

SOARCA ソースターム評価についての一考察

氷見 正司*

Consideration on SOARCA Source Term Results

Masashi Himi*

米国 NRC が実施したシビアアクシデント総合評価のうち、Peach Bottom のソースタームの評価結果を検討し、問題点を抽出する。

Key word: 原子力発電、シビアアクシデント、ソースターム、MELCOR

1. はじめに

最新の原子炉影響解析 (SOARCA (State - of - the - Art Reactor Consequence Analyses)) 米国原子力規制委員会 (NRC) による SOARCA において、MELCOR[1]による事故進展・ソースターム解析を現実的な評価とするためのモデル改善、モデル化手法、パラメータ選択で構成される「ベストプラクティス」が提示された[2]。沸騰水型原子炉 (BWR) の Peach Bottom 原子力発電所[3]と加圧水型原子炉 (PWR) の Surry 原子力発電所[4]で想定されるシビアアクシデントを対象とした解析が実施された。シビアアクシデントには不確かな物理現象や設計基準事故条件を越えたプラント応答に多くの側面で大きな不確実性があることから、コード使用者に幅広い選択肢を提供して、利用可能なモデル化の選択と実行のための指針として、Peach Bottom に対する不確実さ解析が実施された[5]。

2. ソースタームの先行評価と MELCOR 開発の経緯

NUREG/CR-2239(1982)では、1975 年 WASH - 1400、1979 年 TMI-2 事故を踏まえて、計算コード STCP が適用されたソースターム SSTs(Siting Source Terms)が評価された[6]。STCP では現象ごとの計算モジュールの計算結果が後続計算の入力となり、計算にフィードバックが掛けられなかつ

た。研究に用いられた方法は NUREG-0772 に記述された[7]。NUREG-1465 は、1980 年代から 1990 年前半の STCP 解析を基にした放射性物質の環境放出量 (ソースターム) の見直し研究であり、シビアアクシデント時の FP 放出および移行メカニズムや評価手法に関する知見の蓄積を受け、より現実的なソースタームとして公表された[8]。NUREG-1465 では、格納容器へ放出されるヨウ素について、粒子状 CsI が 95%、ガス状ヨウ素が 5% であるとした。

MELCOR は、米国 NRC と国際協力のシビアアクシデント研究計画 (CSARP) の指示の下でサンディア国立研究所 (SNL) でコード開発されている。事故進展と FP 放出・移行計算のさまざまな物理過程を単一計算フレームで模擬する大規模な統合コードであり、事故シナリオに対する冷却系・格納容器の熱水力応答、炉心の加熱および溶融と力学的強度の低下による損傷、燃料からの FP 放出、炉心から冷却系・格納容器を経由した環境への FP 移行量を計算し、それによって、ソースタームを評価する。先行評価の手法に対する MELCOR の長所は、空間を詳細分割することによる局所的な熱水力変化と、炉心を詳細分割することによる燃料温度と FP 放出速度の時間変化を模擬できることと、計算にフィードバックが掛けられるので、再蒸発による FP の後期放出を模擬できる。

*アドバンスソフト株式会社 第 4 事業部

4th Computational Science and Engineering Group,
AdvanceSoft Corporation

3. Peach Bottom の緩和措置を行わない長期電源喪失 (LTSBO) 事故の解析[3]

SOARCA のうち、Peach Bottom の緩和措置を行わない LTSBO 事故シナリオを示す (表 1)。Peach Bottom は福島第一原子力発電所 1 号機と同じ米国 GE 社製であるが、非常用復水器 IC でなく、原子炉隔離時冷却系 RCIC が用いられている。

LTSBO 事故シナリオを次の通りに定義する。起因事象は主に地震 (内部火災、洪水より寄与大) であり、オフサイト全電源およびオンサイト AC 電源喪失 (ディーゼル発電機故障) する。原子炉スクラム、原子炉隔離、格納容器隔離は成功 (AC/DC 電源必要とせず) する。DC 電源が 4 時間供給可能であるが、LTSBO に至る (1/百万炉年～5/百万炉年の発生頻度)。緩和措置 (FP の環境への放出防止) を行わないとする。計算結果は、福島事故を彷彿させるようなプラント挙動を示す。

SOARCA のソースターム評価の手法は、MELCOR でソースタームを評価し、MACCS で放射性物質の環境放出量によるオフサイトの影響評価をする。緩和措置を行わない LTSBO の I、Cs の環境放出割合について NUREG/CR-2239 の SST1 では 45%、67%であったのに対して、SOARCA では 0.5～2%であった。10 マイル以内の個体に対する晩発性癌致死リスクについて、SOARCA の晩発性癌致死リスク解析結果は、NRC の安全目標よりも数千倍低かった ([3]Figure ES-3)。

4. SOARCA ソースターム評価

9.1 時間で燃料被覆管ギャップ放出開始する ([3]Figure 5-10)。SOARCA ではセシウム 5%が CsOH としてギャップ放出すると仮定する。CsOH は高温域のステンレススチール壁に化学吸着するのでセシウムの環境への放出は抑制される。Mo は放出開始直後に I、Cs より放出が遅れるが、燃料温度上昇後 ([3]Figure 5-3)、I、Cs と比がほぼ一定で放出される。

13.3 時間で下部ヘッドがドライアウトし、23 時間でダウンカマがドライアウトする ([3]Figure 5-2)

と、SOARCA では液相中の CsI を壁沈着物と見なす。直後から崩壊熱により壁温度が上昇して、CsI は再蒸発する。

炉心内蔵量より I、Cs、Mo の放出量を推定すると、モル比で 1:16:8 である (表 2)。

セシウムの 5%で CsOH を生成した後、まず CsI が生成されて、残りが Cs₂MoO₄を生成するとすれば表 3(A)の通りである。Cs₂MoO₄は高温域で壁に沈着するのでセシウムの環境への放出は抑制される。参考のため、SOARCA でCs₂MoO₄の生成を考慮しなかったと想定した場合と NUREG - 1465 の評価を適用した場合も示す。原子炉容器内がドライアウトする前の液相で CsI にヨウ素化学反応を考慮すれば、数%のガス状ヨウ素 I₂が生成されて、NUREG-1465 の評価に近くなったと思われる。

PHEBUS-FP 試験で測定されたガス状ヨウ素 I₂を基に、ヨウ素、セシウム化学種の生成割合が推定された[5] (表 3(B))。ヨウ化メチルは考慮されない。SOARCA では、試験ごとのヨウ素、セシウム化学種の生成割合を知識不足の不確かさ (epistemic uncertainty) として、それらに重み付けした不確かさ解析を実施している[5]。

5. 問題点

SOARCA では、MELCOR のクラス結合モデルを CsI、Cs₂MoO₄の順に計算しているようである。クラス結合モデルをCs₂MoO₄、CsI の順に計算すれば計算結果がかなり違っていたと思われる (表 3(A)SOARCA と表 3(C))。

PHEBUS-FP 試験でのヨウ素、セシウム化学種の生成割合が全ての実験・事故の不確かさを包含しているとは思えない。酸化物が低沸点の Mo は、雰囲気酸条件であると、酸化されて放出しやすくなり、モリブデン酸化物はセシウムと化合してCs₂MoO₄を生成する。燃料から FP が放出される炉心部の雰囲気条件によって、ヨウ素、セシウム化学種の生成割合は変化する。厳密には炉心部での条件に応じたより生成順位の高い化学種を自由エネルギーを基に評価するなどが必要である。SOARCA の評価は、ヨウ素、セシウム化学種の生成割合の評価について厳密さが欠けている

のであり、専門家の判断の違いにより整備モデルに差異が生じるなどの知識不足の不確実さではないように思う。

表 1 緩和措置を行わない LTSBO の主要な事象と発生時間[3]

事象	時間(hr)
ステーションブラックアウト（オンサイト全電源・オフサイト AC 電源喪失）	0.0
水位低(レベル 2)、RCIC 作動信号	10 分
RPV 減圧のため、運転員手動で SRV 開	1.0
LPI 設定圧(400psig)以下に RPV 圧力低下	1.2
DC 電源枯渇により SRV 再閉	4.0
RCIC 蒸気管冠水、RCIC 流停止	5.2
繰り返し回数(270 回)超過のため SRV 開固着	8.2
ダウンカマ水位、TAF まで低下	8.4
水素発生開始	8.9
燃料被覆管ギャップ放出開始	9.1
チャネルボックス破損開始	9.3
RPV 水位、下部炉心支持板まで低下	9.3
下部炉心支持板が局所的に破損	9.6
炉心セル崩壊（温度と時間の関係より）	9.8
燃料デブリが下部プレナムに大規模ロケーション開始	10.5
下部ヘッドがドライアウト	13.3
下部ヘッド破損	19.7
ドライウェルヘッドフランジから漏洩開始	19.9
原子炉建屋のドライウェル囲い領域（原子炉ホールト）で水素燃焼	20.0
燃料交換ベイから環境へのブローアウトパネル開	20.0
原子炉建屋の燃料交換ベイで水素燃焼	20.0
ドライウェルシェル溶融貫通開始、ドライウェルヘッドフランジ再閉	20.0
原子炉建屋底部で水素燃焼	20.1
過圧によりレイルロード経路から環境へのドア開	20.1
過圧により燃料交換ベイ屋根破損	20.2
計算終了	48.0

表 2 Peach Bottom 炉心内蔵量から放出量を推定値

	炉心内蔵量 ([3]Table A-1)	燃料からの 放出割合 ([3]Figure 5-10)	燃料からの 放出質量	モル比
I	19.9kg	1.0	19.9kg	1.0
Cs	323.0kg	1.0	323.0kg	15.5 ÷ 16
Mo	400.2kg	0.3	400.2kg	8.0

表3 ヨウ素、セシウム化学種の生成割合

(A) SOARCA 推定値				
	CsOH	Cs ₂ MoO ₄	CsI	I ₂
SOARCA	0.75	14.25	1	
SOARCA で Cs ₂ MoO ₄ 生成なし	15		1	
NUREG-1465 を適用	15		0.95	0.05
(B) PHEBUS-FP 試験からの推定値				
	CsOH	Cs ₂ MoO ₄	CsI	I ₂
PHEBUS FPT0	15.03		0.97	0.03
PHEBUS FPT1	7.8761	7.1260	0.998	0.002
PHEBUS FPT2	0	15.00298	0.99702	0.00298
PHEBUS FPT3	7.9147	7.1610	0.9243	0.0757
I ₂ 平均値の場合	0	15.0277	0.9723	0.0277
(C) クラス結合モデルの使用順を変更				
	CsOH	Cs ₂ MoO ₄	CsI	I ₂
SOARCA に対してクラス結合モデルを Cs ₂ MoO ₄ , CsI の順に使用	0.80	15.20		1

参考文献

- [1] MELCOR マニュアル
- [2] K. Ross, J. Phillips, R. O. Gauntt, K. C. Wagner, “MELCOR Best Practices as Applied in the State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Project (NUREG/CR-7008),” U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2014.
- [3] N. Bixler, R. Gauntt, J. Jones, M. Leonard, “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project Volume 1: Peach Bottom Integrated Analysis (NUREG/CR-7110, Volume 1, Revision 1),” U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2013.
- [4] N. Bixler, R. Gauntt, J. Jones, M. Leonard, “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project Volume 2: Surry Integrated Analysis (NUREG/CR-7110, Volume 2, Revision 1),” U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2013.
- [5] P. Mattie, R. Gauntt, K. Ross, N. Bixler, D. Osborn, C. Sallaberry, J. Jones, “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project: Uncertainty Analysis of the Unmitigated Long-Term Station Blackout of the Peach Bottom Atomic Power Station (NUREG/CR-7155, SAND2012-10702P),” U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2016.
- [6] Aldrich, D.C., Sprung, J.L., Alpert, D.J., Diegert, K.V., Ostmeier, R.M., Ritchie, L.T., Strip, D.R., Johnson, J.D., Hansen, K., Robinson, J., “Technical Guidance for Siting Criteria Development,” NUREG/CR-2239, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, 1982.
- [7] U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Technical Bases for Estimating Fission Product Behavior During LWR Accidents,” NUREG-0772, 1981.
- [8] Soffer, L., et al., “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants,” NUREG-1465, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1995.

※ 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。)