

シビアアクシデント時のプラント挙動予測について

Nuclear power plant behavior prediction in severe accident

北海道電力株式会社 坂本 浩之 Hiroyuki SAKAMOTO 法人会員
北海道電力株式会社 青木 彦太 Genta AOKI 法人会員

We got the prospect that the cause could predict in what we made a table by the analysis result with the MAAP code by a prediction easily at time of a series of nuclear power plant behavior such as core exposure, a core meltdown start, reactor pressure vessel damage and the nuclear reactor containment vessel damage at the time of the severe accident outbreak by loss-of-coolant accident (LOCA).

The nuclear power plant behavior prediction that became a table can conjugate in the nuclear emergency training not to mention a severe accident.

We examine the method that we can predict by not only the LOCA but also other phenomena easily equally, and it will be necessary to raise accident correspondence ability in future.

Keywords: severe accident, loss-of-coolant accident, nuclear power plant behavior prediction, MAAP code, nuclear emergency training

1. 緒言

泊発電所においては、福島第一原子力発電所の事故の教訓から、シビアアクシデント (SA) に至りうる種々の事故シナリオを想定した事故対策を施してきた。他方で、多重防護の観点から、万が一の SA 発生時を想定し、政府や自治体も含めた発電所内外における対応能力を高めるための防災訓練を繰り返し実施している。

SA 発生時における炉心損傷、原子炉容器 (RV) 破損、原子炉格納容器 (CV) 破損といった一連のプラント挙動の時間予測は、防災訓練において関係各所的意思決定の前提となる重要なアクション事項であることから、事象進展に応じて速やかに定量的な予測データを提示することが求められる。現状、上記のような事前予測データとしては、一次冷却材喪失事故 (LOCA) や全交流動力電源喪失 (SBO) などいくつかの代表的なシナリオベースでのデータがあるが、防災訓練の典型的なシナリオとして、事象発生から一定時間経過後に安全設備が機能喪失するといった事象進展の様々なバリエーションにまでは必ずしも対応できていなかった。

今回は、SA に至る事故シナリオとして代表的な LOCA 事象について、泊 3 号機において事故発生後に一定の時間が経過してから、非常用炉心冷却設備 (ECCS) や CV スプレー設備などの安全設備が機能喪失に至るような事象進展データをテーブルとして整備した。

2. 検討結果

2.1 想定シナリオについて

想定する事故シナリオとしては、一次冷却材配管両端破断の大 LOCA 及び 2 インチ破断の小 LOCA の発生を事故発生時間 $t=0$ とし、安全設備の機能喪失 (ECCS 注水機能及び CV スプレー注水機能、再循環機能、2 次系除熱機能の喪失) として、事故発生後経過時間 $t=0\sim 24$ 時間までを SA 時に想定される物理現象のモデルを備えているプラント挙動計算コードである MAAP コード^[1]により解析し、予測方法を検討した。

2.2 解析結果について

小 LOCA 及び大 LOCA 発生後、一定時間経過後に安全設備が機能喪失し、新たに整備した SA 対策設備 (代替炉心注水設備、代替格納容器スプレー設備など) も作動しない場合の炉心露出、炉心溶融開始、RV 破損、CV 圧力 2Pd (最高使用圧力の 2 倍) 到達 (CV 破損を想定) の MAAP コードによる各予測時間を図 1 及び図 2 に示す。これらの結果から、以下のように考察できる。

連絡先: 青木 彦太
〒060-8677 札幌市中央区大通東 1 丁目 2 番地
北海道電力株式会社
原子力部原子力安全推進グループ
E-mail: g-aoki@epmail.hepco.co.jp

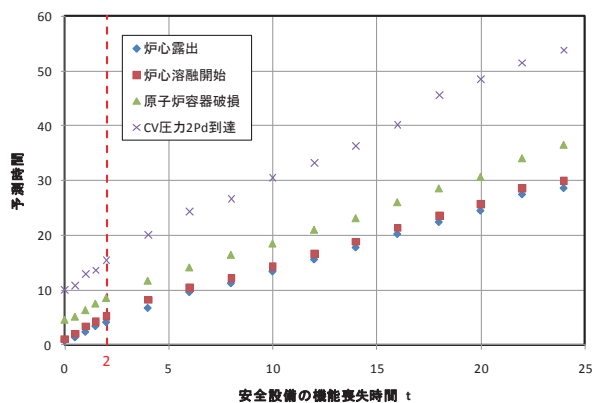


図1 小LOCA発生時の予測時間

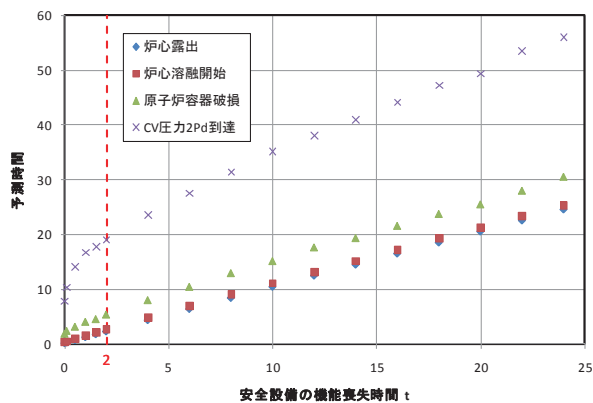


図2 大LOCA発生時の予測時間

2.3 プラント挙動予測時間について

安全設備の機能喪失時間 $t=2$ 時間～24時間における各予測時間は、ほぼ直線に合致した傾向となっており、 t に応じた一次式による予測（直線内挿）が可能である。これは、時間の経過と共に炉心の崩壊熱が減衰していくこと、及び安全設備が機能喪失するまでの間の再循環冷却によりCV内のエネルギーが一定の割合で除去されることによるものであり、妥当な結果と思われる。一部の解析結果は一次式による直線内挿から外れているが、これはMAAPコードによる不確かさであると考えられ、 t を変更することで予測時間が特異的に変化することは考えにくいことから直線内挿のデータとしては除くこととする。

また、 $t=0\sim 2$ 時間においては、一部特異な点があるが、 $t=0$ から $t=2$ にかけて各々の予測時間は一律に増加する傾向となっている。従って、安全設備の機能喪失時間 t

$=0\sim 24$ 時間における任意の t に対する炉心露出、炉心溶融開始、RV破損、CV圧力2Pd到達の各予測時間については、以下の方法で求めることとした。

- ① $t=0\sim 2$ 時間： $t=0$ 及び2時間における予測時間の直線内挿値
- ② $t=2$ 時間～24時間： $t=2$ 時間及び24時間における予測時間の直線内挿値

2.4 小LOCA及び大LOCA発生時の予測時間の比較

一般的に小LOCAと大LOCAを比べると、直感的には大LOCAの方が事象としては厳しく、炉心露出、炉心溶融開始、RV破損の各予測時間は予測通り大LOCAの方が短い結果となった。しかしながら、CV圧力2Pd到達時間は小LOCAの方が短い結果となった。

原因については確認中だが、破断口径の違いによる再循環切替時間の相違が一因として考えられる。大LOCAの方が破断口径が大きいため再循環切替水位に到達する時間は早い。また、再循環運転に移行した後は循環水が余熱除去冷却器及び格納容器スプレイ冷却器を介して除熱される。このため、大LOCAの方が早期に再循環運転に切り替わり、CV内に蓄積されるエネルギー（崩壊熱）がより多く系外（最終ヒートシンク）に持ち出されることでCV圧力が2Pdに到達する時間が遅くなっている可能性がある。

3. 結論

SA発生時における炉心露出、炉心溶融開始、RV破損及びCV破損の時間予測を、MAAPコードを用いて解析した。解析は小LOCAもしくは大LOCA発生後、0～24時間経過後に安全設備が機能喪失する場合を条件とし、0～2時間及び2時間～24時間の解析結果を直線内挿することで時間を予測できる見通しを得た。

今後は特異点の原因究明、予測精度の向上、解析条件の精緻化及びLOCA事象以外の解析を実施し、SA発生時における対応能力の向上を継続的に行っていく。

参考文献

- [1] 「三菱PWR重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」
MHI-NES-1064 改1, 三菱重工業, 平成28年