

臨界事故解析と核データ

—JCO 臨界事故における経験—

日本原子力研究所

中島 健*、山本俊弘、三好慶典

*) nakajima@melody.tokai.jaeri.go.jp

1. はじめに

事故解析はその実施時期により次の3種類に分類される。

① 事前解析

想定される事故についての解析を実施し、その影響を評価する。なお、事故の発生が事前に想定されていない場合には、当然ながら、この解析は行われない。

② 事故時解析

発生した事故についての(得られた情報に基づく)解析を実施し、その影響を評価する。また、事故を終息させるための措置を検討するために必要な解析を行う。

③ 事後解析

事象を解明し、その影響評価を行うとともに、取った措置の妥当性評価、事故の再発防止策を検討する。

臨界事故の場合、上記の解析には、核計算、動特性計算、遮蔽計算、被曝計算などが含まれる。

JCO 臨界事故において、原研では上記②及び③の解析を実施した。本報告では、JCO 臨界事故解析のうち、原研臨界安全研究室で実施した核計算及び動特性計算の概要と使用した核データについて述べる。

2. JCO 臨界事故の概要

JCO 臨界事故は、1999年9月30日10時35分にJCO 転換試験棟にある沈殿槽で発生した。当時、作業者が濃縮度18.8%の硝酸ウラン水溶液を沈殿槽に注入しており、後日の調査で約16.6kgのウランを注入したことがわかっている。設置許可では18.8%濃縮ウランの取扱量は一度に最大2.4kgまでと制限されているが、このときの作業はこの取り扱い制限量を大幅に上回るウランを一度に取り扱い、しかも形状管理されていない沈殿槽に注入したため臨界に達した。臨界状態は、10月1日6時15分に沈殿槽の冷却ジャケットの水抜きを行うまでの間、約18時間続いた。その後、体系を十分な未臨界状態とするために8時30分にホウ酸水を沈殿槽に注入し、事故は完全に終息した。JCO 臨界事故直後の経緯を図1に、また、沈殿槽から約100m離れた位置(JCO 第1加工棟)に設置されたガンマ線エリアモニタ指示値の時間変化を図2に示す(このモニタ指示値は、事

故時の出力変化をほぼ再現していると考えられる)。

原研では、この臨界事故において「初期対応(事故時解析)」として、臨界停止措置の妥当性検討のための核計算を実施した。また、「その後の対応(事後解析)」として事故事象解明のための核計算及び動特性計算を行っている。以下に、その内容を述べる。

3. 初期対応における解析

初期対応では、臨界停止措置としての冷却ジャケットの水抜きによる反応度効果評価、及びホウ酸水注入後の未臨界度評価のための核計算を実施した。

臨界停止作業の流れを図3及び4に示す。事故発生直後は施設に関する情報が皆無であり、状況がわからない状態が続いた。事故発生から5時間以上経過した18時過ぎに沈殿槽の概要を記した資料(図5)を入手し、臨界停止措置として、①沈殿槽内に接続されている配管からホウ素等の毒物を注入する方法と②沈殿槽周囲に設置された冷却ジャケットから水を抜く方法の実施可能性を検討した。検討の結果、方法①は使用可能な配管が無く実施できないことがわかった。一方、方法②は作業時に冷却水を循環運転させていること、及び冷却塔が転換試験棟の外部に設置されていることから実施できる可能性が高いことがわかった。この検討を受けて、核計算により、冷却ジャケットの水抜きによる反応度効果を評価するための核計算を実施した。

1) 水抜きの効果

当時、空間線量率の測定結果から出力レベルがほぼ一定の状態であり、沈殿槽内のウラン溶液はちょうど臨界状態であることがわかっていて(図2参照)。従って、水抜きにより中性子反射体を除去し、負の反応度を加えれば、未臨界状態になることは核計算を行わなくても明らかであった。しかし、この反応度効果を定量的に求めておけば、その後の出力低下の様子を知る目安になり、また、再臨界の可能性も評価できる。

この計算では、SRACコードシステムに内蔵のANISNコードにより17群の核定数を作成し、これを用いて2次元 S_N コードTWO-DANTにより中性子実効増倍率を算出した。使用した核データライブラリはENDF/B-Vである。実際の沈殿槽は、直径45cmの円筒で底部が凸に膨らんだ形状であり、その外側に厚さ約2.2cmの水ジャケットが取り巻いている。また、内部には種々の機器が入っており、かなり複雑な構造となっている。このような体系を正確に取り扱うためには、モンテカルロコードによる計算が必要となる。しかし、当日は十分な情報が無い上、短時間での評価が要求されたため、円筒形状近似による2次元輸送計算を行った。また、計算を実施した時点の情報では沈殿槽の直径が50cmとなっており、当日の計算も50cm円筒形状で実施した。なお、形状の円筒近似による水反射体効果への影響は小さいとの判断を行ったが、後日の詳細解析の結果はこの判断を支持するものであった。

この計算では、冷却ジャケット内の水の反射体効果を求める目的で行われたものであり、実効増倍率の差を計算する。このような計算では、実効増倍率そのものを計算する場合に比べて、核データによる大きな差はないものと考えられたが、できるだけ実効増倍率のバイアス補正を行わなくて済むように、実効増倍率の精度が最もよいと考えられた ENDF/B-V を使用した。

計算条件と結果を図 6 に示す。中性子実効増倍率は、冷却水がある状態で 1.0442、冷却水を抜いた場合で 1.0008 となり、水抜きによる反応度効果は約 4 % (5 \$) と十分に大きなものであることが分かった。また、常温から沸点までの温度変化による反応度効果は、STACY や TRACY 実験の経験では高々 4 \$ 程度であり、水抜き後に溶液の温度が低下したとしても、再び臨界に達する可能性はほとんど無いことが示された。

2) ホウ酸水の効果

前述のように再臨界の可能性はほとんど無いものと考えられたが、当日の情報のみでは確定的な判断ができなかった。そこで、万一の場合においても、再臨界としないようにするために、臨界終息後の沈殿槽に、高濃度のホウ素を溶解したホウ酸水を注入することとした。

ホウ酸は、原研大洗研究所より 560kg が 19 時 50 分に東海研究所に到着し、23 時 15 分より、NUCEF において溶解作業を開始していた。計算では、ホウ素濃度約 20gB/liter のホウ酸水を 10 liter 注入した場合の中性子実効増倍率を求めた。燃料濃度や容器形状などの他の計算条件及び計算手法、核データは水抜き効果の場合と同じである。得られた実効増倍率は 0.5178 であり、十分な未臨界状態となることが確認できた。なお、実際の作業では、約 20gB/liter のホウ酸水を 17 liter 程度注入している。

これらの計算作業は、原研東海研究所内に設置された現地事故対策本部と臨界安全研究室間の電話及び FAX によるやり取りにより実施した (図 7 及び 8 参照)。計算結果は、22 時 30 分頃に開催された現地事故対策会議において報告され、これを受けて、水抜き作業及びその後のホウ酸水注入作業が実施された。

4. その後の対応における解析

臨界事故が終息した 10 月 1 日以降、事故時の作業内容及び施設に関する調査が行われ、かなり詳細な情報が入手できるようになった。これらの情報をもとに、事故事象を解明するための一連の解析作業が進められた。この解析では、反応度添加量及び添加率を評価するための詳細な沈殿槽モデルによる核計算、動特性計算で使用する反応度係数等を算出するための核計算、これらの結果に基づき臨界事故時の出力変化を求めるための動特性計算を実施している。

1) 核計算

臨界事故時の反応度添加量及び添加率を精度良く評価するためには、燃料条件（ウラン重量、ウラン濃度、遊離硝酸濃度、温度）と容器形状についての正しい情報に基づく核計算が必要である。容器形状については、製作図及び現場での確認により詳細な情報を得ることができた(図 9)。一方、燃料条件は、ウラン重量については計量管理台帳による信頼性の高いデータを手に入れたが、ウラン濃度と遊離硝酸濃度は仕様に基づき推定した値を使用することとなった。(現在のところ、ウラン濃度 370gU/liter、遊離硝酸濃度 0.5 規定の硝酸ウラニル水溶液としている。) この計算では、容器形状及び内部構造物を正確に記述するために、連続エネルギーモンテカルロコード MCNP-4B を使用した。また、今回のウラン濃縮度 18.8% 近傍における臨界ベンチマークデータが無かったため、核データライブラリとしては実効増倍率のウラン濃縮度依存性が小さく、かつ、バイアス補正量が小さな JENDL-3.1 を使用した。図 10 に 3 つの核データライブラリ (ENDF/B-V, JENDL-3.1, JENDL-3.2) による中性子実効増倍率のウラン濃縮度依存性を示す。これらの核データの中では、JENDL-3.1 が最もバイアス補正量が少なく、濃縮 18.8% では、ほぼゼロとなっていることがわかる。

反応度係数等の動特性計算で使用するパラメータの算出は、モンテカルロコードでは困難なため、初期対応における解析と同じ手法 (SRAC/ANISN-TWODANT) を用いた。ただし、核データは、ENDF/B-V に替えて、JENDL-3.2 を使用した。これは、ENDF/B-V の遅発中性子データに問題があるためである。図 11 に、TRACY の $\beta_{eff,l}$ (遅発中性子割合/即発中性子寿命) に対する C/E (計算値/実験値) の核データライブラリによる変化を示す。JENDL-3.2 を用いた結果は、約 5% の過大評価に収まっているのに対して、ENDF/B-V の結果は、実験値を 10% 以上過大評価していることがわかる。

2) 動特性計算

核計算により評価した反応度添加量及び添加率を用いて、臨界事故時の出力変化を動特性コード AGNES2 により計算した。AGNES2 コードは、溶液燃料体系の臨界事故を解析する一点炉近似の動特性コードである。同コードでは、溶液燃料系に特有の放射線分解ガスによる反応度フィードバックを計算するためのモデルを組み込んである。このモデルの妥当性については、原研 TRACY 実験結果により検証している。計算で使用する主なパラメータを図 12 に示す。このうちの核パラメータは上記 1) における計算により求めた。なお、本計算では、反応度添加量を 1.5~3.0 \$、添加率を約 10~20 cent/s の範囲とした。

今回の臨界事故では、沈殿槽に冷却系統が設置されており、この結果、長時間の臨界状態が続いた。動特性解析においても、この冷却系の効果が重要であり、長時間の出力

変化を支配している（図 13）。この冷却効果については、現在、原研において模擬実験を行っており、動特性解析に必要となるデータを取得しているところである。

5. まとめ（核データへの期待）

今回の JCO 臨界事故解析で使用した核データライブラリを下記にまとめて示す。

- ① 初期対応
 - － 停止措置の評価：ENDF/B-V
- ② その後の対応
 - － 臨界量評価：JENDL-3.1
 - － 動特性パラメータ評価：JENDL-3.2

JCO 臨界事故は、濃縮度 18.8%の硝酸ウラニル水溶液で発生した。この体系は非常に柔らかい熱中性子スペクトル場を有する系である。また、均質系であり、かつ、ウラン以外に顕著な共鳴核種は無い。従って、核計算の問題としては（容器形状・構造が複雑なことを除けば）決して難しい体系ではないといえる。しかしながら、解析では上述のように3つの核データを状況に応じて使用することとなった。中性子実効増倍率のバイアスをきちんと補正すれば、どの核データを使用しても問題無いはずではあるが、事故終息のための解析のような急を要する計算では、計算結果をなんら補正せずに使用できる核データがユーザーとしては望ましい。現在、JENDL の改訂作業が進められているところであるが、この改訂により、最低限ウランやプルトニウムといった主要核種に関しては JENDL が最も信頼性の高いライブラリとなることを期待するものである。また、動特性計算では、反応度係数や遅発中性子データ、即発中性子寿命といったこれまであまり核データのベンチマークの対象とされていなかった炉物理パラメータを使用する。これらのパラメータに関する核データ（及び核計算手法）の検証が今後必要であろう。（なお、遅発中性子データに関しては、現在の改訂作業において検証が行われているところである。）

- 9月30日(木)
- 10:35 JCOで事故発生、従業員3名被ばく
 - 12:15 東海村が対策本部を設置
 - 14:30 科学技術庁長官を本部長とする対策本部設置
 - 15:00 敷地周辺350m内住民の避難勧告
 - 15:30 原子力安全委員会が緊急技術助言組織を召集
 - 16:00 茨城県が対策本部を設置
 - 20:00 総理大臣を本部長とする政府対策本部設置
 - 22:30頃 敷地周辺10km内住民の屋内待避勧告
- 10月1日(金)
- 03:00頃 臨界抑止のため沈殿槽冷却ジャケットの水抜き開始
 - 06:15頃 水抜き作業完了、中性子モニタのレベル低下
 - 08:30頃 ホウ酸水注入
 - 16:30 10km圏内の屋内待避解除を発表
- 10月2日(土)
- 18:00頃 ブロック、土嚢設置。放射線レベル通常値へ
 - 18:30 350m圏内の避難解除を発表

図1 JCO 事故直後の経緯

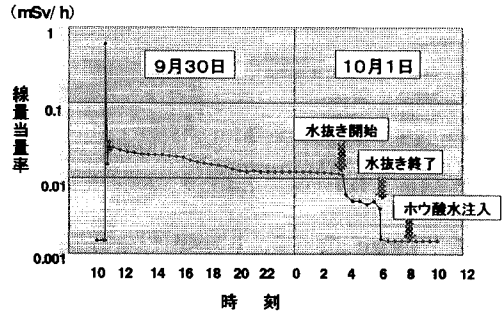


図2 γ 線エリアモニタ指示値(第1加工棟)

- 9月30日(木)
- 10:35 JCOで事故発生
 - 13:10 東海研究所に対策本部を設置
 - 16:30頃 ホウ酸手配を依頼(JMTR)
 - 18:00頃~ JCO施設情報入手
 - 19:00頃~ 臨界停止措置の検討
 - 水抜きの反応度効果の検討(計算)
 - 20:40 JCO社員到着(JCO施設情報入手)
 - 21:40 原子力安全委員会到着
 - 22:30頃 臨界停止措置の検討(臨界計算結果の説明) → 方策決定
 - 23:10 水抜き作業のため原研専門家が現地へ出発
- 10月1日(金)
- 00:00 原子力安全委員、現地へ
 - 02:30頃 現場作業開始
 - 02:54 配管切断作業開始
 - 04:20 ドレン配管破壊(ほとんど抜けず)
 - 06:00 アルゴンガスによりイージ

図3 臨界停止の流れ(1):水抜き

- 9月30日(木)
- 10:35 JCOで事故発生
 - 13:10 東海研究所に対策本部を設置
 - 16:30頃 ホウ酸手配を依頼(JMTR)
 - 18:00頃~ JCO施設情報入手
 - 19:00頃~ ホウ酸溶解度、反応度効果の調査・検討(計算)、(ホウ酸、大洗研を出発)
 - 19:50 ホウ酸(約560kg)到着
 - 23:15 ホウ酸溶解開始
- 10月1日(金)
- 02:10 ホウ酸水200liter(20gB/liter)を現地へ運搬
 - 08:40 ホウ酸水注入(約17liter)

図4 臨界停止の流れ(2):ホウ酸注入

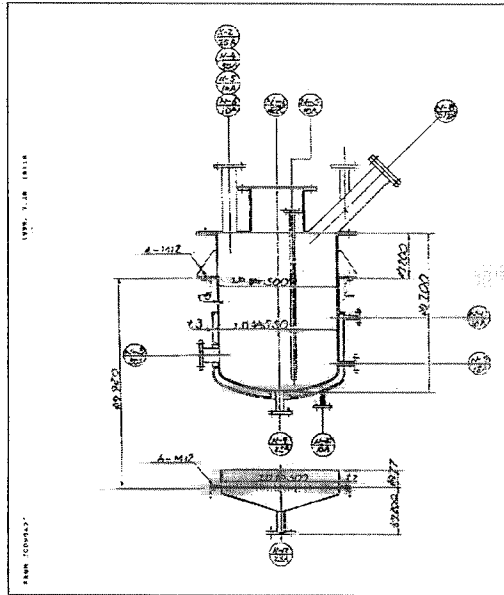
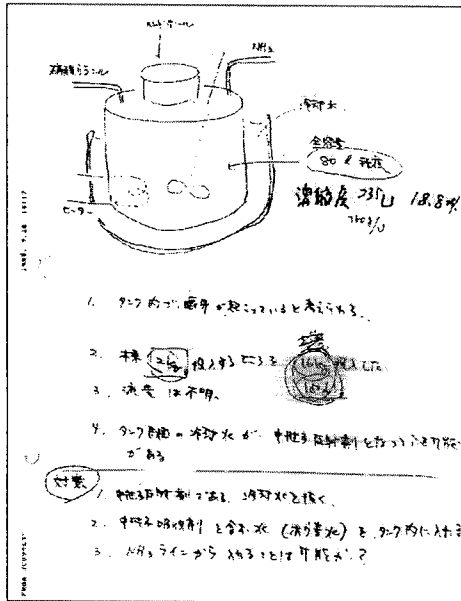


図5 JCO 施設情報(第1報?)

計算条件

計算形状	二次元 R-Z体系
タンク内径	50 cm
タンク肉厚	3 mm
ウラン濃度	370 g/リットル
硝酸濃度	1 規定
燃料体積	50 リットル
冷却水厚さ	2.5 cm



核データ: ENDF/B-V

群定数 ← SRAC 汎用核計算コードシステム

実効増倍率 ← TWODANT 2次元中性子輸送計算コード

計算結果 K_{eff}	
冷却水あり	1.0442
冷却水なし	1.0008

その後の詳細計算でもほぼ同等の結果

図6 JCO 沈殿槽冷却水反応度効果の計算(事故当日)

臨界安全研 中島様
370g/L IN 計算
 $R_{eff} = 1.5699$ $M^2 = 35.95 \text{ cm}^2$
[$R_{eff} = 1.0442$ (水あり) (SRAC)
 $R_{eff} = 1.0008$ (水なし) (")
40L 計算
 $R_{eff} = 0.9530$ (90L)
 $H = 20.372 \text{ cm}$
山本

図7 水抜き効果の計算

臨界安全研 中島様
ホウ酸溶解度
 $3.992 \text{ g}/100 \text{ g (20°C)}$
ホウ酸濃度
1.830 345 ppm
2.99 g/l
山本

臨界安全研 中島様
ホウ酸 1000 ppm 10L
計 60L
 $R_{eff} = 1.02797$
ホウ酸 1000 ppm 20L
計 70L
 $R_{eff} = 0.99544$
計算ホウ酸濃度 2000 ppm
+ 0.3% 増量
(SRAC Run Net 比較)
山本

臨界安全研 中島様
ホウ酸 2000 ppm
10L 追加 計 60L
 $R_{eff} = 0.5178$

図8 ホウ酸注入効果の計算

モンテカルロ・コード: MCNP
核データ: JENDL 3.1

コンピュータモデリング

図9 臨界計算のための沈殿槽詳細モデル

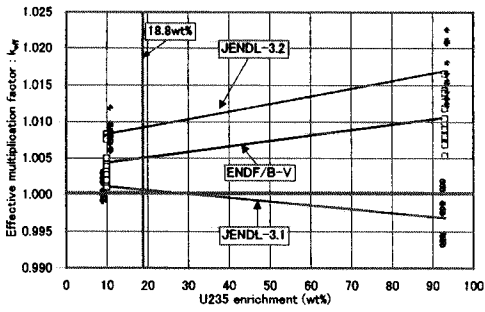


図 10 実効増倍率の核データ依存性

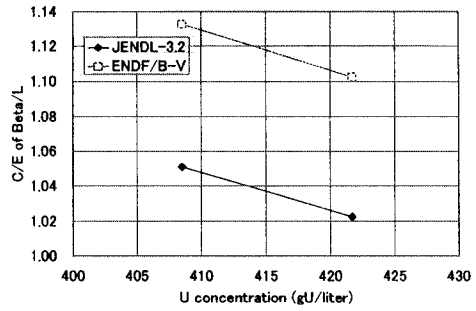


図 11 β_{eff}/ℓ の核データ依存性

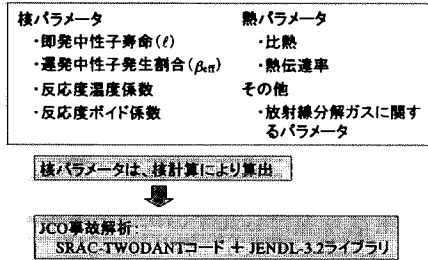


図 12 動特性計算の主なパラメータ (AGNES2 コードの場合)

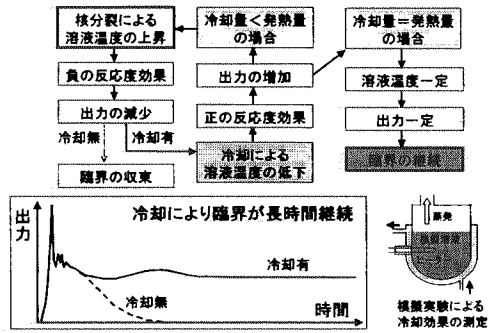


図 13 冷却系の効果