

MAAPにおけるISLOCAのモデル化

Modeling an interface system LOCA in the severe accident analysis code “MAAP”

楠木 貴世志 (Takayoshi Kusunoki)*1 高木 俊弥 (Toshiya Takaki)*1

要約 東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ、これまで原子力発電所緊急安全対策、シビアアクシデント対策他として導入された設備をMAAPプラントモデルに組み込み、動作を確認してきた。本稿では当研究所で開発した事象進展予測システムを用いて多様な事故シナリオに迅速に対応するため、高浜発電所3/4号機の安全性向上評価に記載されている起因事象をもとに、事前にMAAPにおいてモデル化しておくことが望ましい起因事象の検討を行った。その結果、インターフェイスシステムLOCA (ISLOCA) を抽出し、MAAPにおいてそのモデル化を行った。「高浜3号炉及び4号炉 重大事故等対策の有効性評価」に基づき、モデルの動作確認を行った結果、事象発生後約1時間以降は1次冷却材圧力及び1次冷却材温度は有効性評価より高くなる傾向となったが、プラント挙動はおおむね再現することができた。

キーワード MAAP, シビアアクシデント, モデル化, インターフェイスシステムLOCA

Abstract From a consideration of progression of the 2011 Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, apparatuses introduced as power station emergency safety measures and severe accident measures in power stations were incorporated into the MAAP plant model. In this paper, in order to respond quickly to various accident sequences using the Incident Progress Prediction System, we examined the initiating events that should be modeled in advance based on the initiating events described in the safety improvement analysis reports. As a result, the ISLOCA (interface system LOCA) was extracted and modeled. We verified the operation of the model based on “Effectiveness evaluation of measures against serious accidents of Takahama No. 3 and No. 4 reactors” and found that after the event occurred the primary coolant pressure and the primary coolant temperature tended to be higher than the effectiveness evaluation after about 1 hour. The plant behavior showed a similar trend to that of the data.

Keywords MAAP, severe accident, modeling, interface system LOCA

1. はじめに

MAAP (Modular Accident Analysis Program) コードは、1980年代の初めに米国FAI社 (Fauske & Associates, LLC.) によって開発され、米国EPRI (Electric Power Research Institute) が所有権を有するコードである。現在もEPRIを中心としたMAAPユーザーズグループのもとで保守及び改良が進められている。

MAAPは、シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し、炉心、原子炉容器、原子炉格納容器内等で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全施設や炉心損傷防止あるいは格納容器機能喪失防止で想定す

る各種の緩和設備についてのモデルを備えている。また、核分裂生成物 (Fission Product, FP) に関する物理現象をモデル化しており、事故時に炉心溶融に伴って原子炉容器や原子炉格納容器内等に放出されるFPの挙動についても取り扱うことが可能である。このように、広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コードであり、想定される様々な事故シナリオについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧・過温により原子炉格納容器が機能喪失するシビアアクシデントまで計算が可能であることが特徴である⁽¹⁾。

上述したように、MAAPでは原子力プラントにおける様々な緩和設備を設定することが可能である。これまで当研究所は関西電力の原子力プラ

*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

ントに導入されている各種の緩和設備について、MAAPでモデル化を実施し、原子力防災訓練等で使用してきた⁽²⁾。特に近年は、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえて日本の原子力発電所において発電所緊急安全対策、シビアアクシデント対策他として導入された設備について重点的にモデル化を実施してきた⁽³⁾⁽⁴⁾⁽⁵⁾。

一方、電力事業者は原子力災害時には限られた時間の中で事態の進展を予測して適切な影響緩和操作を行うとともに、必要に応じて一般公衆の防護措置を行わなければならない。当研究所は関西電力の支援を行うため、原子力災害時には当研究所員が関西電力の原子力事業本部（以下、事業本部）に駆け付け事象進展予測を行うこととなっており、これまで「事象進展予測システム」の開発を行ってきた⁽⁶⁾。事業本部内に設置している事象進展予測システムを図1に、事象進展予測システムの概要を図2にそれぞれ示す。事象進展予測システムはプラントから逐次、送られてくる情報に基づき、MAAPを用いて事態の推移予測を行い、今後の進展を予測するとともに、将来の影響緩和操作の有効性や放射性物質放出量の推定を行い、事故収束操作及び公衆防護措置に有益な情報を提供することを目的とするものである。



図1 事象進展予測システム（原子力事業本部内）

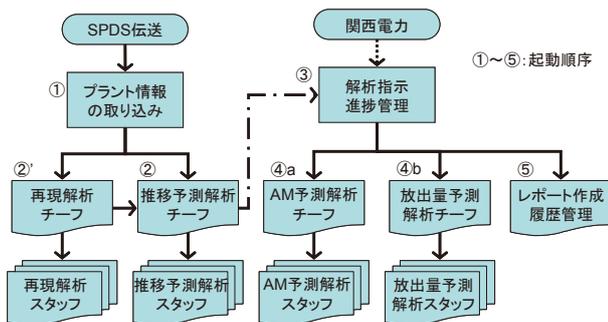


図2 事象進展予測システムの概要

原子力災害発生時には、当研究所員が関西電力から原子力災害発生の連絡を受け、事業本部に駆け付け、システムの準備、起動等を実施した後に、事象進展予測として再現解析（起因事象の同定を含む）、推移予測解析、アクシデントマネジメント（Accident Management, AM）予測解析、放射性物質放出量予測解析、レポート作成の順序で行うこととなるため、限られた時間を効率よく解析に活用することが重要となる。事象進展予測システムに搭載されているMAAPは他のシステム解析コードに比べて解析時間が短いことがその特徴の1つとして挙げられるが、実際の原子力災害時に事象進展予測解析を実施することを想定した場合、当日のプラント状況を反映した入力データの作成に要する時間は可能な限り短縮することが望ましい。このため、当研究所では関西電力の各原子力プラントに対応したMAAPの入力データを整備してきた。

さらに、上述したように、近年では東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえた緩和設備の設置に伴うモデル化を実施し、かつ代表的な事故シナリオの解析に必要な設備等をMAAPでモデル化している。これらのデータをあらかじめ整備しておくことにより、原子力災害発生時にもこれらの緩和設備を用いたより多くの事故シナリオの解析が可能となる。

本研究では、各電力事業者が作成している発電用原子炉施設の安全性の向上のための評価（安全性向上評価）に記載されている起因事象（重大な事故に至る事故進展の発生要因になりえる事象）をもとに、事前にMAAPにおいてモデル化しておくことで原子力災害発生時にも効率よく解析が行える起因事象の検討を行った。関西電力の高浜発電所3/4号機の安全性向上評価⁽⁷⁾⁽⁸⁾に記載されている起因事象を表1に示す。

表1に示した起因事象のうち、MAAP解析基盤（パラメータファイル、インクルードファイル等）に整備されていなければ解析に多くの労力と時間を要し、原子力災害発生時に迅速に対応することが難しい起因事象として、「インターフェイスシステムLOCA（Interface System Loss-Of-Coolant Accident, ISLOCA）」及び「運転時の異常な過渡変化時において原子炉緊急停止（原子炉スクラム）ができない事象（Anticipated Transient Without Scram, ATWS）」が考えられる。これらの事象について次に述べる。

表1 安全性向上評価の確率論的安全評価 (PRA) で対象としている起回事象

No.	起回事象
1	大破断冷却材喪失事故 (LOCA)
2	中破断LOCA
3	小破断LOCA
4	極小LOCA
5	インターフェイスシステムLOCA
6	主給水流量喪失
7	外部電源喪失
8	ATWS
9	2次冷却系の破断
10	蒸気発生器伝熱管破損
11	過渡事象
12	原子炉補機冷却機能喪失
13	手動停止

ISLOCAとは、原子炉容器に接続する高圧設計部分と低圧設計部分（余熱除去系が含まれる）のインターフェイスにおいて、隔離機能が喪失することによって、低圧設計部分に設計圧を超える圧力が発生し、それにより機器破損を引き起こし、原子炉冷却材が原子炉格納容器外に流出する事象である（図3の赤色のマーク）。一方、ATWSとは、起回事象発生後の原子炉トリップに失敗することで発生するシナリオであり、厳密には起回事象ではないが、安全性向上評価の分類に従って、本稿でも起回事象とした。安全性向上評価では、ATWSは2次冷却系からの除熱機能が喪失する事象が厳しく、蒸気発生器2次側保有水が減少することにより補助給水が必要となる主給水流量喪失、負荷の喪失及び外部電源喪失を対象としている⁽⁷⁾⁽⁸⁾。これらのうち、本研究ではまずISLOCAについてモデル化を検討したので、次章に述べる。

近年の有効性評価⁽⁹⁾におけるプラント過渡解析

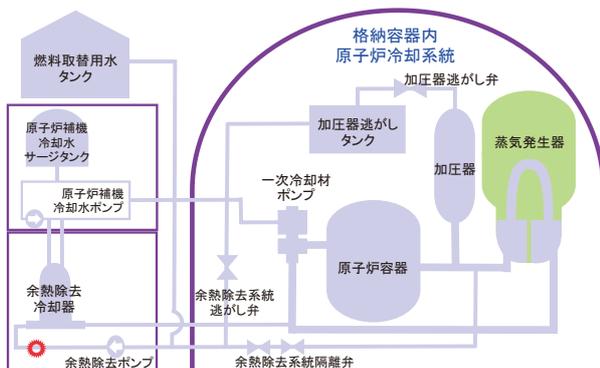


図3 余熱除去系統概要図

コードM-RELAP5を用いたISLOCAの解析では、余熱除去系統（Residual Heat Removal System, RHRS）から各種逃がし弁及び機器からの漏えいによる格納容器内及び格納容器外への流出を考慮しており、本研究でも同様の解析を実施できるようなモデル化を目的とした。これまでの当研究所のMAAP解析基盤では、ISLOCAに特化したRHRS及びこれに付随する各種の流出経路はモデル化されておらず、実際の原子力災害発生時にISLOCAを解析する場合に、これらに関する多くの情報（各種幾何データ、温度や圧力といった物理量、弁の開閉条件等）を入力データに追加することは時間の制約からできない。従って、こうした情報をあらかじめモデル化しておくこととした。

2. MAAPのモデル化の概要

2.1 ノード及びジャンクション

本稿では、MAAP Version 4 (MAAP4) におけるISLOCAのモデル化について説明する。MAAP4では、炉心部を多数のノードに分割し、炉心損傷等の状態変化とそれに伴うノード間の質量及びエネルギーを計算している（図4の黒色で示される部分）。

ISLOCAのモデル化として、原子炉容器から高温側主冷却材配管（ホットレグ配管）からの冷却材の流出先となるノード及びそれらにつながるノードを新たに作成した。余熱除去系統の配管（RHRS配管）（ノード14）をホットレグ配管からの冷却材の流出先となるノードとして作成した。加圧器逃がしタンク、及び冷却材貯蔵タンク（ノード15及び16）をRHRS配管（ノード14）につながるノードとして作成した。さらに、それらのノードをつなげる以下のジャンクション（ジャンクション29～31）を作成した。

- ノード14：RHRS配管
- ノード15：加圧器逃がしタンク
- ノード16：冷却材貯蔵タンク
- ジャンクション29：RHRS配管～安全補機室
- ジャンクション30：RHRS配管～加圧器逃がしタンク
- ジャンクション31：RHRS配管～冷却材貯蔵タンク
- ジャンクション32：加圧器逃がしタンク～格納容器 (CV)

黒色: 既存部 (EPRI作成)
 青色: 既存部 (INSS作成)
 赤色: 本研究で作成

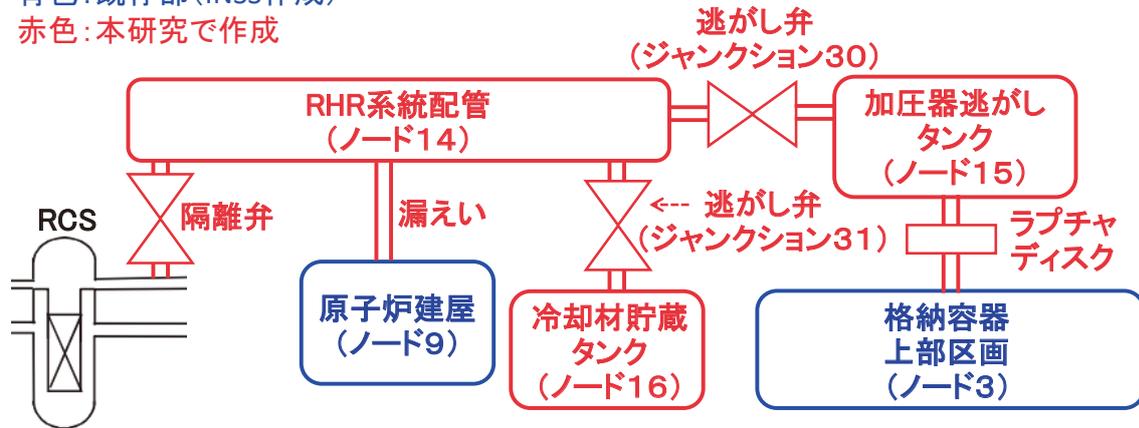


図4 MAAP4におけるモデルの概要⁽¹⁾

作成した上述のノード及びジャンクションの概要を図4に示す。赤色で記載されている設備が本研究で作成した設備となる。それ以外の黒色で記載されている設備は米国EPRIにより作成されている既存のモデル⁽¹⁾であり、青色で記載されている設備はこれまでに原子力安全システム研究所 (INSS) で作成していたモデルである。

2.2 インプットファイルにおけるノード設定

本研究では、MAAPのインプットファイルを作成し、上述したノード14～16及びジャンクション29～31のパラメータを設定した。設定したノードの主なパラメータ及びジャンクションの主なパラメータを以下に示す。

【ノードの主なパラメータ】

- 気体と液体の総体積 [m³]
- フロアの高さ [m]
- 最大の特性総断面積 [m²]
- エアロゾル沈着面積 [m²]
- 総流路面積 [m²]
- イグナイターの数 [-]
- イグナイターの平均高さ [m]
- PAR (静的触媒式水素再結合装置) の数 [-]

【ジャンクションの主なパラメータ】

- ジャンクションのタイプ
- 上流のジャンクション
- 下流のジャンクション

- 垂直or水平のジャンクション
- 幅 [m]
- 高さ [m]
- 長さ [m]
- 面積 [m²]
- ガスの流れを遮断する水位 [m]

3. 解析条件

3.1 解析シナリオ

今回作成したMAAPにおけるISLOCAモデルの動作確認を実施した。解析シナリオは「高浜3号炉及び4号炉重大事故等対策の有効性評価⁽⁹⁾」に基づき、設定した。解析シナリオは公表されている有効性評価から読み取ることができる情報から設定した。

表2に示す通り、起因事象として、余熱除去系統入口隔離弁の誤開又は破損による余熱除去系統の圧力上昇により、余熱除去系統からの漏えいが発生するものとする。1次冷却材の漏えい個所として、余熱除去系逃がし弁の作動、余熱除去系機器等からの漏えいが発生するものとする。

事象発生後、余熱除去系逃がし弁、余熱除去系機器等からの漏えいにより1次冷却材圧力が低下することで、トリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。その後、非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、非常用炉心冷却設備が作動することにより炉心に注水される。

事象発生約25分後に主蒸気逃がし弁の開放による2次系強制冷却を開始するとともに、1次系か

表2 解析シナリオ

経過時間	主要な事象
—	定格熱出力一定運転中
0分 (0:00)	事象発生 原子炉トリップ LOCA発生 余熱除去ポンプ使用不可
SI信号発信	高压注入ポンプ2台起動
RHRS配管の圧力が設定圧力到達	余熱除去ポンプ入口逃がし弁「開」 (但し、設定値以下になる場合は「閉」) 余熱除去冷却器出口逃がし弁「開」 (但し、設定値以下になる場合は「閉」)
SI信号*発信25分後	2次系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁の開度10%)
62分 (1:02)	高压注入ポンプから充てんポンプへ切り替え
420分 (7:00)	充てんポンプ停止 余熱除去ポンプ入口弁の閉止 (隔離)

*SI信号：安全注入信号

らの漏えい量抑制のため、事象発生の約62分後に充てん／高压注入ポンプによる炉心注水について、高压注入から充てん注入へ切替えを実施する。その後、余熱除去ポンプ入口弁（ツインパワー弁）を閉止することで漏えいは停止する⁽⁹⁾。

4. 解析結果

作成したMAAPにおけるISLOCAのモデルを用いて、事象進展解析を実施した。プラント挙動を示す代表的なパラメータとして、1次冷却材圧力、1次冷却材温度及び1次系注入流量の時刻歴をそれぞれ図5～図7に示す。青線が本解析結果であり、赤線が有効性評価の結果を示している。

作成したモデルの動作確認の結果、事象発生後約1時間以降は1次冷却材圧力及び1次冷却材温度は有効性評価より高くなる傾向となったが、プラント挙動はおおむね再現することができた。余熱除去冷却器出口逃がし弁及び余熱除去ポンプ入口逃がし弁が吹き止まり圧力に到達する時間を比較すると、有効性評価では約7分と約15分であり、本解析ではいずれも約15分であった。但し、図5及び図6に示されるような余熱除去ポンプ入口逃がし弁の開閉に伴う圧力・温度の変動等、本解析では再現することができない事象もあった。ちなみに、1次系注入

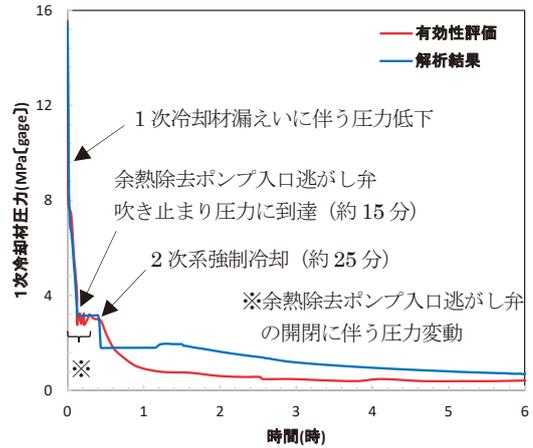


図5 1次冷却材圧力の時刻歴

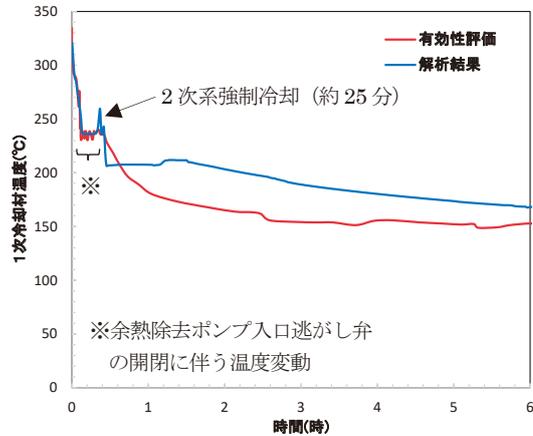


図6 1次冷却材温度の時刻歴

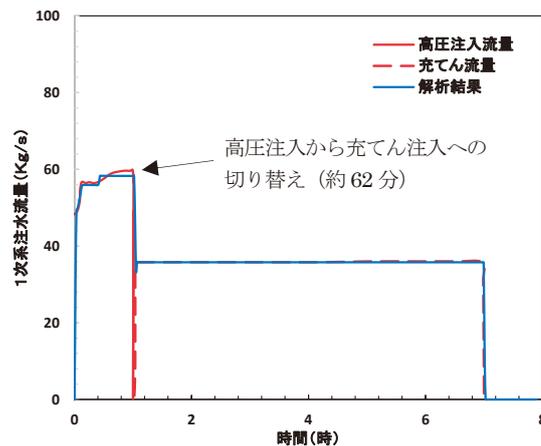


図7 1次系注入流量の時刻歴

流量は図7に示すように、高压注入から充てん注入への切り替えも再現されている。

5. まとめ

当研究所ではこれまで発電所緊急安全対策、シビアアクシデント対策他として導入された設備のモデル化を行ってきた。本研究では多様な事故シナリオに迅速に対応するため、安全性向上評価に記載されている起因事象をもとに、事前にモデル化しておくことが望ましい起因事象の検討を行った。その結果、ATWS（運転時の異常な過渡変化時において原子炉緊急停止（原子炉スクラム）ができない事象）とISLOCA（インターフェイスシステムLOCA）を抽出し、本研究では先ずISLOCAのモデル化を行った。

作成したモデルの動作確認の結果、事象発生後約1時間以降は1次冷却材圧力及び1次冷却材温度は有効性評価より高くなる傾向となったが、プラント挙動はおおむね再現することができた。但し、余熱除去ポンプ入口逃がし弁の開閉に伴う圧力・温度の変動等、本解析では再現することができない事象もあった。

今回抽出した2つの起因事象のうち、ISLOCAについてはモデル化することにより対応したが、残りのATWSについても万一の緊急時のための解析上の事前準備ができないか検討する予定である。

当研究所のMAAP解析基盤については、関西電力原子力防災訓練時のプラント事象進展シナリオ解析に活用するとともに、原子力災害時においては事象の推移を予測する事象進展解析に用いることとなる。本研究で組み込まれたモデルについては、今後も解析結果を踏まえて様々な知見を蓄積するとともに、新たな設備が導入された場合には反映を行い、更なるMAAP解析基盤の充実を図る予定である。

謝辞

本研究にあたり、関西電力（株）河瀬宇宙氏には資料収集及び開示にご協力いただいた。ここに厚く感謝します。

文献

- (1) Electric Power Research Institute, MAAP4 Users Manual.
- (2) 川崎郁夫, 高木俊弥, 尾上彰, 池田浩之, 平成30年度 関西電力美浜発電所原子力防災訓練のプラント事象進展シナリオ解析, 日本原子力学会2019年秋の大会, (2019).
- (3) 楠木貴世志, 高木俊弥, 中村晶, 佐野直樹, MAAPにおける福島第一原子力発電所事故を踏まえた発電所安全対策設備のモデル化, INSS JOURNAL Vol. 27 (2020).
- (4) 楠木貴世志, 高木俊弥, 中村晶, 佐野直樹, MAAPにおける1F事故を踏まえた発電所安全対策設備のモデル化（その1）, 原子力学会2020年春の年会 (2020).
- (5) 楠木貴世志, 高木俊弥, 中村晶, 佐野直樹, MAAPにおける1F事故を踏まえた発電所安全対策設備のモデル化（その2）, 原子力学会2020年秋の年会 (2020).
- (6) 吉田至孝, 山本泰功, 楠木貴世志, 川崎郁夫, 柳千裕, 木下郁男, 岩崎良人, 原子力災害時事象進展予測技術の開発 - これまでの開発状況と今後の課題 -, INSS JOURNAL Vol. 21 (2014).
- (7) 関西電力株式会社, 高浜発電所3号機 第1回安全性向上評価届出, https://www.kepco.co.jp/energy_supply/energy/nuclear_power/info/review/takahama3_01.html
- (8) 関西電力株式会社, 高浜発電所4号機 第1回安全性向上評価届出, https://www.kepco.co.jp/energy_supply/energy/nuclear_power/info/review/takahama4_01.html
- (9) 関西電力株式会社, 高浜3号炉及び4号炉 重大事故等対策の有効性評価, <https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11517338/www2.nsr.go.jp/data/000148110.pdf>