを確認すると RHR 配管がトーラス室床より低く設定されており、また、トーラス室も解析を行わない境界ボリュームのままに解析対象にしていた。これを見直し、RHR 配管における破断口をトーラス室床より 1m 高く設定するとともに、トーラス室に原子炉建屋に相当する環境ボリュームを接続しトーラス室雰囲気環境ボリュームと行き来できるようパスを用いて接続した。上記に加え、水位制御を L1~L8 で注水系の ON、OFF を行うとしたが、流出量が制御できていないことから、THALES2 の解析と同様、L1~L2 と狭い範囲での制御を行うこととした。これら条件の変更が大きくかわる、S05 と S06 のケースについて、条件を変更した解析モデルを用いて再解析した。その結果、破断口への逆流は無くなり、トーラス室圧力も少し上昇する程度であり、通常の解析傾向と一致する。また、逆流が無くなるため冷却材の流出が継続し、ベースの解析より早く被覆管温度が 1200℃を越えた。次に水位制御を細かく行った場合でも上限、今回は L2 まで水位が回復することがなく、炉心損傷への影響はなかった。

2.3.3. PWR プラントにおける LOCA シナリオ

PWR を対象とした動的 PRA の適用性を確認するため、Apros を用いて代表的な LOCA シーケンスにおける事故進展解析を行う。文献[8]に示されている ET 及び成功基準から解析に必要な条件を抽出した。また、PWR における LOCA シナリオで考慮される事故シーケンスは非常に多いため、大破断 LOCA 及び中破断 LOCA の中から代表的なシーケンスを抽出することとした。代表的なシーケンスを抽出するにあたり、スプレイ系の再循環ヘディン

グが 3 つ考慮されているが、これを一つのスプレイ再循環の成功/失敗の分岐で考慮することとした。また、スクラム及び蓄圧系による注水については成功として失敗のシーケンスは対象から除いた。この整理により、大破断 LOCA で 13 ケース、中破断 LOCA で 20 ケースの解析を実施する。解析では、大破断 LOCA はコールドレグ配管のギロチン破断として、その破断面積を 0.77m^2 、中破断 LOCA は 6 インチ相当として 0.01767m^2 とした。

2.3.3.1. 大破断 LOCA 解析

大破断 LOCA として 13 のシーケンスを抽出したが、ここではさらに工学的安全系の成功の組合せの類似性から、4 つのグループに分類した。分類したシーケンス群を表 2.3-3 に示す。

表 2.3-3 大破断 LOCA における事故シーケンスのグループ化

グループ	シーケンス番号	主に成功するヘディング
Group 1	S03、S04、S06、S10	「低圧注入系」、「高圧注入系」、「スプレイ注入系」
Group 2	S12、S13、S14	「低圧注入系」、「高圧注入系」
Group 3	S17、S21、S23	「低圧注入系」
Group 4	S24、S25、S26	蓄圧注入系以外の炉心注入が行われないシーケンス

*全てのシーケンスで蓄圧注入は成功する

(1) Group1

Group1 では低圧注入系と高圧注入系の両方の炉心注水が行われ、格納容器スプレイ系が行われたケースについて取り扱う。表 2.3-4 に Group 1 の解析結果と文献[8]との比較表を記載した。

Group 1 では、初期の炉心水位の減少が大きく、最大 2700kg/s に達したため、破断開始から約 2 分後に被覆管温度が $1200\text{ }^{\circ}\text{C}$ を超えた。その後、炉心への再循環注入を行う S03、S04 では 24 時間の解析では再冠水以降で炉心損傷せず、再循環による炉心注入が行われない S06、S10 では、それぞれ時刻 1 時間 53 分、1 時間 55 分頃に被覆管温度が $1200\text{ }^{\circ}\text{C}$ を超え、再び、炉心損傷に至った。破断流量、被覆管最高温度、炉心水位を図 2.3-7～図 2.3-9 示す。

図 2.3-10 のように格納容器圧力は破断開始時に 0.37 MPa まで上昇し、一旦圧力は下がるが、再び上昇し、時刻 30 秒頃に約 0.36 MPa まで上昇した。その後、圧力は減少するが、RWST 水源が枯渇する時刻 1 時間頃から、再び圧力上昇した。格納容器自然対流冷却が成功する S03 では圧力は約 0.2 MPa で安定し、スプレイ再循環が成功する S06 では、圧力は減少した。

表 2.3-4 PWR プラントの大破断 LOCA Group 1 の結果まとめ

SQ#	被覆管破損時刻		格納容器圧力				JNES報告書
	初期	長期	破断時(MPa)	5分までの最大圧力(MPa)	24h(MPa)		
S03	0:02:04	-	0.3707	0:00:30	0.3615	0.21	OK
S04	0:02:06	-	0.3707	0:00:30	0.3616	0.23	AL
S06	0:02:06	1:53:24	0.3707	0:00:30	0.3616	-	ALC
S10	0:02:06	1:54:51	0.3707	0:00:30	0.3616	-	AL

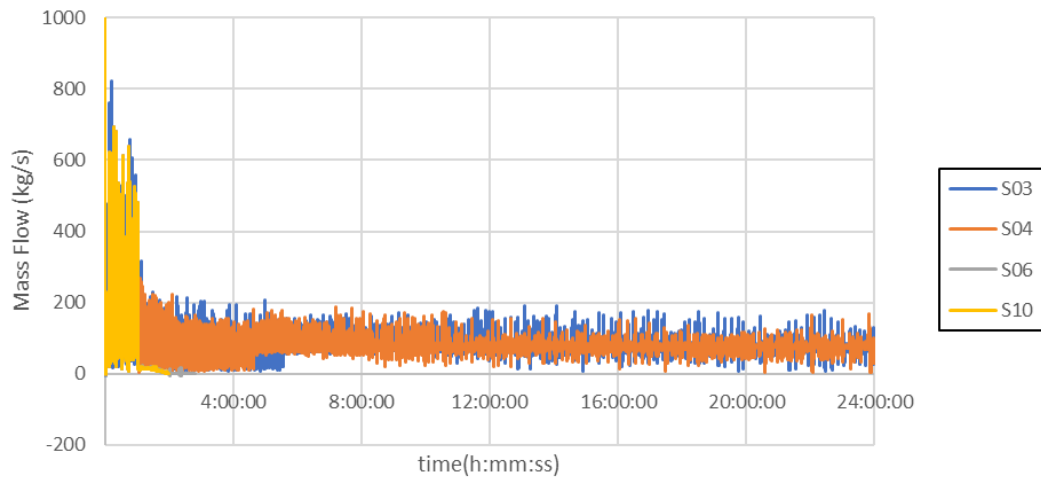


図 2.3-7 破断流量

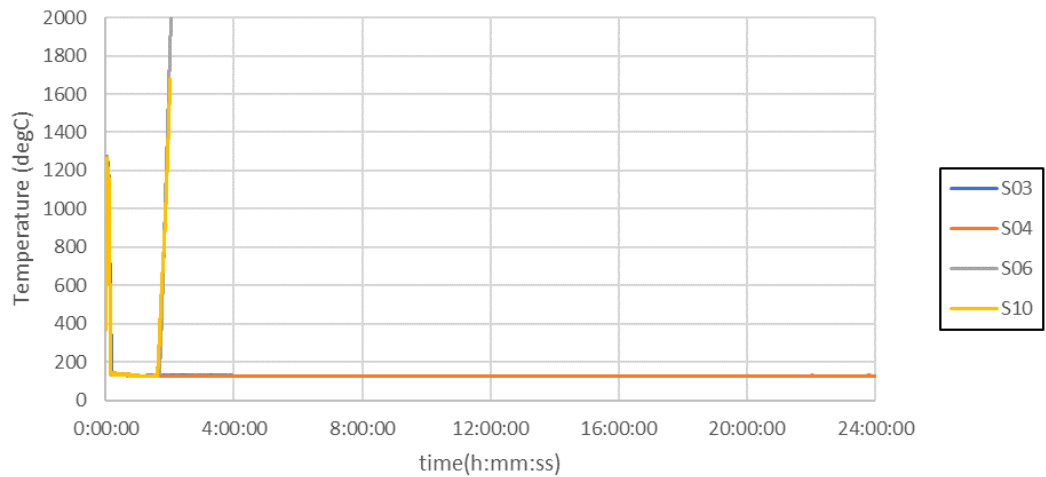


図 2.3-8 被覆管最高温度

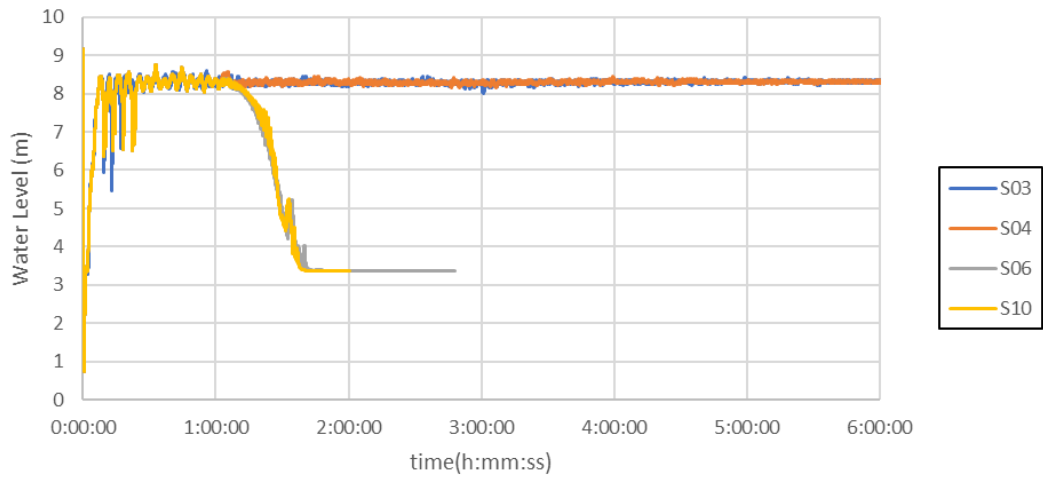


図 2.3-9 炉心水位

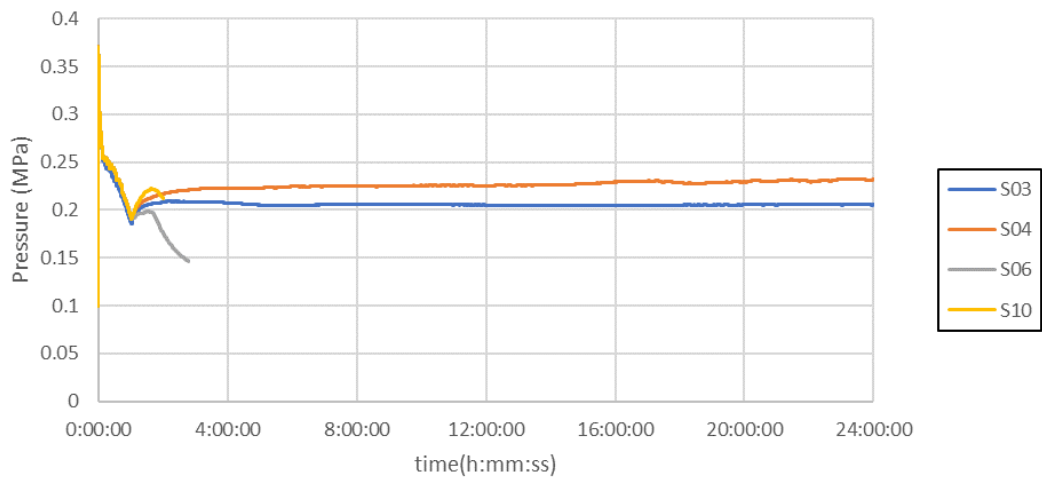


図 2.3-10 格納容器内圧力

(2) Group2

Group 2 では低圧注入系と高圧注入系の両方の炉心注水が行われ、格納容器スプレイ注入系が行われないケースについて取り扱う。表 2.3-5 に Group 2 の解析結果と文献[8]との比較表を記載した。

Group 2 では、Group1 同様初期の炉心水位の減少が大きく、破断開始から約 2 分後に被覆管温度が 1200 °Cを超えた。その後、炉心への再循環注入を行う S12、S13 では 24 時間の解析で炉心損傷せず、再循環による炉心注入が行われない S14 では、時刻 3 時間 16 分頃に被覆管温度が 1200 °Cを超え炉心損傷に至った。

コールドレグ配管のギロチン破断によって破断流量(図 2.3-11)は最大約 27000 kg/s に達した。その後、高圧再循環が成功する S12、S13 では積算破断流量が増加し続けた。被覆

管最高温度は、大破断初期での冷却材喪失が大きいいため、約 2 分頃に 1200 °C に達した。その後、水位の回復によって被覆管温度は減少するが、時刻 2 時間 11 分頃に RWST の水源喪失のため、再循環系による炉心注入が行われない S14 では再び炉心水位が減少によって被覆管温度が上昇し、時刻 3 時間 16 分頃に炉心損傷に至った。再循環による炉心注入を行う S12、S13 では RWST 水源の枯渇後に再循環高圧注入が行われた。

格納容器圧力(図 2.3-14)は破断開始時に 0.37 MPa まで上昇し、一旦圧力は下がるが、再び上昇し、時刻 30 秒頃に約 0.36 MPa まで上昇した。その後、圧力は減少するが、時刻 8 分頃から再び圧力上昇し、時刻 50 分ごろに S13、S14 で 0.34 MPa、S12 で 0.32 MPa に到達する。その後圧力は減少し、格納容器自然対流冷却が成功する S12 では圧力は約 0.2 MPa で安定し、失敗する S13、S14 では時刻 24 時間で 0.23 MPa になる。

表 2.3-5 PWR プラントの大破断 LOCA Group 2 の結果まとめ

	被覆管破損時刻		格納容器圧力				
SQ#	初期	長期	破断時(MPa)	5分までの最大圧力(MPa)		24h(MPa)	JNES報告書
S12	0:02:15	-	0.3707	0:00:34	0.3643	0.20	OK
S13	0:02:12	-	0.3707	0:00:34	0.3643	0.23	AL
S14	0:02:01	3:16:50	0.3707	0:00:34	0.3644	-	AL

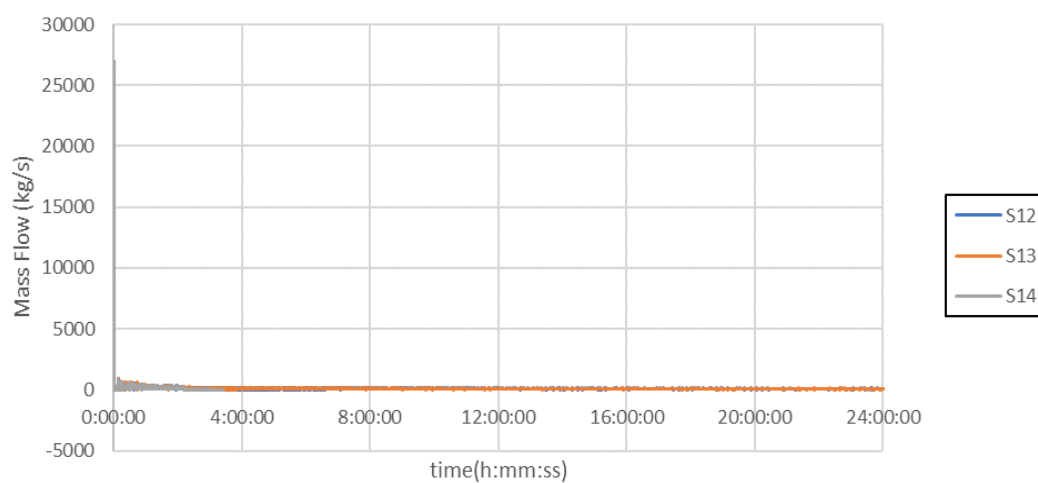


図 2.3-11 破断流量

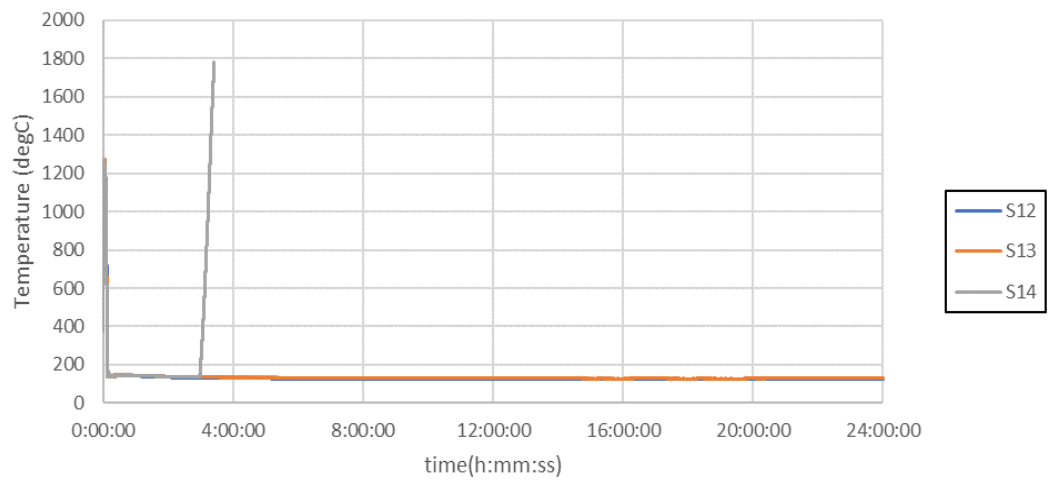


图 2.3-12 被覆管最高温度

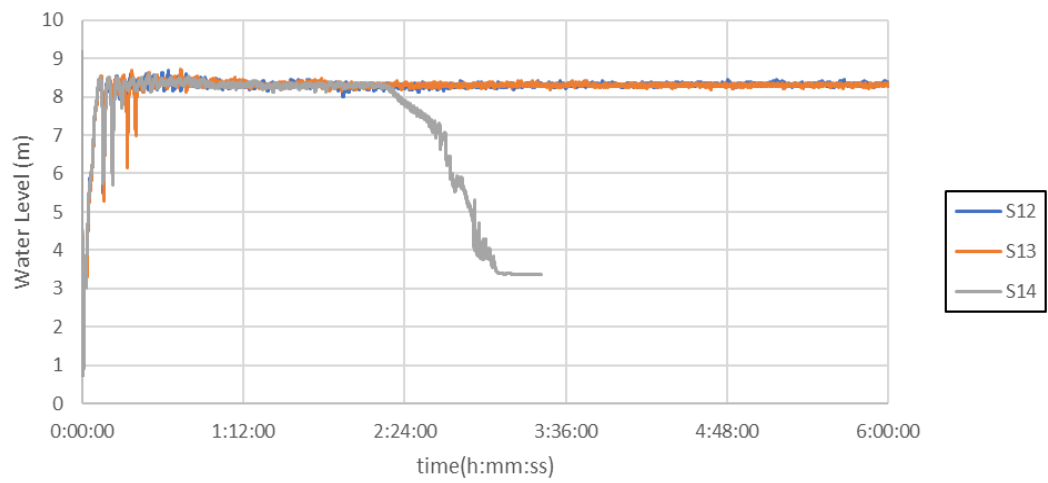


图 2.3-13 炉心水位

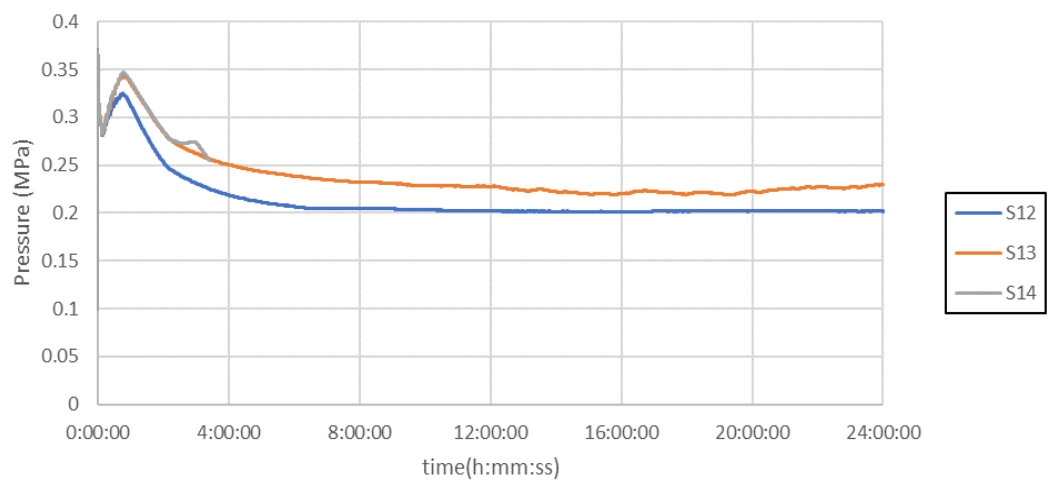


图 2.3-14 格納容器内压力

(3) Group3

Group 3 では低圧注入系のみの炉心注水が行われたケースについて取り扱う。表 2.3-6 に Group 3 の解析結果と文献[8]との比較表を記載した。

Group 3 では、他の大破断 LOCA と同様に初期の炉心水位の減少が大きく、破断開始から約 2 分後に被覆管温度が 1200 °C を超えた。その後、再循環による炉心注入が行われないため、S17、S21、S23 では、それぞれ時刻 2 時間 9 分頃、2 時間 10 分頃、4 時間 56 分頃に被覆管温度が 1200 °C を超え炉心損傷に至った。

コールドレグ配管のギロチン破断によって破断流量は最大約 27000 kg/s に達した。被覆管最高温度(図 2.3-16)は、大破断初期での冷却材喪失が大きいため、約 2 分頃に 1200 °C に達し、炉心損傷となった。その後の水位の回復によって被覆管温度は減少するが、RWST の水位低下により再び被覆管最高温度が 1200°C を越える。

格納容器圧力(図 2.3-18)は破断開始時に 0.37 MPa まで上昇し、一旦圧力は下がるが、再び上昇し、時刻 50 秒頃に約 0.36 MPa まで上昇した。その後、格納容器スプレイ系を使用する S17、S21 では圧力減少するが、使用しない S23 は時刻 1 時間頃まで約 0.34 MPa 圧力上昇した後に炉心が冠水するため格納容器圧力は低下する。

表 2.3-6 PWR プラントの大破断 LOCA Group 3 の結果まとめ

	被覆管破損時刻		格納容器圧力				
SQ#	初期	長期	破断時(MPa)	5分までの最大圧力(MPa)		24h(MPa)	JNES報告書
S17	0:02:00	2:09:18	0.3707	0:00:30	0.3616	-	ALC
S21	0:02:00	2:10:29	0.3707	0:00:30	0.3616	-	AL
S23	0:02:03	4:56:48	0.3707	0:00:34	0.3645	-	AL

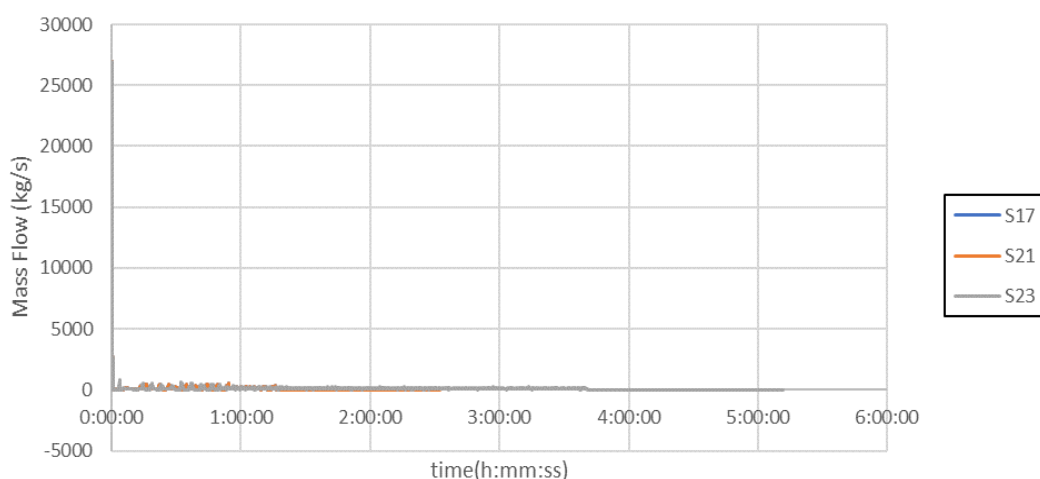


図 2.3-15 破断流量

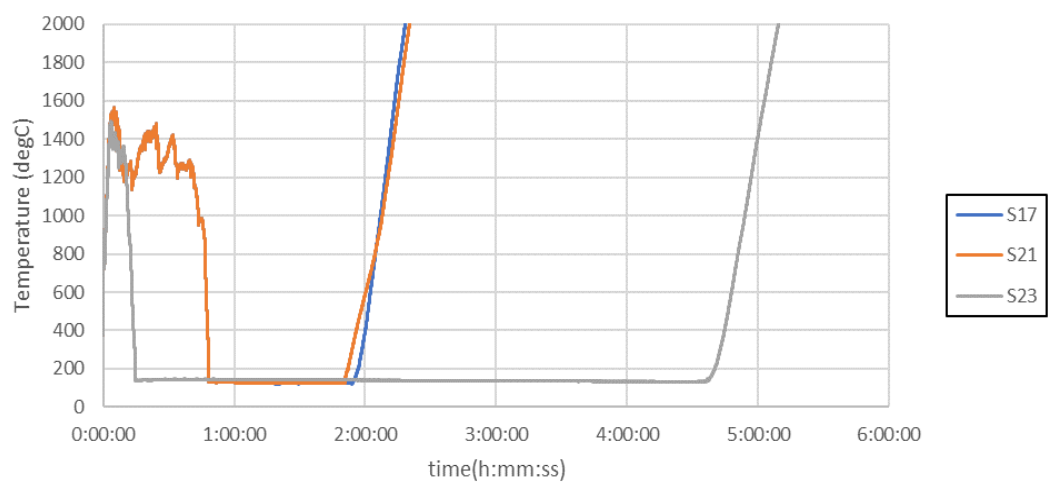


图 2.3-16 被覆管最高温度

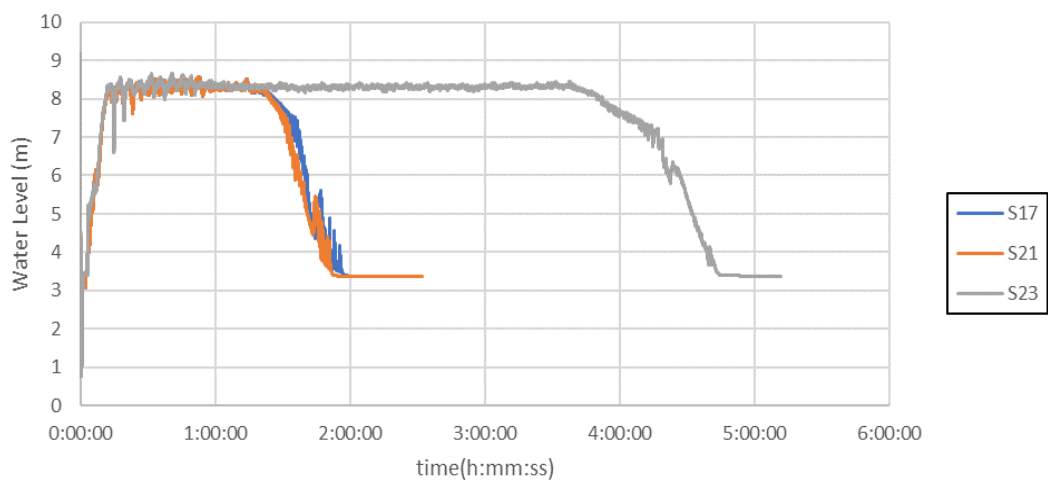


图 2.3-17 炉心水位

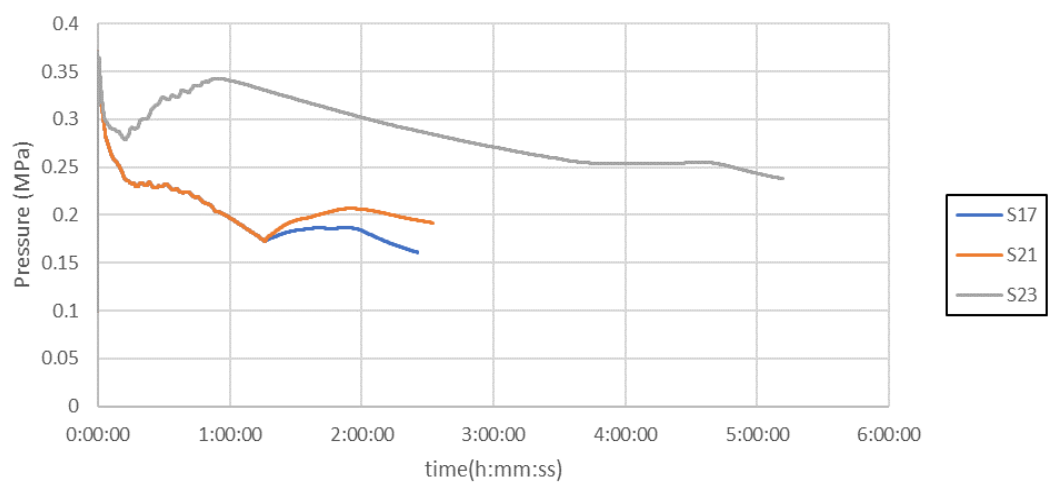


图 2.3-18 格納容器内压力

(4) Group4

Group 4 では炉心注入が蓄圧注入のみケースについて取り扱う。表 2.3-7 に Group 4 の解析結果と文献[8]との比較表を記載した。

Group 4 では、他の大破断 LOCA と同様に初期の炉心水位の減少が大きく、さらに炉心注入が行われないケースのため、破断開始から約 2 分頃に被覆管温度が 1200 °C を超えた。

コールドレグ配管のギロチン破断によって破断流量(図 2.3-19)は最大約 27000 kg/s に達した。被覆管最高温度(図 2.3-20)は、大破断初期での冷却材喪失が大きいため、約 2 分頃に 1200 °C に達した。

蓄圧注入系の注入は時刻 30 秒までに開始されるが、破断流量による冷却材喪失が大きく、高圧注入系と低圧注入系の注入が行われないため、図 2.3-21 に示すように炉心水位は回復しなかった。格納容器圧力(図 2.3-22)は破断開始時に 0.37 MPa まで上昇し、一旦圧力は下がるが、再び上昇し、時刻 30 秒頃に約 0.36 MPa まで上昇した。その後、圧力は減少した。スプレイ注入のある S24、S25 では、スプレイ注入系のない S26 よりも格納容器圧力が低かった。

表 2.3-7 PWR プラントの大破断 LOCA Group 4 の結果まとめ

	被覆管破損時刻		格納容器圧力				
SQ#	初期	長期	破断時(MPa)	5分までの最大圧力(MPa)		24h(MPa)	JNES報告書
S24	0:02:00	-	0.3707	0:00:30	0.3618	-	AEC
S25	0:02:02	-	0.3707	0:00:30	0.3617	-	AE
S26	0:01:55	-	0.3707	0:00:34	0.3645	-	AE

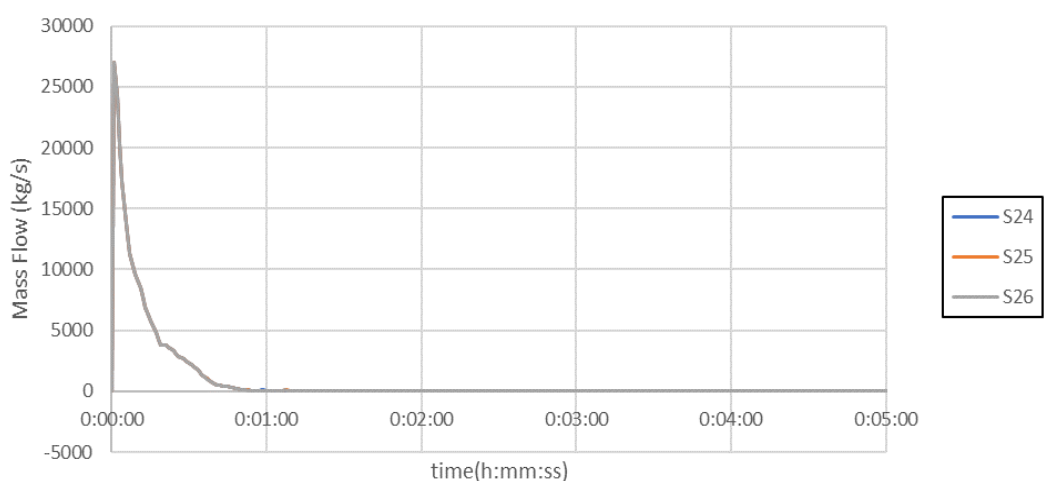


図 2.3-19 破断流量

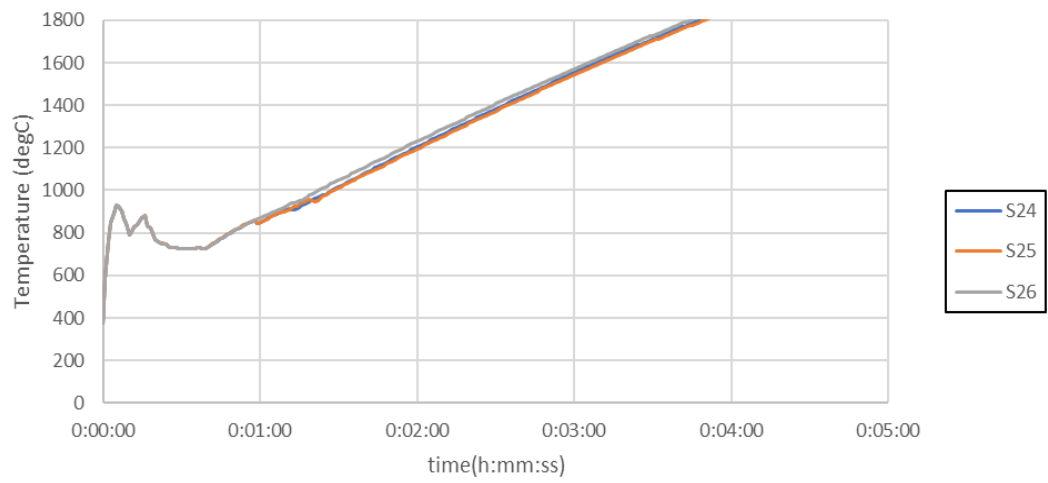


图 2.3-20 被覆管最高温度

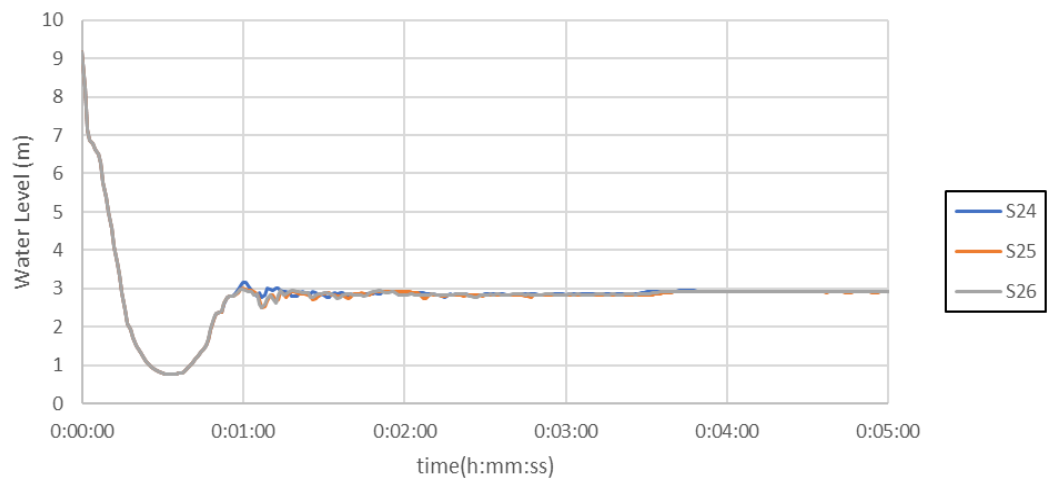


图 2.3-21 炉心水位

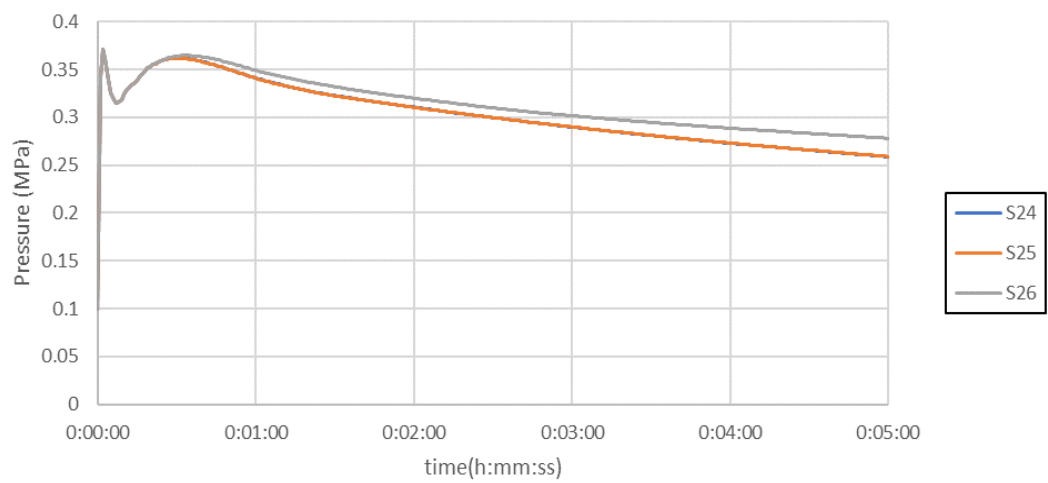


图 2.3-22 格納容器内压力

2.3.3.2. 中破断 LOCA 解析

中破断 LOCA として抽出した 20 のシーケンスを、ここでは工学的安全系の成功の組合せの類似性から、6 つのグループに分類した。分類したシーケンス群を表 2.3-9 に示す。

表 2.3-8 中破断 LOCA での事故シーケンスグループ分け

グループ	シーケンス番号	主に成功するヘディング
Group 1	S03、S04、S07、S11	「高圧注入系」、「低圧注入系/2次系の減圧」、「スプレイ注入系」
Group 2	S13、S14、S16	「高圧注入系」、「低圧注入系/2次系の減圧」
Group 3	S18、S19、S20、S21	「高圧注入系」、「スプレイ注入系」
Group 4	S22、S23、S24	「高圧注入系」
Group 5	S27、S31、S33	「低圧注入系/2次系の減圧」
Group 6	S34、S35、S36	蓄圧注入系以外の炉心注入が行われないシーケンス

*全てのシーケンスで蓄圧注入は成功する

(1) Group1

Group 1 では低圧注入系/2 次系の減圧と高圧注入系が行われ、格納容器スプレイ系が行われたケースについて取り扱う。表 2.3-9 に Group 1 の解析結果と文献[8]との比較表を記載した。

ループ 1 の一次側コールドレグ配管の約 6 インチ破断によって破断流量(図 2.3-23)は最大約 1400 kg/s に達した。高圧再循環が成功する S03、S04 では積算破断流量が増加し続けた。被覆管最高温度(図 2.3-24)は、約 4 分 30 秒頃に約 500 °C を超えるが、炉心水位が回復するとともに被覆管温度は減少した。また、炉心部への注入設備の仕様が同じにもかかわらず、他のケースと比較して S03 では、格納容器の圧力に影響し、僅かに破断流量が変化したため、被覆管最高温度の挙動に差異が見られた。その後、時刻 1 時間 18 分頃注水系の水源喪失のため、再循環系による炉心注入が行われない S07、S11 では再び炉心水位が減少することによって、被覆管温度(図 2.3-24)が上昇し、時刻 2 時間 33 分頃に炉心損傷に至った。再循環による炉心注入を行う S03、S04 では RWST 水源の枯渇後に再循環高圧注入が行われた。

格納容器圧力(図 2.3-26)は破断開始時に約 0.25 MPa まで上昇し、格納容器スプレイ注入が行われることで一旦圧力は下がるが、再び上昇した。その後、格納容器スプレイ注入が停止する時刻 1 時間 18 分頃から、再び圧力上昇した。格納容器自然対流冷却が行われる S03 では圧力は約 0.2 MPa で安定した。また、格納容器温度(図 2.3-27)は破断開始時に約 140°C まで上昇し注入が行われることで温度は下がるが、再循環が行わない S07、S11 では、RWST 水源が枯渇する時刻 1 時間 18 分頃から、再び温度が上昇した。

表 2.3-9 PWR プラントの中破断 LOCA Group 1 の結果まとめ

SQ#	被覆管破損時刻	格納容器圧力					JNES報告書
		30分までの最大圧力(MPa)	0.2510	4時間までの最大圧力(MPa)	0.1908	24h(MPa)	
S03	-	0:07:15	0.2510	0:30:00	0.1908	0.20	OK
S04	-	0:07:14	0.2514	0:30:00	0.1930	0.23	P
S07	2:33:19	0:07:14	0.2514	0:30:00	0.1930	-	ALC
S11	2:33:12	0:07:14	0.2514	0:30:00	0.1930	-	AL

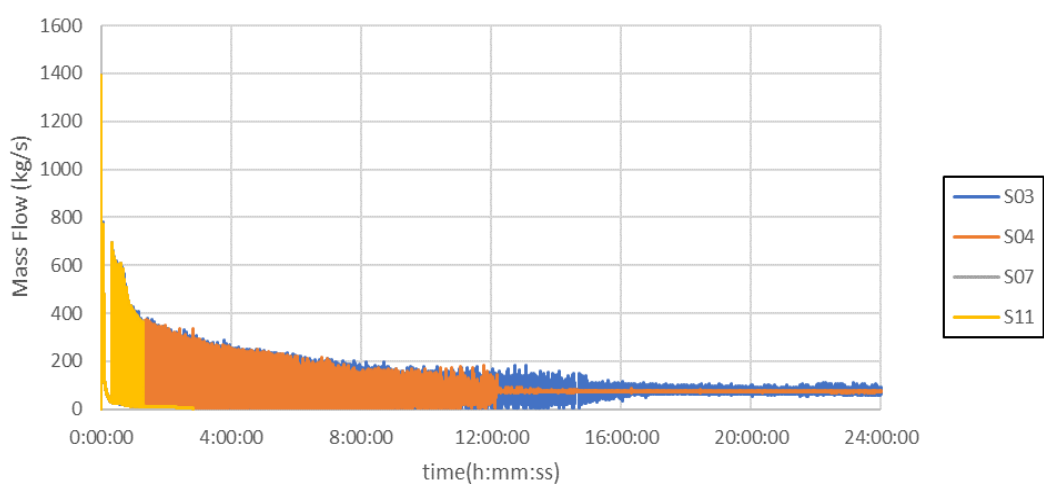


図 2.3-23 破断流量

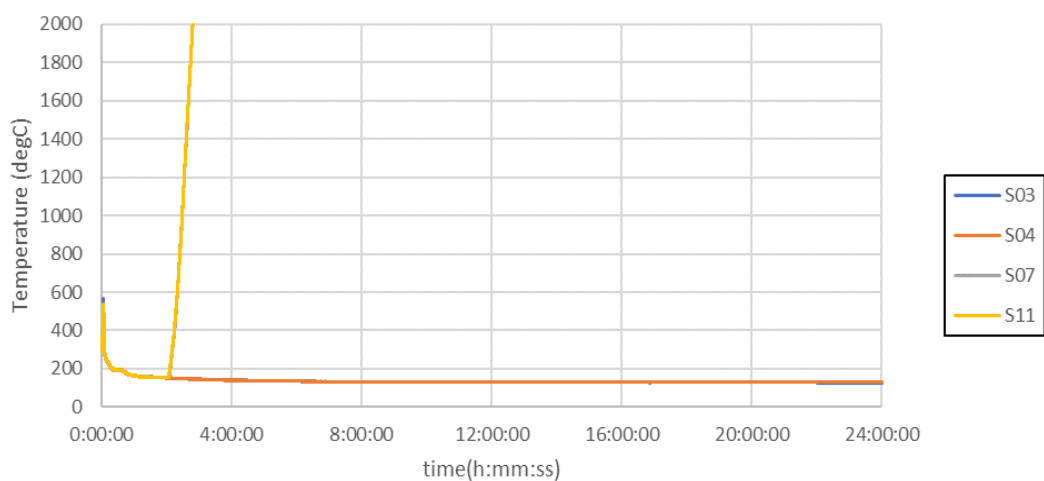


図 2.3-24 被覆管最高温度

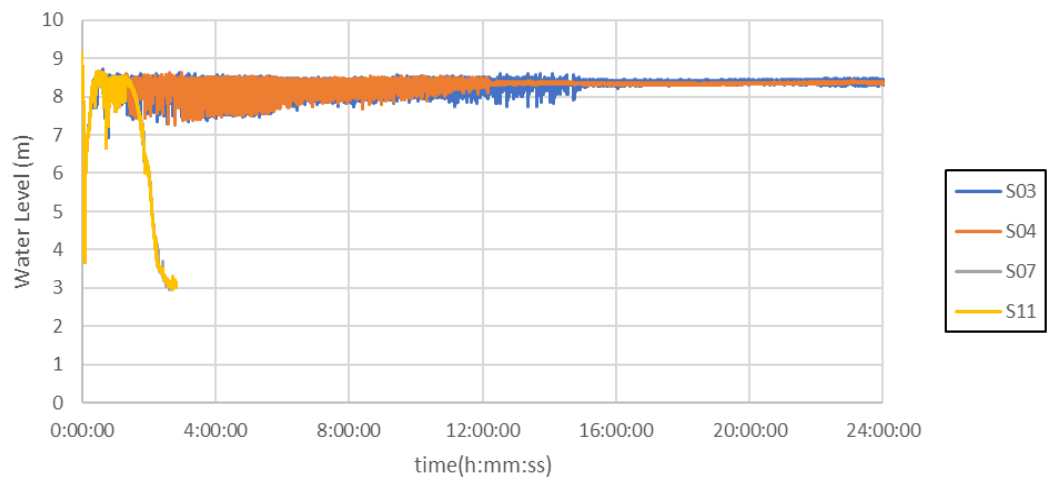


图 2.3-25 炉心水位

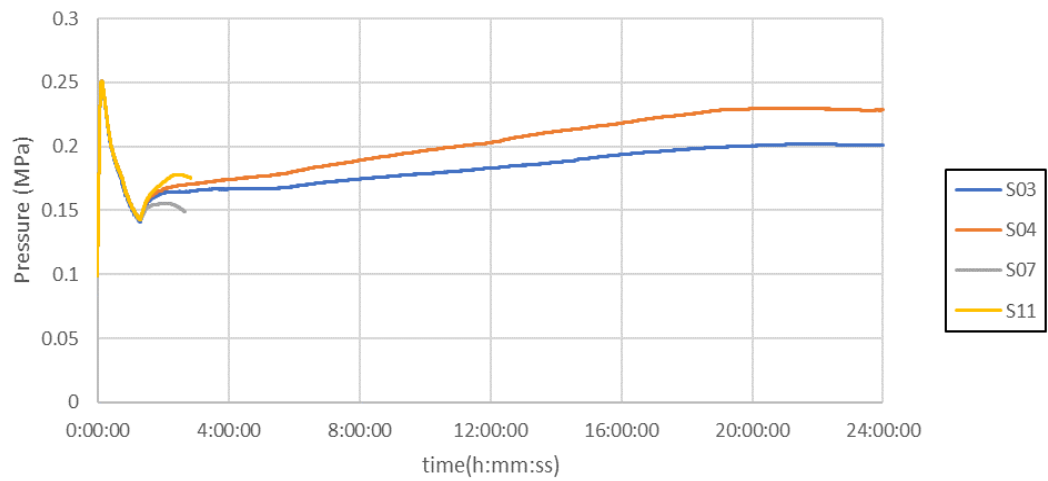


图 2.3-26 格納容器内压力

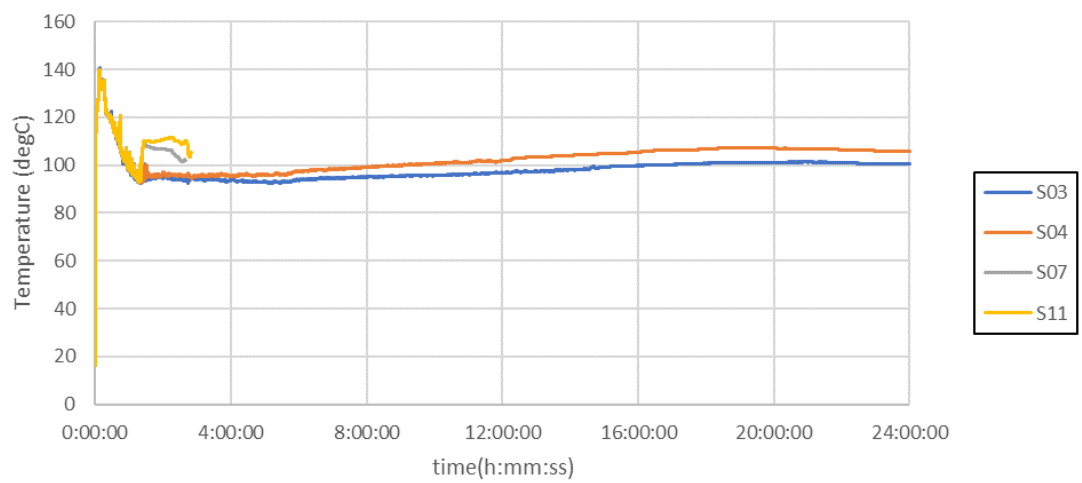


图 2.3-27 格納容器内温度

(2) Group2

Group 2 では低圧注入系/2 次系の減圧と高圧注入系が行われ、格納容器スプレイ系が行われないケースについて取り扱う。表 2.3-10 に Group 2 の解析結果と文献[8]との比較表を記載した。

ループ 1 の一次側コールドレグ配管の約 6 インチ破断によって破断流量(図 2.3-28)は最大約 1400 kg/s に達した。被覆管最高温度(図 2.3-29)は、約 4 分 30 秒頃に約 500℃を超え炉心水位が回復するとともに被覆管温度は減少した。S13 では、格納容器自然対流冷却による除熱によって破断先の圧力に影響し、僅かに破断流量が変化し被覆管最高温度の挙動に差異が見られた。その後、時刻 2 時間 41 分頃注水系の水源喪失のため、再循環系による炉心注入が行われない S16 では再び炉心水位が減少することによって、被覆管温度が上昇し、S16 は時刻 4 時間 19 分頃に炉心損傷に至った。再循環による炉心注入を行う S13、S14 では RWST 水源の枯渇後に再循環高圧注入が行われた。

格納容器圧力(図 2.3-31)は破断開始時に約 0.26 MPa まで上昇し、Group2 では格納容器スプレイ系が作動しないので、圧力あまり下がらず、S14、S16 では時刻 1 時間 26 分頃約 0.28 MPa まで上昇し、S13 では格納容器自然対流冷却が行われているので圧力上昇はあまりしなかった。その後、時刻 1 時間 30 分以降 Group2 の格納容器内圧力は一旦下がり、再び圧力上昇する。格納容器自然対流冷却が行われる S03 では圧力は約 0.2 MPa で安定する。また、格納容器温度(図 2.3-32)は破断開始時に約 140 ℃まで上昇し、S13 では、自然対流冷却のため格納容器スプレイ注入に比べ、格納容器内の温度低下は少なかった。その後、高圧再循環が行われるが、格納容器自然対流冷却が行われる S13 と行われない S14 では、温度上昇に差異が見られた。

表 2.3-10 PWR プラントの中 LOCA Group 2 の結果まとめ

SQ#	被覆管破損時刻	格納容器圧力					JNES報告書
		30分までの最大圧力(MPa)	4時間までの最大圧力(MPa)	24h(MPa)			
S13	-	0:09:16	0.2621	0:44:54	0.2607	0.20	OK
S14	-	0:10:19	0.2631	1:26:31	0.2805	0.23	P
S16	4:19:07	0:10:19	0.2631	1:26:31	0.2805	-	ALC

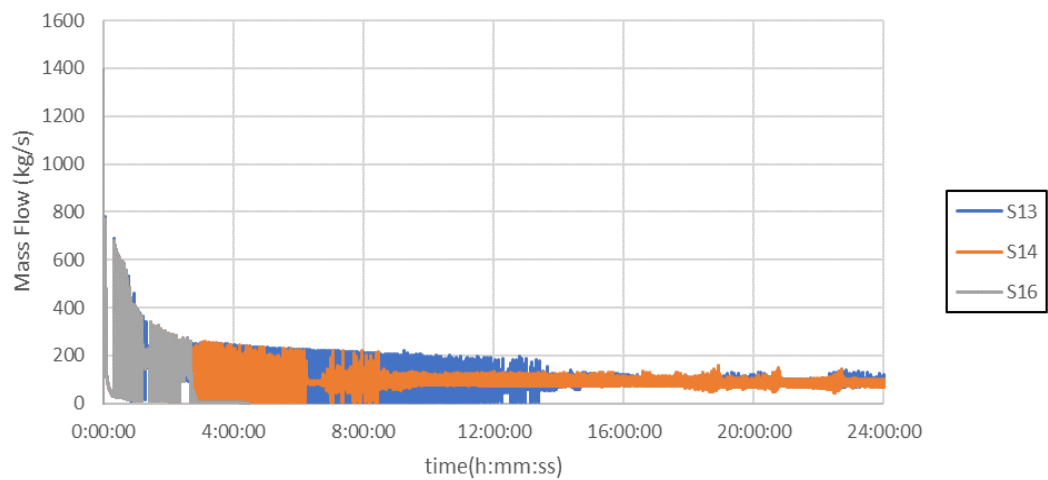


图 2.3-28 破断流量

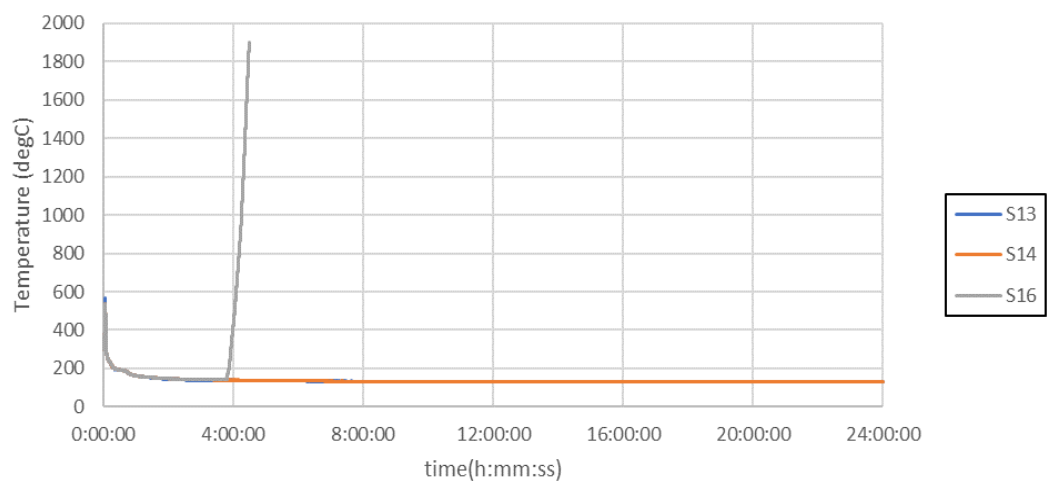


图 2.3-29 被覆管最高温度

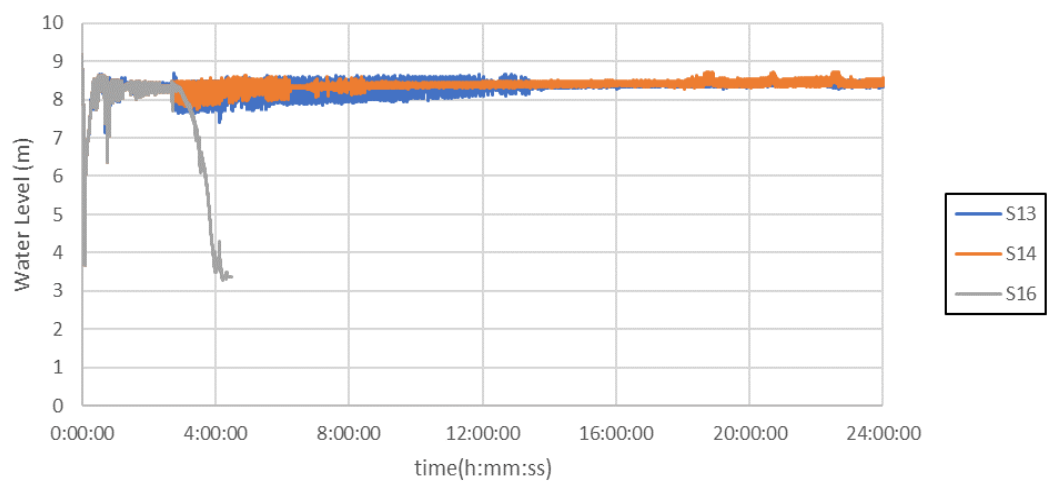


图 2.3-30 炉心水位

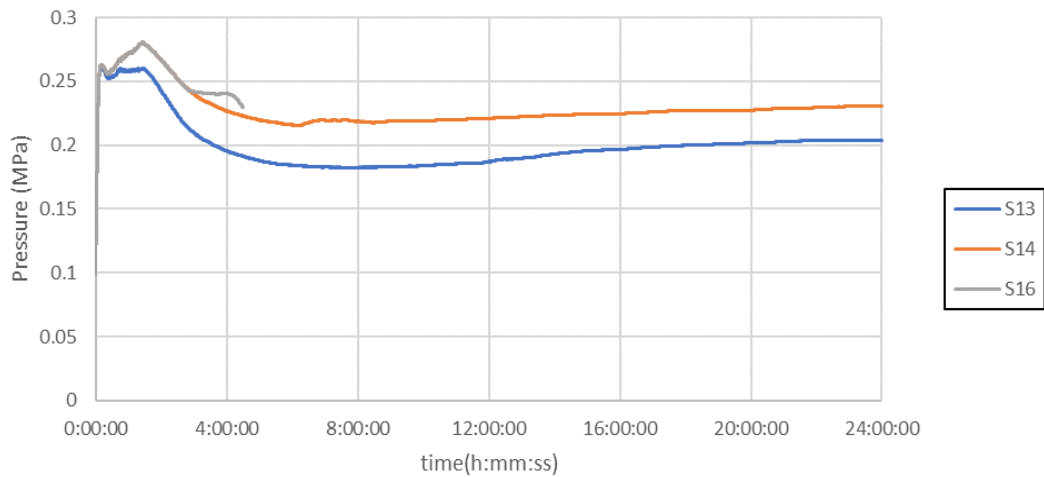


図 2.3-31 格納容器内圧力

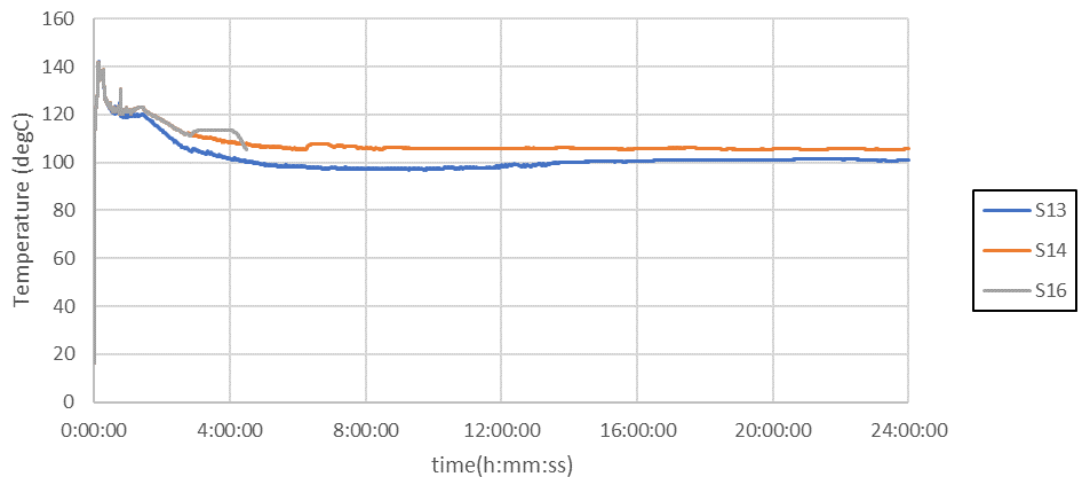


図 2.3-32 格納容器内温度

(3) Group3

Group 3 では高圧注入系の炉心注水が行われ、格納容器スプレイ系が行われたケースについて取り扱う。表 2.3-11 に Group 3 の解析結果と文献[8]との比較表を記載した。

ループ 1 の一次側コールドレグ配管の約 6 インチ破断によって破断流量(図 2.3-33)は最大約 1400 kg/s に達した。被覆管最高温度(図 2.3-34)は、約 4 分 30 秒頃に約 500 °C を超え、炉心水位が回復するとともに被覆管温度は減少した。また、炉心部への注入設備の成功/失敗が同じであるにも関わらず、他のケースと比較して S18 では、格納容器自然対流冷却による除熱によって破断先の圧力に影響し、僅かに破断流量が変化し被覆管最高温度の挙動に差異が見られた。その後、時刻 1 時間 30 分頃注水系の水源喪失のため、再循環系による炉心注水が行われない S20、S21 では再び炉心水位が減少することによって、被覆管温度

(図 2.3-34)が上昇し、時刻 2 時間 48 分頃に 1200℃に至った。再循環による炉心注入を行う S18、S19 では RWST 水源の枯渇後に再循環高圧注入が行われた。

格納容器圧力(図 2.3-36)は破断開始時に約 0.25 MPa まで上昇し、格納容器スプレイ注入が行われることで一旦圧力は下がるが、再び上昇した。その後、格納容器スプレイ注入が停止する時刻 1 時間 30 分頃から、再び圧力上昇した。解析 24 時間時点で、炉心格納容器自然対流冷却が行われる S18 では圧力が約 0.27 MPa、格納容器自然対流冷却が行われない S19 では圧力が約 0.40 MPa まで上昇し続けた。また、格納容器温度(図 2.3-37)は破断開始時に約 140℃まで上昇し注入が行われることで温度は下がる。RWST 水源が枯渇する時刻 1 時間 30 分頃から、高圧再循環による炉心注水に切り替わる S18、S19 では徐々に格納容器温度上昇し、水源が切り替わらない S20、S21 では炉心冷却が行われないため急激な格納容器温度の温度上昇が時刻 1 時間 30 分頃から見られた。

表 2.3-11 PWR プラントの中 LOCA Group 3 の結果まとめ

SQ#	被覆管破損時刻	格納容器圧力					JNES報告書
		30分までの最大圧力(MPa)	4時間までの最大圧力(MPa)	24h(MPa)			
S18	-	0:07:15 0.2510	4:00:00 0.2221	0.27			OK
S19	-	0:07:14 0.2514	4:00:00 0.2383	0.40			P
S20	2:47:58	0:07:14 0.2514	0:30:00 0.1930	-			ALC
S21	2:48:06	0:07:14 0.2514	2:35:24 0.2110	-			AL

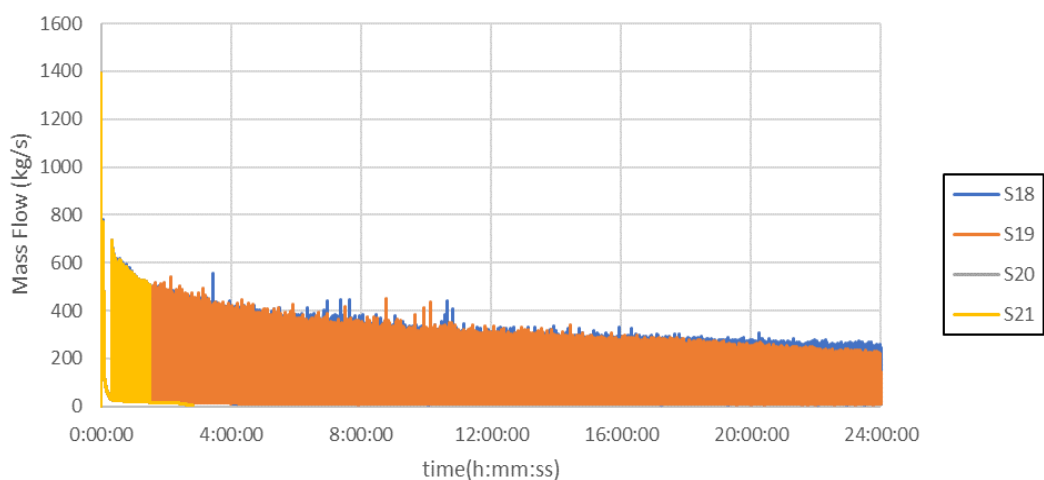


図 2.3-33 破断流量

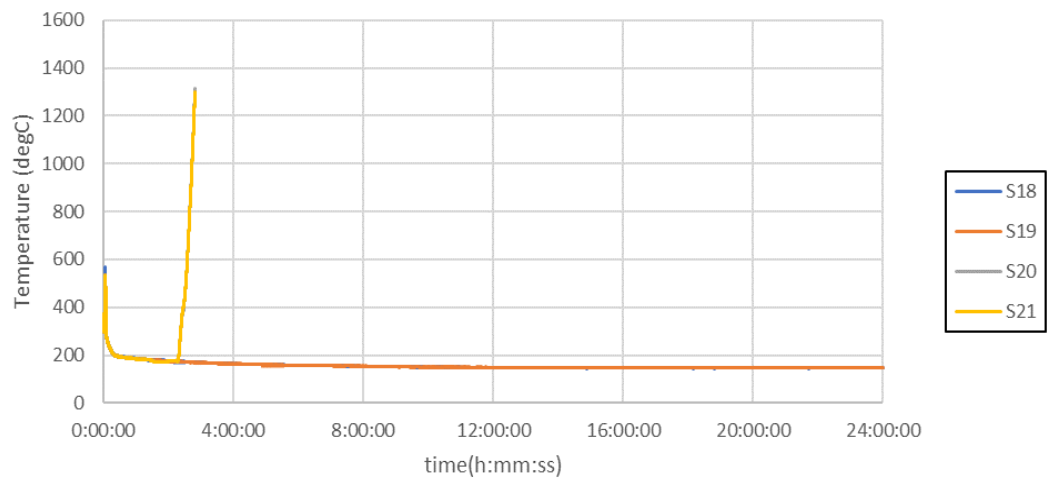


图 2.3-34 被覆管最高温度

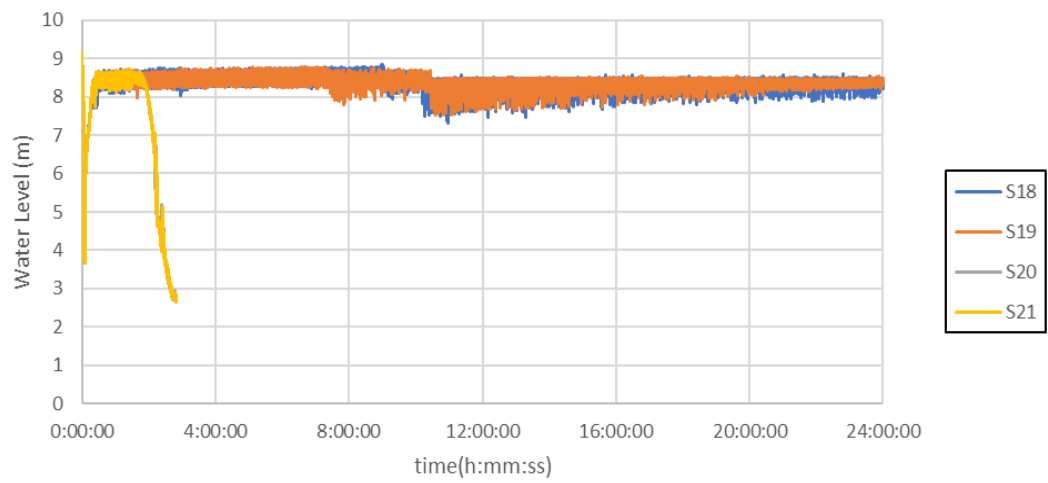


图 2.3-35 炉心水位

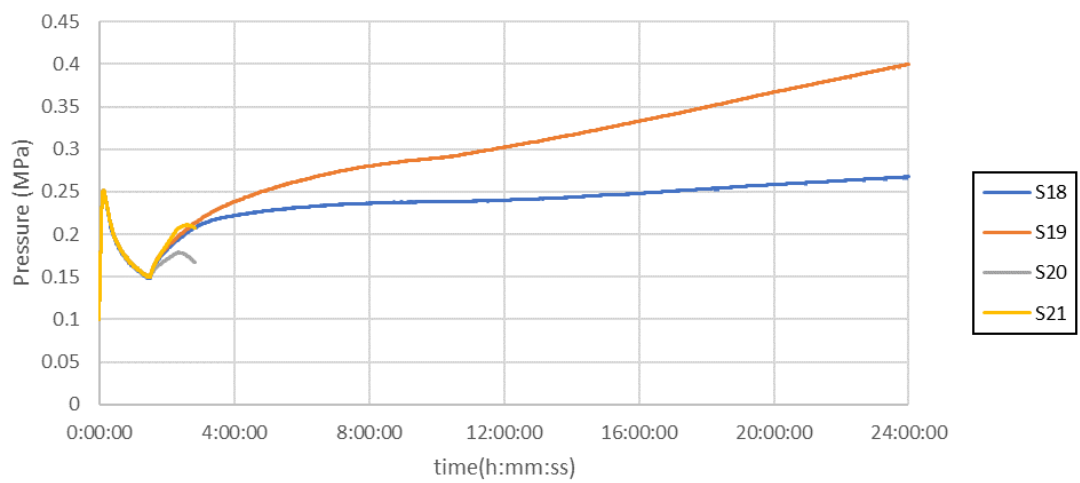


图 2.3-36 格納容器内压力

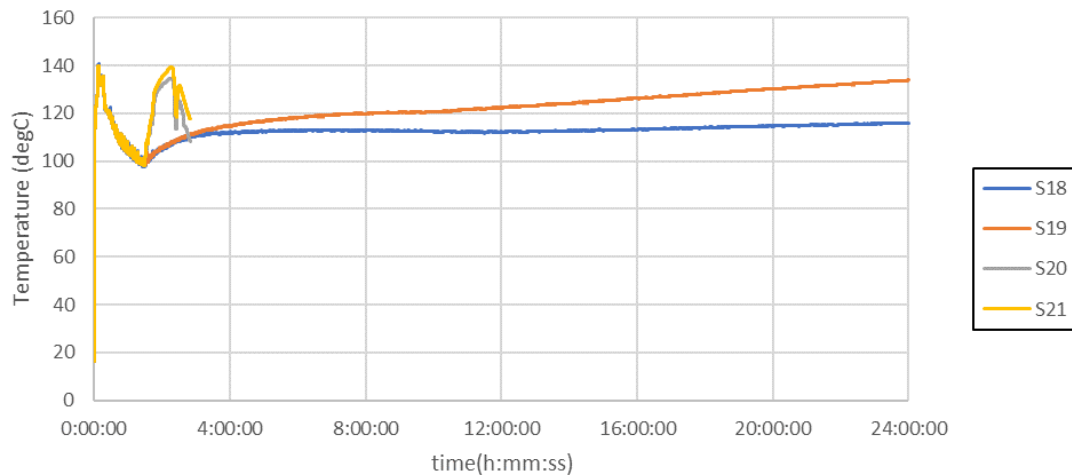


図 2.3-37 格納容器内温度

(4) Group4

Group 4 では高圧注入系のみの炉心注水が行われたケースについて取り扱う。表 2.3-12 に Group 4 の解析結果と文献[8]との比較表を記載した。

ループ 1 の一次側コールドレグ配管の約 6 インチ破断によって破断流量(図 2.3-38)は最大約 1400 kg/s に達した。その後、高圧再循環が成功する S22、S23 では積算破断流量が増加し続けた。被覆管最高温度(図 2.3-39)は、約 4 分 30 秒頃に約 500 °C を超え、炉心水位が回復するとともに被覆管温度は減少した。また、炉心注入設備の使用不使用が他のケースと比較して S22 の挙動が異なるのは、格納容器自然対流冷却による除熱によって破断先の圧力に影響し、僅かに破断流量が変化し被覆管最高温度の挙動に差異が見られたためである。その後、時刻 5 時間 33 分頃注水系の水源喪失のため、再循環系による炉心注入が行われない S24 では再び炉心水位が減少することによって、被覆管温度(図 2.3-39)が上昇し、S24 は時刻 6 時間 52 分頃に 1200°C に至った。再循環による炉心注入を行う S22、S23 では RWST 水源の枯渇後に再循環高圧注入が行われた。

格納容器圧力(図 2.3-41)は破断開始時に約 0.26 MPa まで上昇し、Group4 では格納容器スプレイ系が作動しないので、圧力あまり下らず、S23、S24 では時刻 3 時間 1 分頃約 0.32 MPa まで上昇し、S22 では格納容器自然対流冷却が行われているが僅かに圧力上昇した。その後、Group4 の格納容器内圧力は一旦下がり、時刻 9 時間頃から再び圧力上昇する。解析 24 時間時点で、炉心格納容器自然対流冷却が行われる S22 では圧力が約 0.26 MPa、炉心格納容器自然対流冷却が行われない S23 では圧力が約 0.41 MPa まで上昇し続けた。また、格納容器温度(図 2.3-42)は破断開始時に約 140 °C まで上昇し、格納容器スプレイ注入が行われないため、格納容器内自然対流冷却が行われるが温度低下は少なかった。その後、S22 と S23 では高圧再循環が行われるが、Group4 では 2 次側の減圧が行われないため、Group2 に比べ、格納容器温度が上昇した。格納容器自然対流冷却が行われる S22 と行われ

ない S23 では、温度上昇に差異が見られた。

表 2.3-12 PWR プラントの中 LOCA Group 4 の結果まとめ

		格納容器圧力					
SQ#	被覆管破損時刻	30分までの最大圧力(MPa)	4時間までの最大圧力(MPa)		24h(MPa)	JNES報告書	
S22	-	0:09:16	0.2621	2:02:13	0.2766	0.26	OK
S23	-	0:10:19	0.2631	3:01:46	0.3188	0.41	P
S24	6:52:28	0:10:19	0.2631	3:01:46	0.3188	-	AL

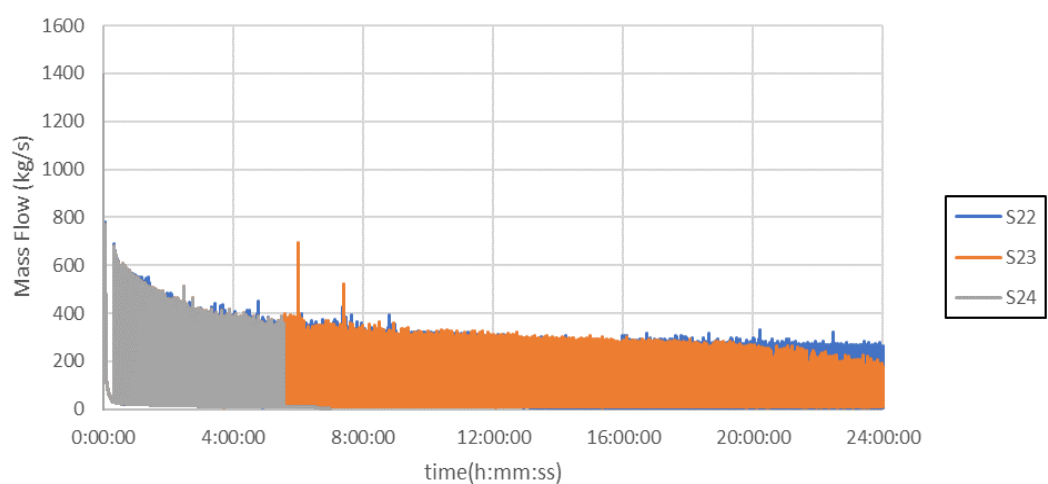


図 2.3-38 破断流量

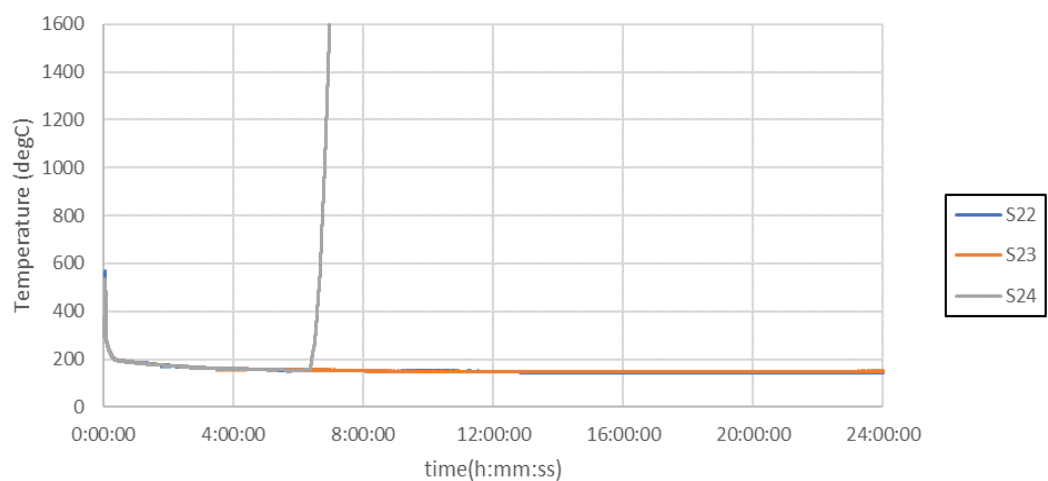


図 2.3-39 被覆管最高温度

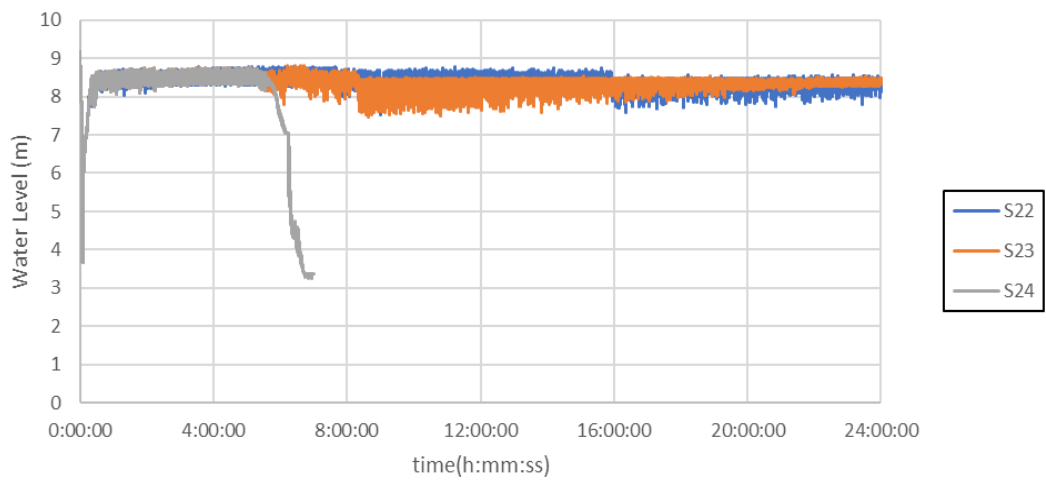


图 2.3-40 炉心水位

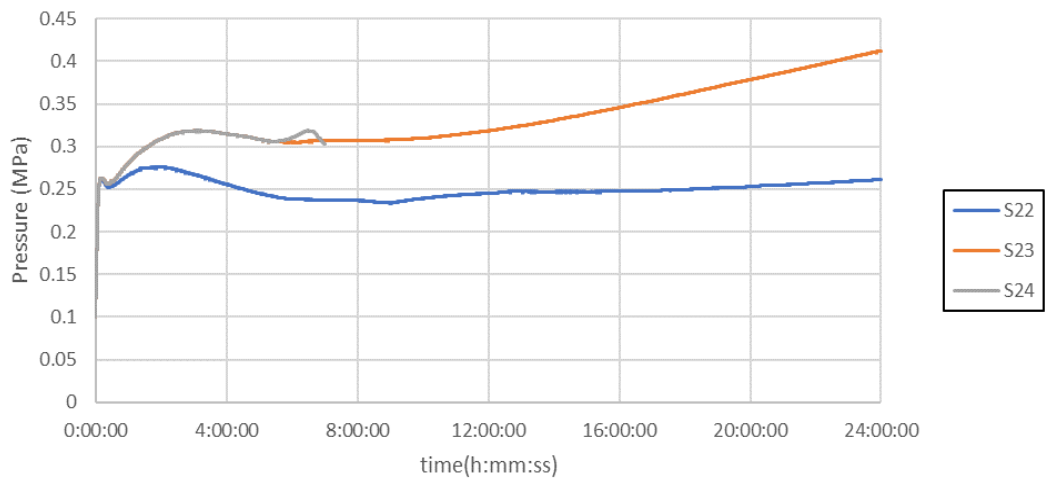


图 2.3-41 格納容器内压力

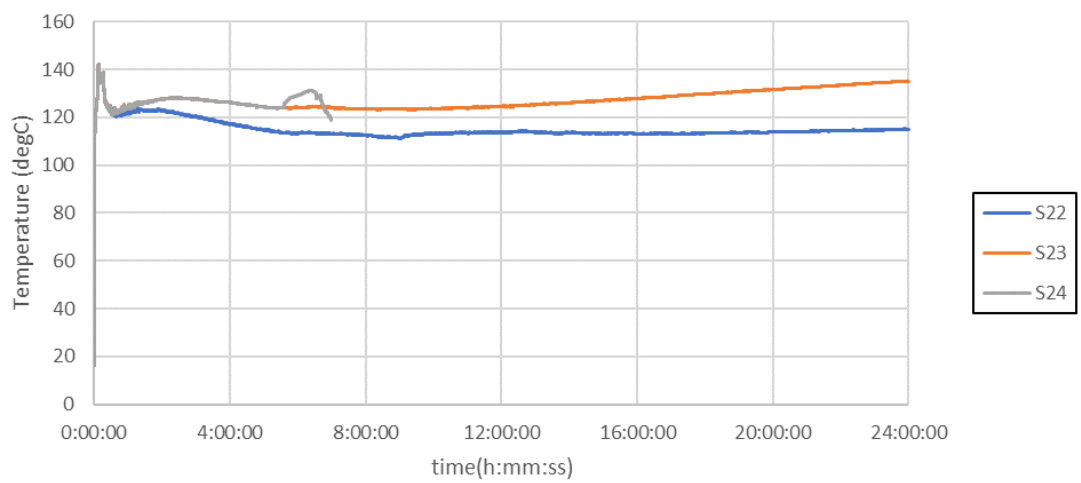


图 2.3-42 格納容器内温度

(5) Group5

Group 5 では低圧注入系/2 次系の減圧が行われたケースについて取り扱う。表 2.3-13 に Group 5 の解析結果と文献[8]との比較表を記載した。

ループ 1 の一次側コールドレグ配管の約 6 インチ破断によって破断流量(図 2.3-43)は最大約 1400 kg/s に達した。被覆管最高温度(図 2.3-44)は、約 4 分 30 秒頃に約 500 °C を超え、炉心水位が回復したあとは被覆管温度が低下した。しかし、Group5 は高圧注入がないので、水位の回復水量より破断先への流量が多くなり、再び水位(図 2.3-45)が低下し被覆管温度上昇を起こした。その後、低圧注入による水位回復により、時刻 35 分頃から被覆管温度は減少した。また、それぞれのケースで注水系の水源喪失後に、被覆管温度(図 2.3-44)が上昇し、S27 では 1 時間 15 分、S31 では 1 時間 24 分、S33 では 1 時間 48 分後に炉心損傷に至った。

格納容器圧力(図 2.3-46)は破断開始時に約 0.25 MPa まで上昇し、格納容器スプレイ系が作動する S27、S31 は、時刻 1 時間 34 分頃の RWST の水源枯渇まで圧力は減少し、その後上昇した。S33 は、破断開始時に約 0.27 MPa まで上昇した。また、格納容器温度(図 2.3-42)は破断開始時に約 166 °C まで上昇し、格納容器スプレイ注入が行われるケース(S27、S31)と行われないケース(S33)で、格納容器スプレイ系開始後の温度低下に差異が見られた。

表 2.3-13 PWR プラントの中 LOCA Group 5 の結果まとめ

SQ#	被覆管破損時刻	格納容器圧力					JNES報告書
		30分までの最大圧力(MPa)	4時間までの最大圧力(MPa)	24h(MPa)			
S27	2:49:12	0:08:02	0.2536	0:30:00	0.1891	-	ALC
S31	2:58:00	0:08:02	0.2536	0:30:00	0.1891	-	AL
S33	6:11:25	0:12:52	0.2678	1:56:42	0.2659	-	AL

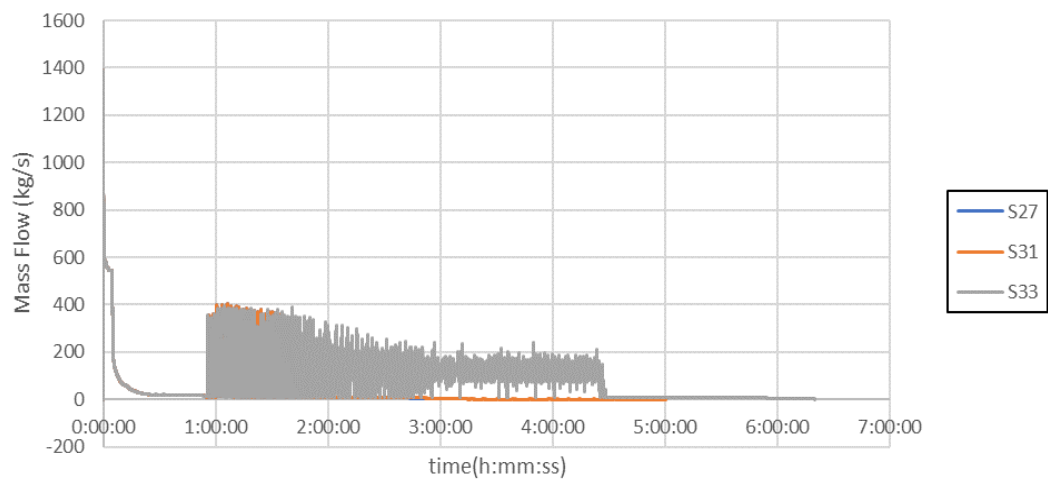


图 2.3-43 破断流量

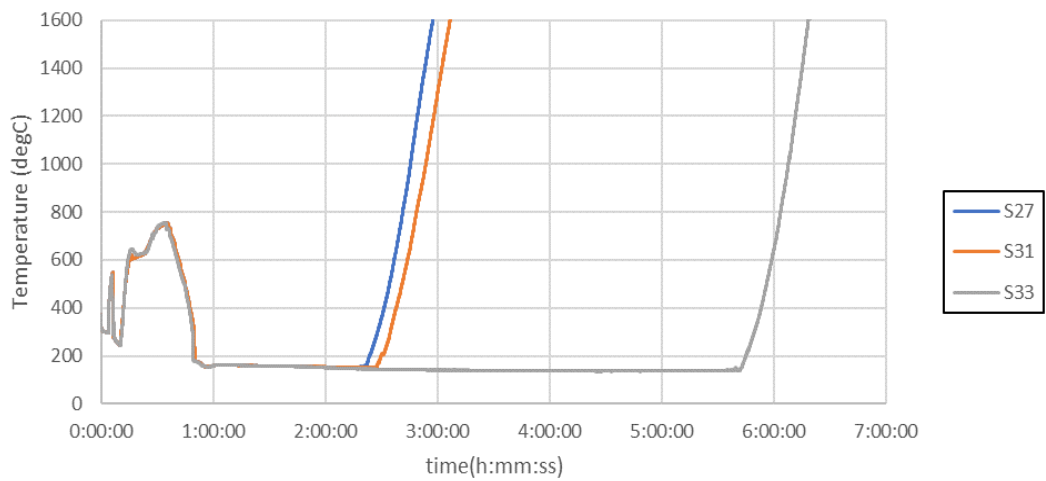


图 2.3-44 被覆管最高温度

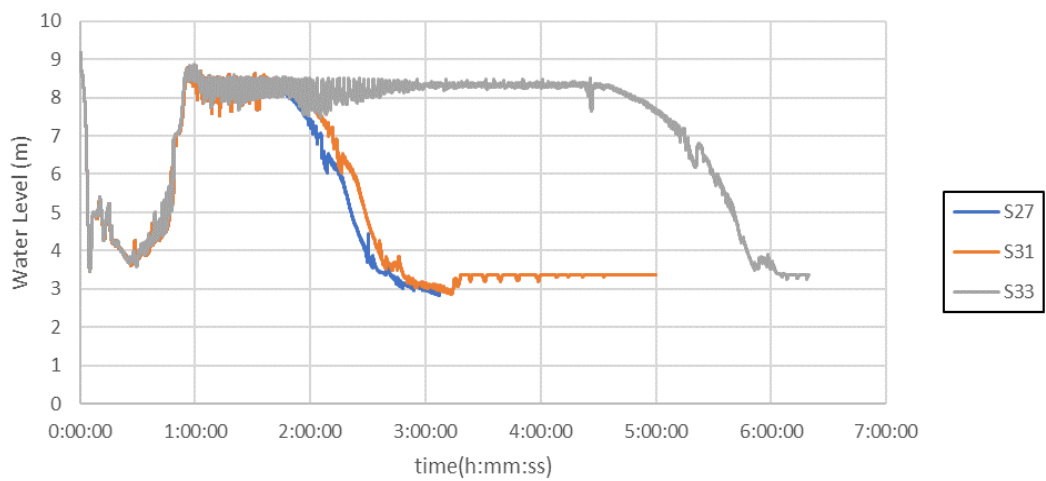


图 2.3-45 炉心水位

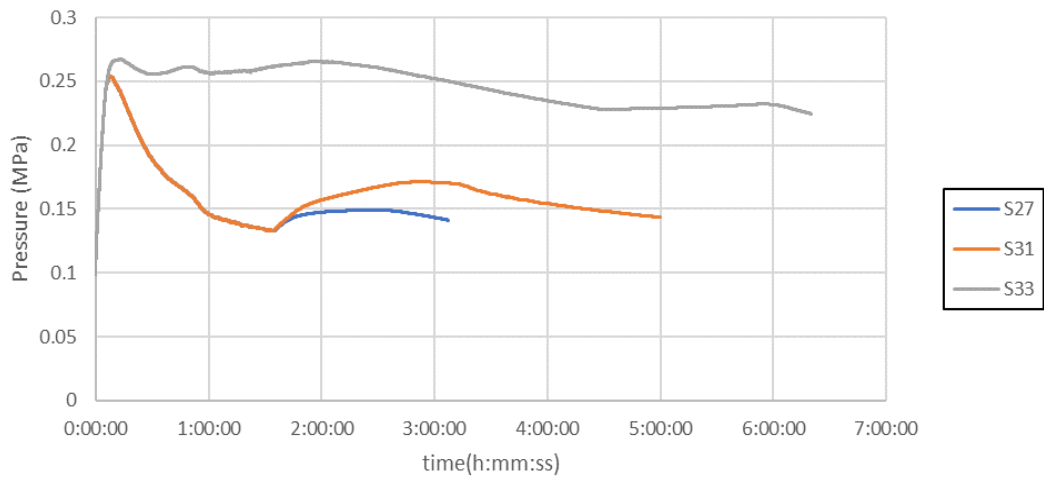


図 2.3-46 格納容器内圧力

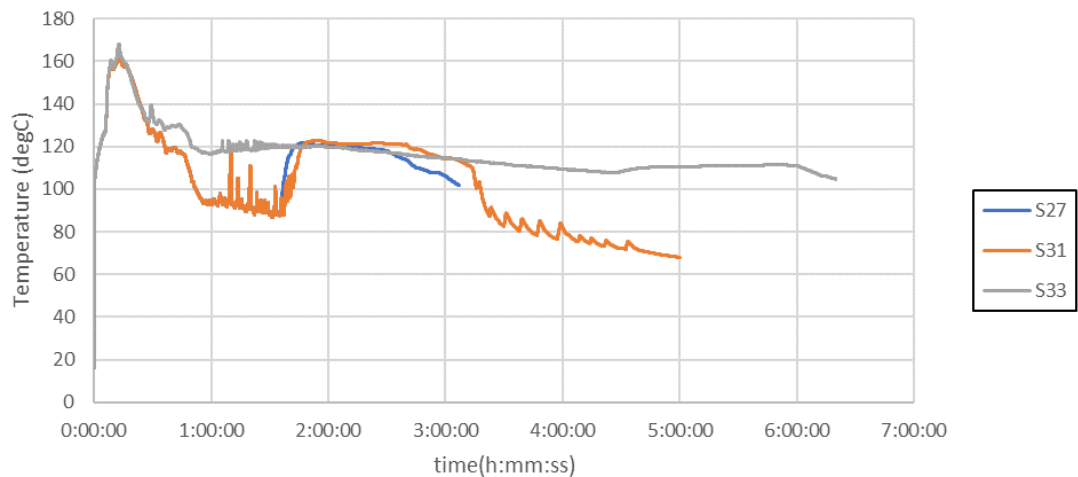


図 2.3-47 格納容器内温度

(6) Group6

Group 6 では炉心注入が蓄圧注入のみケースについて取り扱う。表 2.3-14 に Group 6 の解析結果と文献[8]との比較表を記載した。

ループ 1 の一次側コールドレグ配管の約 6 インチ破断によって破断流量(図 2.3-48)は最大約 1400 kg/s に達した。炉心水位が低下するため、被覆管最高温度(図 2.3-49)は約 3 分 55 秒頃から温度上昇し、時刻 6 分頃の水位回復(図 2.3-50)までに約 530 °Cに至り、被覆管温度が低下した。Group6 は蓄圧注入系以外の炉心注入がないので、時刻 10 分以降で水位が減少し、それぞれ S34 では 41 分、S35 では 41 分、S36 では 42 分に被覆管最高温度が 1200°Cを超えた。

格納容器圧力(図 2.3-51)は、破断開始時に S34、S35 では約 0.25 MPa まで上昇し、S33

では約 0.27 MPa まで上昇した。その後、格納容器スプレイ系が作動する S34、S35 では圧力が減少したが、作動しない S36 では被覆管損傷する時刻 41 分までに圧力が約 0.02MPa 減少する。また、格納容器温度(図 2.3-52)は破断開始時に約 166 °Cまで上昇し、格納容器スプレイ注入が行われるケースと行われないケースで、格納容器スプレイ系が開始する時刻 5 分以降での温度低下に差異が見られ、解析時間が短いが動作が 50 分以上経過した場合に、他のグループの解析同様に格納容器スプレイが行われる S34、S35 では約 100°C程度まで格納容器内温度が低下する。

表 2.3-14 PWR プラントの中 LOCA Group 6 の結果まとめ

SQ#	被覆管破損時刻	格納容器圧力					JNES報告書
		30分までの最大圧力(MPa)	4時間までの最大圧力(MPa)	24h(MPa)			
S34	0:41:11	0:08:02	0.2536	-	-	-	AEC
S35	0:41:11	0:08:02	0.2536	-	-	-	AE
S36	0:42:33	0:12:52	0.2678	-	-	-	AE

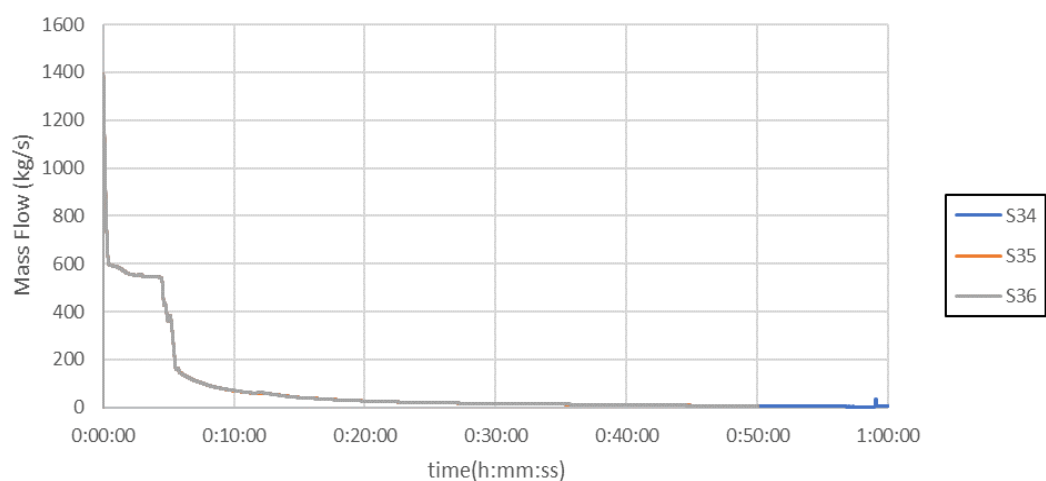


図 2.3-48 破断流量

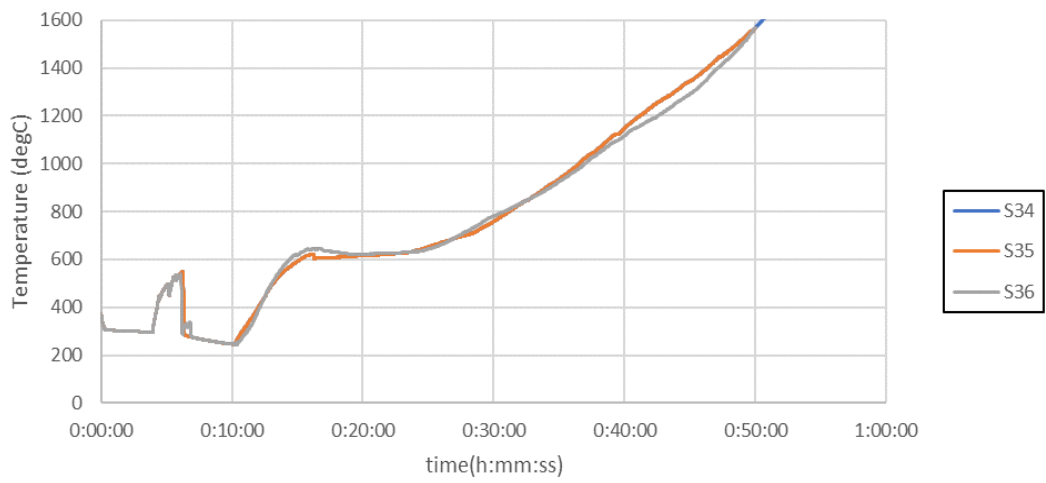


图 2.3-49 被覆管最高温度

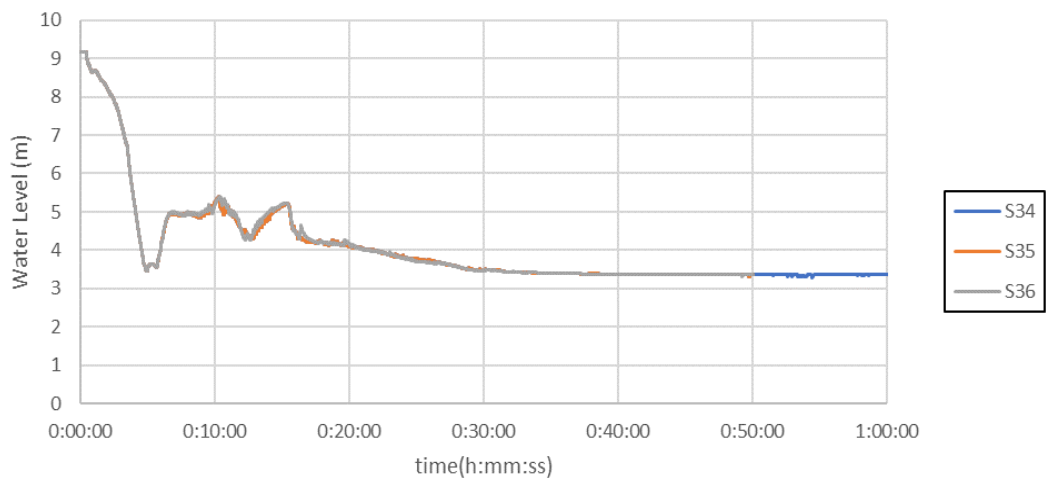


图 2.3-50 炉心水位

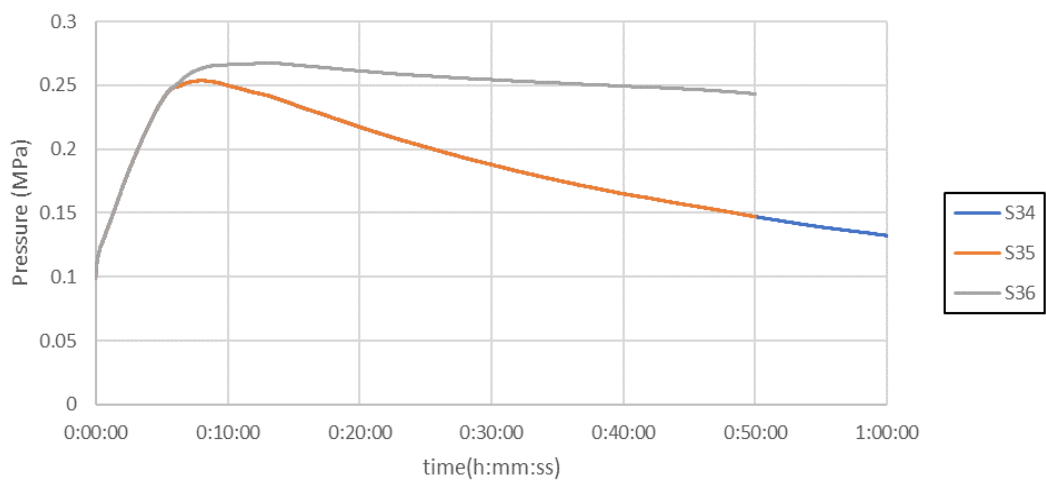


图 2.3-51 格納容器内压力

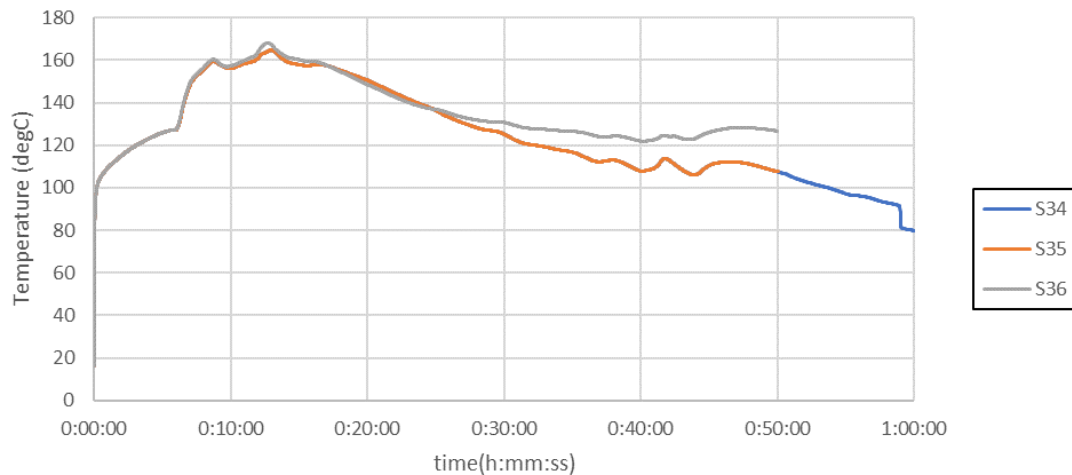


図 2.3-52 格納容器内温度

2.3.3.3. Apros による PWR LOCA 解析結果のまとめ

PWR プラントを対象に、大破断 LOCA 及び中破断 LOCA シナリオから代表的なシーケンスを抽出し従来 PRA の仮定に基づく解析を実施した。

大破断 LOCA では、1 次系コールドレグ配管にギロチン破断を仮定した。今回の解析では破断流量が多く、蓄圧系等初期に作動する注水でも炉心水位の維持ができず、被覆管最高温度は 1200℃を越える。その後注水が可能となると水位は回復し被覆管温度も低下する。注水が継続すると RWST の水位が低下するため、各注水系の再循環が成功しないと再び被覆管温度が 1200℃に至る。初期の被覆管温度上昇については解析モデルや初期設定等、従来の LOCA 解析パラメータとの整合性を図る必要があるが、安全工学設備の挙動と熱流動の関係については今後の動的 PRA との比較に利用できるものと判断する。

中破断 LOCA では、大破断 LOCA と破断場所は同じでその口径を 6 インチ相当にした解析である。破断が生じた後、炉心温度は一時的に上昇するが、大破断 LOCA のような初期の炉心水位が維持できないことはなく、注水により水位の回復及び被覆管温度の低下が見られた。中破断 LOCA 解析では、2 次側減圧、注水を考慮しており、この操作により 1 次系側の状態に変化が生じ、事故進展に影響を与えている。また、格納容器スプレイ等により格納容器の状態が変化するが、格納容器先行破損とその後の炉心損傷に続くモデルが現状ない。また、格納容器スプレイ系と炉心への注水系が同じ水源であるモデルのため、スプレイに成功した方が炉心水位の維持に失敗する傾向がみられる。

以上のように従来 ET の考え方だけでプラントシミュレーションを行うと解析モデル上の抜けが見られる。動的 PRA ではプラントシミュレーションとの連携になるため、このような解析を通じてアクシデントマネジメント手順と矛盾しないような解析条件の設定を行うことでより現実的なリスク評価が可能となる。

2.4. BWRを対象とした THALES2 と Apros の解析結果の比較

RAPID により生成された事故シーケンスを THALES2 で解析した結果と Apros との比較を行う。ここでは比較を単純化するため、従来 ET のシーケンス番号ごとに行う。

(1) S02 シーケンス

S02 は、HPCS による注水が継続するが、破断口隔離に失敗し水位制御が成功することで LOCA 流量を抑制するシーケンスである。図 2.4-1 に燃料被覆管温度履歴を示す。Apros 同様図 2.4-3 や図 2.4-4 に示すように注水は行われるが、図 2.4-5 や図 2.4-6 に示すように水源の枯渇により注水継続できず燃料被覆管最高温度（Peak Clad temperature; PCT）が 1200℃を超えるケースが見られる。他の 1200℃を超えるシーケンスでは、破断口隔離操作に要求時間の 30 分を超過して成功した場合、図 2.4-2 に示すように RPV 圧力が上昇する。図 2.4-3 に示すように HPCS による注水が継続されるが、その後継続運転に失敗し、修復時間が成功基準以内にもかかわらず数時間故障状態が継続する場合も炉心損傷に至っている。THALES2 による解析において 1200℃を超えないシーケンスでは、破断口隔離が作動要求時間の 30 分を超過する場合は LOCA 流量を抑制し注水が故障することなく継続する場合、炉心損傷を回避できた。このように事故シーケンスの構成の違いはあるが、同様な事故進展の場合、Apros と THALES において事故進展の挙動の理解に関して大きな違いはない。

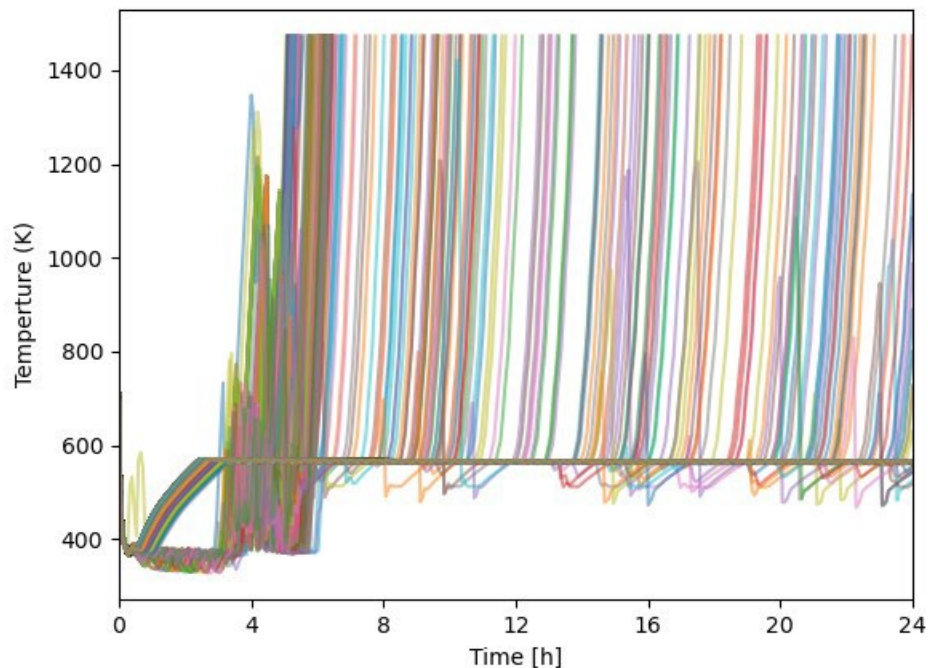


図 2.4-1 S02 燃料被覆管最高温度履歴

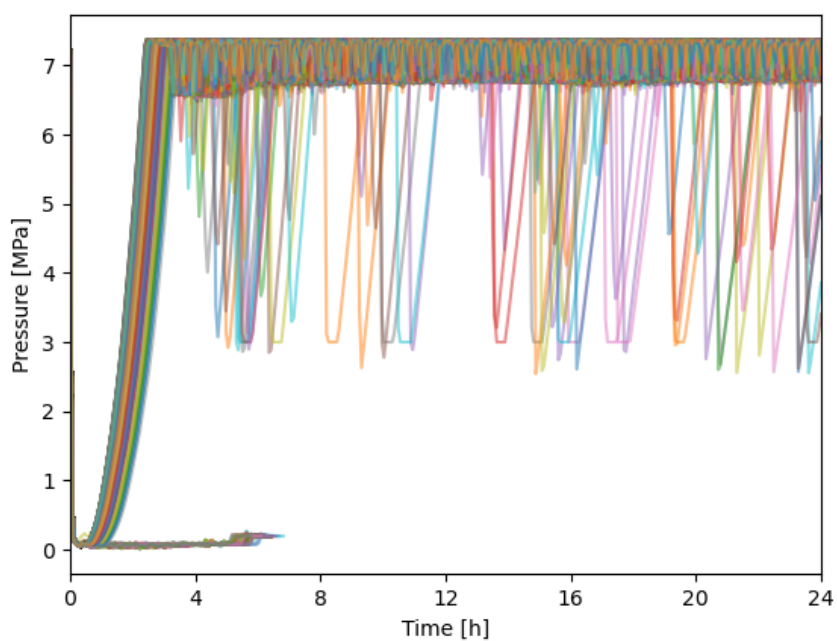


图 2.4-2 S02 RPV 压力履歴

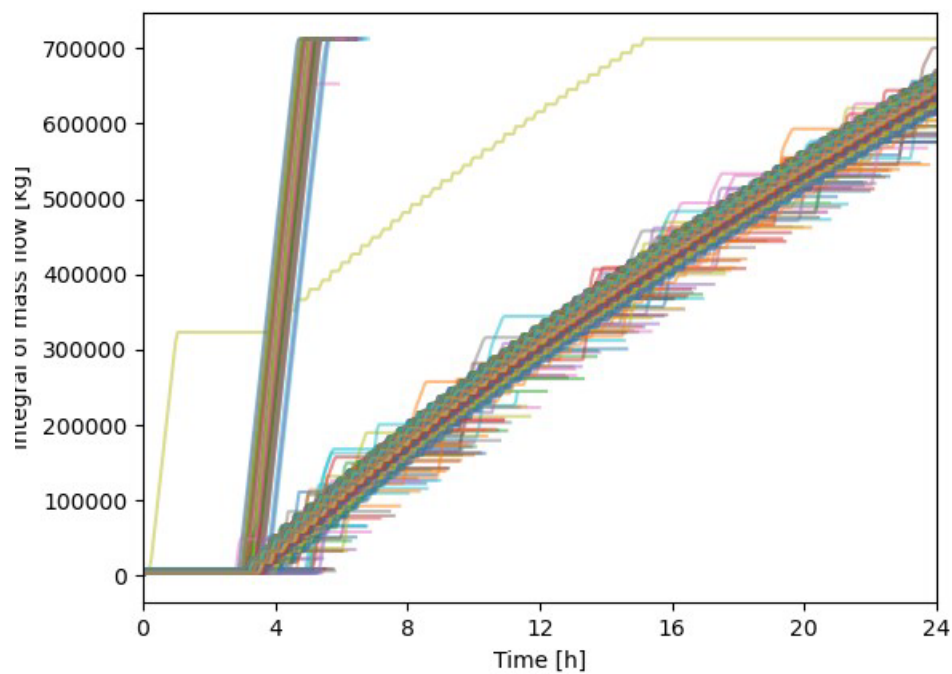


图 2.4-3 S02 HPCS 積算注水量

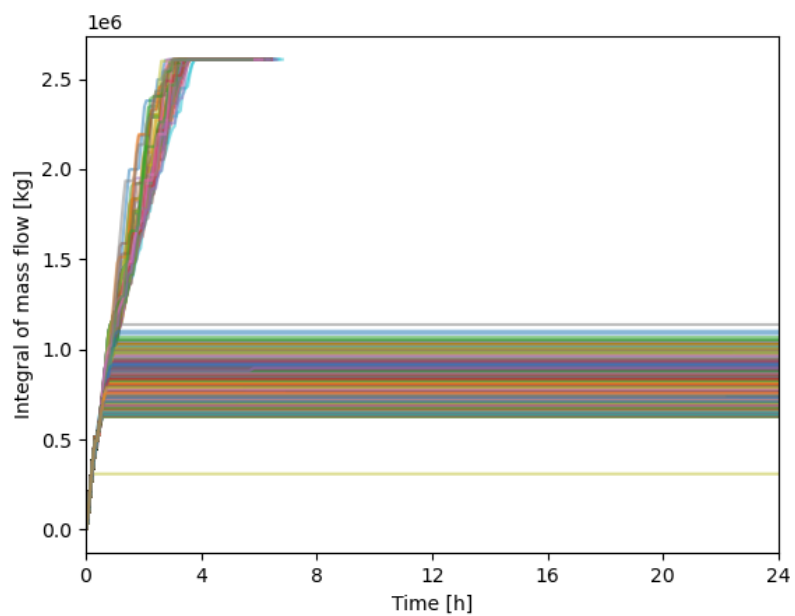


図 2.4-4 S02 LPCS 積算注水量

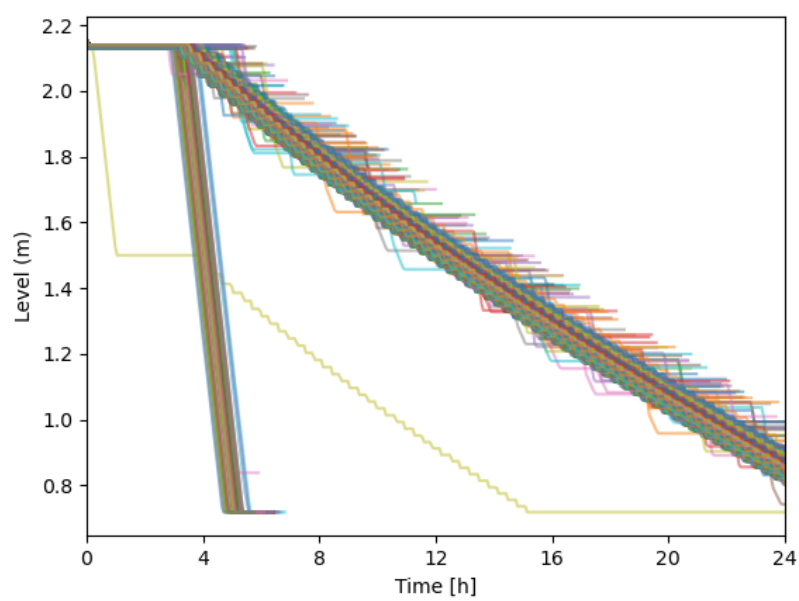


図 2.4-5 S02 CST 水位

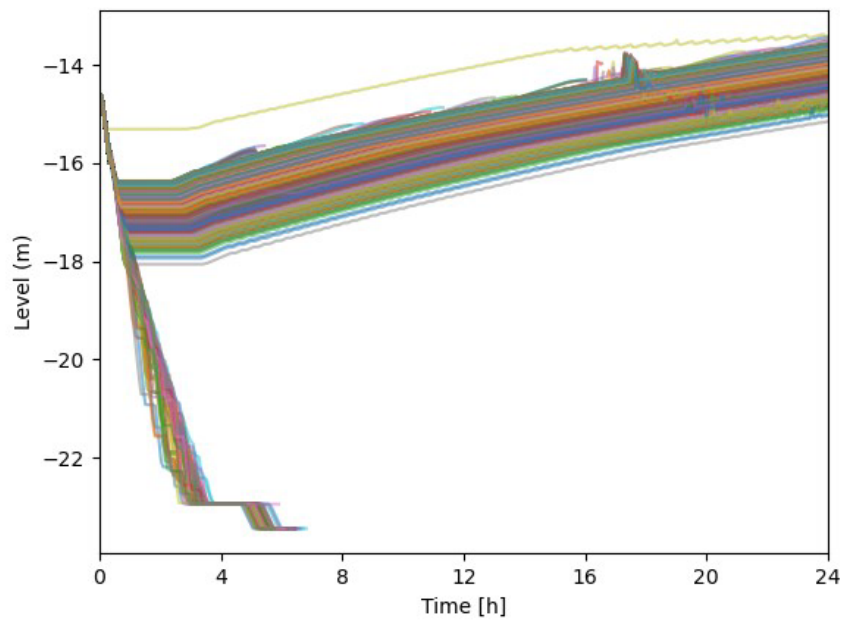


図 2.4-6 S02 S/P 水位履歴

(2) S03 シーケンス

S03 は、HPCS で注水を継続するが、破断口隔離及び水位制御が失敗するシーケンスである。S02 との差異は水位制御の成否であるが、水位制御に成功しても LOCA 流量を抑制できないため W/W が枯渇し、図 2.4-8 に示すように注水が停止することで被覆管温度（図 2.4-7）が 1200℃を超える傾向は Apros 解析と同様である。

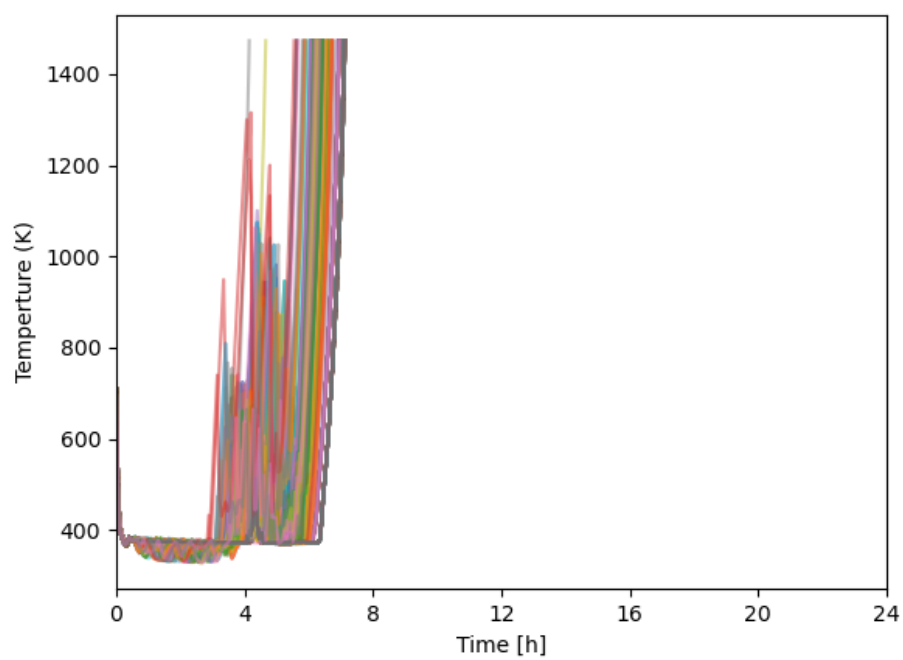


図 2.4-7 S03 被覆管最高温度履歴

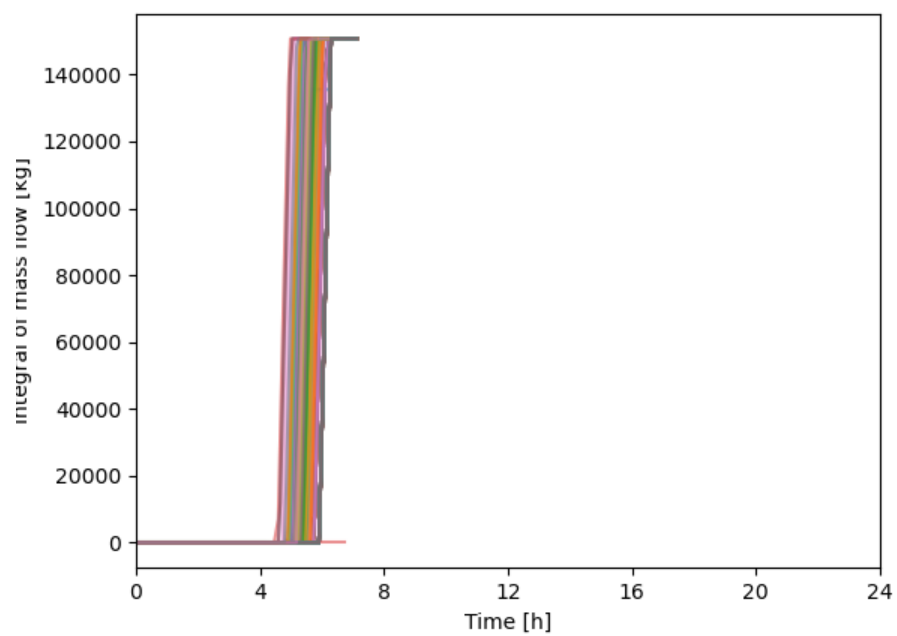


図 2.4-8 S03 HPCS 積算注水量

(3) S04 シーケンス

S04 は、HPCS 機能喪失により LPCS で注水を継続するが、破断口隔離に成功することで LOCA 流量を抑制するシーケンスである。1200℃を超えるシーケンスでは LPCS ポンプの起動には成功するが、破断口隔離に成功することで図 2.4-10 のように RPV 圧力が上昇するため、LPCS による注水が出来ず（図 2.4-11）被覆管温度が図 2.4-9 に示すように 1200℃を超える。この事故進展における挙動では、Apros と同様、PCT が 1200℃を一部を除き超えており、両者に大きな違いはない。THALES2 による解析において 1200℃を超えないシーケンスでは、HPCS の作動が成功基準以下ではあるが、HPCS が停止する時刻によってその後の燃料被覆管最高温度の挙動が異なる。今回 24 時間までの解析であるため、HPCS の停止時刻の遅い一部のケースが 1200℃には達していないが、解析時間を超えたところで 1200℃を超えると判断できる。

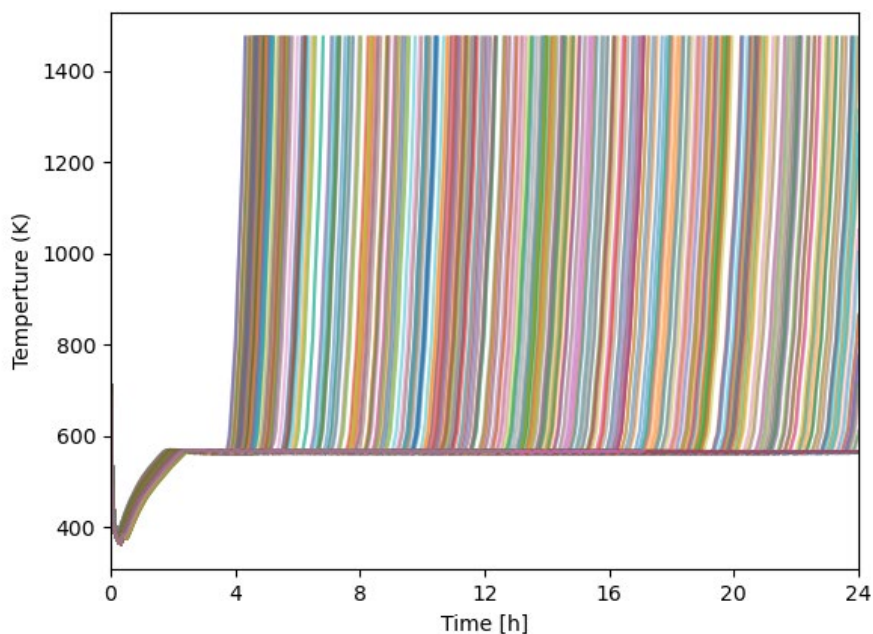


図 2.4-9 S04 燃料被覆管最高温度履歴

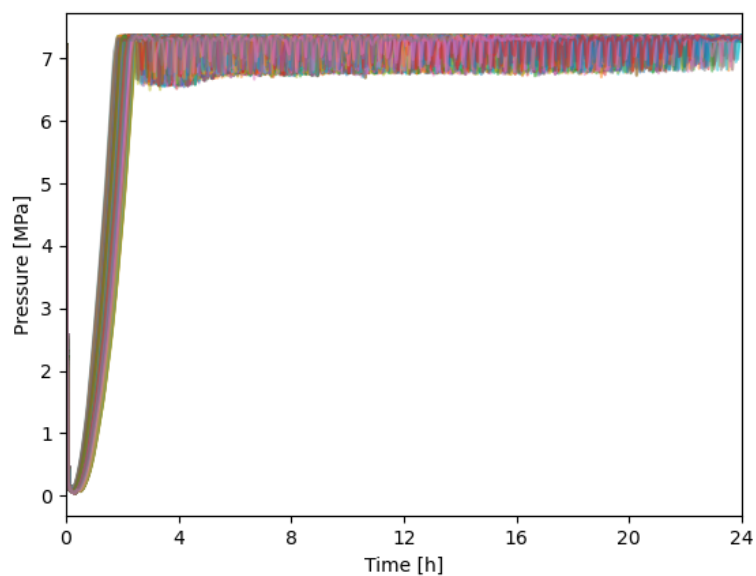


図 2.4-10 S04 RPV 圧力履歴

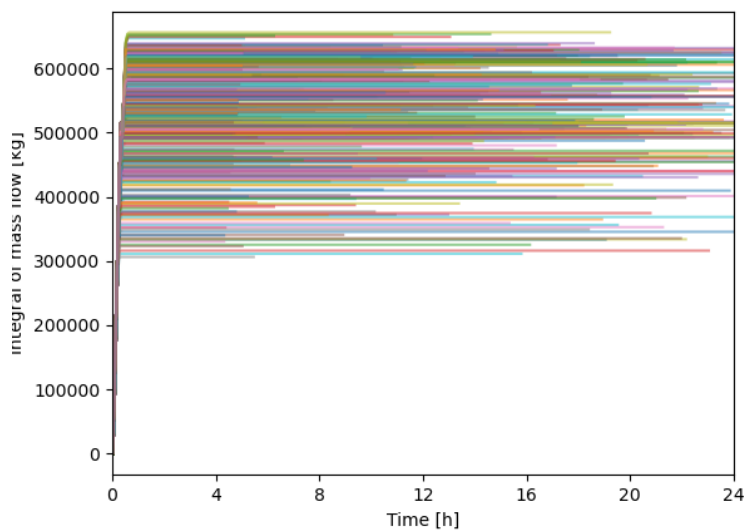


図 2.4-11 S04 LPCS 積算注水量

(4) S05 シーケンス

S05 は、HPCS 機能喪失により LPCS で注水を継続するが、破断口隔離に失敗し水位制御が成功することで LOCA 流量を抑制するシーケンスである。図 2.4-12 に示す PCT の履歴のうちの一部の 1200℃を超えるシーケンスでは、LPCS で注水するが、水位制御が作動するものの LOCA 流量を抑制できないため水源が枯渇し図 2.4-14 のように注水が停止し炉心損傷に至っており、Apros と同様な挙動を示している。その他の PCT

が 1200℃を超えるシーケンスでは、要求時間を超えて破断口隔離操作を行うことで図 2.4-13 に示すように RPV 圧力が上昇し LPCS による注水ができなくなるケースであった。THALES2 による解析において 1200℃を超えないケースは、破断口隔離が作動要求時間の 30 分を越えて行うため失敗の分岐となるが、隔離は行われるため LOCA 流量を抑制し注水が継続することで、炉心損傷を回避できることとなる。ただし、RPV 圧力が上昇すると低圧注水系による注水が継続できず、解析時間を超えて被覆管温度が 1200℃を超えると考えられる。

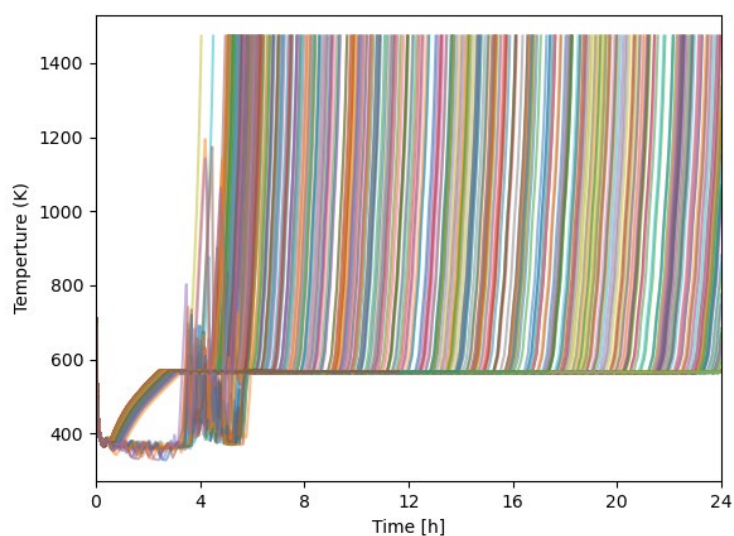


図 2.4-12 S05 燃料被覆管最高温度履歴

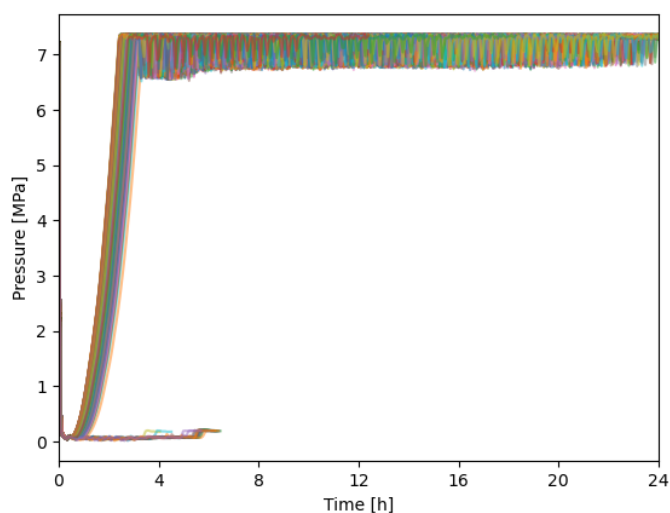


図 2.4-13 S05 RPV 圧力履歴

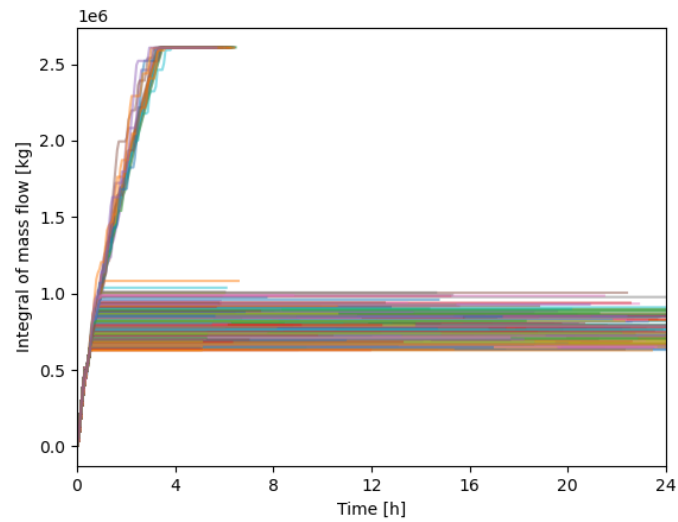


図 2.4-14 S05 LPCS 積算注水量

(5) S06 シーケンス

S06 は、HPCS 機能喪失により LPCS で注水を継続するが、破断口隔離及び水位制御が失敗するシーケンスである。S05 とは水位制御の成否の違いであり、図 2.4-15 及び図 2.4-16 に示すように破断口隔離及び水位制御が失敗することで LOCA 流量を抑制できないため W/W が枯渇し、注水が停止することで PCT が 1200℃を超える挙動は Apros と同様である。

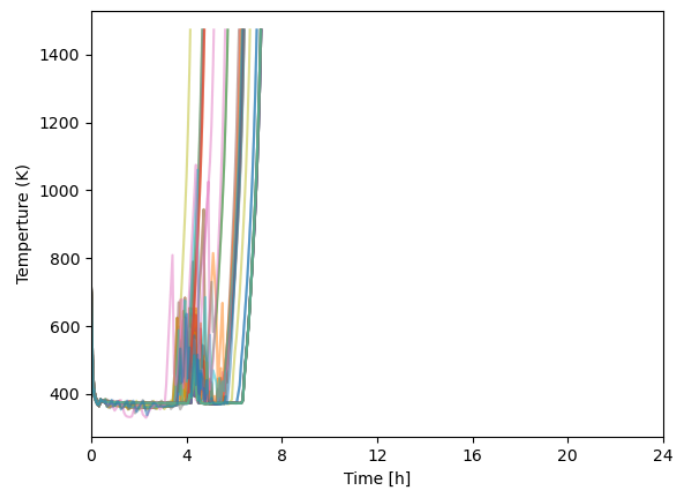


図 2.4-15 S06 燃料被覆管最高温度履歴

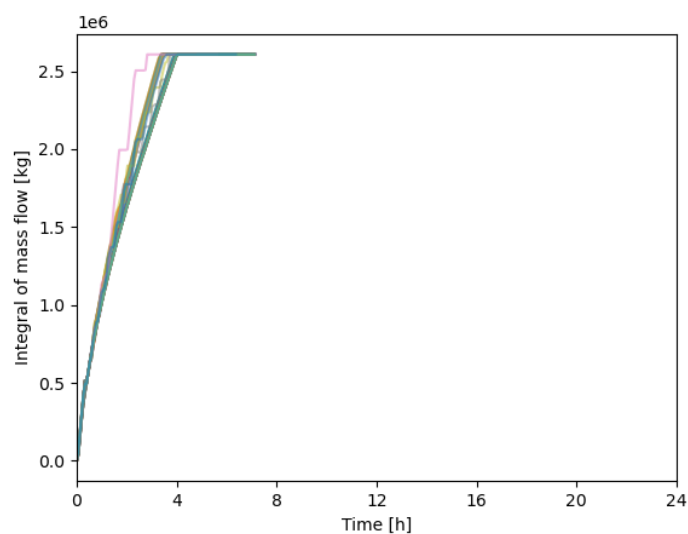


図 2.4-16 S06 LPCS 積算注水量

(6) S07 シーケンス

S07 は、HPCS 及び LPCS による注水を継続できないケースである。図 2.4-17 に示すように Apros 同様、注水停止後 PCT が上昇し 1200℃を超える挙動は同じである。

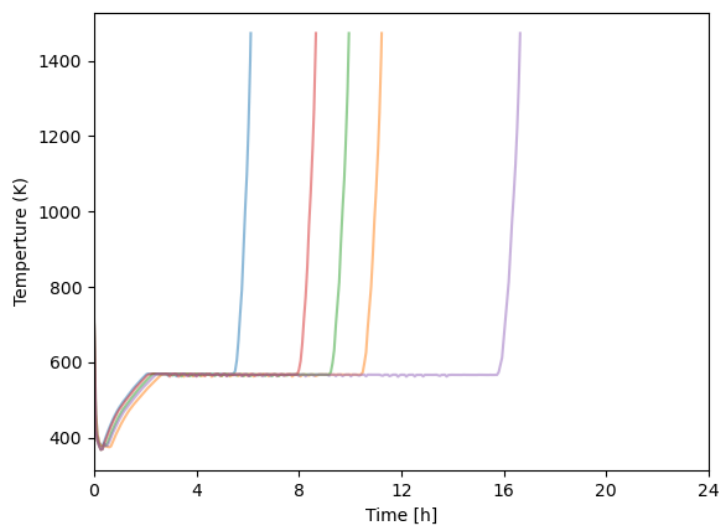


図 2.4-17 S07 被覆管最高温度履歴

2.4.1. 解析結果比較に関する考察

ISLOCA 事故シーケンスについて、安全工学設備の挙動に伴う Apros と THALES2 と

の熱流動に関する解析結果を比較すると、大きな違いは見られなかった。今回の解析で従来の評価では炉心損傷を回避するシーケンスにおいても炉心損傷に至るケースが多くみられた。例えば、破断口からの流出量制御のための水位制御や破断口隔離に成功したとしても炉心損傷が回避できない傾向を示した。水位制御については、解析上の流出量が多く水位制御するににもかかわらず炉心水位の維持ができない。また、破断口隔離に成功すると水位は回復するが RPV 圧力も上昇し、低圧系による注水を行っている場合には吐出圧を越えて注水できなくなり、また、炉心内の冷却材は SRV を経由して W/W に流出するため炉心水位を維持できず炉心損傷に至る。また、破断口面積にもよるが破断口隔離に失敗している状況で、低圧注水系での注水を継続すると吐出量の多さから W/W プール水の数時間で使い切り注水継続ができない傾向がみられた。

このように従来の ET の考え方のみ解析条件を設定すると考えるべき工学的安全設備に抜けが生じたり、また、前提条件が違えば使命時間も変わるため注意が必要である。このような事故シナリオを対象にする場合には、従来のスコープ外であった設備・機器の挙動の考慮や使命時間を設定しない動的 PRA 手法は、それらを解析モデル化する必要はあるがそれらを反映できれば様々な設備・機器の効果を考慮できるため、有効であることが示された。

2.5. PWR プラントを対象とした事故解析

昨年度 Apros を用いた PWR プラントにおける SBO 解析を実施した。本年度は、安全性向上のための新技術を導入した PWR のリスク評価に動的 PRA の適用性を確認するため、TRACE と MELCOR による PWR プラントの解析基盤を整備し、TRACE において 3 ループ PWR プラントのインプットを試解析し、MELCOR において Indian Point Unit3(4loop)の情報に基づき PWR 解析用のインプットファイルの作成と試解析を行い、RAPID とカップリングして動的 PRA の解析を進めた。

2.5.1. RAPID-TRACE による PWR LOCA 解析

TRACE コードは、米国原子力規制委員会（NRC : Nuclear Regulatory Commission）が PWR プラント解析用の TRAC-PF1 コードと BWR プラント解析用の TRAC-BF1 コードを融合して TRAC-M とし、更に RELAP5/MOD3 コードを取り込んで、統合コード名称を TRACE とした二流体モデルに基づく解析コードである。

2.5.1.1. TRACE における PWR の解析モデル

利用した入力ファイルのプラントモデルは、図 2.5-1 の破断ループ（ループ 1）、図 2.5-2 の健全ループ（ループ 2）、図 2.5-3 の加圧器ループ（ループ 3）の 3 ループで構成しており、2 次系についても、同様に図 2.5-4 に示すように 3 ループで構成されている。

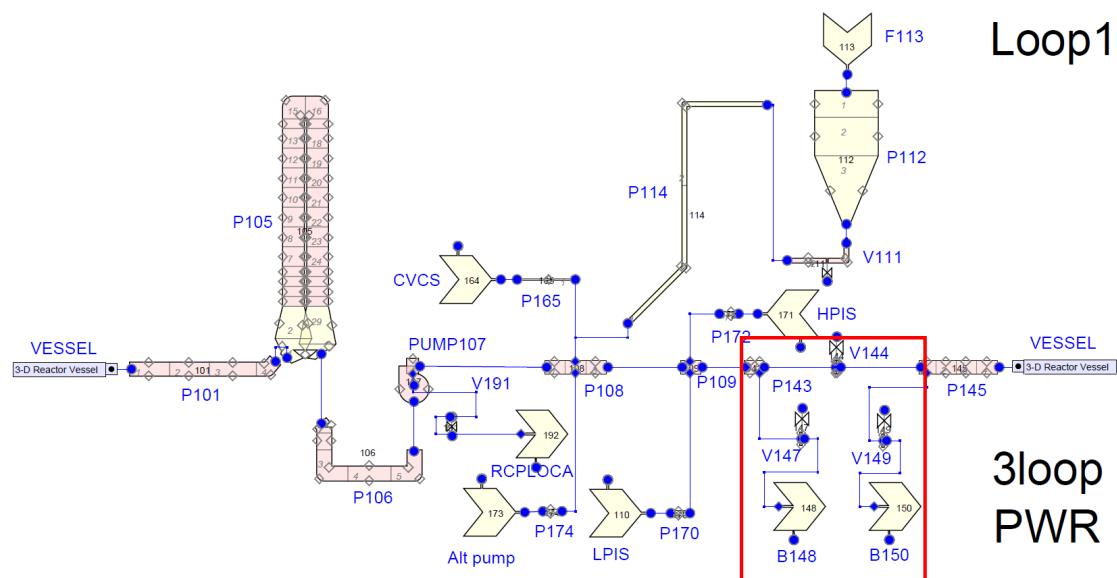


図 2.5-1 破断ループ（ループ 1）のモデル図

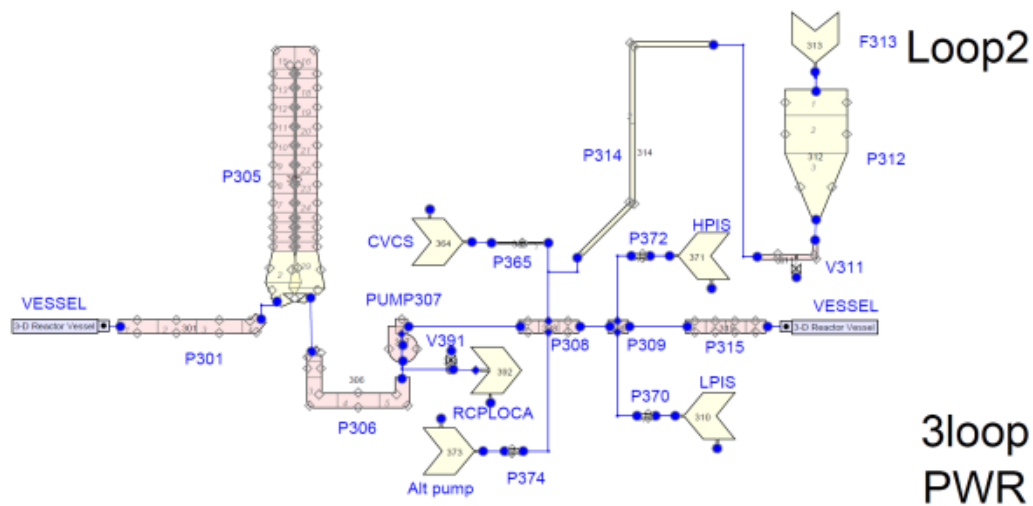


図 2.5-2 健全ループ（ループ 2）のモデル図

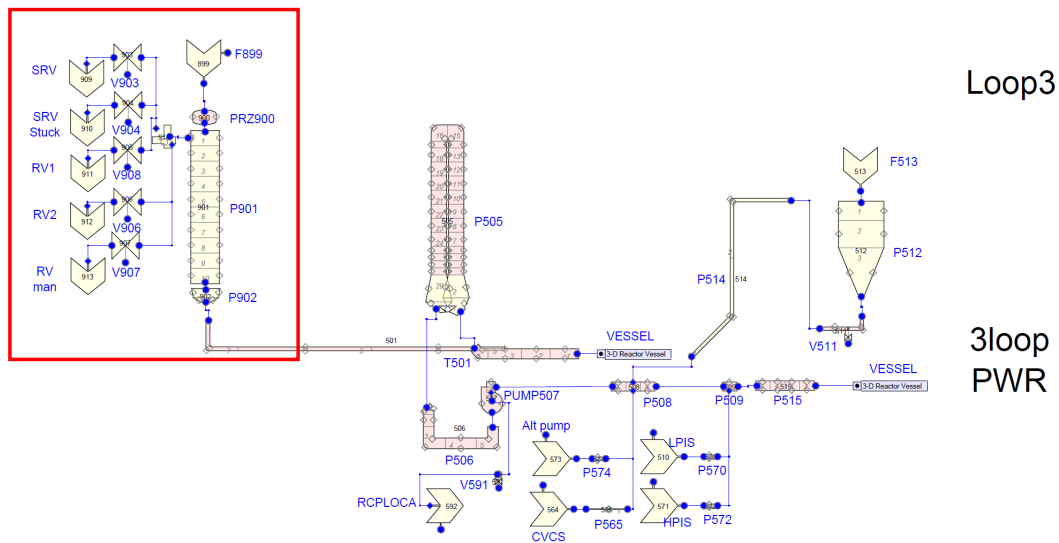


図 2.5-3 加圧器ループ（ループ 3）のモデル図

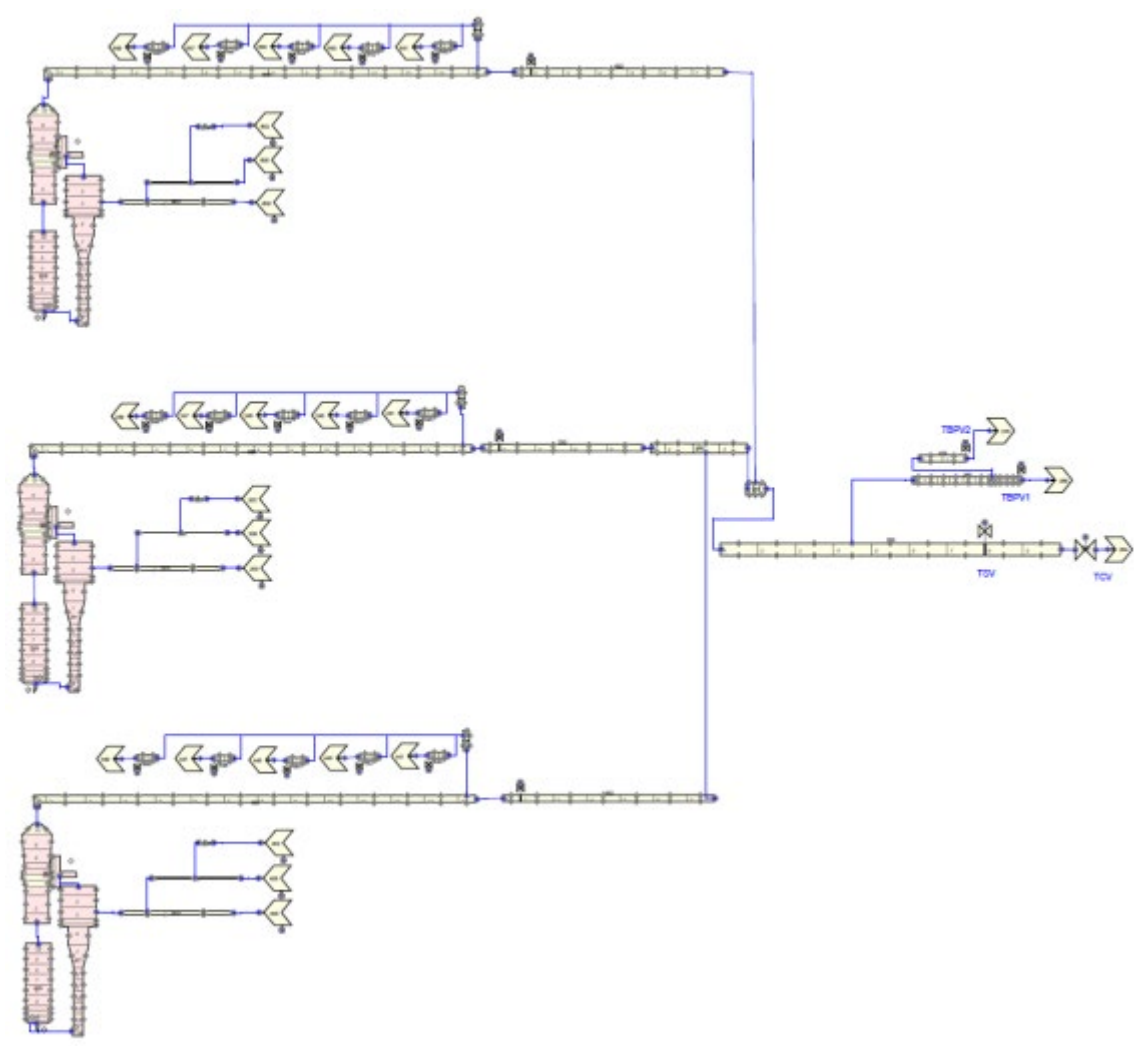


図 2.5-4 2 次系のモデル図

2.5.1.2. ベースケースの試解析

表 2.5-1 に示すように、TRACE の入力が入力定常計算の入力と過渡計算の入力で構成され、定常計算の入力について SNAP ツールとプラントモデル（PWR3_SS_2023_base_1120r2.med）を用いて変化された。

表 2.5-1 入力ファイルの説明

入力ファイル名	説明
PWR3_SS_2023.inp (PWR3_SS_2023_base_1120r2.med から SNAP で作成)	PWR3 ループの定常計算
PWR3_TR_2023_LBLOCAfm_1120.inp	PWR3 ループの過渡計算

2.5.1.3. PWR における LOCA シナリオの試解析

表 2.5-2 に示すように、破断面積を仮定し、大中小 LOCA の解析を確認し、概ねにプラントの挙動が分かった。しかし、大中小 LOCA について、PRA モデリング上に各自特徴があるため、それを具体化し、動的 PRA で解析する必要がある。本年度の作業では、入力の確認と TRACE/RAPID のインターフェースの作成を整備したが、PWR における LOCA シナリオの動的 PRA 解析は今後実施する予定である。原子炉炉心圧力と被覆管表面最高温度の変化履歴を図 2.5-5 と図 2.5-6 に示す。

表 2.5-2 簡略化した大中小 LOCA で試解析の結果

	破断面の大きさ（流路面積の開放率）			事象
	SBLOCA (0.01)	MBLOCA (0.1)	LBLOCA (1.0)	
時間 (s)	0.0	0.0	0.0	ループ 1 で破断(バルブによる模擬)
	0.01	0.01	0.01	制御棒挿入によるスクラム
	0.01	0.01	0.01	各ループ 1 次冷却ポンプ停止
	288.1	23.1	6.5	注水開始：ACC,Accumulator,蓄圧器
	64.2	39.3	36.9	注水開始：HPIS (高圧注入系),High Pressure Injection System
	-	221.9	36.9	注水開始：LPIS (低圧注入系),Low Pressure Injection System
	-	-	62.8	被覆管ピーク温度
	4661.0	340.0	126.6	注水減：ACC,Accumulator (蓄圧器)
	1140.0	1140.0	1140.0	注水停止：HPIS (高圧注入系),High Pressure Injection System
	1140.0	1140.0	1140.0	注水停止：LPIS (低圧注入系),Low Pressure Injection System
	5976.9 (99.62m)	3528.5 (58.81m)	3145.7 (52.43m)	被覆管溶融温度到達(2098K)

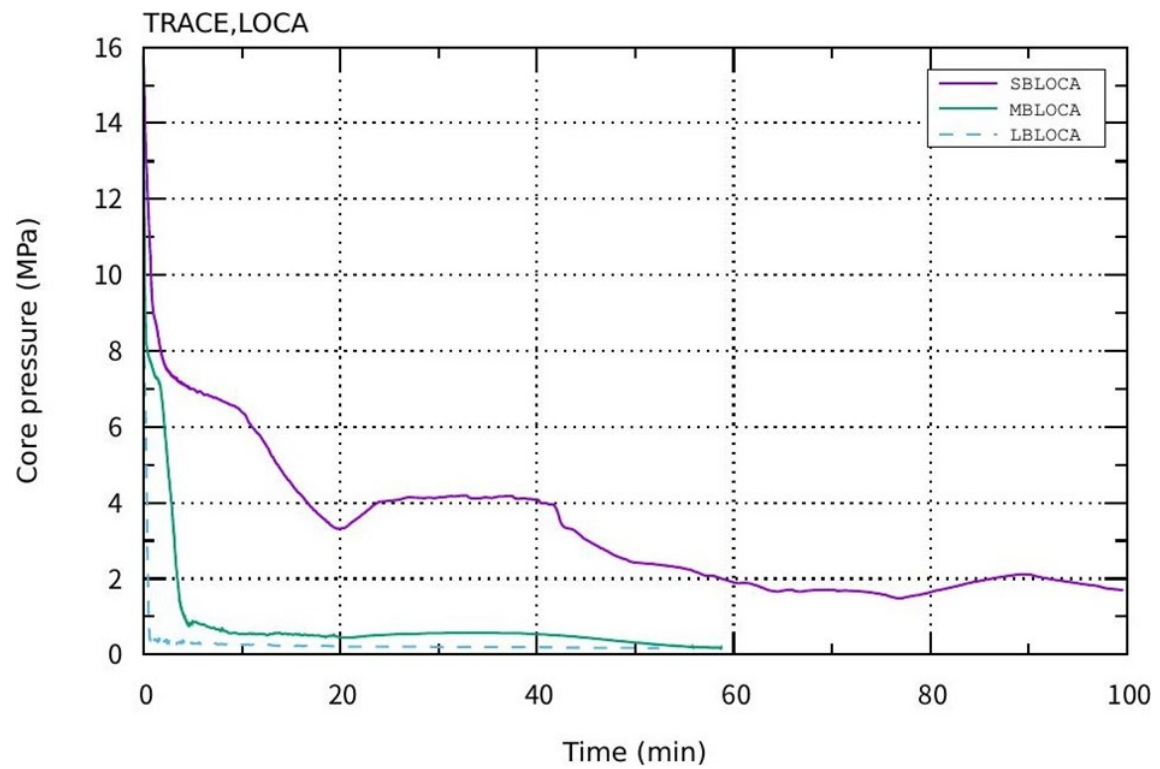


図 2.5-5 炉心圧力の変化履歴

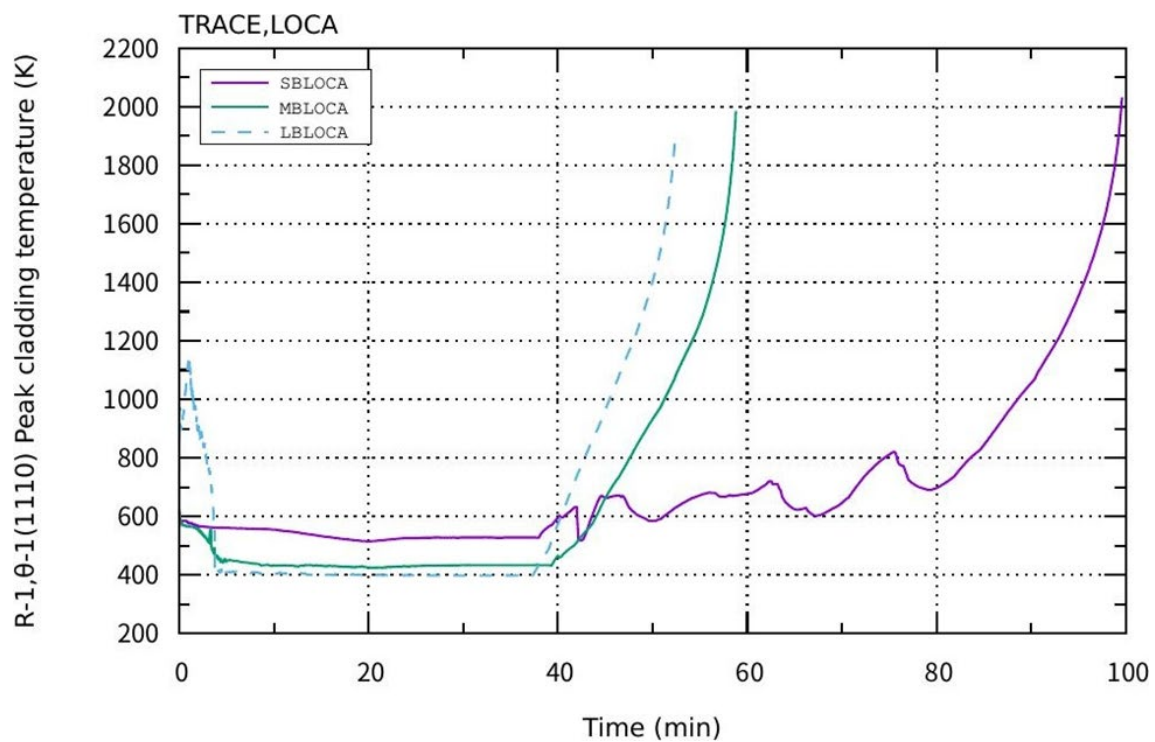


図 2.5-6 被覆管最高温度の変化履歴

2.5.1.4. RAPID と TRACE のカップリング

図 2.5-7 に示すように、RAPID と TRACE のインターフェースを構築し、ランダムサンプリングを用いて不確かさ評価と動的 PRA 解析の機能を整備した。LOCA シナリオを対象とし、シミュレーションを繰り返して実施することにより、炉心損傷頻度等の不確かさ情報を算出できる。

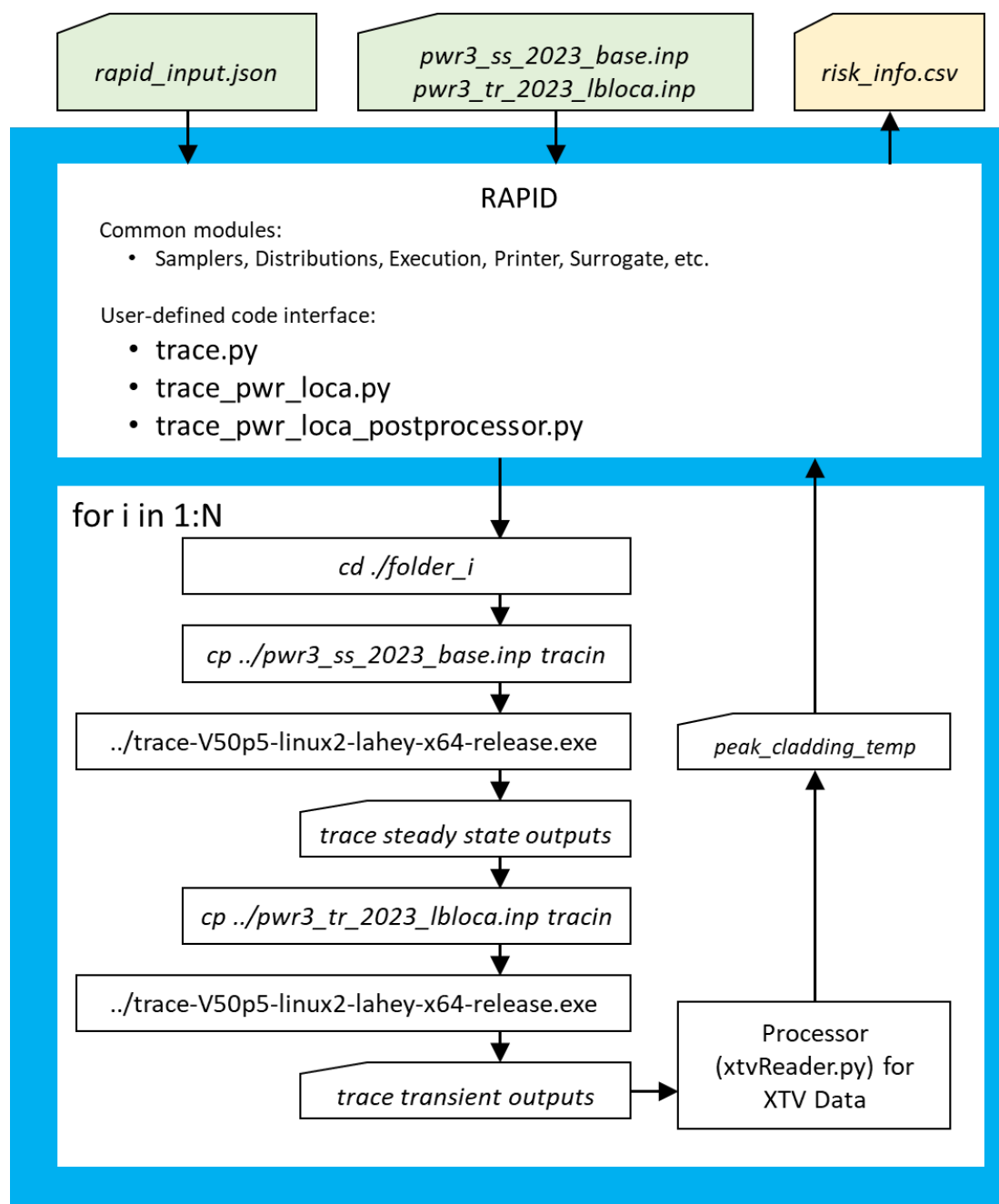


図 2.5-7 TRACE と RAPID のカップリング

2.5.2. RAPID-MELCOR による PWR SBO 解析

MELCOR コードは、米国 NRC とサンディア国立研究所（SNL: Sandia National Laboratories）において開発されているシビアアクシデント（SA: Severe Accident）進展解析コードである。THALES2 や MAAP コードと同様、軽水炉プラント全体を模擬し、SA 時

のプラント内の熱水力学的な現象と放射性物質の移行挙動を一括して考慮可能である。炉心溶融進展やソースタームに係わる主要な現象を網羅し、原子炉の主要な機器や系統（ECCS、格納容器スプレイ等）を考慮可能である。ユーザーが多い SA 解析コードの一つであり、PRA へも活用されており、炉心損傷状態やソースターム放出等のリスク情報を提供できる。MELCOR コードは、具体的に、例えば、炉心損傷時のジルコニウム/水反応による水素の発生、燃料や炉内構造物の損傷や溶融落下、圧力容器下部ヘッドの損傷、水素燃焼、溶融炉心/コンクリート反応による格納容器床の侵食とガス発生等が考慮できる。燃料からの放射性物質の放出とプラント内でのガス、エアロゾル、壁及び床への沈着、水溶液としての移行挙動等が考慮可能である。

2.5.2.1. 4 ループ PWR の解析モデルの構築

解析対象の PWR プラントは、米国インディアンポイント 3 号炉（ウェスティングハウス社製 4 ループ PWR、大型ドライ格納容器）である。本プラントの諸元及び MELCOR によるボリューム分割図を表 2.5-3 及び図 2.5-8 と図 2.5-9 に示す。一次冷却系は、原子炉容器のほか加圧器を含む 1 つのループ(A ループ)とその他の 3 つのループをまとめたループ(B ループ)の 2 つのループで模擬した。そして各ループは、高温側配管と蒸気発生器内 U チューブ登りを模擬したボリュームと蒸気発生器内 U チューブ下りと低温側配管を模擬したボリュームから構成される。また格納容器内の二次冷却系(蒸気発生器二次側から格納容器内の主蒸気管間)では 4 系統あるが、一次冷却系内のループと同様に、A ループと 3 ループを 1 つにまとめた B ループの 2 つのループでモデル化した。格納容器については、図 2.5-10 に示すように、上部区画室、キャビティ、再循環サンプを含む下部区画及びアニュラ区画合わせた区画(以下では下部区画と呼ぶ)の 3 ボリュームでモデル化した。

表 2.5-3 プラントの主要な諸元

プラント諸元	値
熱出力	3025 MWt
原子炉運転圧力	157 kg/cm ² G
ループ数	4
一次冷却材流量	6.18×10^8 kg/hr
一次冷却材保有量	324 m ³
原子炉入口冷却材温度	284 °C
原子炉出口冷却材温度	316 °C
主蒸気運転圧力	53.1 kg/cm ² G
主蒸気流量	1.504×10^6 kg/h/個
格納容器自由空間体積	73900 m ³
格納容器設計圧力	3.30 kg/cm ² G

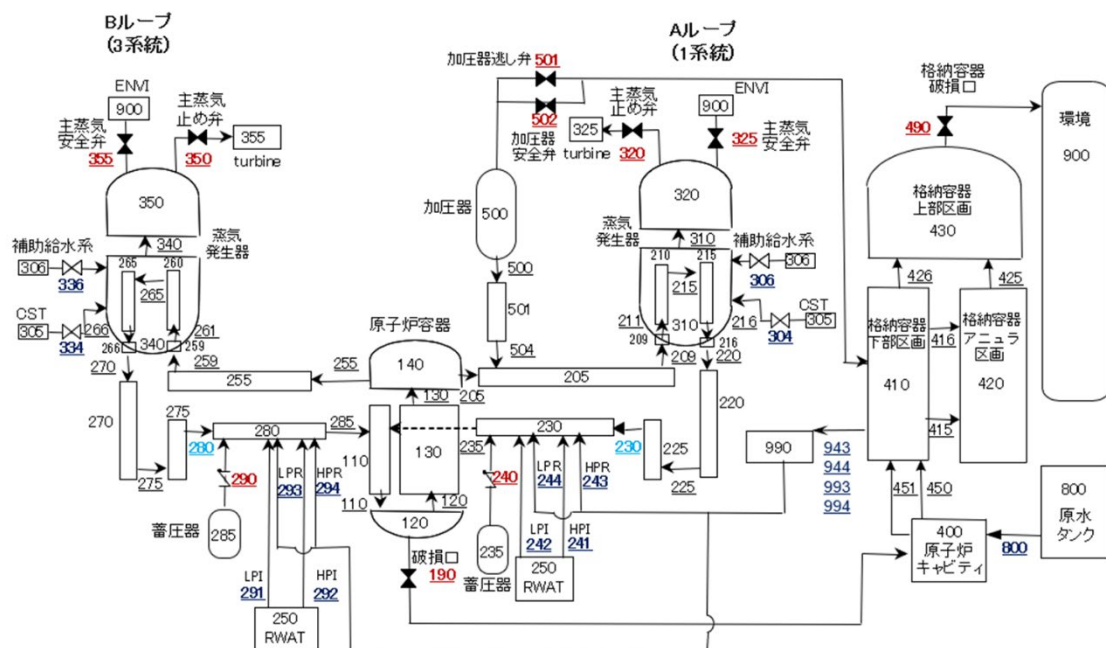


図 2.5-8 ドライ型 4 ループ PWR プラント (Indian Point 3) のボリューム分割図

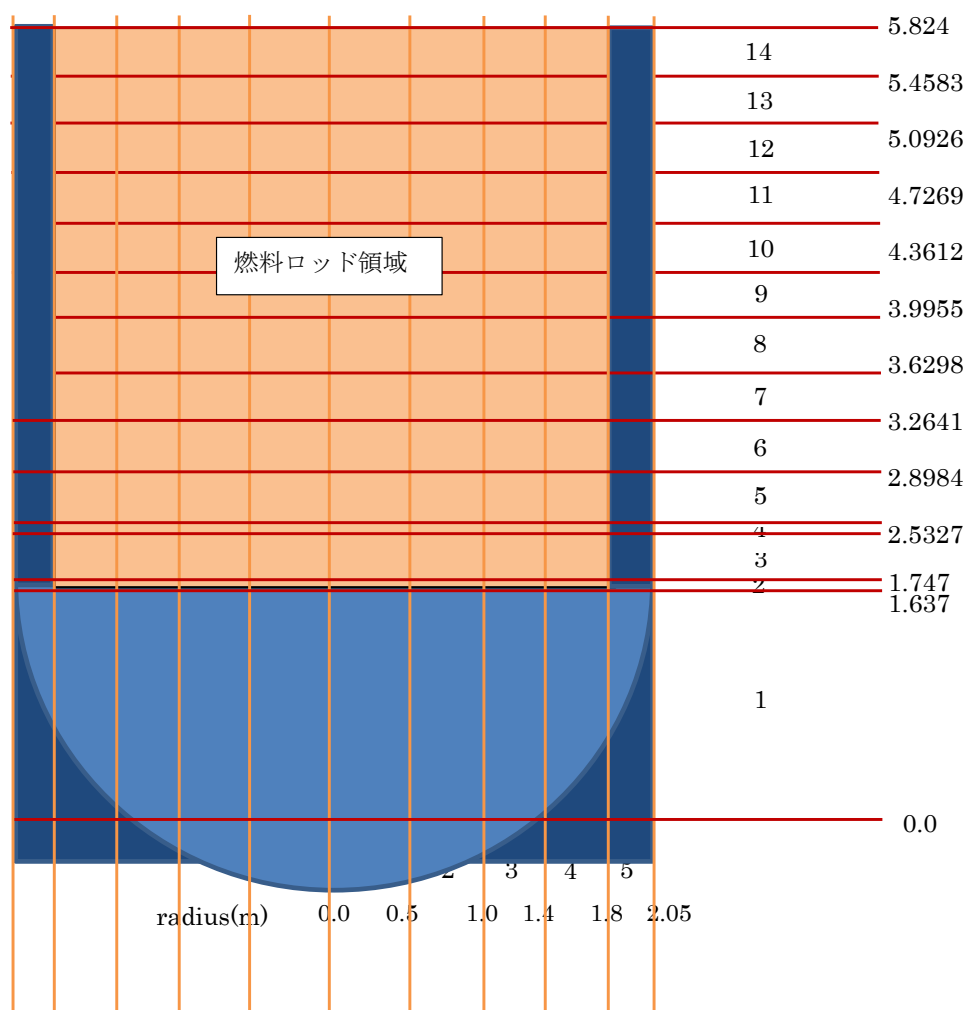


図 2.5-9 PWR 炉心体系

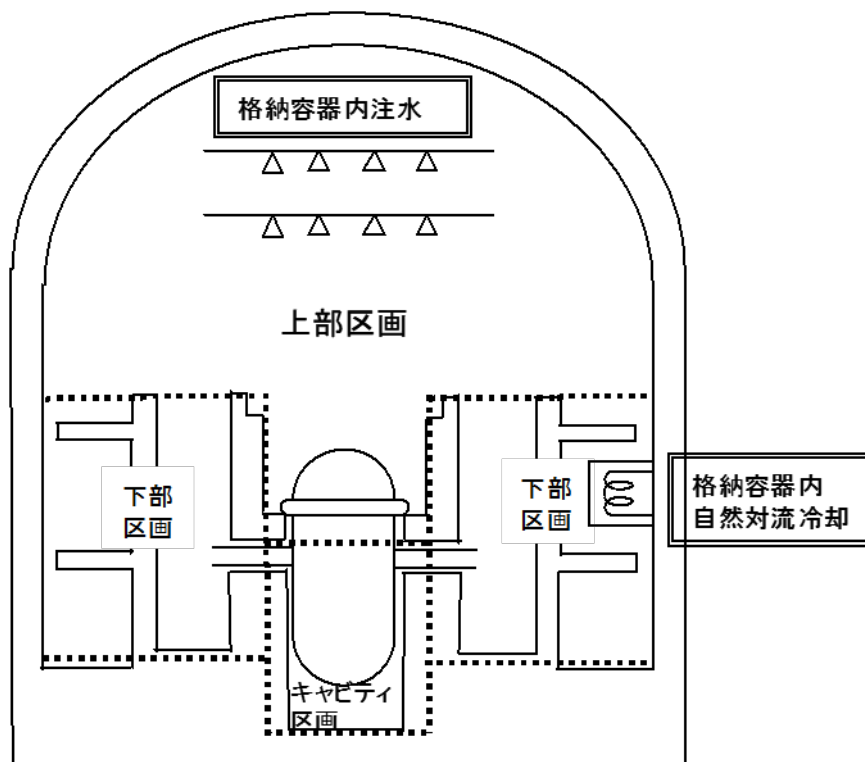


図 2.5-10 格納容器のノード図

2.5.2.2. ベースケースの試解析

構築した PWR の入力をベースケースとして MELCOR2.2 で実行した。ベースケースの試解析結果を図 2.5-11 と図 2.5-13 に示す。定常計算を 50 秒まで計算し、その後に全交流電源喪失(SBO: Station Blackout)の TMLB' 計算を行った。SBO の始まりは、1 冷却材ポンプが停止して事象が始まる。TMLB' :長期にわたる交流電力の完全な喪失、タービン駆動の補助給水の利用不能、および一次および二次システムの安全弁の機能不全が含まれる。炉心最高水位とコアのリング 1 に各セル内の燃料被覆管の最高温度の履歴が示され、約 58,550s に被覆管最高温度が 1,473K に超えたことにより、炉心損傷に至ったことがわかる。非常に簡単なシナリオではあるが、作成した入力を用いた MELCOR2.2 による解析結果の挙動から不自然な点は見当たらず、利用可能と考える。今後 PWR の動的 PRA を行うため、事故シーケンス生成のための準備を進め解析に着手する。

図 2.5-11 から図 2.5-13 に、定常計算 50 秒後に、SBO 計算を開始し 100 時間までの過渡計算結果を示す。電源喪失後 1 秒で原子炉が停止する。その後、蒸気発生器による除熱により原子炉の冷却がおこなわれる。0.9 時間で蒸気発生器 2 次側がドライアウトするために 1 時間から加圧器逃がし弁が動作する。これにより 1 次冷却材が漏洩して 1.5 時間で炉心露出が始まる。15.5 時間で燃料被覆管破損が生じて 16.7 時間後燃料落下が始まり、16.9 時間で炉心は完全露出して、下部プレナムへ炉心デブリが落下する。18.4 時間で下部プレナムが破損する

表 2.5-4 定常状態計算結果

項目		計算結果
炉心出力 (MW)		3025
炉心圧力 (MPa)		14.9
原子炉容器入口温度 (°C)	A ループ	280.6
	B ループ	280.6
原子炉容器出口温度 (°C)	A ループ	315.4
	B ループ	315.4
蒸気発生器圧力 (MPa)	A ループ	5.32
	B ループ	5.32
加圧器水位 (m)		14.7

表 2.5-5 過渡計算結果

事象	過渡時間
全交流電源喪失	0.0 s
原子炉トリップ	1.0 s
蒸気発生器 2 次側ドライアウト	0.9 h
加圧器逃がし弁からの放出開始	1.0 h
炉心露出開始	1.5 h
燃料被覆管破損 (FP 放出開始)	15.5 h
H ₂ + CO 重量が 10kg を超える時間	16.0 h
炉心熔融落下開始	16.4 h
炉心完全露出	16.9 h
炉心デブリの下部プレナムへの落下	16.9 h
下部プレナム破損	18.4 h
格納容器破損	76.9 h
計算終了	100.0 h

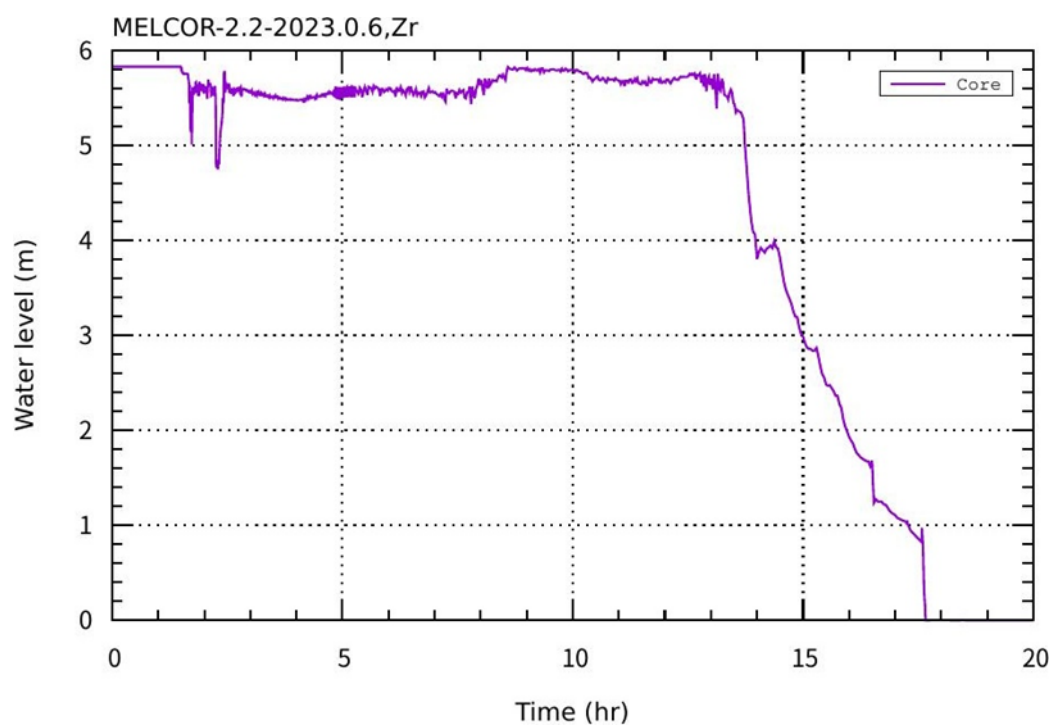


図 2.5-11 炉心最高水位 (Collapsed/Swollen liquid level) の変化履歴

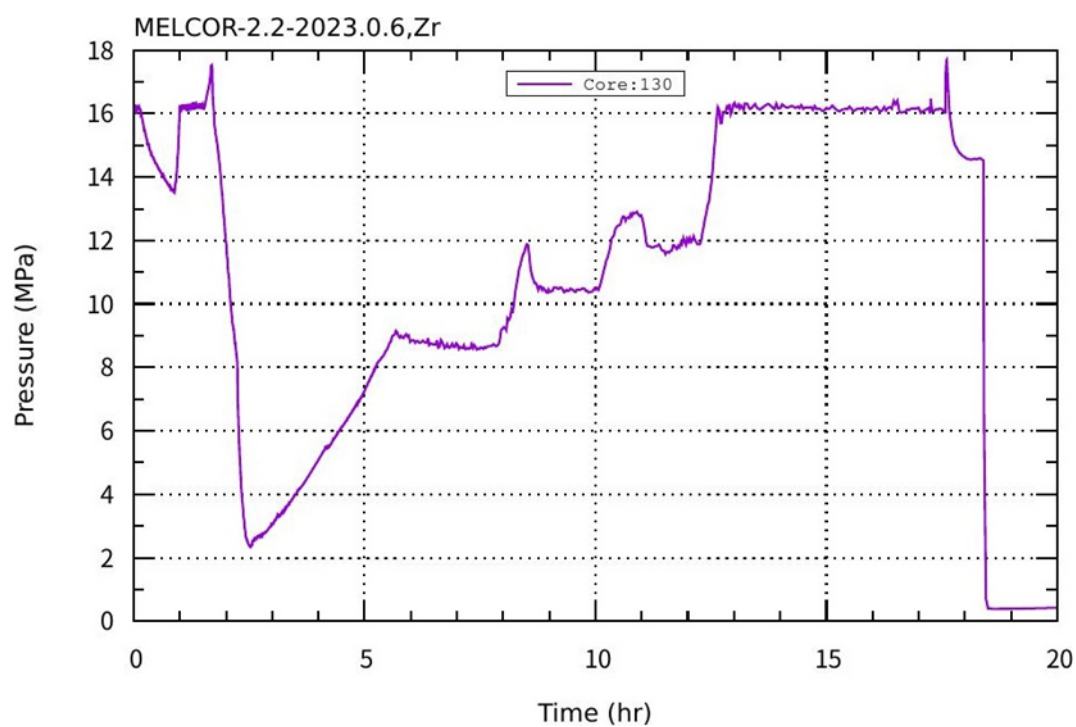


図 2.5-12 炉心圧力

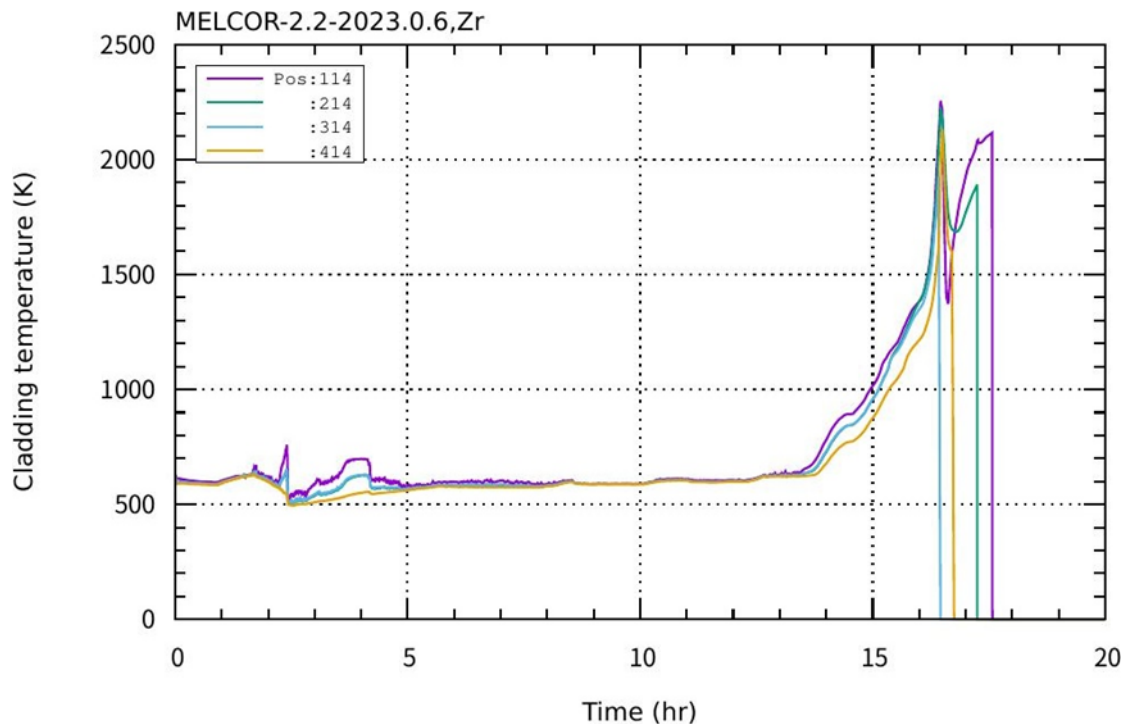


図 2.5-13 炉心燃料被覆管最高温度の変化履歴

2.5.2.3. PWR の SBO イベントツリーと不確かさパラメータの抽出

外部電源喪失 (LOOP, Loss-of-offsite-power) は、送電系統の故障により所内常用電源が喪失し、運転状態が乱される事象であり、事象の緩和のためには非常用所内電源設備の作動が要求される。

しかし、所内常用電源が全て喪失した場合、全交流電源喪失事故が発生し、そのイベントツリーを図 2.5-14 のロジック[10]に基づく作成し、ET ヘディングを図 2.5-15 に示す。SBO の場合、1 次冷却材ポンプ、復水ポンプ等がトリップし、1 次冷却材流量や主給水流量の喪失が起こる。1 次系からの除熱が不十分となるため 1 次系の温度と圧力が上昇する。短時間の電源回復により、2 次系の冷却或いはフィードアンドブリードが炉心損傷の防止に有効である。長時間の電源回復では、号機間電源融通により、修理に対する余裕時間を確保する。その後、2 次系の除熱が確立されるに至り、炉心崩壊熱の除去が十分に行われ、1 次系の温度と圧力を低下させる。また、SBO においては、1 次冷却材ポンプシール水の喪失によってシール部の健全性が損なわれ、冷却材の流出と減圧により高圧注入系を利用できなくなり、1 次系が二相状態になる可能性がある。また、蒸気発生器伝熱管でボイド生成などにより自然循環が停止すれば、炉心崩壊熱の除去能力が低下するため、炉心損傷が発生する。上記の頂上事象から抽出した不確かさパラメータを表 2.5-6 に示しており、ET の成功基準を表 2.5-7 にまとめた。

表 2.5-6 抽出した重要なパラメータ

	パラメータ	出典 JNES/SAE07-40 と説明
1	加圧器逃し弁開固着	全交流電源喪失の場合、PORV を使用することができないことにより、必要な緩和システムが作動できない可能性がある
2	電源回復時間 (短時間、号機間、長時間)	短時間の電源：回復により 2 次系の冷却が有効となる 号機間の電源：隣接する原子炉から電源を融通して、炉心冷却に必要な機器の作動を確保する 長時間の電源：RCP 封水 LOCA 時に初期の炉心冷却が 2 次系の冷却で確保され、長時間をへた時点で電源回復があり、高圧注入系の作動する
3	2 次系の冷却	タービン駆動補助給水ポンプと主蒸気安全弁交換による 2 次系の冷却
4	RCP 封水 LOCA	RCP シール水及び熱遮蔽体への冷却水の喪失によってシール部の健全性が損なわれ、シール部から 1 次冷却材が喪失。
5	高圧注入系	加圧逃し弁開固着時或いは RCP 封水 LOCA 時に作動
6	フィードアンドブリード	2 次系の冷却失敗時に運転員の操作で、加圧逃し弁を開く事により 1 次系を減圧し、高圧注入ポンプによる冷却材を注入
7	スプレイ注入系	RWSP を水源とし、格納容器スプレイポンプによって格納容器スプレイ冷却器をへて格納容器内にスプレイする
8	高圧再循環	1 次冷却材ポンプ封水 LOCA 時及びフィードアンドブリード運転時においては注入モードから引き続き、再循環モードにおいても、1 次系の注水が高圧注入ポンプによってなされる
9	格納容器スプレイ再循環	RWSP の水位が低くなった段階で水源は自動的に格納容器再循環サンプに切り替わり注水モードから再循環モードへ移行する。再循環モードでは、格納容器スプレイポンプによる格納容器内へのスプレイが継続するとともに、格納容器スプレイ冷却器を通じて格納容器外への熱伝達がなされ、格納容器内の長期にわたる冷却が行われる

表 2.5-7 外部電源喪失時の成功基準

緩和機能		緩和設備・操作	成功基準	許容時間	使命時間
原子炉未臨界の確保		原子炉保護系	制御棒の挿入	-	-
炉心冷却	注入モード (フィードアンドブリード)	2次系の冷却 (AFW)	1/3 ポンプ、2/4 ループ (電源有)	30 分	6 時間
		高圧注入系	TD ポンプ、2/4 ループ (電源無) 1/2 ポンプ、2/4 ループ		12 時間
	再循環モード	高圧注入系 加圧逃し弁	1/2 ポンプ、2/4 ループ 2/2 PORV	-	12 時間 12 時間
		高圧注入系 スプレイ系	1/2 ポンプ、2/4 ループ 1/2 ポンプ、3/4 スプレインリング、1/2 熱交換器	-	24 時間 24 時間
格納容器の過圧防止		スプレイ系	1/2 ポンプ、3/4 スプレインリング、1/2 熱交換器	-	30 分

2.5.3.1. RAPID と MELCOR のカップリング

BWR の動的 PRA 解析と同様で、MELCOR2.2 と RAPID のカップリングの設計は、図 2.5-16 に示す。事故シーケンスに影響する不確かさパラメータは、RAPID の入力ファイル rapid_input.json で定義し、プラントのモデルにおけるほかの情報を MELCOR2.2 の入力ファイル westinghouse_pwr.inp で構築する。RAPID の共通モジュールと MELCOR2.2 のコードインターフェースを用い、事故シーケンスの情報を反映した MELCOR2.2 の入力 westinghouse_pwr_i.inp を解析する。生成した結果ファイル进行处理し、必要な情報をデータベース risk_information.csv にまとめる。今後抽出した不確かさパラメータを用い、PWR の動的 PRA を実施する。

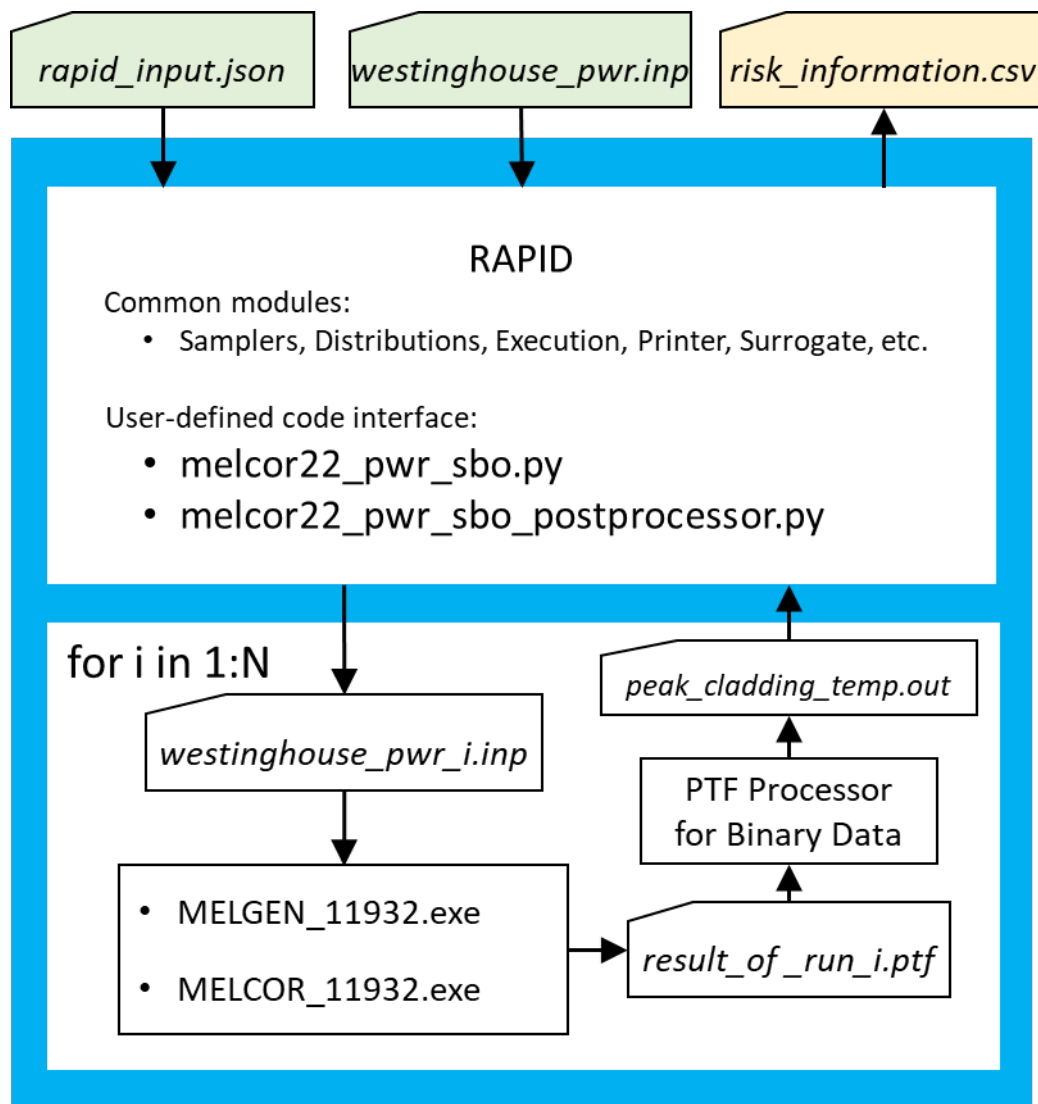


図 2.5-16 MELCOR2.2/RAPID を用いた PWR SBO シナリオの動的 PRA 解析のイメージ

2.6. まとめ

JAEA で開発した動的 PRA 手法及び動的 PRA ツール RAPID の様々な事故シナリオへの適用可能性を確認するため、本年度は BWR を対象に、THALES2 を用いた格納容器バイパス冷却材喪失事故 (ISLOCA) を対象に動的 PRA を実施した。RAPID により生成された事故シーケンス及びそれに基づく解析結果を従来 PRA 評価で用いたイベントツリーに分類し直した。各事故シーケンスの出現確率を見るため故障を発生しやすくしたことから従来評価の再評価を行い、それと動的 PRA による結果が同程度であることを確認した。

PWR プラントを対象とした動的 PRA では、Apros との連携で実施してきたが、シビアアクシデント解析コードと比較し詳細な解析を行うため動的 PRA に必要な試行回数を得ることが困難であった。そこで今後の多ケース解析への利用可能性を考慮し、MELCOR による解析に着手した。本年度は最新版の MELCOR による解析ができるよう既存のプラント情報を参考に 4Loop の入力ファイルを構築した。作成した入力ファイルによる全交流電源喪失 (SBO) 事故の解析を行い、その結果に不具合がないことを確認した。今後構築した入力ファイルを用い SBO 事故に対する動的 PRA を実施する。また、TRACE による解析を可能とするため PWR プラントにおける LOCA シナリオのうち典型的な事故シーケンスを抽出し解析が可能であることを確認した。

RAPID により生成した事故シーケンスを THALES2 により解析したが、生成した事故シーケンスの成立性や解析に用いている解析モデルの適用可能性を確認する目的で、従来 PRA の結果から特徴的な事故シーケンスを抽出し、Apros による結果と THALES2 の結果との比較を行った。今年度の解析においては THALES2 と Apros の解析モデルの詳細度の違いはあるものの工学的安全設備の挙動に対するプラント内熱流動挙動は同傾向を示していた。今回の解析から、従来の成功基準が事故進展の中で変わり得ることが示され、このような事故進展の場合には従来のスコープ外の設備・機器の挙動を考慮できる動的 PRA を利用することで具体的な評価が可能と考える。

3. 動的 PRA より得られるリスク情報の活用法の検討

動的 PRA ツール RAPID を用いて、代表的な BWR における LOCA シナリオの解析を行った。本章では従来の炉心損傷頻度や重要度といったリスク情報の導出について整理する。

3.1. 重要度に関する検討

RAPID-THALES2 により得られた従来 RPA 結果への分類、及び動的 PRA に用いたパラメータでの従来 PRA の各シーケンスの出現確率の見直しを行ったところ、動的 PRA で表せなかったシーケンスはあるが、それ以外は同程度の出現確率を得た。今回従来 PRA で評価しているような FV 及び RAW といった機器レベルの重要度評価は、フォルトツリー解析まで検討していないため得ることはできなかった。しかしながら各シーケンス出現確率を見る限りヘディングレベルの重要度について従来評価と同程度の推定は可能と考える。しかし各ヘディングの成功/失敗に加え後段の設備の状態により、炉心損傷状態は従来評価と変わり得ることを前節で示した。動的 PRA による重要度を考える上で、当該機能だけに着目するのではなく後段の安全機能への影響に関する情報を含めて評価することで事故時の当該機器の重要度を把握できると考える。

構築物、系統及び機器（SSC）の安全重要度分類や新検査制度における指摘事項の重要度評価へ利用されている PRA の重要度指標を調査した。システムの信頼性評価の際、各組成が全体の信頼性への貢献が異なるため、重要度評価が必要になる。

Birnbaum (B)、Criticality importance (CR)、Fussell-Vesely (FV) 重要度、リスク増加価値 (RAW: Risk Achievement Worth)、リスク減少価値 (RRW : Risk Reduction Worth) 等の指標の計算方法をまとめた[12][13][14]。

3.1.1. RAW

RAW は、SSC が故障状態にある場合に、全体のリスクがどの程度増加するかを定量的に表し、リスクの増分によりその SSC の必要性が定量的に評価される。

$$RAW_A = \frac{R_A^+}{R_0}$$

ここで、利用する全体のリスク評価値 (R_0, R_A^+, R_A^-) の定義が下記になる。

R_0 = The present (“nominal”) risk level;

R_A^+ = The increased risk level with Component “A” assumed failed;

R_A^- = The decreased risk level with Component “A” assumed to be perfectly reliable.

3.1.2. RRW

RRW は、SSC が故障することがないとした場合に、リスクがどの程度低減するかを定量的にし、リスクの差分によりその SSC の十分性が定量的に評価される。

$$RRW_A = \frac{R_0}{R_A^-}$$

3.1.3. FV

FV は、SSC の故障がリスクにどの程度寄与しているかを表す指標であり、リスク差分によりその SSC の十分性が定量的に評価される。

$$FV_A = \frac{R_0 - R_A^-}{R_0}$$

3.1.4. Birnbaum

Bi は、SSC の状態がリスクにどの程度寄与しているかを表す指標である。RAW と RRW と相関関係が存在する。

$$Bi_A = R_A^+ - R_A^-$$

3.1.5. $\Delta CDF, \Delta CFF, \Delta LERF$

原子力規制検査における検査指摘事項については、安全上の重要度を示す 4 区分（「赤」、「黄」、「白」、「緑」の色付け）で評価する。安全上の重要度を定量的に評価する際、事業者のパフォーマンスが劣化した炉心損傷頻度（CDF: Core Damage Frequency）、と当該施設における通常の CDF との差分で、 ΔCDF で表す。CDF のほか、格納容器機能喪失頻度（CFF: Containment Failure Frequency）や早期大規模放出頻度（LERF: Large Early Release Frequency）が使われている。

3.1.6. 規制における活用

リスク重要度指標を利用した代表的な原子力規制活動を表 3.1-1 にまとめた。日本 NRA の新検査制度の重要度評価プロセス（SDP）において、重要度指標が個別事象の重要度を定量的に表す。また、米国 NRC では、重要度情報が SSC 重要度分類、技術仕様の変更、メンテナンスルールの策定と ROP によく使われており、PRA モデルが提供する事故発生頻度が重要な定量的指標になっている。

表 3.1-1 リスク重要度指標の活用例

	リスク重要度情報を活用した規制活動	リスク重要度指標	参考資料（米国）
1	SSC 重要度分類	RAW, FV	10 CFR 50.69 NEI 00-04
2	技術仕様の変更	Birnbaum, RAW, RRW, FV	NRC RG 1.177
3	メンテナンスルール	RAW, RRW, ΔCDF	10 CFR 50.65

4	ROP の検査指摘事項 の重要度評価	ΔCDF , ΔCFF , $\Delta LERF$ Birnbaum, RAW, RRW, FV	NRC Inspection Manual Chapter 0308
5	小型軽水炉の設計許 可申請 (USNRC, LWR-SMR)	RAW, FV Conditional CDF, Conditional LRF	Design Certification Application: NuScale VOYGR, Westinghouse AP300, HOLTEC SMR-160

図 3.1-1 に示す注水システムを例として各機器の重要度を試算した。システムは、水源、シンク、1 個のバルブと 2 個のポンプが構成され、重要度指標を用い、バルブ（故障確率 0.01）とポンプ（故障確率 0.03）の重要度は表 3.1-2 のように得た。この解析では多重性がないバルブの重要度が高くなった。このような重要度指標の時間依存性を含め、今後の動的 PRA 評価へ導入する予定である。各指標の比較を表 3.1-3 にまとめた。

従来の重要度評価指標の時間依存性などがなかったため、プラントの運転・保守状況に応じ、炉心損傷頻度などに対する重要度の変化を定量的に評価できる動的 PRA 手法を開発する必要がある。

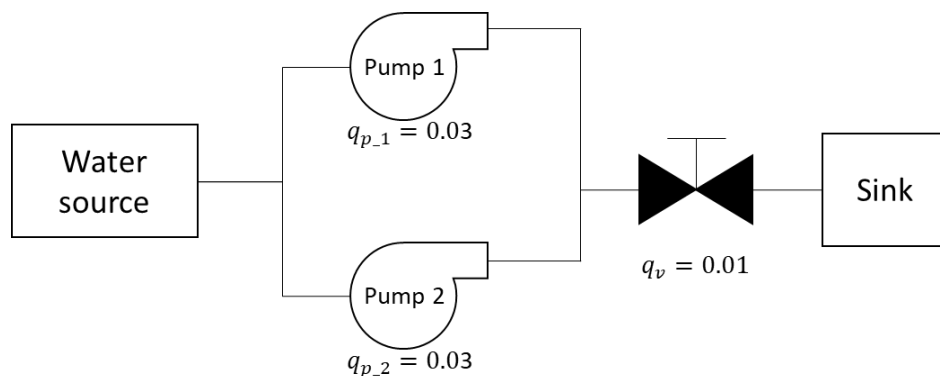


図 3.1-1 単純化した注水システム

表 3.1-2 単純化したシステムに対する重要度評価の結果

	重要度指標	ポンプ 1	ポンプ 2	バルブ
1	Birnbaum (B)	0.03	0.03	1
2	Fussell-Vesely (FV)	0.08	0.08	0.9
3	Risk-reduction worth (RRW), Ratio	1.1	1.1	12.2

4	Risk-achievement worth (RAW), Ratio	3.64	3.64	90.91
Importance Rank		2	2	1

表 3.1-3 重要度指標の比較

重要度指標	解釈	コメント
Birnbaum (B)	How often Component A is needed to prevent system failure	Absolute measure; directly measures sensitivity of probability of system failure (or risk) to probability of Component A failure
Fussell-Vesely (FV)	Fraction of system unavailability (or risk) involving failure of Component A	Dimensionless, relative measure; reflects how much relative improvement is theoretically available from improving performance of Component A. Denominator may contain some terms having nothing to do with Component A operation
Risk-reduction worth (RRW), Ratio	Shows relative improvements in $\text{Pr}(\text{system failure})$ realizable by improving Component A; how much relative harm component A does, by not being perfect	Dimensionless, relative measure. Both the numerator and the denominator contain some terms having nothing to do with Component A operation
Risk-achievement worth (RAW), Ratio	How much relative good is done by Component A; factor by which $\text{Pr}(\text{system failure})$ would increase with no credit for Component A	Dimensionless, relative measure; Both the numerator and the denominator contain some terms having nothing to do with Component A operation

3.2. ATF 等の新技術を導入した PWR を対象とするリスク評価手法の開発

安全性向上のために導入される新技術に対して、図 3.2-1 に示すように、リスク評価手法の案を作成した。PRA、動的 PRA 及び解析コードを含め、解析手法とツールを整備し、PWR の代表的なシーケンスを抽出し、ATF 等の効果を導入することにより、リスクの低減効果を定量的に評価する。

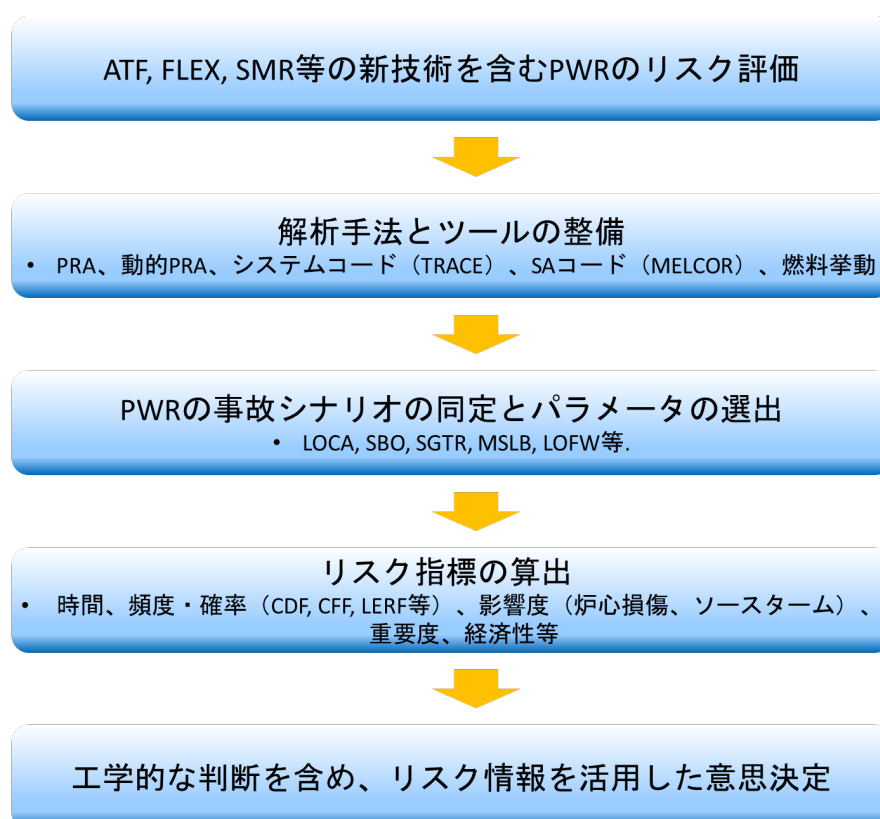


図 3.2-1 新技術に対するリスク評価手法の整備

4. 動的 PRA の最新知見の調査

動的 PRA 手法及びツールの開発は各国で行われており、併せてその活用方法の検討も進められている。これらの最新の情報を入手するため、PRA に関する国際会議や国内の会議に参加し動的 PRA の開発及び活用動向について調査を行う。文献調査としては参加した国際会議・学会のプロシーディング・予稿を対象に調査する。

本年度は第 18 回確率論的安全評価に関する国際会議 (PSA2023)、確率論的安全評価とリスク管理に関する国際会議のトピカルカンファレンス (PSAM 2023 Topical Conference)、OECD/NEA が開催する動的 PSA ワークショップ並びに日本原子力学会秋の大会及び春の年会に参加し、関連情報を調査した。

4.1. PSA 2023

PSA2023 は米国原子力学会が主催で開催する国際会議で、確率論的リスク評価(PRA)技術に関する国際会議では規模の大きい部類であり、隔年で開催される。今回の会議は、第 13 回原子力プラントにおける計装、制御及びマンマシンインターフェース技術に関する国際会議 (NPIC&HMIT 2023)との共催で、PSA2023 では 97 件の発表と 11 件のパネルセッションが、NPIC&HMIT 2023 では 174 件と 17 件のパネルセッションがあった。初日に行われた開催記念講演にて、近年の米国の原子炉に関する動向として、小型モジュール炉 (SMR) や革新炉 (AR) の設置が計画されており、これらには運転制御や設計に新技術が導入される予定であり、これらに対する規制として従来の炉型に限定されない(ただし核融合炉は除く)技術的に包括したリスク情報を活用した性能に基づく規制 (TI-RIPB) を指向することから、2 種類の会議を合同で行うことに意義があると紹介された。以下では PSA2023 の会議で報告された研究状況を中心に報告する。

近年の PRA に関する国際会議では、人間信頼性に関する研究や AI や機械学習の PRA への適用、また、機器や設備等の不動作タイミングをプラントシミュレーションに反映することでより現実的なリスク評価を目指す動的 PRA の研究が多く発表されていたが、PSA2023 では外的要因を起因とする単一もしくは複数のハザードに対する PRA 技術やリスク評価の計算技術に関する発表が各々 12%あり、これらに続いて AI や機械学習を用いたデータ分析の発表が 8%、デジタル計装制御及びソフトウェアの信頼性評価の発表が 7%であった。人間信頼性評価に関する研究は PSA2023 で 4 件と低調であったが、NPIC&HMIT2023 では 34 件あり、依然として関心の高さが伺えた。これら研究発表分野の分析として、AR や SMR では受動的安全工学設備が多く、内包する放射性物質も従来の原子炉に比べて少ないため内的事象によるリスクは小さく、このため外的要因によるリスクを評価する重要性が高まっていることが背景にあると説明された。また、ソフトウェアによる制御の自動化の取込みが見込まれ、運転員の原子炉の通常運転や事故時対応への関与の仕方が変わることから研究課題は多いとの説明があった。また、本会議では新たな規制 (10CFR Part53)でのリスク情報の活用に向け、新たな技術へのリスク評価に関する様々な取組みの様子や、規制と産業界の積極的な意見交換を行っている様子を知ることができた。

一方で、動的 PRA 関連の研究発表は 4 件と以前より少なかったが、複数のパネルセッションに

において、受動的安全設備の信頼性評価やセキュリティ分野への適用が期待されており、動的 PRA が実用段階になってきている様子が伺えた。ここでは受託事業の研究テーマに直接関連する動的 PRA のセッションでの発表を以下に示す。

•Asad Ullah Amin Shah, et al, “Importance Measure for Dynamic Probabilistic Risk Assessment and Cost Savings for Safety Systems and Components”

レンセラー工科大学の Asad らにより動的 PRA における新たな重要度指標として、動的 PRA により得られる基本ケースとなる累積確率分布と着目するパラメータの変化による累積確率分布の差分を積分し、これの期待値と基本ケースの期待値の比より得られる時間依存関数を指標として用いることを提案していた。この考え方は、Liu, Homma によるグローバル感度解析における重要度指標を参考にしていた。また、この指標を用いて NEI のリスク重要度分類を再定義することで設備の設置コスト等の低減の可能性が見込まれることを示していた。本事業においても動的 PRA により得られるリスク情報の利用方法の検討を進めており、今回提案された重要指標は累積確率分布の変化分を積分したものを指標とするため時間変化や分布の変化がわかるため参考になる。一方この方法では解析量が膨大になることが予想されるため、適用範囲も含めた利用方法の検討が必要であろう。

•RychkoxV, et al, “Statecharts as a Dynamic Method for Risk Assessment”

EDF の Rychkox らからはソフトウェアの開発に用いるグラフィカルなツールとモンテカルロ法で信頼性モデルを解く方法を結びつけることで動的に時々刻々の機器の状態を評価するとともにシステムの信頼性評価に用いることができる事を示した。ここでは市販のツールを用いることで複雑なシステムへの拡張が容易に可能であることを示していた。今後同手法の適用可能性を考慮するため、モデル構築の効率化やモデルの検証方法、データの拡充や解析結果の処理について調査を進めるとのことであった。

Alp Tezbasaran, et al, “High-Performance Computing Implementation for ADS-IDAC”

ノースカロライナ州立大学 Alp らは、動的 PRA におけるシミュレーションの効率化のため、並列化及び分散化により CPU の空き時間を減らすフレームワークが提案された。ただし現段階では概念だけであり今後実装に向けたプログラミングを進めるとのことであった。

Parham Khosravi Babadi, et al, “Dynamic fuzzy reliability and safety assessment of passive safety systems in small modular reactors”

オンタリオ工科大学 Parham らは、カナダで建設が予定されている小型モジュール炉の運転データがほとんどない受動的安全設備の評価を行うことを目的に、ファジー演算子と優先 AND ゲート及び優先 OR ゲートを組み合わせた動的ファジーフォルトツリー解析 (FTA) を提案していた。ここではシステムを構築する機器の故障率を三角型ファジー数として関数を設定するとともに事象の発生の順序を考慮し、SMR の SBO 時の受動的熱除去システムの信頼性評価を行い、システム信頼

性の時間依存性を示した。ファジー理論を信頼性に用いる取組みは過去にも行われていたが、不確かなデータを不確かなまま、かつ計算コストを抑えられる点で近年着目されているようであった。

4.2. PSAM 2023 トピカルカンファレンス

IAPSAM は、定期に開催される PSAM を補足するため、特定のテーマに着目してトピカルカンファレンスを開催している。今回の PSAM 2023 Topical Conference では、人工知能とリスク分析 (AI & Risk Analysis) を主なテーマとして、オンライン開催された。参加者からリスク評価と人工知能の活用について多数の発表があった。2023 年 10 月 23～25 日の 3 日間にかけて多数の PRA や人工知能の専門家が出席し、この分野における最近の動向の意見交換を行った。参加国と参加機関は、米国 (ノースカロライナ州立大学、アイダホ国立研究所、アルゴンヌ国立研究所、USNRC、スタンフォード大学、イリノイ大学アーバナ・シャンペーン校、バージニア工科大学、メリーランド大学、ウィスコンシン大学マディソン校)、フィンランド (VTT)、イタリア (ミラノ工科大学)、フランス (University of Technology of Troyes)、ノルウェー (ノルウェー科学技術大学)、ブルガリア (ソフィア大学)、インド (Indian Institute Of Technology Delhi)、韓国 (世宗大学校、蔚山科学技術院、KAERI)、日本 (JAEA、CRIEPI) であり、約 30 件の発表があった。議論された主要なテーマは以下である。

- リスク分析とリスク情報を活用した意思決定を支援するための AI/ML (AI/ML to support risk analysis and risk-informed decision-making)
- AI に基づく自動化技術の信頼性と透明性 (Automation trustworthiness and transparency for AI-based automation technologies)
- AI/ML 技術の不確かさ評価 (Uncertainty quantification for AI and ML technologies)
- リスク情報を活用した AI/ML 技術の設計と規制 (Risk-informed design and regulation of AI and ML technologies)
- AI/ML を用いた人間・機器のインターフェースの人間信頼性評価 (Human reliability analysis for a human-machine interface with AI and ML technologies)
- AI/ML を用いた故障予知・寿命予測 (Prognostics and Health Management using AI and ML)
- リスク分析、評価と管理のためのデジタルツイン (Digital twins for risk analysis, assessment, and management)
- 安全上重要な応用へ AI/ML 技術の解釈可能性 (Interpretability of AI and ML technologies for safety-critical applications)
- 条件に基づくリスク評価のための AI/ML (AI and ML for condition-based risk assessment)

- 安全措置の最適化のための AI/ML (AI and ML for safety measures optimization)

韓国の蔚山科学技術院より、「Success Criteria Analysis using Deep Neural Network and Monte Carlo Dropout for Dynamic Probabilistic Safety Assessment」との発表があった。この発表では、シナリオごとに、炉心損傷を回避する成功基準 (Success Criteria) が異なることから、各シナリオの成功基準を設定した解析を行うため、グループ化したシナリオについて、成功基準の範囲を調査する必要があると示された。この研究では、モンテカルロ法とディープラーニング (Deep Learning) を利用し、多様なシナリオの成功基準を推定する方法 (Deep-SAILs) が開発された。これと MAAP コードを用いて事故シナリオ別の成功基準が算出できる事が示された。また、ディープラーニングを活用することにより、計算コストを削減できることが示された。

4.3. 動的 PSA ワークショップ

本ワークショップは OECD/NEA WGRISK (Working Group on Risk Assessment) が実施した調査結果を議論するために米国原子力規制委員会 (USNRC) によって開催され、動的 PSA 手法の定義、利点・欠点、ツールの開発状況等について話し合われると共に、リスク情報を活用した意思決定への可用性等が議論された。JAEA から、動的 PSA 手法及び計算ツールの開発状況を報告し、ワークショップに参加した専門家と意見交換を行い、動的 PSA に関する技術的な情報を収集した。

OECD/NEA の WGRISK では、動的 PSA とその活用を調査するタスクグループが立ち上げられ、各参加国のメンバーから動的 PSA に関する研究進捗や内容の報告が提出された。各国の報告や調査の結果を深く議論するために USNRC が本会合を企画し、ワシントン DC にて開催された。2023 年 11 月 16~17 日の 2 日間にかけて約 70 人以上の PSA 専門家が出席し、各機関の動的 PSA の開発状況と利用経験を紹介し、この分野における最近の動向の意見交換を行った。参加国と参加機関は、OECD/NEA、日本 (JAEA、CRIEPI)、韓国 (KAERI、Kyung Hee University)、米国 (USNRC、Idaho National Laboratory、University of Maryland、Ohio State University、University of Illinois Urbana-Champaign、EPRI、Rensselaer Polytechnic Institute)、カナダ (Ontario Tech University)、ドイツ (GRS)、フランス (EDF R&D、IRSN)、スペイン (マドリード工科大学、CSN)、イタリア (ミラノ工科大学)、スロバキア (Relko Ltd.) とブルガリア (Kozloduy) であり、約 25 件の発表があった。議論された主要なテーマは以下である。

- 各機関が開発している動的 PSA の手法とツールの紹介
- 動的 PSA の活用における各機関のモチベーション、着眼点、得た知見と課題

- 機械学習を活用した改良
- 動的 PSA 手法の欠点と難点及び可能な解決策
- 動的 PSA を代替手法
- ベンチマーク解析の提言
- リスク情報を活用した意思決定への応用

JAEA から、動的 PSA 手法の構築とツールの開発の状況を紹介し、事故時におけるプラントの運転状況に応じた機器信頼性評価、機械学習を活用した動的 PSA 解析の効率の向上について報告した。本発表に対して会場の聴衆から高い関心が寄せられ、多数の質問とコメントを受けた。例えば、USNRC の Nathan Siu 氏からは、開発した動的 PSA 手法とツールの日本の原子力規制当局や産業界及び大学における利用提供状況についての質問と共に、機械学習を活用した多忠実シミュレーション手法が動的 PSA の効率性向上へ有効に働くことについての高い評価を頂いた。利用状況については主に研究のためにツール提供をしていると回答した。米国メリーランド大学の Mohammad Modarres 教授からは、BWR の逃し安全弁 (SRV) の熱的故障を模擬するモデルの根拠について確認があり、本研究で採用した確率論的故障物理を動的 PSA の評価へ応用することについて期待を持って受け入れて頂き、本方向性で研究を推進すべきという前向きなコメントを頂いた。他にも、ドイツ GRS の Tanja Eraerds 博士や米国イリノイ大学アーバナ・シャンペーン校の Zahra Mohaghegh 准教授、カナダオンタリオ工科大学の Akira Tokuhiko 教授、米国メリーランド大学の Yunfei Zhao 助教からも質問やコメントを受け、本研究に対する高い関心が裏付けられた。Tokuhiko 教授からは動的 PSA を利用することにより事故の網羅性が向上されたが、複雑な PSA へ拡張する場合のスケラビリティ (Scalability) についての質問があり、動的 PSA の方法論よりもむしろ、ツールとして使用する事故シミュレーションコードのスケールアップ性能に依存すると回答した。シナリオの複雑さに関しては、グレーデッドアプローチのコンセプトを利用し、具体的な問題に対してリスク評価の詳細度を調整する方法もあると思われる。パネルディスカッションでは、動的 PSA とリスク情報活用における最先端技術的な課題についての理解を深めるため、パネラーと会合の参加者が活発な議論が行われた。

従来の静的 PSA と動的 PSA の専門家と議論も行われ、この議論を含む本ワークショップで得た動的 PSA の最新の研究動向と知見は、動的 PSA の方法論の確立および実際の応用のさらなる開発に役立つものであった。特に、リスク情報の活用に係る課題が今後の研究の展開に重要な参考情報になる。また、現在展開している JAEA の研究の重要性と方向性がより明確になり、動的 PSA を含めた PSA 手法全体の高度化を継続的に実施する重要性を改めて深く理解した。

4.4. 日本原子力学会 2023 年秋の大会

9月6日（水）から8日（金）までの3日間で名古屋大学東山キャンパスにて原子力学会2023年秋の大会が行われた。以下に動的PRA及び関連する報告について調査した内容を記す。

(1) 動的PRA・複合PRAに関するセッション

動的PRAに関する発表として、リスク重要度評価に関する発表2件があった。

東大より「動的PRAにおけるリスク重要度評価に関する研究(1) リスク重要度のコンセプトと指標」があった。動的PRAにおけるリスク重要度評価法がリスクトリプレットの観点から提案された。従来のリスク重要度評価法との親和性、時間依存性の評価、アクシデントマネジメント（AM）を含むレジリエンスの評価、の各要素を動的PRAにおけるリスク重要度評価のコンセプトとし、次の3つのリスク重要度指標を開発した：事象の発生タイミング（シナリオの多様性）に関する指標（Timing Based Worth: TBW）、事象の発生頻度（確率）に関する指標（Frequency Based Worth: FBW）、及び事象の影響度に関する指標（Consequence Based Worth: CBW）。従来の発生頻度（確率）による評価に加え、レジリエンス効果や影響緩和効果を考慮した多面的な重要度評価が可能とことが示された。動的PRAから得られるリスク情報の活用的高度化に資すると考えられる。

JAEAより「動的PRAにおけるリスク重要度評価に関する研究(2) 原子力規制における活用の調査及び動的レベル2PRAでの試解析」があった。リスク重要度指標を利用した代表的な原子力規制活動が調査され、日本NRAの新検査制度の重要度評価プロセス（SDP）において、重要度指標が個別事象の重要度を定量的に表すことができる。また、米国NRCでは、重要度情報がSSC重要度分類、技術仕様の変更、メンテナンスルールの策定とROPによく使われており、PRAモデルが提供する事故発生頻度が重要な定量的指標になっている。また、東大が提案したリスクトリプレットを中心としたリスク重要度指標と動的PRAが利用され、時間や事故の影響に関する不確実さが定量的に分析され、より豊富なリスク重要度情報を意思決定に提供できることが示された。

4.5. 日本原子力学会 2024 年春の大会

3月26日（火）から28日（水）までの3日間で近畿大学東大阪キャンパスにて原子力学会2024年春の年会が行われた。以下に動的PRA及び関連する報告が6件あった。

三菱電機より、「動的PRAを活用した原子力プラント運転支援」を題とした口頭発表があった。AM対策の整備やマルチユニット運転では、事故シナリオの多様性や複雑さから、事象発生時に優先して実施すべき対応（ユニット、事象、操作）の判断にかかる負荷が高く、課題となっている。この研究では、原子力プラントの運転支援として、動的PRA手法である連続マルコフ過程モンテカルロ（CMMC：Continuous Markov chain Monte Carlo）法

を活用した対応優先度判定機能を提案された。具体的には 1) 事象対応操作を含むシナリオを網羅的に生成し、2) 対応操作毎にパターン化し、3) パターン毎に算出したリスク値に基づき対応優先度を判定する。試評価として、簡易プラントモデルを用いてシングルユニットで事象が発生した際の複数の事象対応パターンの評価を行った結果、CMMC 法の動的 PRA への適用性が確認された。

東海大学より、「外部ハザードの認知確率を考慮した CMMC 法によるナトリウム冷却高速炉の確率論的リスク評価」を題とした口頭発表があった。崩壊熱除去系の最終ヒートシンクを大気への放熱とするナトリウム冷却高速炉(SFR : Sodium-cooled Fast Reactor)では、異常気象や、自然災害時等において、上空側からの外部ハザードへの対策が重要である。この研究では、異常降雪事象に対するアクシデントマネジメント(AM:Accident Management)の実行性に着目し、運転員の認知がプラントの安全性に与える影響について評価した。具体的には、運転員の AM の必要性の認知を成功確率の関数としてモデル化され、その時間依存性を考慮した CMMC 法による動的 PRA 解析が実施された。解析の結果、運転員の認知が炉心損傷開始時間に影響を与えることが示された。

リスク部会企画セッション「確率論的リスク評価手法への AI 技術活用の最前線」にて、人工知能・機械学習を活用した PRA 手法の高度化の 4 件の研究報告があった。我が国も原子力発電所の確率論的リスク評価に AI 技術を活用する検討が精力的に進められている。この企画セッションでは、設計図面、機器仕様書から機器の情報・接続関係を抽出し、フォルトツリーを自動作成する技術、テキストマイニング・深層学習等を用いて発電所のトラブル情報から PRA に必要な故障を自動的に判定する手法、機械学習を活用した動的 PRA や不確かさを評価する方法、及び、自然言語処理技術を用いてカットセットをベクトル化するとともに、それらをクラスタ化することによって網羅的にカットセットの妥当性を確認する手法が紹介された。

4.6. まとめ

動的 PRA 手法及びツールの開発並びに動的 PRA によるリスク情報の活用の検討に資するため、国内外における開発状況や活用検討状況を調査した。本年度は第 18 回確率論的安全評価に関する国際会議 (PSA2023)、確率論的安全評価とリスク管理に関する国際会議のトピカルカンファレンス (PSAM 2023 Topical Conference)、OECD/NEA が開催する動的 PSA ワークショップ並びに日本原子力学会秋の大会及び春の年会に参加し、関連情報を調査した。

調査した研究開発の傾向として、人工知能・機械学習の利用、重要度評価へ動的 PRA の活用、次世代炉等を含めた新技術に対する動的 PRA の活用が挙げられる。これら開発傾向は現状の RAPID 開発の方向性とも合致しており、今後も最新動向への対応について検討を進めていく。

5. 動的 PRA 手法等の改良

提案した 2 章の動的 PRA 手法を改良するため、国内外の学術文献、研究報告書と会議発表を調査し、下記の 3 つの改良点を現在の動的 PRA に導入することの必要性和可能性を検討した。

5.1. 効率的な不確かさ評価実施するための人工知能と機械学習（AI/ML）の活用

人工知能（AI : Artificial Intelligence）の明確な定義が存在しないが、AI は、既定の結果とシナリオを超えて、知覚、認知、計画、学習、コミュニケーション、身体的動作などの人間のような能力をエミュレートする機能を備えたマシンベースのシステムである。機械学習（ML : Machine Learning）は、AI を実現するためのアプローチであり、複雑なアルゴリズムを使用してデータからパターンと識見を自動的に学習し、優れた意思決定を提供できる。原子力と AI/ML は相互に必要である。原子炉によって供給されるエネルギーは、AI/ML を利用する産業に必須な電力を供給する。AI/ML は、原子力エネルギーのより安全で効率的な利用を保障でき、運転パフォーマンスを向上させ、リスクを軽減する可能性を示している。

表 5.1-1 に示しているのは、原子力分野における国内外の AI/ML の活用例である。JAEA では、機械学習を活用して動的 PRA の効率化を行ったが、動的 PRA を含む不確かさ評価手法の高度化に AI/ML の活用を展開することが重要であり、課題抽出を実施する必要がある。動的 PRA の特徴に応じ、抽出した課題を以下に記す。

- 不確かさ評価手法の効率化
- データ処理
- 人間信頼性評価

表 5.1-1 原子力分野における人工知能・機械学習（AI/ML）の活用例

	課題		機械学習手法
JAEA の活用 例	動的 PRA	事故シーケンスを分類	次元削減：主成分分析；クラスタリング：K-Means
		シミュレーションに基づくリスク評価の計算コストを低減	多忠実シミュレーション手法：多忠実度モンテカルロ（MFMC）、多忠実度重点サンプリング（MFIS） 代替評価モデル（Surrogate, Reduced Order Model）、サポートベクターマシン
	不確かさ評価	代替評価モデルの構築、確率分布の密度関数を推定	代替評価モデル、ベイズノンパラメトリック手法（ディリクレ過程）、K 近傍法、ニューラルネットワーク
	最適化	事故影響を低減するため、緩和対策の操作を最適化	ベイズ最適化手法、ガウス過程
他の活用 例 [15]	原子炉システム設計と評価	モデルとコードの不確かさ評価	ニューラルネットワーク、ディープラーニング、サポートベクターマシン、ガウス過程、ベイジアンニューラルネットワーク等
	プラント運転保守	革新炉における自動管理と制御システムの開発、サイバーセキュリティ対策等	ニューラルネットワーク（FNN、RNN）、ベイジアンネットワーク、K 近傍法、主成分分析、強化学習等
	原子力安全とリスク評価	PRA におけるデータ処理、人間信頼性評価等	自然言語処理、ガウス過程、サポートベクターマシン、K 近傍法、動的ベイジアンネットワーク、クリーニング等

5.2. 新たな重要度指標の提案と評価

東大がリスクトリプレットの視点から提案した新たなリスク重要度は、頻度だけではなく、時間と事故影響の情報も適切に機器の重要性へ反映することができる。動的 PRA の特徴として、事象の生起順序及び発生時刻の変化を含めたシナリオの包括性と、多サンプルの動特性解析による成功基準に依らない解析及び影響度の直接的な定量化が可能な点が挙げられ

る。

これらの特徴から、動的 PRA はリスクトリプレット（シナリオ、発生頻度（確率）、及び影響度）の各要素を直接評価することができる。このリスクトリプレットの評価に加え、従来のリスク重要度評価法との親和性、時間依存性の評価、アクシデントマネジメント（AM）を含むレジリエンスの評価、の各要素を動的 PRA におけるリスク重要度評価のコンセプトとし、次の 3 つのリスク重要度指標が開発された：事象の発生タイミング（シナリオの多様性）に関する指標（Timing Based Worth: TBW）、事象の発生頻度（確率）に関する指標（Frequency Based Worth: FBW）、及び事象の影響度に関する指標（Consequence Based Worth: CBW）[16]。

シミュレーションに基づく動的 PRA や不確かさ評価は、RAPID とシビアアクシデントコード MELCOR2.2[17]をカップリングし、JAEA の大型計算機による並列処理を用いて多数回の数値解析を繰り返して実施することにより、リスクトリプレットや不確かさ情報を評価する。事故シーケンスの分岐が発生するタイミングや機器のアベイラビリティなどを確率分布でその不確かさを考慮する。生成した事故シーケンスを決定論的コード MELCOR2.2 で評価し、事故の影響を評価する。モンテカルロサンプリングで解析したデータを収集し、事故の発生確率、炉心損傷の発生タイミングと放射性物質の放出量を定量的に評価し、リスクトリプレットを算出した[18]。

BWR の簡易な全交流電源喪失事故（SBO）を対象に、動的 PRA 手法を用いて提案する指標を試解析した。レベル 2PRA の場合、それぞれ、格納容器機能喪失、ソースタームの環境への放出開始及びソースタームの環境への放出量を対象とした。動的 PRA ツール RAPID と事故解析コード MELCOR を利用し、可能なシーケンスの格納容器機能喪失確率、ソースタームの環境への放出開始時刻及び炉心内蔵量に対する割合を図 5.2-1 に示す。試解析を行ったケースの従来の頻度に基づく重要度による評価では、過圧破損と格納容器バイパスの重要度が同じであったが、各重要度指標（FBW, TBW と CBW）を計算した結果、事故時の放射線影響を緩和するため、ソースタームの放出までの時間の確保が重要であり、図 5.2-2 の各ヘディングの円面積（FBW+TBW+CBW）の大きさを示すように、これらに寄与するパラメータとして格納容器バイパスの発生時刻及び炉心注水システム停止までの時間が相対的に重要であることが示された。

IEs	SRV Close	HPCI or RCIC	Depressur- ization and Alternative Water Injection	Offsite or EDGs Recovery	Contain- ment Isolated or Not Bypass	No Contain- ment Overpres- sure Failure	#	Source Term Release	Probability	Averaged Release Start Time (hour)	Averaged Release Fraction (-)
No SRV Stuck- open							1	No	2.27E-01	INF	0
							2	No	7.54E-01	INF	0
							3	No	9.50E-03	INF	0
							4	Yes	2.38E-03	2.24E+01	1.42E-02
							5	Yes	6.25E-04	1.95E+01	1.86E-01
							6	No	8.99E-04	INF	0
							7	No	2.90E-03	INF	0
							8	No	1.06E-03	INF	0
							9	Yes	2.66E-04	1.33E+01	1.55E-02
							10	Yes	7.00E-05	1.01E+01	1.78E-01
SBO											
SRV Stuck- open							11	No	1.90E-04	INF	0
							12	No	6.04E-04	INF	0
							13	No	4.42E-05	INF	0
							14	Yes	1.10E-05	2.11E+01	2.00E-02
							15	Yes	2.91E-06	1.64E+01	2.00E-01
							16	No	1.37E-06	INF	0
							17	No	2.31E-06	INF	0
							18	No	4.55E-07	INF	0
							19	Yes	1.14E-07	1.42E+01	2.50E-02
							20	Yes	3.00E-08	9.65E+00	2.16E-01

図 5.2-1 動的 PRA を用いたリスクトリプレットの評価

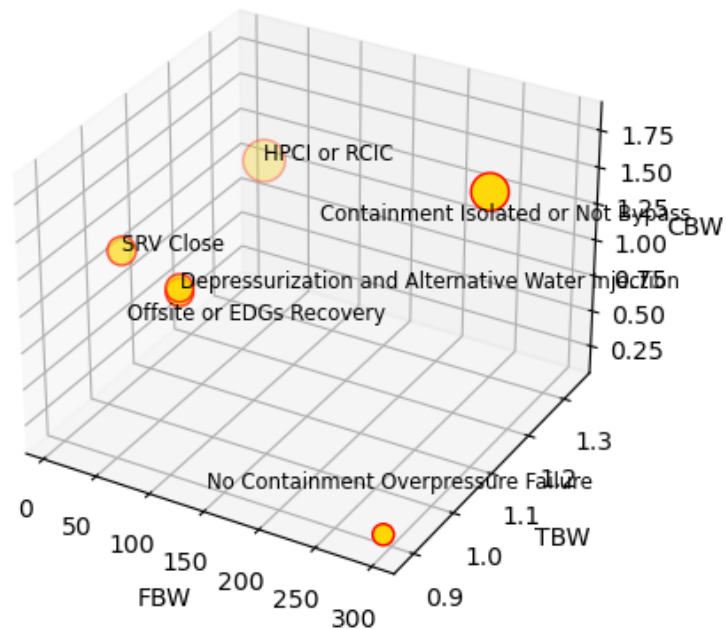


図 5.2-2 リスクトリプレットに基づいたリスク重要度指標（RIM）の評価結果

5.3. 静的 PRA と動的 PRA の統合

動的 PRA は、数値シミュレーションに基づき、可能な事故シナリオを生成してそのリスクを評価する手法である。そのようなシミュレーションを用いて網羅的にリスクを評価する手法は、高い詳細度及び計算コストを有する特徴があり、信頼性が高い一方、複雑な解析で評価が困難になる可能性がある。評価対象を区別し、静的 PRA と動的 PRA を共用しなければならない。その原因で、RAPID ツールに静的 PRA を解析する機能を構築する方法を検討した。

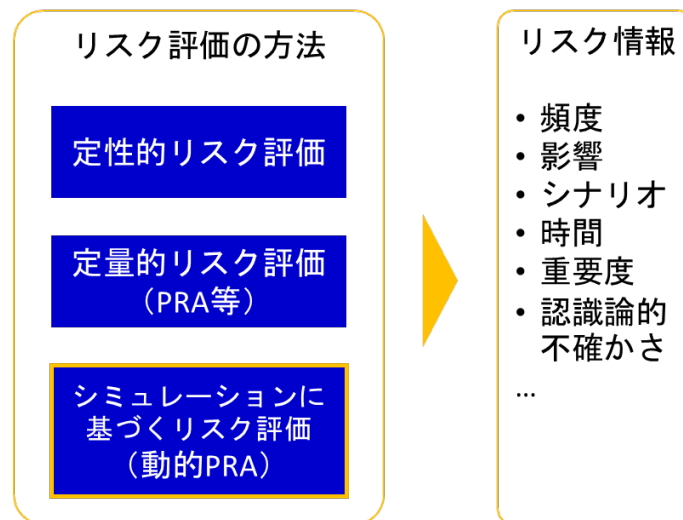


図 5.3-1 静的 PRA と動的 PRA を共用したリスク評価方法（グレーデッドアプローチ）のイメージ図

5.3.1. Open-PSA Model Exchange Format を用いた静的 PRA モデルを構築

Open-PSA Model Exchange Format (MEF)[19]は、複数の研究機関が参画した国際プロジェクト（The Open Initiative for Next Generation PSA）で標準化された静的 PRA のモデルを作る方法である。図 5.3-2 に示すように、Open MEF は、確率論的レイヤー（Stochastic Layer）、フォルトツリーレイヤー（Fault Tree Layer）、メタロジカルレイヤー（Meta-logical Layer）、イベントツリーレイヤー（Event Tree Layer）とレポートレイヤー（Report Layer）で構成される。五層の構造で、PRA モデルに必要な確率論的及びロジック的な要素が全部含まれる。

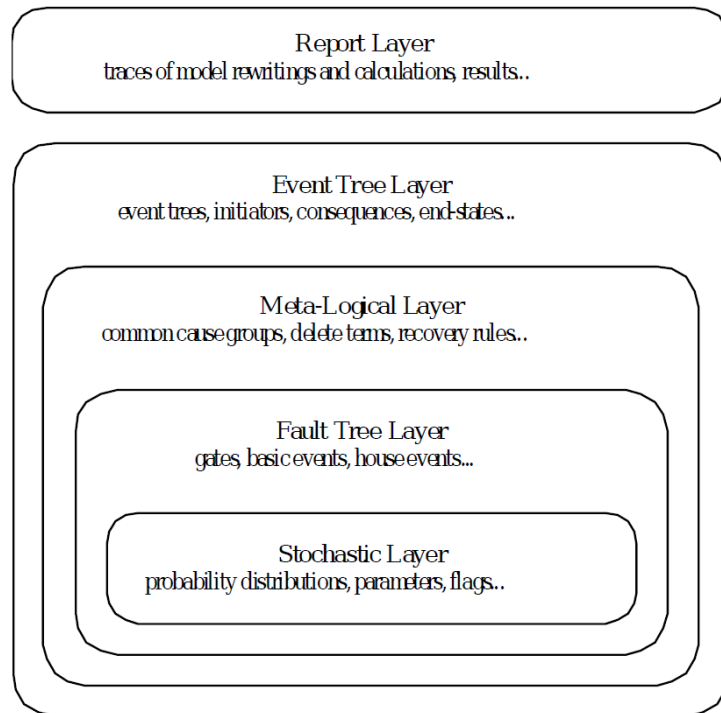


図 5.3-2 Open-PSA MEF の設計構造

5.3.2. フォルトツリーの構築及び重要度評価のテスト

例として、PRA のフォルトツリーのモデルを用い、Open-PSA MEF で PRA モデルの作り方を説明する。図 5.3-3 では、フォルトツリーの XML 構文の RNC (RELAX NG Compact Syntax) スキーマ言語を示す。図 5.3-4 では、フォルトツリーやイベントツリーのブーリアンロジックを計算するための XML 構文の RNC スキーマ言語を示す。このように、Open-PSA MEF の XML モデルの構造と内容が標準的に定義された。

```

fault-tree-definition =
  element define-fault-tree {
    name,
    label?,
    attributes?,
    (substitution-definition
     | CCF-group-definition
     | event-definition
     | component-definition
     | parameter-definition
     | include-directive)*
  }

component-definition =
  element define-component {
    name,
    role?,
    label?,
    attributes?,
    (substitution-definition
     | CCF-group-definition
     | event-definition
     | component-definition
     | parameter-definition
     | include-directive)*
  }

role = attribute role { "private" | "public" }

model-data =
  element model-data {
    (house-event-definition
     | basic-event-definition
     | parameter-definition
     | include-directive)*
  }

```

図 5.3-3 フォルトツリーの XML 構文 (RNC Schema)

```

formula =
  event
  | Boolean-constant
  | element and { formula+ }
  | element or { formula+ }
  | element not { formula }
  | element xor { formula+ }
  | element iff { formula+ }
  | element nand { formula+ }
  | element nor { formula+ }
  | element atleast {
    attribute min { xsd:positiveInteger },
    formula+
  }
  | element cardinality {
    attribute min { xsd:nonNegativeInteger },
    attribute max { xsd:nonNegativeInteger },
    formula+
  }
  | element imply { formula, formula }

event =
  element event {
    reference,
    attribute type { event-type }?
  }
  | gate
  | house-event
  | basic-event

event-type = "gate" | "basic-event" | "house-event"

```

図 5.3-4 ブール代数の XML 構文 (RNC Schema)

図 5.3-5 は、3 つのコンポーネントと OR ゲートで構成された簡易なフォルトツリーモデルである。コンポーネント A, B, C の内 1 つでも健全だったら、システムが健全となる。そして、A, B, C が同時に故障する場合、システムが故障になり、その故障確率は 0.496 である。図 5.3-6 のように、フォルトツリーを作成し、システムの故障確率や各コンポーネントの重要度評価し、結果を図 5.3-7 に示すように、Minimal Cutsets 法を用い、システムの故障確率が 0.496 になり、コンポーネントの重要度については、故障確率が $C > B > A$ であるため、多くの重要度指標 (CIF や RRW) が表すように、C が一番重要となる。Open-PSAMEF の PRA モデリングの有効性を確認でき、今後この機能を RAPID へ導入する予定である。

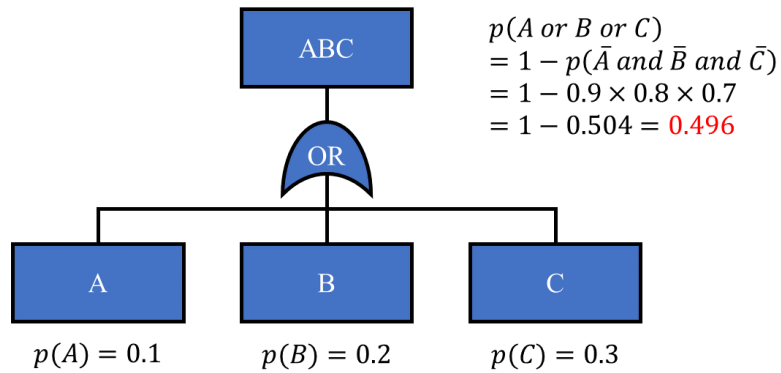


図 5.3-5 簡易なフォルトツリー (OR ゲート)

```

1  <?xml version="1.0"?>
2  <opsa-mef>
3    <define-fault-tree name="ABC">
4      <define-gate name="TopEvent">
5        <or>
6          <event name="A" type="basic-event"/>
7          <event name="B" type="basic-event"/>
8          <event name="C" type="basic-event"/>
9        </or>
10     </define-gate>
11     <define-basic-event name="A">
12       <float value="0.1"/>
13     </define-basic-event>
14     <define-basic-event name="B">
15       <float value="0.2"/>
16     </define-basic-event>
17     <define-basic-event name="C">
18       <float value="0.3"/>
19     </define-basic-event>
20   </define-fault-tree>
21 </opsa-mef>

```

図 5.3-6 フォルトツリーのモデリング

```

zheng@zheng-pc2:~/tests/scram/tests/input/core$ ~/tests/scram/bin/scram abc.xml --importance
<?xml version="1.0" encoding="UTF-8"?>
<report>
  <information>
    <software name="SCRAM" version="0.16.2-191-gb85b7894" contacts="https://scram-pra.org" />
    <time>2023-09-26T07:41:55</time>
    <performance>
      <calculation-time name="TopEvent">
        <products>9.3324e-05</products>
        <probability>7.07e-07</probability>
        <importance>1.835e-06</importance>
      </calculation-time>
    </performance>
    <calculated-quantity name="Minimal Cut Sets">
      <calculation-method name="Binary Decision Diagram">
        <limits>
          <product-order>20</product-order>
        </limits>
      </calculation-method>
    </calculated-quantity>
    <calculated-quantity name="Probability Analysis" definition="Quantitative analysis of failure probability or unavailability" approximation="none">
      <calculation-method name="Binary Decision Diagram">
        <limits>
          <mission-time>8760</mission-time>
        </limits>
      </calculation-method>
    </calculated-quantity>
    <calculated-quantity name="Importance Analysis" definition="Quantitative analysis of contributions and importance factors of events." />
    <model-features>
      <gates>1</gates>
      <basic-events>3</basic-events>
      <fault-trees>1</fault-trees>
    </model-features>
    <information>
      <results>
        <sum-of-products name="TopEvent" basic-events="3" products="3" probability="0.496" distribution="3">
          <product order="1" probability="0.1" contribution="0.166667">
            <basic-event name="A" />
          </product>
          <product order="1" probability="0.2" contribution="0.333333">
            <basic-event name="B" />
          </product>
          <product order="1" probability="0.3" contribution="0.5">
            <basic-event name="C" />
          </product>
        </sum-of-products>
        <importance name="TopEvent" basic-events="3">
          <basic-event name="A" occurrence="1" probability="0.1" MIF="0.56" CIF="0.112903" DIF="0.201613" RAN="2.01613" RRN="1.12727" />
          <basic-event name="B" occurrence="1" probability="0.2" MIF="0.63" CIF="0.254032" DIF="0.403226" RAN="2.01613" RRN="1.34054" />
          <basic-event name="C" occurrence="1" probability="0.3" MIF="0.72" CIF="0.435484" DIF="0.604839" RAN="2.01613" RRN="1.77143" />
        </importance>
      </results>
    </report>
  </information>
</report>

```

図 5.3-7 フォルトツリーの試解析結果

5.4. まとめ

国内外の動的 PRA 手法等の開発傾向や本事業の目的の達成にむけ、RAPID の改良方法を検討し、3つの課題を抽出した。

- 効率的な不確かさ評価実施するための人工知能と機械学習（AI/ML）の活用
- 新たな重要度指標の提案と評価
- 静的 PRA と動的 PRA の統合

AI/ML の活用に関しては既に RAPID に組み込まれ利用可能となっているものもあり、今後も拡充していく。また、調査した新たな指標については、算出できるよる機能は本年度実装した。静的 PRA と動的 PRA の統合を実現化するため、FT 解析を RAPID に連携可能な書式で本年度構築し試解析を実施した。構築した FT 解析ツールとの RAPID の連携を今後進める。

6. 評価委員会の実施

本事業の方針や成果の技術的妥当性を確認するため、当該研究分野における外部専門家で構成する評価委員会を設置する。本年度は当該委員会を令和 6 年 3 月 13 日午前中（10:00-12:00）に Web 会議にて開催した。本委員会では、JAEA から令和 5 年度に実施した「動的レベル 1 確率論的リスク評価手法の改良及び活用方法の検討」事業の概要及び令和 6 年度の研究計画について説明し、概ね妥当であるとの評価を受け、今後幅広く動的 PRA の活用方法の検討を望むとのコメントを得た。

7. まとめ

日本原子力研究開発機構(JAEA)では動的 PRA 手法の開発及び動的 PRA ツール RAPID の整備を行った。構築した動的 PRA 手法を用いて全交流電源喪失 (SBO) 事故を対象に動的 PRA を実施し、リスク情報の抽出や従来 PRA との比較等を行って実施可能性を示した。今後動的 PRA のリスク情報の活用を検討を進めるにあたり、様々な事故シナリオへの適用性を確認する必要がある。令和 4 年度には、BWR プラントにおける冷却材喪失事故 (LOCA) を対象に THALES2 及び MELCOR による動的 PRA を実施し、構築した動的 PRA 手法の LOCA シナリオへの実施可能性を確認した。令和 5 年度では、BWR プラントに関しては、格納容器バイパス冷却材喪失事故 (ISLOCA) を対象に動的 PRA を実施した。ISLOCA では 1 次系挙動は LOCA シナリオと同等と考えられるが、格納容器側の挙動が解析対象となるため、本年度の解析対象とした。動的 PRA と従来 PRA の結果を比較し、各事故シーケンスの出現確率及び炉心損傷確率が同程度であったことを確認した。また、MELCOR 及び TRACE による PWR プラントを対象とした動的 PRA を実施するため、既存のプラント情報から input deck を作成及び RAPID で実行するためのインターフェースの整備を行った。整備した input deck 及び RAPID を用いて、SBO シナリオ及び LOCA シナリオ解析を実施し利用可能であることを確認した。

RAPID により生成された事故シーケンスの成立性や解析モデルの適用可能性を確認するため、PRA 評価モデルが整備されている Apros との比較を行った。Apros と THALES2 の解析モデルの詳細度の違いはあるが、工学的安全設備の挙動に対するプラント応答は同傾向といえる。今回対象とした ISLOCA シナリオでは安全系の作動により成功基準が変わる場合や従来 ET で考慮していない機器の動作が必要となる事故進展が確認された。このような事故進展を直接扱えることは動的 PRA の特徴でもあり、今後は解析対象に応じて解析モデルを考慮し解析を進める。

動的 PRA により得られるリスク情報の活用方法を検討するため、検査制度等に用いられている従来の重要度評価を整理し、動的 PRA の重要度評価への適用性の検討を行うとともに動的 PRA の特徴を考慮した重要度指標に適用する場合の課題を抽出した。

開発している動的 PRA 手法及び動的 PRA ツール RAPID の今後の改良及び動的 PRA より得られるリスク情報の活用方法の検討のため、PSA2023、PSAM2023 トピカルカンファレンス、OECD/NEA WGRISK 開催の動的 PSA ワークショップに参加し、海外の動的 PRA の研究開発傾向を調査するとともに日本原子力学会における発表を調査した。これら調査の傾向から、人工知能・機械学習の利用、重要度評価へ動的 PRA の活用、次世代炉等を含めた新技術に対する動的 PRA の活用が挙げられる。

今後の動的 PRA 手法を改良するため、国内外の調査による研究開発傾向を考慮し、効率的な不確かさ評価実施するための人工知能と機械学習 (AI/ML) の活用、新たな重要度指標

の提案と評価及び静的 PRA と動的 PRA の統合を取り上げ、改良に向けた調査及び改良のための検討を進めるとともに一部の機能について実装した。

以上の本事業の成果について、当該研究分野における外部専門家の意見を聴取するため評価委員会を設置した。本年度は 1 回開催し、本事業の概要及び本事業の成果並びに令和 6 年度研究計画を説明し、今後取り組むべき課題等コメントを受けた。

参考文献

- [1] S. Kaplan and B.J. Garrick. On the Quantitative Definition of Risk. Risk Analysis, 1(1):11-27 (1981)
- [2] U. S. AEC, “Reactor Safety Study An assessment of accident risks in U.S. commercial nuclear power plants”, WASH-1400 (1975)
- [3] G. Apostolakis and T. L. Chu, “Time-depend accident sequences including human actions”, Nuclear Technology, vol.64, pp.115-126 (1984)
- [4] X. Zheng and H. Tamaki, et al. Dynamic Probabilistic Risk Assessment of Nuclear Power Plants Using Multi-Fidelity Simulations. Reliability Engineering and System Safety 223: 108503 (2022)
- [5] IAEA. Accident Analysis for Nuclear Power Plants. Safety Reports Series No.23. International Atomic Energy Agency, Vienna (2022)
- [6] US Nuclear Regulatory Commission. Transient and Accident Analysis Methods. Regulation Guide 1.203. US Nuclear Regulatory Commission, Washington DC (2005)
- [7] 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 =出力運転時内部事象レベル 1PRA 手法=(別冊 2) 出力運転時内の事象レベル 1PSA 標準報告書=BWR5 型プラント=”, JNES/SAE07-040, 平成 19 年 4 月 (2007)
- [8] 独立行政法人原子力安全基盤機構、JNES における PSA 手法の標準化=出力運転時内の事象レベル 1PSA 手法=(別冊 1)出力運転時内の事象レベル 1PSA 標準報告書=ドライ型 4 ループ PWR プラント=、JNES/SAE07-40、平成 19 年 4 月
- [9] USNRC, “Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants”, NUREG-1150, December 1990.
- [10] Z. Ma and C. Parisi, et al. Plant-level scenario-based risk analysis for enhanced resilient PWR – SBO and LBLOCA, INL/EXT-18-51436. Idaho National Laboratory, Idaho Falls, Idaho, United States (2018)
- [11] 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の事象レベル 1 PSA 手法 (別冊 1) 出力運転時内の事象レベル 1 PSA 標準報告書 ドライ型 4 ループ PWR プラント, 平成 19 年 4 月
- [12] M. Modarres, M.P. Kaminskiy and V. Krivtsov. Reliability engineering and risk analysis, third edition. CRC Press, Taylor & Francis Group, Boca Raton, Florida, United States (2017)
- [13] Vrbancic I., Samanta P., Basic I. Risk Importance Measures in the Design and Operation of Nuclear Power Plants, Brookhaven National Laboratory, BNL-114389-2017-BC. The American Society of Mechanical Engineers (ASME), New York, USA

(2017)

- [14] Vesely W. E., Davis T. C., Denning R. S., Saltos N. Measures of Risk Importance and Their Applications. NUREG/CR-3385, BMI-2103. US Nuclear Regulatory
- [15] Ma Z, Bao H, Zhang S, Xian M, Mack A. Exploring Advanced Computational Tools and Techniques with Artificial Intelligence and Machine Learning in Operating Nuclear Plants. NUREG/CR-7294, INL/EXT-21-61117, Office of Nuclear Regulatory Research, US Nuclear Regulatory Commission, Washington DC (2022)
- [16] 成川 隆文、高田 孝、鄭 嘯宇、玉置 等史、丸山 結、高田 毅士、動的 PRA におけるリスク重要度評価に関する研究 (1) リスク重要度のコンセプトと指標、日本原子力学会 2023 年秋の大会
- [17] Humphries L.L., Beeny B.A., Gelbard F., Haskin T., Phillips J., Reynolds J., Schmidt R.C. MELCOR Computer Code Manuals Vol. 1: Primer and Users' Guide Version 2.2 r2023.0. SAND2023-109970. Sandia National Laboratories Albuquerque, NM (2023)
- [18] 鄭 嘯宇、玉置 等史、丸山 結、高田 毅士、成川 隆文、高田 孝、動的 PRA におけるリスク重要度評価に関する研究 (2) 原子力規制における活用の調査及び動的レベル 2PRA での試解析、日本原子力学会 2023 年秋の大会
- [19] E. Steven, R. Antoine. Open-PSA Model Exchange Format, Version 2.0.d-120-g703be91. The Open-PSA Initiative (2017)