

一般セッション | IV. 原子力プラント技術：402-1 原子力安全工学（安全設計，安全評価，マネジメント）

2024年9月12日(木) 16:45 ~ 17:50 E会場(講義棟A棟2F A200)

[2E10-13] 事故進展分析

座長:中村 康一(電中研)

16:45 ~ 17:00

[2E10]

1F1 S/Pベントに伴う減圧沸騰とプール表面からのFP再飛散によるAC配管汚染

*日高 昭秀¹、岡田 英俊² (1. 新潟大学、2. エネルギー安全技術研究所)

17:00 ~ 17:15

[2E11]

2011年3月12日10:20頃の正門付近における線量率上昇要因の検討

*チャイ プンファイ¹、野崎 謙一郎¹、末廣 祥一¹、溝上 暢人²、平井 睦²、堀田 亮年²、溝上 伸也² (1. 株式会社テプコシステムズ、2. 東京電力ホールディングス)

17:15 ~ 17:30

[2E12]

GOTHICによる福島第一原子力発電所2号機炉心損傷前後のD/W内FP移行解析

*野崎 謙一郎¹、チャイ プンファイ¹、末廣 祥一¹、溝上 暢人²、平井 睦²、堀田 亮年²、溝上 伸也² (1. テプシス、2. 東電HD)

17:30 ~ 17:45

[2E13]

東海第二発電所を対象としたMAAP4用のBWR事象進展解析モデル整備

*大沼 俊彦¹、上野 純¹、根岸 孝行¹、山本 龍大² (1. 原電エンジ、2. 原電)

17:45 ~ 17:50

座長持ち時間

1F1 S/P ベントに伴う減圧沸騰とプール表面からの FP 再飛散による AC 配管汚染
1F1 AC pipe contamination due to flashing at S/P venting and FP re-entrainment from the pool surface.

* 日高昭秀¹⁾、岡田英俊²⁾

¹新潟大学、²エネルギー安全技術研究所

福島第一 1 号機(1F1)における R/B1 階 AC 配管の汚染原因は、従来検討された真空遮断弁からの漏洩や S/P 水の沸騰による除染係数(DF)の低下では説明できない。JAEA の減圧沸騰時のエアロゾル再飛散実験との類似性から、格納容器ベント時の汚染された S/P 水の減圧沸騰に伴う飛沫同伴の増加で説明できる見通しを得た。

キーワード：福島第一原発 1 号機、AC 配管汚染、格納容器ベント、減圧沸騰、飛沫同伴

1. 緒言

1F1 は、事故中に格納容器(PCV)圧力が最高使用圧力を超えたため、PCV 保護のために 3/12、14:30 から 15:27 に S/P ベントによる減圧操作(0.74→0.52MPa)が行われた。その結果、放射性物質を含むベント流が AC 配管を流れ、汚染(R/B1 階における AC 配管の空間線量率は約 900mSv/h)されたとされている¹⁾。この原因を調べた規制庁の「事故分析に係る検討会」では、D/W と W/W 間の真空破壊弁からの漏洩や、S/P 水沸騰時の除染係数(DF)低下による説明を試みたが、真空破壊弁の漏洩面積は十分に小さいこと²⁾、DF は S/P 水沸騰時でも低下しないこと³⁾が明らかになり継続審議となっている。そこで、演者らは、従来、影響が小さいと考えられ、あまり検討されてこなかった減圧沸騰に伴う飛沫同伴による説明を試みることにした。

2. 先行研究

JAEA の ALPHA 計画では、格納容器が加圧破損した場合に水プールの減圧沸騰により再浮遊するエアロゾル挙動に関する実験を行った⁴⁾。ARE001 では硫酸ナトリウム(Na₂SO₄)50kg を水 750kg に溶かした表面積 0.785m²の水プールを設置し、1.5MPa から大気圧まで 45 分で減圧させた。ARE002 では、同じ濃度の水 400kg を設置し、1.3MPa から 40 分で大気圧まで減圧させた。

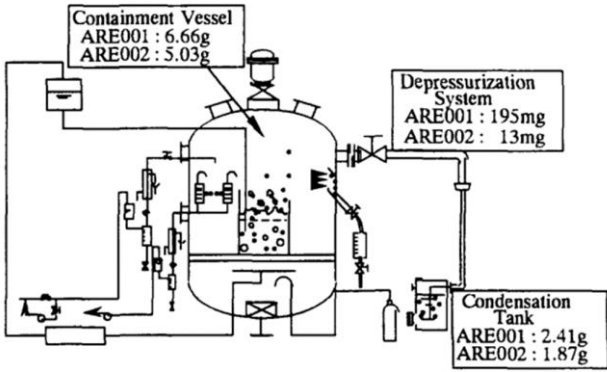


図 1 ALPHA 再飛散実験後の Na₂SO₄ 質量分布

両実験とも減圧の間に水プールは約 20%減少した。図 1 に装置と実験後に測定した Na₂SO₄ の質量分布を示す。

3. ALPHA 実験結果の 1F1 事故への適用

ベント前後の圧力は実測値に一致し S/P 水温度は飽和温度と仮定する。ベント開始時の S/P の ¹³⁷Cs 量を炉心内蔵量の 30%⁵⁾とすると、S/P 水放射エネルギーは 6.0×10¹⁶ Bq。AC 配管への沈着量は、プール表面積や配管断面積等の違いを考慮した ARE001 とのアナロジーから、4.2×10⁵ × 6.0×10¹⁶Bq=2.5×10¹²Bq (表 1 参照)。一方、無限平面から線量への換算を 1 μSv/hr=0.00268kBq/m² とすると、900mSv/hr は 3.36×10¹¹Bq/m² に相当。無限平面と AC 配管線量測定体系との差を考慮すると、0.3m×π×10m×3.36×10¹¹Bq/m²=3.2×10¹²Bq となり、ALPHA 実験から算出した沈着は、実測線量から逆算した量とほぼ一致した。

表 1 ALPHA 実験と 1F1 の比較

	ALPHA	1F1
プール水量	0.8m ³	1750m ³
プール表面積	0.785m ²	553m ²
水面上高さ	1m	4m
減圧時温度低下	100K	14K
配管直径	24mm	300mm
水蒸気となった水量	0.8×20% =0.16m ³	1750×2.6% =45.5m ³
ベントガス流量	0	3.6kg/s
水表面ガス流速	0.03m/s	0.0011m/s (ベント) 0.022m/s (沸騰)
配管沈着割合 (炉心内蔵量比)	1.95×10 ⁻⁴ kg/50kg = 3.9×10 ⁻⁶	3.9×10 ⁻⁶ × 0.023/0.03 × 553/0.785/4 × 24/ 300 = 4.2×10 ⁻⁵

4. 考察と提言

1F1 と同様にベントされた 1F3 で同配管汚染が僅かだったのは、ベント時の S/P 水 FP 量が低かったためと考える。フィルタベント設計では、減圧沸騰に伴う水表面ガス流速増加と S/P 汚染水の飛沫同伴量増大を考える必要がある。

参考文献: 1) [1F 南東エリア高線量.pdf](#), 2) [PowerPoint プレゼンテーション \(nra.go.jp\)](#), 3) doi:10.3327/taesj.J18.042, 4) Kudo, Int. Conf. on CV Design & Operation 1994. 5) <https://www.kantei.go.jp/jp/topics/2011/pdf/app-chap04-1.pdf>

*Akihide Hidaka¹, Hidetoshi Okada², ¹Niigata University, ² Institute of Energy Safety Technology, Ltd.

2011 年 3 月 12 日 10:20 頃の正門付近における線量率上昇要因の検討

Investigation into the cause of the dose rate increase near the main gate of Fukushima Daiichi NPP at 10:20
on March 12th, 2011

*チャイ プンフイ¹, 野崎 謙一郎¹, 末廣 祥一¹,
溝上 暢人², 平井 睦², 堀田 亮年², 溝上 伸也²

¹株式会社テプコシステムズ, ²東京電力ホールディングス株式会社

2011 年 3 月 12 日 10:20～10:40 に福島第一原子力発電所正門付近にて観測された高線量率の要因の解明に向けて、格納容器圧力の再現解析を通じて 1 号機からの気体の流出挙動を評価した。

キーワード：福島第一原子力発電所 1 号機, S/C ベント弁 (AO 弁) 小弁, 線量率, GOTHIC コード

1. 緒言 図 1 に示す 12 日 10:20～10:40 の正門付近の線量率上昇は、10:17 から実施した 1 号機の S/C ベント弁 (AO 弁) 小弁 (以下、小弁という) の開操作と関連している可能性があるが、このベント操作に伴う明確な D/W 圧力の応答は見られていない。この線量率上昇に繋がった放射性物質の放出経路 (S/C ベント、又は原子炉建屋経由) の解明には、各経路から放出されうる放射性物質の量を推定して比較することが有効と考えられる。その前段として、1 号機格納容器からのベント又は直接漏えいによる気体の流出挙動を評価した。

2. 実施内容 実測値と整合した気体の流出挙動を評価するため、GOTHIC v8.4(QA)コードを用いて 12 日 14 時までの 1 号機 D/W 圧力の再現解析を実施した。解析結果を図 2 に示す。解析では、設計情報に基づいて格納容器、原子炉建屋、ベント配管を含めた解析体系を作成した。また、実測値及び既往の検討[1]に基づいて D/W からの気相漏えい、MCCI 等の事故進展シナリオを想定し、漏えい面積、気体の発生量等の条件は D/W 圧力の実測値を再現するよう調整した。これにより、原子炉建屋へ漏えいした気体の量、及び、小弁開操作のあった期間における D/W 圧力に影響を与えない程度の気体の流出量を見積もった。

3. 結論 1 号機 D/W 圧力再現解析を通じて、ベント又は直接漏えいによる 1 号機格納容器からの気体の流出挙動を評価した。この結果を基に、それぞれの経路から放出されうる放射性物質の量を推定し、その大小関係に基づいてこの時期の線量率上昇の主要因を検討する予定である。

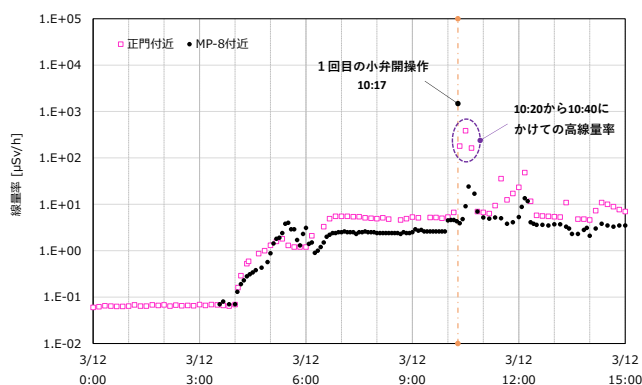


図 1 2011 年 3 月 12 日敷地内の線量率

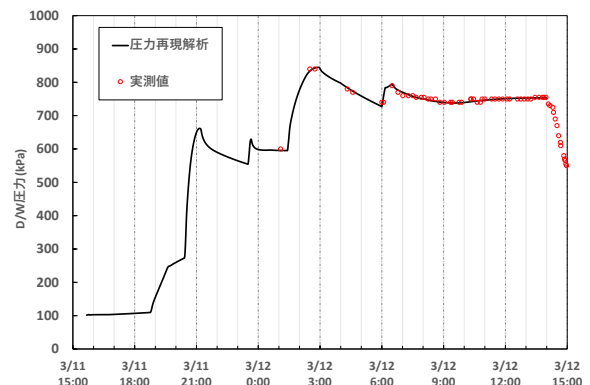


図 2 1 号機 D/W 圧力の再現解析結果

参考文献

[1] 東京電力 HD, "福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 6 回進捗報告 添付資料 1-6", 2022 年 11 月

* Penghui Chai¹, Kenichiro Nozaki¹, Shoichi Suehiro¹, Masato Mizokami², Mutsumi Hirai², Akitoshi Hotta², Shinya Mizokami²

¹TEPCO SYSTEMS CORPORATION, ²Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

GOTHIC による福島第一原子力発電所 2 号機炉心損傷前後の D/W 内 FP 移行解析
FP migration analysis in the D/W of Fukushima Daiichi NPP Unit 2 before and after the core damage using
GOTHIC code

*野崎 謙一郎¹, チャイ プンフイ¹, 末廣 祥一¹,
溝上 暢人², 平井 睦², 堀田 亮年², 溝上 伸也²
¹株式会社テプコシステムズ, ²東京電力ホールディングス株式会社

福島第一原子力発電所 2 号機で炉心損傷が進行した期間における D/W 内の流動及び FP 分布を解析し、これを D/W CAMS 指示値に変換した値と実測値との比較を通じて FP 移行挙動の推定を試みた。

キーワード：福島第一原子力発電所 2 号機, FP 移行, D/W CAMS 指示値, GOTHIC コード

- 1. 緒言** 2 号機では事故進展期間における D/W CAMS 指示値が得られている。また、指示値に対応する代表的な揮発性核種の D/W 内（雰囲気中又は CAMS 表面を含む壁面上）の存在割合が MCNP コードで評価されている[1]。一方、指示値の変化の原因となった D/W 内の FP 移行挙動は明確ではないので、推定を試みた。
- 2. 実施内容** D/W 内の FP 分布の推定のフローを図 1 に示す。D/W 内の流動と FP 分布の解析には GOTHIC v8.4(QA)を使用した。流入させる FP として当時の代表的な線源であったと考えられる CsI エアロゾルを仮定し、エアロゾルの D/W 壁面や内部構造物への付着や離脱を考慮した。この結果と MCNP 評価結果[1]とを組み合わせることで D/W CAMS 指示値を見積り、これと 14 日 22:40 時点の実測値とが概ね整合するまで流入させる CsI 量を調整した。調整後の D/W CAMS 指示値の計算値と実測値の比較を図 2 に示す。D/W 雰囲気中の FP が壁面等の構造物に沈着することで指示値の計算値が上昇する傾向が見られた。一方、指示値の上昇速度は過小評価しており、これを定量的に再現するためには RPV からの FP 漏えい時期等の境界条件、FP の沈着・離脱や粒径成長等のモデル、FP 分布から CAMS 指示値への変換方法等の不確かさについて検討が必要と考えられる。
- 3. 結論** 実測された D/W CAMS 指示値を用いて事故当時の 2 号機 D/W における FP 分布の推定を試みた結果、評価対象期間中の CAMS 指示値の上昇傾向は定性的に再現された。定量的な再現に向けては、境界条件や計算モデル等の不確かさを検討する必要がある。

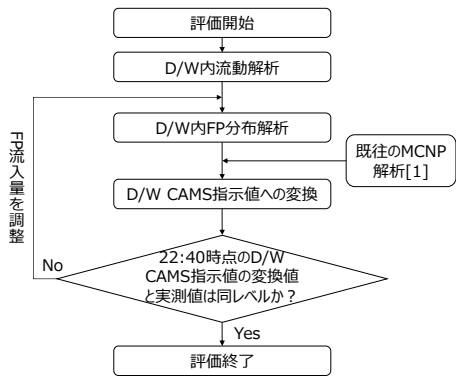


図 1 評価フロー

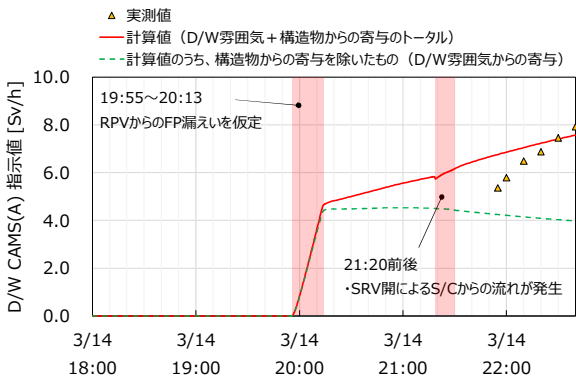


図 2 FP 流入量調整後の D/W CAMS 指示値の評価結果

参考文献

[1] 東京電力 HD, ”福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 6 回進捗報告 添付資料 2-11”, 2022 年 11 月

*Kenichiro Nozaki¹, Penghui Chai¹, Shoichi Suehiro¹, Masato Mizokami², Mutsumi Hirai², Akitoshi Hotta², Shinya Mizokami²
¹TEPCO SYSTEMS CORPORATION, ²Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

東海第二発電所を対象とした MAAP4 用の BWR 事象進展解析モデル整備

Development of the MAAP4 BWR plant model for event progression evaluation of Tokai No.2 Power Station

*大沼 俊彦¹, 上野 純¹, 根岸 孝行¹, 山本龍大²

¹ 原電エンジニアリング株式会社, ² 日本原子力発電株式会社

アクシデントマネジメントガイドラインの拡充, PRA モデルで用いる機器操作時間の根拠等に活用していくため, 東海第二発電所を対象とした MAAP4 用の BWR 事象進展解析モデルを整備した。

キーワード: シビアアクシデント, アクシデントマネジメント, 事故対策検討, MAAP4

1. 緒言

東海第二発電所を対象とした MAAP4 用の BWR 事象進展解析モデルを整備したうえで, 緩和策を考慮した事象進展解析を実施し, プラント挙動を評価した。解析結果の分析から事故時の緩和策に対するプラント挙動を把握し, 事故対策検討等へ活用するための知見を得た。

2. BWR 事象進展解析モデルの整備

東海第二発電所の設置変更許可申請書および工事計画認可申請書記載のプラント区画データ, 安全設備データ, 構造物データを基に MAAP4 入力パラメータを作成し, BWR 事象進展解析モデルを整備した。

3. BWR 事象進展解析モデルの解析結果 (例)

シビアアクシデントを想定した事故シナリオに対し, 注水の方法, 開始時刻, 継続時間を変化させた解析を実施し, プラント挙動の変化を考察した。図 1 に解析結果 (例) を示す。本解析では, 全交流電源喪失時から所定の時間まで RCIC による注水を継続した場合の, 注水停止から各事象 (TAF 到達, 炉心損傷) が発生するまでの時間の評価を行った。

注水継続時間が長くなるにつれて, 崩壊熱低下の影響によって注水停止後の事象進展が緩やかとなる傾向がみられ, RCIC による注水が 1 時間継続した場合には, 初期注水がない場合に比べて, 注水停止から炉心損傷までの経過時間がおおよそ 2 倍近くとなることが確認出来た。

発表では, BWR 事象進展解析モデルにより得られた他の解析結果の紹介も行う。

4. 結論

BWR 事象進展解析モデルによる解析結果から事故対策検討に有用な知見を得た。今後, 整備した BWR 事象進展解析モデル及び解析結果を, アクシデントマネジメントガイドラインの拡充, PRA モデルで用いる機器操作時間の根拠等に活用していく。

謝辞: 本発表のモデル整備及び解析実施にあたり, データ提供を含め多くの支援をいただいた日本原子力発電株式会社殿に感謝申し上げます。

参考文献

[1] 東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書 (平成 30 年 9 月 18 日)

[2] 東海第二発電所工事計画認可申請書 (平成 30 年 10 月 12 日)

*Toshihiko Ohnuma¹, Jun Ueno¹, Takayuki Negishi¹ and Ryota Yamamoto²

¹ Nuclear Engineering and Services Company., ² The Japan Atomic Power Company.

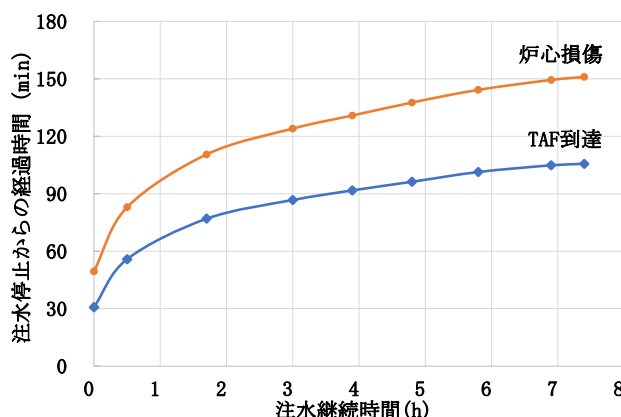


図 1. 注水継続時間と注水停止からの経過時間