

格納容器内の溶融コリウム挙動解析の最新動向

鈴木 博之* 内藤 正則*

Latest trends in analysis of molten corium behavior in the containment vessel

Hiroyuki Suzuki* and Masanori Naitoh*

福島第一原子力発電所 1～3 号機では、溶融コリウムが原子炉圧力容器の底部を貫通し、格納容器へ移行した。格納容器内での溶融コリウムの挙動の解析評価は国際プロジェクトで実施されたが、解析結果と現地の調査結果に大きなギャップがある。格納容器内の溶融コリウム挙動解析コード開発の動向を紹介する。

Keywords: シビアアクシデント、福島第一原子力発電所事故、格納容器損傷モード、溶融コリウム挙動、MCCI、CORQUENCH コード

1. はじめに

原子力発電所で設計基準事象を大幅に超えるシビアアクシデントが発生した場合、事故の進展とともに溶融した燃料は被覆管や炉内構造物を溶融して巻き込みながら、炉心領域部から下方へ移行していく。燃料と被覆管や構造物の材料が混ざり合ったものをコリウムと呼ぶ。原子炉圧力容器 (Reactor Pressure Vessel, RPV) の底部を溶融コリウムが貫通すると、格納容器底部へ放出され、コンクリートの床面上を広がる。その後、溶融コリウムはコンクリートと化学反応を起こしながら、コンクリートの床を侵食していく。溶融コリウムの広がりや床面の侵食により格納容器の壁面が損傷すると、格納容器の閉じ込め機能が失われ、大量の放射性物質が環境へ放出することになる。

実際に発生したシビアアクシデントの事例として、米国スリーマイル島原子力発電所 (TMI-2) 事故や東京電力福島第一原子力発電所 (1F) 事故等がある。TMI-2 事故では、RPV 内で事故の進展は収束したが、1F 1～3 号機では RPV 底部が損傷し、格納容器へ溶融コリウムが放出される事態に至った。

*アドバンスソフト株式会社 原子力安全工学センター

Nuclear Safety Engineering Center, AdvanceSoft Corporation

1F 事故の教訓を踏まえて平成 24 年 6 月に公布された新規制基準ではシビアアクシデントの防止が法令上の規制対象となった[1]。原子力事業者は格納容器損傷防止対策を進めており、その中で溶融コリウムによる格納容器の損傷緩和の研究開発を行っている[2,3]。加えて、総合資源エネルギー調査会原子力小委員会「原子力の自主的安全性向上に関するワーキンググループ」では、原子力事業者の自主的安全性向上のために、確率論的リスク評価の積極的活用や安全研究における国内外関係機関とのコーディネーションの強化が提言されている[4]。併せて、1F 事故の教訓を反映した格納容器の安全性を評価する解析コードの高度化も重要である。

2. 格納容器の損傷モード

格納容器へ放出された溶融コリウムにより、複数の格納容器損傷モードが考えられる。ここでは、プラントの損傷に至る可能性がある主要な現象について説明する。RPV 内が高圧の状況で損傷した場合、溶融コリウムが急激に格納容器へ放出され、さらに、液滴状態となって雰囲気ガス中の水蒸気との金属-水反応により格納容器の温度・圧力が上昇し、格納容器の損傷に至る格納容器雰囲気直接加熱 (Direct Containment Heating, DCH) の可能性がある。また、格納容器底部に水が張られた

状況で溶融コリウムが放出されると、溶融燃料と冷却材の熱的相互作用(Fuel-Coolant Interaction, FCI)により水蒸気爆発が生じ、格納容器が損傷する可能性がある。DCH や FCI が生じない場合でも、溶融コリウムは高温であり、加えて、崩壊熱により発熱が継続するため格納容器底部を損傷し続ける。溶融コリウムが格納容器床面上を水平方向に広がり、格納容器バンドリに直接接触するシェルアタックにより格納容器が損傷する可能性がある。高温の溶融コリウムは格納容器床のコンクリートと溶融コリウム-コンクリート相互作用(Molten Corium-Concrete Interaction, MCCI)と呼ばれる化学反応を生じ、水素等の非凝縮性ガスを発生させながら床面を侵食していく。MCCI が継続すると、格納容器内の圧力上昇や、溶融コリウムが底部の格納容器バンドリに到達する可能性がある。

3. 1F 格納容器内部調査の結果と解析評価

1F 事故では、1~3 号機で格納容器へ溶融コリウムが放出された。プラントデータから、1~3 号機では、DCH と FCI は発生しなかったと考えられる。2 号機では、格納容器へ放出された溶融コリウムの量が比較的少なかったため、格納容器底部の大きな損傷に至らなかった。2018 年に実施された 2 号機格納容器内部調査では、RPV 直下のペDESTAL 内底部に広がった堆積物が確認された[5]。3 号機では、格納容器へ溶融コリウムが放出されたときに、格納容器底部に水が存在したと推定されている。その結果、水平方向への溶融コリウムの広がりには抑制されたと考えられる。2017 年に実施された 3 号機格納容器の内部調査結果から作成した 3 次元データより、ペDESTAL 内に多くの堆積物が存在していると推定される[6,7]。1 号機の格納容器内部調査では、ペDESTAL 外に堆積物が広がっていることが確認されている[8]。1 号機では、事故時に実施した消防車による注水が RPV 内まで届いていない可能性があるため、MCCI が長時間継続した可能性がある[9]。しかし、ペDESTAL 上部が健全であったので、ペDESTAL が倒壊するような大規模な侵食は起こっていない

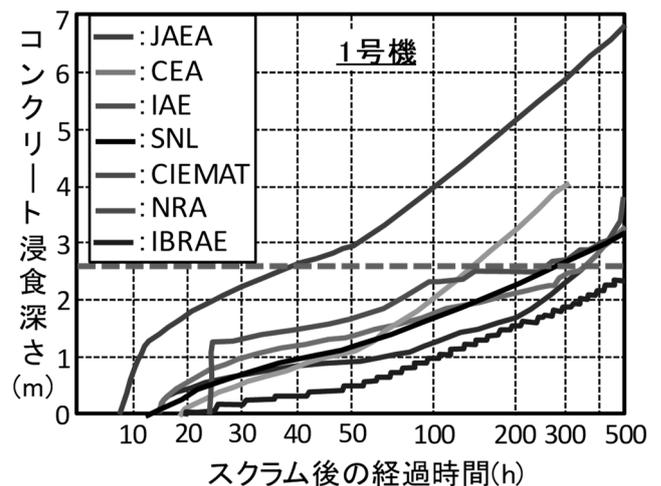


図1 BSAF-2 参加機関の 1F1 号機 MCCI 解析結果

いと推定される。また、RPV 底部とペDESTAL 床の間の空間には、CRDハウジング等の構造物が存在しており、それらの表面にも堆積物が確認されている。

福島第一原子力発電所における事故事象の推移は、OECD/NEA BSAF-2(Bench-mark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant)の解析プロジェクトにおいて評価されている[10]。11 か国 20 機関が、それぞれの解析コードにより事故発生後 3 週間までの事故進展挙動を解析した。図 1 に 1 号機の MCCI 解析結果を示す。解析では MCCI は停止せず、侵食が継続するという、プラントデータの実測値や内部調査の結果に基づく評価とは矛盾した結果となった。

4. 溶融コリウム挙動に関する研究

TMI-2 以降、格納容器へ放出された溶融コリウム挙動の理解を深化し、プラントの安全性を向上させる研究が各国で継続されてきた[11]。例として、各国で実施されている溶融コリウム広がり MCCI に関する模擬実験と評価のコード開発について説明する。

酸化ウランを用いた大規模な実験設備は国内に存在していないため、溶融コリウム挙動に関する実験は海外で実施されてきた。MCCI の模擬実験は 1970 年代から欧米を中心に実施されており、米国サンディア国立研究所の TRUC 実験等やドイツカールスルーエ研究所の BETA 実験が初期に実

施された。これらの実験は、溶融コリウムが落下する床面上に水が存在しない、いわゆるドライ条件で、コリウムの代わりに金属を用いて実施された。米国アルゴンヌ国立研究所は酸化物ウランを用いた ACE 実験を実施した。水による冷却を伴う実験としては、米国サンディア国立研究所で実施された SWISS 実験および WETCOR 実験、米国アルゴンヌ国立研究所で実施された MACE 実験、原子力発電技術機構で実施された COTELS 実験がある。最近の実験では、OECD/NEA のプロジェクトの一環として米国アルゴンヌ国立研究所が実施した CCI 実験および仏国原子力・代替エネルギー庁が実施した VULCANO 実験がある。これらの実験では、コンクリートの組成により侵食形状の違いが生じることが指摘されている。VULCANO 実験では 1F1 号機のコンクリート組成を模擬した実験をドライ条件で実施した。

現在、世界で開発・利用されている MCCI 評価コードを表 1 にまとめた。これらのコードは全て一点集中定数型近似モデルに分類されるコードであり、数値流体によるアプローチは適用されていない。MCCI によるコンクリートの侵食過程を計算するためには、質量、運動量、エネルギーの保存式だけでなく、多相間の熱伝達、化学反応、発生したガスの上昇、コリウムの凝固等の複雑な

現象のモデル化が必要となるが、検証されたモデルは構築されていない。現実的な格納容器の安全性評価のためには、実験データに対して検証された簡易なモデルを用いて、エネルギーバランスから侵食速度を評価する手法が合理的と判断されている。

5. アルゴンヌ国立研究所のコード改良の動向

米国アルゴンヌ国立研究所は溶融コリウムの広がり解析コード MELTSPREAD と MCCI 解析コード CORQUENCH を開発している[12,13]。これらのコードを改良するために OECD/NEA ROSAU (Reduction of Severe Accident Uncertainties) プロジェクトで V&V データを取得する実験を実施している[14]。

MELTSPREAD で格納容器内の溶融コリウムの広がりを解析し、その解析結果を入力ファイルとして、CORQUENCH でコンクリートの侵食を解析する。MELTSPREAD は Mark-I 型格納容器を模擬して一次元の浅水流方程式で溶融コリウムの広がりを計算し、固化により流動が停止する。CORQUENCH は垂直・水平方向の二次元体系でコンクリートの侵食をエネルギーバランスから評価する。両コードでコリウムから水・コンクリートへの伝熱・周囲構造物への輻射伝熱、コリウムの固化、コンクリートの分解、発生したガスによる溶融コリウムの攪乱等のモデルが組み込まれている。

OECD/NEA ROSAU プロジェクトはアルゴンヌ国立研究所が運営機関となり、2019 年 6 月から開始され 2024 年 5 月に完了予定である。日本を含む 8 か国が参加している。プロジェクト内では二つのタイプの実験を行っている。一つ目は注水による溶融コリウムの冷却特性を調べる DCAM 実験である。もう一つは、水中での溶融コリウムの広がり特性を調べる MST 実験である。コリウムの組成等を変化させた実験を行い、実験結果を用いて MELTSPREAD と CORQUENCH の改良を行う予定である。

表 1 MCCI 解析コード一覧

コード	国	開発機関
ASTEC/MEDICIS	仏国	IRSN
COCO	日本	NUPEC, JNES
CORQUENCH	米国	ANL
CORIUM2D	伊国	RSE
COSACO	独国	Framatome GmbH
MAAP	米国	EPRI
MERCOR/CORCON	米国	SNL
SAMPSON/DCRA	日本	IAE
SCORAT	露国	IBRAE RAN
TOLBIAC-ICB	仏国	CEA
WECHSL	独国	KIT

6. まとめ

1F 1～3号機では、格納容器へ溶融コリウムが放出された。特に1, 3号機は大量の溶融コリウムが移行したため、MCCIが発生した可能性がある。MCCIによるコンクリート床面の侵食は化学反応を伴う複雑な現象であり、現行の解析コードによる評価結果と現場の調査結果に大きなギャップが存在している。格納容器の溶融コリウム挙動に関する実験やコード開発は各国で進められている。今後、1Fの廃炉作業が進み、現場の情報が得られれば、コード改良に有益な情報となるはずである。

加えて、原子力事業者は格納容器破損防止対策を進めており、それらの安全性評価のためにも解析コードの高度化は重要である。当社でも、格納容器の溶融コリウム挙動を評価する解析コードを開発する予定である。

参考文献

- [1] 原子力規制委員会「実用発電用原子炉に係る新規規制基準について」平成30年12月19日
- [2] 三菱重工業株式会社「シビアアクシデント時の溶融炉心冷却・MCCI対策の信頼性向上に係る研究」原子力学会春の年会, 2020年
- [3] 東芝エネルギーシステムズ株式会社、日立GEニュークリア・エナジー株式会社「静的デブリ冷却システムの開発 Phase II」原子力学会秋の大会, 2019年
- [4] 総合資源エネルギー調査会 電力・ガス事業分科会原子力小委員会 原子力の自主的安全性向上に関するワーキンググループ「原子力の自主的・継続的な安全性向上に向けた提言」平成26年5月30日
- [5] 東京電力 HP「福島第一原子力発電所 2号機原子炉格納容器内部調査結果について」2018年4月26日
<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/dec-commissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/05/3-03-02.pdf>
- [6] 東京電力 HP「3号機原子炉格納容器内部調査について」2017年11月30日
<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/dec-commissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/11/3-03-03.pdf>
- [7] 東京電力 HP「福島第一原子力発電所 3号機 原子炉格納容器内部調査映像からの3次元復元結果」2018年4月26日
<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/dec-commissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/05/3-03-03.pdf>
- [8] 東京電力 HP「1号機 PCV 内部調査について」2017年3月30日
<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/dec-commissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/03/3-03-02.pdf>
- [9] 東京電力「消防車による1号機原子炉注水の注水量に関する検討」2014年8月6日
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/accident_unconfirmed/pdf/2017/171225j0114.pdf
- [10] L. E. Herranz, et al., “Overview and Outcomes of The OECD/NEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi NPS (BSAF) Phase II –Results of Severe Accident Analyses for Unit 1”, NURETH-18 Paper 29243, Portland, Oregon, USA, Aug.
- [11] OECD/NEA, “State-of-the-Art Report on Molten Corium Concrete Interaction and Ex-Vessel Molten Core Coolability”, 2017
- [12] M.T. Farmer, “The MELTSPREAD Code for Modeling of Ex-Vessel Core Debris Spreading Behavior, Argonne National Laboratory, 2017
- [13] M.T. Farmer, “The CORQUENCH Code for Modeling of Ex-Vessel Corium Coolability under Top Flooding Conditions”, Argonne National Laboratory, 2018
- [14] J.R. Licht, S. Lomperski, N. Bremer, M.T. Farmer and S. Basu, “Summary of the Reduction of Severe Accident Uncertainties (ROSAU) Project”, ANS Annual Meeting, 2020

※ 技術情報誌アドバンスシミュレーションは、アドバンスソフト株式会社 ホームページのシミュレーション図書館から、PDFファイル(カラー版)がダウンロードできます。(ダウンロードしていただくには、アドバンス/シミュレーションフォーラム会員登録が必要です。)