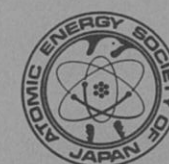


炉物理の研究

(第 50 号)

2000年 8 月

| | | |
|------------------------------------|--------------------|----|
| 巻頭言 | 相沢乙彦 | 1 |
| 〈特集：JCO臨界事故－原子炉物理学からの事実追求－〉 | | 3 |
| 1. 炉物理部会の活動 | | |
| (1) JCO事故解析における部会員の活躍 | 仁科浩二郎 | 4 |
| (2) JCO転換試験棟臨界事故におけるエネルギー放出量の推定 | 近藤駿介 | 10 |
| (3) 全核分裂数の評価 3つの解析例 | 関本 博 | 16 |
| (4) 動特性解析および中性子線測定値による核分裂数評価 | 竹田敏一、山本敏久、北田孝典 | 21 |
| (5) ウラン溶液分析結果からJCO事故での出力履歴を決められるか？ | 親松和浩 | 25 |
| (6) JCO事故に関連する解析 | 石谷和己、山根義宏 | 31 |
| (7) JCO事故動特性解析 | 辻 雅司、島津洋一郎 | 36 |
| 2. 原研におけるJCO沈殿槽臨界事故に対する核特性評価 | 三好慶典 | 44 |
| 3. 空間依存動特性コードによる溶液系臨界事故のシミュレーション | 飛田吉春、近藤悟、山野秀将、藤田哲史 | 59 |
| 〈炉物理・熱流動合同企画セッション〉 | | 70 |
| (1) 「BWR核熱水力安定性研究の現状」の報告 | 竹田敏一 | 71 |
| (2) 「BWR核熱水力安定性研究の現状」について | 安濃田良成 | 73 |
| 〈2000年秋の大会炉物理部会企画セッション予告〉 | | 75 |
| 〈国際会議に参加して〉 | | |
| PHYSOR2000に参加して | 長家康展 | 76 |
| 〈研究室だより〉 | | |
| 日本ニュークリア・フュエル株式会社(JNF)炉心設計部 | 山本宗也 | 81 |
| ☆事務局だより | | |
| 国際会議の案内 | | 86 |
| 平成12年度炉物理部会運営委員 | | 87 |
| 運営委員会からのお願い | | 87 |
| ☆部会員名簿 | | 88 |



(社)日本原子力学会

炉物理部会

巻頭言

人類は進化し向上する

武蔵工業大学・工学部

相沢 乙彦

昨年のJCO臨界事故以来、二度ほど一般市民に対して「原子力の安全性」について講演を頼まれた。その二度目の時、「原子力は本当に安全なのか」という質問を受け、私は次のように答えた。

原子力は条件付で安全であって、条件なくしては危険であると。その条件とは「安全文化 (Safety Culture) を身に付けた人間が扱えば」という条件であり、その安全文化とは、第1が「正しい知識」で、第2が「正しい判断力」、第3が「正しい倫理」であると思う。更に、「安全か危険か」の判断は、半分以上は個人の主観断定であるので、十分な知識をもった上で、個人個人が判断すべきものであると。

さて、そこでその判断に必要な十分な知識を身に付けていただきたいと云って講演をはじめた。しかし、出来るだけ数式を使わずに、臨界について説明を試みたが、果たしてどの程度理解してもらえたのか疑問が残った。また、最近と云っても1年位前からであるが、工学部のエネルギー基礎工学科の3年生に「原子炉理論」と「原子炉物理」の講義をはじめた。最近の学生が数学に弱くなっているのは分かっていたので、出来るだけ数式を使わずに原子炉内中性子の振舞の説明をはじめたが、易しく説明する難しさを知らされた。

そこで、これからの学会活動、特に炉物理部会の活動としてまず、「正しい知識」を如何に易しく一般市民或いは一般学生に説明するかということも活動の一部に加える必要があるのではないかと思っている。炉物理部会のホームページを利用して、インターネットによる一般市民からの素朴な質問に応える準備をすべきではなかろうか。また、易しい説明資料の共用をインターネットで提供しあえる体制作りも必要であろう。

その次は、若い世代の獲得である。コンピュータ業界が3ヶ月毎に新しい機種を開発しているのと比較して原子力業界は、10年乃至20年、或いは30年とい

う長期間をかけて新しい炉型戦略が立てられる。そのため若い世代にとってすぐに結果が出ないという魅力に欠ける業界となっている。その解決策としては、魅力あるテーマの発掘とそれに対する情熱的な取り組みである。幸い若い世代はインターネットに精通している。例は悪いが、先般のJCO社事故の際ある部会員が電子メールを使って事故の炉物理的解析の開示を行おうと提案した。その結果、多くの部会員による活発な試算開陳と意見交流が堰を切ったように始まった。この経験から、何か魅力あるテーマが与えられると、若い世代による活発な試算開陳と意見交流が期待できるのではなかろうか。

さて、最後に私の個人的な意見となるが、この世に何か新しいエネルギー源(原子力エネルギー)が発見されたということは、その時点で人類がそのエネルギー源を十分にコントロールできるという証(あかし)であり、万一それが出来ないようでは「人間の資格がない」と云っても過言ではないと思っている。別の言い方をすれば、物質文明が進みすぎて、精神文明の発達が遅れた場合、平和利用できる「原子力エネルギー」が核兵器として利用されることになり、まさに「人間の資格がない」と云える。また、「人類は進化し向上する」のが、人類の使命であり目的であり、一旦確保した便利さ(例えば、自動車等)を放棄して、過去の状態(例えば、人力車)に戻るといった退歩は、人類の使命でも目的でもない。このことは「エネルギー需要が減ることはない」ということであり、これからは新エネルギーの開発研究はもとより、より安全に且つ効率的に「原子力エネルギー」の利用を進めていくべきであると思っている。

(2000年度部会長)

＜特集：JCO 臨界事故—原子炉物理学からの事実追求—＞

昨年9月30日に発生したJCO臨界事故は、作業員2名の尊い命を奪った上に、臨界事故としては世界で初めて周辺住民に有意な放射線被曝を与え、約200名の住民が退避するという大きな被害をもたらした。本部会では、後述のように事故の直後から、メーリングリスト上において、事故の炉物理特性に関する検討・議論が行われた。この結果については、本部会のホームページにおいて紹介するとともに、本年3月に愛媛大学で開催された学会「2000年春の年会」において、原研及びサイクル機構の行った評価・解析結果とともに報告が行われた。

本会報では、部会のメーリングリストにおいて行われた評価の内容を、その後の知見を加え、各担当者により報告してもらうとともに、原研及びサイクル機構における評価結果についても併せて報告していただく。各報告のタイトルと著者(敬称略)を下記に示す。

(編集委員)

1. 炉物理部会の活動

- (1) JCO事故解析における部会員の活躍(愛知淑徳大:仁科浩二郎)
- (2) JCO転換試験棟臨界事故におけるエネルギー放出量の推定
(東大:近藤駿介)
- (3) 全核分裂数の評価 3つの解析例(東工大:関本 博)
- (4) 動特性解析および中性子線測定値による核分裂数評価
(阪大:竹田敏一、他)
- (5) ウラン溶液分析結果からJCO事故での出力履歴を決められるか?
(愛知淑徳大:親松和浩)
- (6) JCO事故に関連する解析(名大:石谷和己、他)
- (7) JCO事故動特性解析(北大:辻 雅司、他)

2. 原研におけるJCO沈殿槽臨界事故に対する核特性評価(原研:三好慶典)

3. 空間依存動特性コードによる溶液系臨界事故のシミュレーション

(サイクル機構:飛田吉春、他)

1. 炉物理部会の活動

(1) JCO 事故解析における部会員の活躍

—メール活用提案者としての報告と意見—

愛知淑徳大学 仁科浩二郎

ご存じの通り JCO 事故は昨年9月30日に起こった。これは木曜であったが、筆者の記憶ではその次の週の前半に、開設早々のメーリングリスト機能の活用法に関して、たしか須山氏(原研)から部会員に質問が発信された。まさに絶好のタイミングなので、筆者はこれを利用して核分裂数と2、3の量を JCO 事故について見積っては、と提案した。

この段階では、社会へ向けた発表まで直ちに考えたわけではない。むしろ自分を納得させたい気持であった。過去の世界の溶液系臨界事故の上限は 1×10^{10} とされている。これと同程度であろうか。原子力反対派は、しばしば事故想定でこの上限は小さ過ぎると主張してきた。JCO 事故直後のテレビ番組では、広島原爆と同程度だ、などと発言する1教授が現われたが、そんな筈はない。長時間、臨界が持続したとはいえ、1桁以上違いただろうか? そんな気持であった。筆者はこのメール活動の直前に某新聞に投書し、「核分裂したウランは、到底1グラムには達しない」と述べたのだが結局没にされていた。もともとこの投書のきっかけは、内藤圭爾先生が日曜(10月3日)のNHK 特別緊急討論で「FPは1ミリグラム程度」と主張されたのに、他の出席者が耳を貸さかった事にある。同趣旨を改めて表明したかったのである。

さてこの提案の直後から、メール上では文字どおり堰を切ったように皆さんの試算値とそれに関する意見が飛び交い始めた。今、記録を掘り起こす暇がないが筆者の記憶では、いち早く線量モニターの読みから核分裂数見積もりを算出されたのが巽氏(原燃工)であり、近藤駿介先生(東大)は独特の工学的考察と NSRR のバースト例の活用によってスタートダッシュをなさり、われわれに活を入れて下さった。やはりモニターの読みの活用だがそれに洩れ中性子スペクトル効果を加味されたのが関本先生(東工大)、バーストの大きさ見積もりに必要な温度係数試算値を提供したのが石谷氏(名大)であった。これに山本敏久・竹田敏一両先生(阪大)からは輸送方程式の数値解と動特性方程式の解を結び付けた結果が披

露され、辻雅司先生(北大)からはバースト部とプラト一部を区別して近似なされた動特性方程式の解が紹介された。

早い段階では、皆さんが算出した核分裂数には 1×10^{17} から 1×10^{19} までの広がりがあった。筆者の関心事は上述の通り、取り敢えず大まかでも納得できる数字を得ることだったから、数値に幅はあってもまずこれでかなり満足した。

初期の交信は単に活発であったばかりでない。わが国の核燃料施設事情についての質問に植松邦彦氏が答えられ、隣接領域の方からの FP に関する質問に加藤敏郎教授(岐阜医療技術短大)が答えて下さるなど、当部会の「常連」以外の方が参加して下さり、議論に広がりが出て大いに力づけられたものである。お陰でこの事故の応用化学的、炉工学的、あるいは核物理的な位置付けを実感することが出来た。学会始まって以来の活発な討論だ、という声が聞かれたのもこの時期である。筆者も保健物理に関する質問をした。さらに非常に重要だったのは、安全に関する哲学が炉の安全屋と核燃料安全屋で違わないか、という議論である。これはいまだ完了していない、と筆者は考えている。ともあれ、その後、検討が炉物理固有のものに絞られるにつれて、これら非常連の方々の発言が減ったのは、成り行きとして止むを得なかったが寂しく、こちらの応答不十分のせいもあるかと、申し訳なく思っている。

2. 活動の当初目的

この活動内容は、のちに学会のHPへ記載するまでに到るのだが、上述の通り、最初からそこまで考えたわけではない。当時のメールをご覧になればお分かりの通り、「学会内で、臨界という現象を改めて理解して貰うのに良い機会です。当部会の存在意義を学会内で示しましょう」という提案であった。各人が仲間と討論しながら、納得する数字を得ておけば、公衆から質問されたときに自信をもって説明できるだろう。また原研のように常に公衆に対する説明を求められる人達には、数値上の相違があっても、さまざまな解析方法とその結果を背後にプールしておけば、心の支えにもなろう、そんな気持であった。

3. 以下の個別の紹介

以下では、当時メール上で活躍され、3月の松山年会で発表された方々、ならびに日程上の理由でその年会で発表ならなかった近藤先生に、改めて仲間への発表をして頂こう、というのである。年会の発表メンバーは、筆者が殆ど指名で

決めしまったので、メール上で活躍されながらも、発表の機会を失った方があると思います。其の点、不備・見落としがあったらここにお詫びします。

4. HP の発表に到る議論

さて解析が進んで結果が出てくると、これを如何に発表するか、の議論が、起こるべくして起こった。筆者は、この種の解析は普通の炉物理研究と同様、たとえ結果的にあとで間違いや不十分さが明らかになるにしても、其のとき其のときで最善を尽くした結論は、暫定値と注記して発表する価値が十分あり、また部会の存在を示すためにも発表すべきであると考えた。特に社会に誤解が渦巻いている時には、その沈静化が重要だから、時期を失しないという点を重視して行動をきめるべきである。しかし、当時議論をなさった方の中からは、「一般公衆ならびに報道関係者は、其の手の暫定的状況を到底理解しないだろう、一旦間違った先入観を持たれたらおしまいである。過去の体験で懲り懲りだ。」という慎重論が起こった。

さらに我々のメール上での議論は、溶液分析などの決め手となるデータに欠けており、いずれその分析結果が発表されれば、不十分さが明らかにされる運命にある事も、発表をためらう原因となった。だが反面、そのような運命にあるからこそ、我々の解析の売りはその速報性にあり、溶液分析値が出てからでは遅い、との主張も説得性があった。折しも学会の HP 上では、ヒューマンファクターの部会がいち早く社会を意識した、立派な対応をしていられた。これに敬意を抱くと共に、われわれの部会も早く対応したい、と考え、さまざまな曲折はあったが、結局11月11日頃(だったと思う)HPに公表された。現在のHPを見ると、最後の改訂は、昨年12月15日と記載されている。

またHPに載せる際、暫定的性格に徹するとしたら、必然的に各発言や各データの出典、あるいは引用源、引用メールを明らかにしつつ発表する事が前提だろうと、筆者は主張した。これは議論の混乱を避けるためにも、またあとで結果的に貴重な正しい結論となったものについて、最初の発言・判断をされた方に明確な credit を与えるためにも、必要と考えたのである。しかし、これは今回のような緊急性を伴う仕事の際には煩雑であり、メール上の必要処理手順を増やし、各人の発言を重たくして水を差してしまった。結局、『緊急事態では、独創的な貴重な発言が発想者の名前抜きで語られ、その発想者が損をすとしても、仕方がない。逆に結果的に無責任になりかねない発言でも、アイデアを出し合う段階で

は奨励すべきものだ。それが緊急事態というものだ。』と、割り切るべきなのであろう。この点は、今後への参考・教訓にして頂きたいし、筆者のこの発言で意欲を削がれた方にはお詫びする。

このような出典に関する筆者の主張と、発表というしんどい課題が目前に迫った為か、メールの量は眼に見えて減って行った。その中でわが部会の結果は11月11日付けの掲載となった。このHPへのアクセスは6月21日現在、2000回を越している。遅れたとはいえ、その意義は十分にあった事と考え、この開設・維持にエネルギーを割かれた、岩崎・須山両氏に感謝したい。

5. 事故の性格と説明責任の達成度

われわれは、なぜこの事故を防げなかったのだろう。そして事故が起こった今、われわれ部会は学会内部、あるいは一般社会の中での説明責任を果たせたであろうか。まず、原因の方だが、遠因として忘れられないのは、臨界安全と言う分野の境界領域性である。一般的な分野地図で言えば、これは炉物理と応用化学の双方にまたがっている。また学会の部会で言えば、核燃料部会と炉物理部会にまたがっている。われわれ双方の分野の研究者・技術者には、現場に即した技術者文化の理解、並びにその交流が不足していたのではないか。これが、現場作業者に対する教育の形式化を防げなかった遠因ではなかろうか。もう一つは、上述した、安全に関する概念の相違である。炉の安全と核燃料の安全に関して整合していないように見えるが、どうすべきなのだろう。筆者はこの点をどう整理・説明・体系化すべきなのか、理解していない。

次に説明責任に関してだが、今回、溶液の分析や、事故直後の対応に忙殺された原研の研究者には、このメール通信に参加することは、時間的にも、所属機関の情報伝達体制としても、出来なかった模様である。そのため今回は(そして今後も、類似の状況では)、暫定的な社会への対応は大学関連研究者が行わざるを得なかった。にも関わらず、大学には情報が流れない為、手探り状態の私的な意見交流によって事象を解析し、運良く入手できたデータは十二分に活用する、という状況となった。このような情報環境からは、社会へ向けた発表にためらいが生ずるのもうなずける。そこで、今後データの circulation に関しては、計画的なルートを考えるべきと考える。

学会は、現業的な義務はない、と普段は言っても許されようが、このような緊急事態で社会不安が生じているときには、何らかの程度に義務があろう。ま

た一肌脱いでこそ、社会的価値を認められるだろう。そのような行動で社会への寄与を実感できれば、学会関係者にとっても、良い自信をもたらす筈である。こういう際の欧米の学会の行動力は学ぶべきものがある。それにしても、臨界安全を普段のテーマとして掲げている大学研究者は少数であり、これが一つの問題である。また核燃料施設での事故に限らず、例えば今後原子炉事故がおきた場合でも、部会の対応は、どのように組織化するべきであろうか、原子炉の事故なら部会の守備範囲にぴったり一致するから、問題は起こらないのだろうか。

なお、逼迫した卑近な課題だが、このようにして作成した部会の HP を今、平成12年現在の観点から改訂すべきなのに、我々が放置しているのは、慚愧に耐えない。皆様、あまり負担にならない形で改訂できないか、検討して頂けませんか。

6. メールによる討論の限界

電子メールは便利である。今回筆者が停年後にもかかわらず、この検討に参加出来たのはこの手段のおかげである。しかし、同時に限界も実感した。

(1) 果たして、聞いて欲しい聴衆が聞いていてくれるか、確信がない。

たとえ写真の暗室で、誰が居るのか分からずに筆者が喋っていると、突然、運良く、思わぬ方角から目指した相手が答えてくれる。その時、同時に聴衆が欲しいのだが、他にどのくらいの人数が聞いてくれたのか、確信が持てない。これは、部会の非常連的なお客様は特に感じられたのでは？

部会の総会で発言すると、2次元的な広がりに着席された皆様が聞いて下さる。これに対し、メールの会話は one-to-one であり、1次元的である。数学の集合論と違って、1次元の会話をいくら積み重ねても、2次元的広がり of 公衆に理解して貰った、という実感が生まれにくい。

(2) メールリストを通じて着信した内容を1、2週間前に戻って引用したい事がしばしば起こるが、この作業はかなり煩雑である。従って面と向かって討論することの価値は、何ものにも代えられない。

もちろん、今回の活動は、メールがあったからこそ、出来たのだが、これがすべての会合や会話の意義を減じる事にはならない。むしろ、向かい合った会話でなくては達成されない、価値というものを絞って認識させてくれた。

7. 提案者の個人的事情と感謝

筆者が原子力研究の現場から停年で遠ざかってから、既に3年半を経過した時にこの事故が起こった。この事故は、社会に原子力を理解させる事が如何に大切かを筆者に思い知らせた。それまで筆者が標榜していた学会教育委員会での活動が、如何に不十分であるかを痛感した。そこで停年後という状況をわきまえず、分別なくこの解析に首を突っ込み、青木部会長が国外滞在中の事もあって、結果的に音頭を取ってしまった。筆者のした事は、実は段取り屋的で表面的な発言であり、現役の活躍に水を差しては、という反省があった。しかし部会の中では「臨界安全」が少数派であり、筆者が現役時代にこのテーマを看板にして居ただけに、責任意識が首をもたげ、ずるずるとはまり込んでしまった。今もってあの行動はどうだったのか、上に述べた電子メールの暗室1次元会話効果のせいもあって、よくも悪くも実感がない。それにしても皆様のサポートには深く感謝したい(2000年6月24日21時25分)。

(2) JCO 転換試験棟臨界事故におけるエネルギー放出量の推定

東京大学大学院工学系研究科システム量子工学専攻

近藤駿介

1. はじめに

本文は、JCO 転換試験棟における臨界事故後まもなく現場を訪れる機会を得て、事故直後の核分裂出力の時刻歴情報が欠けていることを知らされ、それを推定してみようと思い立って入手資料を手がかりに始めた作業結果をとりまとめたものである。当然、早い段階で関係者から詳細な動特性解析が公表されると考えられたので (実際には恐ろしく時間が掛かったことに驚いたが)、それまでの間、現象について意見を求められた場合に定性的な説明を自分で納得して述べるのできる程度の推定をとの考えから、知り得た範囲で事故時の作業状態などを仮定し、初期の超臨界出力スパイク、遅発臨界の成立に至る出力バースト、そして停止操作による停止に至るまでの準定常出力の推定を近似式を利用して行った。

2. 初期超臨界出力スパイク

(1) ピーク出力の推定

まず、初期超臨界出力パルスの大きさを推定した。この出力ピークは、反応度の急速な印加に伴い体系が即発臨界条件を超えたところで出力が急上昇し、その結果何らかの反応度フィードバック機構がはたらいて、系の実効増倍係数が減少して体系が即発未臨界条件に至り、出力が急減少して生じるものである。

この推定のために使えそうな情報の第一は、作業員がチェレンコフ光を見たと言っていることであった。この光は運転員の眼球中で発生した可能性も指摘されたが、別室にいた作業員も見たとしているところから、この沈殿槽の液体注入孔からの光の可能性が高いと判断した。そこで、ほぼ同程度の炉心サイズの NSRR に問い合わせたところ、これが観測されるのは MW レベル以上のピーク出力のときであるということであったので、この情報によるピーク出力の推定は 10MW とした。

第二に使えそうな情報は、硼酸水注入のために緊急立ち入りを行った者による、

当該沈殿槽に溶液を入れるために使った漏斗がそのままになっていたとしていること等の現場状況の観察結果であった。超臨界出力バーストによる液体の加熱速度が大きいと定容加熱の故に液体内部に圧力が生じ、液体がこぼれる可能性がある。このことが起き得る加熱条件はつぎのように計算できる。すなわち槽中の液体量は 6.5 l の液体を入れたバケツ 7 杯目を 5 l のビーカーで入れていたときに事故が発生したとされているから $V=44$ l、このとき液面から槽上面までの高さ h は約 34 cm である。これだけの距離を水が跳ね上げられるのに必要な初速は $v=\sqrt{2gh}=260\text{cm/sec}$ であり、この速度を生み出す圧力 p は $p=\rho cv=1.5\times 150000\times 260=5.85\text{MPa}$ である。水の圧縮率は 0.45E-3/MPa だから、これだけの圧力を発生すべき体積圧縮は $dv/v=2.63\text{E-3}$ 、これを生じさせる温度上昇はこの液体の温度膨張率が $0.42\text{E-3/}^\circ\text{C}$ だから、 $dT=6.3^\circ\text{C}$ となる。

液がこぼれるほどの水の跳ね上げが発生するためには、これだけの温度上昇が音響制約が成立する時間、この系であれば 0.2msec 間に発生する必要がある。ただし、低部鏡部で圧力波の剛体反射が起きると仮定すれば、中心部で圧力は 2 倍になるから、温度上昇はこの半分でもいい。そこで所要 dT をこの半分として、それだけの温度上昇に要する核分裂エネルギー

$$\rho C_p V dT = 1.5 \times 0.63 \times 4.2 \times 44 \text{E}3 \times 6.3 / 2 = 5.5 \text{E}5 \text{J}$$

が 0.2msec 以内に供給されるとすれば、出力 (ピーク値) は 28GW となる。このエネルギー添加率が液体の中心で実現するだけでよいとすれば、出力ピーキングファクターを約 2 として体系の出力は 14GW でよいことになる。

漏斗が落ちなかったことや現場にはウラン溶液が漏洩した痕跡はなかったということは、この場合の加熱条件はそこまでは高くないことを意味する。しかも、このあたりのピーク出力が発生すれば、容器壁をたたく水撃は約 60 気圧であるから、このような現象が起きれば、かなりの音響を発するはずである。そこで、この点について事業所に問い合わせたところ、誰もそのような報告は受けていないという返事を得たので、これよりはかなり低いエネルギー注入速度であった可能性が高い。そこで、このモデルに基づくピーク出力の推定値をこの 1/10、まとめて 1GW とした。

(2) 放出エネルギー

こうしてピーク出力を推定できたとすれば、反応度投入状況を仮定して放出エネルギーを決めることができる。初期出力 0W の体系に大きな過剰反応度 $R=$

$\rho - \beta$ がステップ状に投入された場合の最大出力 P_{max} は、反応度フィードバック係数を δ とすれば、Weinberg & Wigner の教科書にあるように、

$$P_{max} = R^2 / (2\Lambda\delta)$$

と近似できる。ここで Λ は即発中性子寿命である。この体系の Λ は、名古屋大学山根研究室の大学院生石谷氏が $\Lambda = 3E-5$ sec と発表してくれた (RPDmail#90)。また δ はこの体系の反応度温度係数である。この体系の出力フィードバック機構としては、加熱された液体の温度の上昇により液体密度が減少するもの、強い放射線により液中に放射線分解ガスが発生するものが考えられたが、放射線分解ガスが発生成長するのに要する時間を考えると、これを最初のピーク形成に寄与する急速フィードバック効果に採用することは躊躇される。そこでここでは、ピーク形成のためのフィードバック効果として温度フィードバックを採用する。これも石谷氏が $\delta (dk/k/^\circ C) = -2.2E-4$ と報告していた (RPDmail134)。

この δ の単位を $(dk/k/J)$ に変えて、 $\delta = -1.26E-9 (dk/k/J)$ として、これらを上の式に代入してやると、 R が次のように求まる。

$$P_{max} = 10MW \text{ のとき } R = 8.8E-4, P_{max} = 1GW \text{ のとき } R = 8.8E-3$$

出力スパイクによる放出エネルギーは $E_s = 2R/\delta$ であるから、

$$P_{max} = 10MW \text{ のとき } E_s = 1.38E6J, P_{max} = 1GW \text{ のとき } E_s = 1.38E7$$

となる。また、スパイクの半値幅は $\Gamma = 3.52\Lambda/R$ であるから、

$$P_{max} = 10MW \text{ のとき } \Gamma = 0.12sec, P_{max} = 1GW \text{ のとき } \Gamma = 0.012sec$$

となる。このような短時間ではガスが液体の密度を変えるほどに成長できないから、フィードバック機構としてガスの発生を取り上げなかったことは妥当であった。

(3) 遅発臨界に至る出力バースト

上のモデルでは、初期スパイクが発生したのちの体系は反応度 R だけ即発未臨界になる。しかし、0.1 秒を過ぎると放射線分解ガスの発生が顕著になる。この発生率は $5xE-7$ mol/J であるから

$$P_{max} = 10MW \text{ とすれば } 0.62mol, P_{max} = 1GW \text{ とすれば } 6.2mol$$

となって、液体はしばしの間ざわめき、上のパルス波形が期待しているよりも大きな負の反応度が早くはいることになる。特に、この攪拌槽の液上空間体積は 100/程度であるから、後者では液体が噴出してしまいう可能性もないわけではない。し

かし、昇温とのエネルギー配分を考えると、そのことがこのケースを棄却すべきほどに確実なわけではない。

このざわめきは、しかし、数秒で終わり、 $P_{max} = 10MW$ の場合には、体系は遅発超臨界になる。この超臨界出力バーストの最高出力等は、過剰反応度 R に β - R 、中性子生成時間に遅発中性子の生成時間を考慮した $\Lambda = 0.1$ sec を用いて、すでに利用した関係から

$$P_{max} = 0.007^2 / (2 \times 0.1 \times 1.26E-9) = 194kW$$

$$\Gamma = 359sec$$

$$E_d = 2 \times 0.007 / \delta = 1.1E7J = 11MWs$$

と概算される。そしてこの結果、系は β だけ未臨界になる。以上を要すれば、ピーク出力の推定に依存して初期のバーストについては2つのケースが考えられるが、エネルギー発生はそれぞれ $1.2E7J$ 乃至 $1.4E7J$ と推定された。これにより液温は、後者で $89^\circ C$ まで上昇したと推定される。

3. 定常出力

温度上昇がこの状態でもどまっているのは、蒸発や冷却ジャケット冷却水の循環による槽からの熱除去能力と出力が釣り合うからである。この温度における冷却能力は、次のように概算できる。

この槽の冷却ジャケットの伝熱面積は約 $6E3cm^2$ 、熱伝達率は、冷却水流量が毎分2リットルという手順書が守られていたとすれば平均 $0.02cm/sec$ 程度だから、ヌセルト数は3程度となり、これから冷却水と槽材間の熱伝達率 h が $h_o = 2.0E-3cal/^\circ Ccm^2sec$ と求められる。一方槽内では自然対流が発生して液温の均質化が図られるから、この状態における液体と槽材との間の熱伝達係数 h_i は、グラスホフ数を約12000、ヌセルト数を6と評価して、 $h_i = 4.3E-4cal/^\circ Ccm^2sec$ と推定できる。

これから槽内液体と冷却ジャケット水間の総括伝熱係数 U は、 $U = 3.5E-4cal/^\circ Ccm^2sec$ となる。液温を T_c 、冷却水入り口温度を T_{in} 、出口温度を T_{out} とすれば、

$$\rho C_p W (T_{out} - T_{in}) = UA (T_c - 0.5 (T_{out} + T_{in}))$$

が成立するから、これに U の他、上のバースト後の液温 $T_c = 89^\circ C$ と冷却水温度の推定値 $27.5^\circ C$ を代入すれば、 $T_{out} = 31.2^\circ C$ となり、これから除熱能力が

$$4.2 \times 2000 / 60 \times (T_{out} - T_{in}) = 518W$$

と推定される。

ただし、この温度では液面からの蒸発による熱除去もかなり盛んになっていると考えられるので、この寄与も含めなければならない。しかし、蒸発量の算定は容易ではないので、これが水平方向の熱損失と同程度と仮定してみると、この沈殿槽からの熱除去能力は1040W、従って、核分裂エネルギーの発生率は、引き続き放射線分解ガスの生成に12%が使われるとして約1200Wとなる。

さて、この蒸発による熱除去は液面高さの減少を意味する。この減少率は簡単に0.5cm/hrと推定される。簡単な炉物理計算により推定された炉心高さの減少に伴う反応度損失率 $1E-4\Delta k/k/0.1\text{cm}$ から此の体系における反応度損失率は $5E-4/\text{hr}$ 、これを補償して臨界を維持するために必要な温度低下量が $2.3^\circ\text{C}/\text{hr}$ 程度と推定された。この結果、10時間後には 23°C の温度低下のため熱出力は約700W、次の10時間には液面高さの減少速度は $0.3\text{cm}/\text{hr}$ に減少するから、温度低下量も $1.4^\circ\text{C}/\text{hr}$ に減少し、この結果、20時間後の温度は 50°C 、熱出力は450W程度となる。

4. 核分裂数

核分裂数に注目すると、最初のバーストで $3.3E17$ 核分裂、その後の準定常出力状態の継続により最初の10時間に $11.3E17$ 核分裂、次の10時間に $8E17$ 核分裂したと推定された。これらを合わせると総核分裂数は約 $2.3E18$ で、最初の10時間についていえば、初期バーストの寄与を無視すると核分裂数を約20%程度過小評価することになる。

5. まとめ

この事故では、沈殿槽への過剰な硝酸ウラニル液の注入により即発臨界事象が発生し、ウランの自発核分裂で発生する中性子が急速かつ急激に増倍され、中性子束が急上昇した。この結果、液温が上昇したが、系が負の反応度温度係数を有するので10MWを超えるピーク出力に達したのち急速に出力は低下した。この後は、ピーク出力が大きかった場合に再びバーストを生じることなく遅発臨界にいたり、ピーク出力が小さかった場合には、系はなお遅発超臨界であるために出力が上昇し始め、100KW以上に至るピーク出力が発生したが、ガスの発生が抑制因子となって平均的には半値幅が5分以上のゆったりとした出力ピークが形成され

た。出力が1KW程度で発熱量と除熱量が一致して準定常状態に移行し、液体の蒸発による液位の低下とともに系の温度が低下し、出力も低下する状態が続き、10時間後には約700W、20時間後には450W程度の出力になる軌跡を描いた。この間の総核分裂数は約 $2.3E18$ で、最初の10時間について言えば、初期バーストの寄与を無視すると核分裂数を約20%程度過小評価することになる。

謝辞

本文は、その初稿を10月10日前後に原子力学会炉物理部会内の意見交換の場であるRPDmailに投稿し、その後いろいろなコメントを得て改訂を重ねたものである。有用な計算結果を公表して下さった当時名古屋大学大学院生であった石谷和己氏及び指導教官の山根教授に深く感謝します。また、カルフォルニア大の安教授からのコメント、北大成田教授のコメント、RPDメールに投稿された東京工業学の関本教授の報告は有益であった。筑波大学成合教授には計算モデル、計算に密度を落としていることを指摘され、また、原研杉本氏、更田氏には当初用いていたモデルのキーパラメータであるエネルギー転換率について短時間のうちにご意見を頂戴した。なお、液面からの熱損失と攪拌機を収納している内筒の反応度効果が気になり、概算したところ、かなり大きな効果を持つと予想されたので、反応度効果の推定を募集したりもしたが、図面を詳細に見直したところ、この筒は回転体近傍にしかないと理解すべきとわかり、そのアイデアを放棄し、幾人かの方には徒労をお願いしたことになってしまった。以上、お礼とお詫びを申し上げる次第である。

(3) 全核分裂数の評価 3つの解析例

東工大 関本 博

○ はじめに

全核分裂数を3種の方法で解析したが、これについて説明する。¹³¹I等の放射性物質生成率や発熱率も求め事故の規模をより具体的に示そうとしたが、いずれも全核分裂数がわかれば容易に出せるので、これについては省略する。今回の解析ではできるだけ迅速に答えを出すことを意図したため、誤りや今後改めるべきこともあると考えている。またその後も時間がなく、十分に内容の検討ができていないので注意してほしい。

[1] 中性子線量率測定結果より

臨界事故発生地点から測定点までの距離が80mの位置での中性子線量率測定結果が早い時期に発表された。時刻の関数となっていたが、4 mSv/hの状態が17時間続いたとして計算した。中性子のエネルギースペクトルを核分裂中性子のスペクトルで近似すると4 mSv/hの中性子線量率はおおよそ 10^7 n/cm²hの中性子束となる。中性子フルエンスは 1.7×10^8 n/cm²ということになるが、初期の状態が不明ということと切りの良い数字ということで、 2×10^8 n/cm²ということで以下の議論を進める。

[1-1] 中性子輸送簡易計算と組み合わせて

全中性子フルエンス N が与えられたとき全核分裂数 F_1 (今回はいくつかの方法で全核分裂数を求めたので、それぞれを区別するために添え字を付けて区別することにする。)は

$$\frac{\nu F_1 L S A}{4\pi R^2} = N \quad (1)$$

と表せる。ここで ν は平均の核分裂中性子数、 R は沈殿槽からモニターまでの距離、 L は事故をおこした沈殿槽から中性子の漏れ出す割合、 S は建物の壁等の遮

蔽物による中性子束の減衰割合、 A は空気中の減衰である。このうち A は空気の核分裂中性子に対するマクロ除去断面積 Σ_A を使って $A = \exp(-\Sigma_A R)$ と表せる。

ν は²³⁵Uの沈殿槽内の中性子スペクトルに対する値であり、ここでは2.5を使った。 R は地図から80mと読める。メールリストでのやりとりではかなり長期にわたって100mという値を切りが良いので使っていたが、ここでは80mで話を進める。 L については議論が長くなるので後にまわす。 S は適当に壁の厚さを仮定すれば計算できるが、当時は周りの建物の壁の厚さといった詳しい情報に関してはまったくわからなかった。いつまでたっても判らなかったので、後日壁を10cm厚のコンクリートで代表させ、遮蔽の教科書⁽²⁾に出ていたグラフから S を0.4と読み取った。 Σ_A は文献⁽¹⁾から窒素及び酸素のミクロ除去断面積がそれぞれ1barnと0.98bであることをしり、 0.005m^{-1} を得た。空気中の中性子の減衰は測定されており、原子力委員会より報告されているが、ここで得た Σ_A の値は測定結果を全領域(100m~800m)にわたって極めて良く再現することを示した。 L の簡易で精度よい評価法は思い付かなかったので、2次元SN法で計算することとした。しかし同時に誤差は大きくても簡易評価も試みることにした。以下にこの2つについて説明する。

(1) L の簡易計算

まずはウィグナー近似

$$L = \frac{1}{1 + 4\Sigma_1 V/S}$$

を使って評価を試みた。ここで V と S は沈殿槽の体積と表面積である。この式は本来体系の中にある中性子が衝突せずに体系外に漏れる確率を表している。遮蔽に有効な衝突は水素だけとし、かつ水素との衝突はすべて遮蔽として有効に働くとして、 Σ_1 としては水素の断面積を用い上記の式で評価してみることにした。この場合0.046という値を得た。水素以外との散乱や多重散乱の効果をどう評価しようかと考えているうちにSN法による答がでたので、 L の簡易計算についてはこれ以上のことはやっていない。

(2) SN法による L の計算

TWOTRANコードを用いて計算した。計算に用いたパラメータは次のとおりである。

濃縮度：18.9wt%

ウラン濃度：360g/l

投入溶液量：46l と仮定

沈殿槽の半径：22.5cm

容器の SUS 厚さ：0.3cm

容器まわりの冷却水厚さ：2.2cm

そのまわりの SUS 厚さ：0.3cm

温度：100°C (ここでの計算ではそれほど重要ではない)

計算は円筒 2次元体系にたいしてなされた。PIJにて 107 群断面積を作成し、その 107 群断面積を ANISN で更に 18 群に縮約し、縮約された 18 群断面積を用いて TWOTRAN で 2次元輸送計算を行なった。この結果 L は 0.108 と求まった。なおこの値は高速中性子としての漏れであるが、すべての中性子を入れると 0.302 となった。またこの輸送計算で実効増倍係数は 1.019 と求まっている。この値の誤差はかなり大きいものと考えているが、本解析ではこの値は必要としない。

以上ですべての必要なパラメータの値が出揃った。これらを使って全核分裂中性子数 F_1 を求めると、L を簡易計算で求めた場合、 5.2×10^{18} となり、SN 計算で求めた場合は 2.2×10^{18} となった。

[1-2] すべて輸送計算でおこなう

中性子の漏れ L の計算では簡易計算での誤差はかなり大きかった。パラメータの値が適切であれば、式(1)に含まれる誤差はこれに比べればかなり少ないと考えられるが、それでもかなりの誤差が予想される。ここでは沈殿槽と検出器を含む充分大きな体系に対して輸送方程式を解くことにより、全核分裂中性子数を評価する。

計算には [1-1] の(1)で用いたのと同じ TWOTRAN を用いておこなった。沈殿槽に対する、計算入力とは同じであるが、この外に次のような領域を追加した。

- 地上 31m まで、半径 120m まで空気層を入れる
- 地面 (コンクリートで近似、後で詳しく説明する)
- 10cm 厚の建物壁 (コンクリート) を沈殿槽から 1m の位置に 2m の高さで

入れる

高さ 2m の位置に 10cm 厚の天井 (コンクリート) を入れる

地面、壁、天井の扱いはいかにもあらっぽい。特に地面に関しては問題があるので、厚さ等について検討した。[1-1] でも述べたように空気中の中性子の減衰は測定されているのでこれと一致するようにコンクリートの厚さを決めた。

計算の結果全核分裂数 F_1 は 2.3×10^{18} と求まった。

[2] 溶液分析結果より

10月28日に新聞社から知らされた沈殿槽からの溶液の分析結果を用いて全中性子核分裂数を評価してみた。溶液中の FP 核種の濃度はベクレル数で与えられているが、これより核種の個数濃度 D は簡単に求められる。これが与えられれば、これから全核分裂数 F_2 はバルス状中性子発生を仮定して

$$\gamma F_2 \exp(-\lambda T) = D \frac{X}{D_U}$$

で計算できる。ここ γ は核分裂収率、 λ は崩壊定数、 T は測定迄の時間、 X は投入ウランの重量、 D_U は溶液中のウランの重量密度である。

X の値は色々議論はあったが 15kg とした。誤差はあってもここでの計算にはそれほど重要ではない程度の量である。 T は 20 日とした。 γ は中性子スペクトルに依存する量であるが、よく見ると原子力委員会に提出された資料にはこの値も与えられていたのでこれを採用した。 D_U の測定値は 278.9g/l であった。A と B の 2つのグループに関して行われていた。

計算結果を表 1 に示す。

表 1 溶液分析結果からの解析

| 核種 | rammda sec-1 | gamma % | 放射能 Bq/ml | | 全核分裂数 | |
|-------|-----------------|------------|--------------|----------|----------|----------|
| | | | A | B | A | B |
| Zr95 | 1.25E-07 | 6.52 | 2.15E+05 | 2.63E+05 | 1.87E+18 | 2.29E+18 |
| Mo99 | 2.92E-06 | 6.07 | 4.34E+04 | 4.64E+04 | 2.17E+18 | 2.32E+18 |
| Ru103 | 2.04E-07 | 3.03 | 1.77E+05 | 1.96E+05 | 2.34E+18 | 2.59E+18 |
| Ce144 | 2.82E-08 | 5.49 | 6.91E+03 | | 2.69E+17 | |
| I131 | 1.00E-06 | 2.89 | 1.89E+05 | 2.18E+05 | 2.11E+18 | 2.43E+18 |
| Cs137 | 7.30E-10 | 6.18 | 1.48E+03 | | 1.88E+18 | |
| Ba140 | 6.29E-07 | 6.21 | 5.31E+05 | 5.97E+05 | 2.31E+18 | 2.60E+18 |

核種によってかなり値が違っているが、発生をパルスで近似したことではこの違いを説明できない。均質に攪拌されていたかとか、化学操作での違いといったことや、 γ の値を検討する必要があるだろう。 Zr の値が小さいのは、発表資料にあるように放射線測定のためのろ過で一部フィルターに付着したためかもしれない。カウント数が少ないものも大きな誤差が予想される。

この結果をみて思ったのは、やはり中性子のパルス部分はそれほど大きいものではなかったということであり、もう少し早くサンプルが採取できて、半減期の短い(1.4日) ^{143}Ce の放射能も測れていれば、同位体の ^{144}Ce に対する値があるので、パルスの寄与がかなり正確に評価できたのにということであった。

○ あとがき

ここで行われた解析は常識的なものであり、学術的とはとてもいえないしものである。当初より誤差や精度についてはオーダーが出ればよいといった程度のことを目指していた。重要なことは、この事故のような緊急事態が生じた場合、いかに迅速に解析を行うかであろう。その意味ではここで書かれた計算法をじっくり検討していただくより、短時間で結果を出すことにどのような問題があったかを述べたほうがよかったとおもっている。実は本稿以外に原子力学会誌に同じような記事を書いている。そこでは事故に対して実際におこったことを詳しく書いたので、こちらは解析方法等について詳しく書くことになってしまった。関心を持たれた方は学会誌の方も読んでいただけるとよいかもしれない。

● 文献

- (1) Jaeger, R. G., et al.: "Engineering Compendium on Radiation Shielding", Springer-Verlag, Berlin, p. 244 (1970).
- (2) 兵藤知典, 放射線遮蔽入門 (第2版), 産業図書, p. 130 (1979)

(4) 動特性解析および中性子線測定値による核分裂数評価

大阪大学大学院 工学研究科原子力工学専攻
竹田 敏一、山本 敏久、北田 孝典

1. 計算の概要

バースト時の放出エネルギーおよび核分裂数は、一点炉動特性解析によって評価した。

バースト以降の核分裂数は、100m地点での中性子線量測定値(0.45rem/h)から推定した。

2. 計算条件

(1) 容器の形状

- 計算体系はすべて円筒体系で行った。
以下に計算に使用した主な寸法を示す。
- ・溶解槽 高さ61cm、内径22.5cm、肉厚0.3cmのSUS
底の部分のアールは考慮していない。
 - ・溶解槽の外側に厚さ2.2cmの冷却水の層。高さは溶解槽の底面から35cmまで冷却材を保持する容器として、肉厚0.3cmのSUS製円筒容器を模擬。
 - ・容器の回りの空間は、上下、横方向ともに厚さ10cmの空気の層を模擬した。

(2) 事故時の溶液量および溶液濃度

まず、遊離硝酸の濃度を0~4規定として実効増倍率をMVを用いて計算を行い、以下の結果を得た。

| 規定 | 42リットルでの K_{eff} | 44リットルでの K_{eff} |
|-----|--------------------|--------------------|
| 0 | 1.0586 | 1.0730 |
| 1 | 1.0422 | 1.0561 |
| 2 | 1.0257 | 1.0401 |
| 3 | 1.0083 | 1.0235 |
| 3.5 | 0.9989 | 1.0145 |
| 4 | 0.9902 | 1.0034 |

- 1) 最終のタンク内の溶液の量は 44 リットル
- 2) 6 杯目のバケツをすべてタンク内に入れた時点での溶液の量を 7 (バケツ 1 杯分) \times 6(杯) = 42 リットルと仮定すると、この時点では未臨界であった
- 3) 事故当時、7 杯目のバケツの溶液を全量、一気に入れたとした。
これらを考慮して、溶液の遊離硝酸濃度を 3.5 規定とした。

(3) 溶液の物性データ

数密度計算に用いた情報は、ウランに関して「溶液 1 リットルあたり 360g のウラン」「ウラン濃縮度 18.9wt%」の 2 つである。硝酸溶液密度は「摂氏 20 度の 68wt% 溶液で 1.41g/cc」と水密度(約 1g/cc)から内挿した。

得られた数密度は、3.5 規定の時

U235 : 1.7433e-4

U238 : 7.3859e-4

O16 : 3.9153e-2

N14 : 3.9336e-3

H : 5.4986e-2

になった。

(4) 温度反応度係数

温度に関する反応度として、溶液温度上昇によるドップラー反応度、および、溶液温度上昇による溶液密度減少に伴う体積膨張による反応度、の 2 つを計算した。

(a) ドップラー反応度係数

上記の数密度での無限体系での計算により算出(JENDL-3.2 ベース)。

計算には RESPLA を用い、温度を 300K~350K~400K~500K と変化させ求めた。

計算結果として、遊離硝酸の規定に依らず、ドップラー反応度係数として、約 $-5e-5 \Delta k/k/^{\circ}C$ 、を得た。

(b) 体積膨張による反応度

上記の数密度、及び容器の SUS(厚さ 0.3cm)、容器回りの冷却水(厚さ 2.2cm)、

空気を考慮した 3 次元計算により算出(JENDL-3.2 ベース)。

SUS の数密度は理科年表記載の SUS304 の代表値から算出した。

計算には MVP を用い、溶液密度の 300K (1.54171g/cc) と 350K (1.51039g/cc) での違いから溶液の体積の膨張を算出し、溶液内の数密度減少および液面高さ上昇を考慮した。

(溶液密度の温度による変化割合は水で計算してもほぼ同じ値になった)

溶液量の条件がはっきりしないため、42 リットルおよび 44 リットルの 2 ケースについて計算した。

計算結果として、体積膨張による反応度として、約 $-1.1e-4 \Delta k/k/^{\circ}C$ 、を得た。

以上から、温度反応度係数としては、合計約 $-1.6e-4 \Delta k/k/^{\circ}C$ となった。

(5) 動特性解析モデル

動特性パラメータは、濃縮ウランを燃料とする小型炉の代表値を使用した。

・ 遅発中性子生成割合 : 0.000305、0.00164、0.0015、0.00324、0.00102、0.000207

合計 = $\beta = 0.007912$

・ 先行核崩壊定数 : 0.0127、0.0317、0.115、0.311、1.4、3.87 (1/sec)
・ 中性子生成時間 : 6.70E-05 sec

温度フィードバック関連の定数としては、

・ 定圧モル比熱 0.6284 (cal/g-solution)
・ 溶液初期温度 25 $^{\circ}C$

温度フィードバックは、他の機関で考慮されているバーストに伴う機械的エネルギーを逆に無視し、すべての反応度が静的に、ドップラーと熱膨張で打ち消されるというモデルを考えた。発生した熱は時間遅れなく容器の隅々にまで行き渡り、温度は均一であると仮定した。また、断熱近似を仮定した。よって、バースト発生後に溶液温度が下がり、正の反応度フィードバックで再臨界になる過程は扱えない。

3.5 規定の溶液が瞬時に 42 リットルから 44 リットルに増え、1.43% $\Delta k/k$ の余剰

反応度がステップ状に投入されたものとした。

(6) 中性子線測定値からの出力推定

硝酸ウラニル溶液の無限増倍率は約 1.5 となっていること、および MVP による 3次元計算において容器から漏れる割合が約 1/3 であることから、体系外に漏れ出た中性子数は全体の 1/3 程度と考えられる。また線源から 100m 地点での測定値 (0.45rem/h) は、空気による減衰により 1/10 になっていると考えた。rem/h と n/cm^2sec との換算係数については、MVP により計算した空気層におけるスペクトルより 2MeV での値をそのまま使用することとした。100m の間での中性子の減速は考えていない。

3.解析結果 I (冷却水の反応度効果)

残留硝酸濃度 3.5 規定のケースについて、冷却材を完全に抜いた場合の実効増倍率を計算し、以下の結果を得た (硝酸ウラニル溶液量 44 リットル、100 万ヒストリー)。

- ・冷却材あり 1.01467
- ・冷却材なし 0.97333
- ・冷却材反応度効果 0.0419

4.解析結果 II (総核分裂量)

動特性解析結果によるバースト出力時の核分裂量および、中性子線量線量測定値から推定したバースト以降の核分裂量は以下のようになった。また、総核分裂量は U-235 重量で約 1.5mg となった。

(a) バースト出力時

| バースト発熱量(J) | 核分裂数 |
|------------|-------------------------|
| 2.21e+7 | 6.91e+17 (0.27mg U-235) |

(b) バースト以降

| 発熱量(J) | 核分裂数 |
|--------|---------------------|
| 9.6e+7 | 3e+18 (1.2mg U-235) |

(c) 合計

| 発熱量(J) | 核分裂数 |
|--------|------|
|--------|------|

1.2e+8 3.7e+18 (1.5mg U-235)

以上

(5) ウラン溶液分析結果から JCO 事故での出力履歴を決められるか?

愛知淑徳大 親松和浩

JCO 事故における出力の時間変化について、事故から約 20 日経過したウラン溶液中の核分裂生成物の濃度分析結果を元に半定量的検討を試みた。その結果、核分裂生成物の濃度は出力の履歴にはあまり依存せず決定的なことは言えないが、総核分裂数の決定には有効であることが分かった。

1. はじめに

JCO 臨界事故における、出力 (核分裂率) の時間変化は作業員、周辺住民の被ばく量の検討を行う上で基本となる量である。原理的には、この時間変化は核分裂生成物 (FP: Fission Product) 生成量から算出可能である。

天体核物理学では、地上や衛星からの観測と元素合成の理論計算と組み合わせ、宇宙の歴史を探る研究が精力的に行われている。これと同様に、JCO 事故の場合にも核分裂生成物の測定から核分裂の履歴を遡るはずである。

本研究では、事故発生から約 20 日後のウラン溶液分析による FP 生成量報告 [1] に記載のある 7 FP 核種の 12 個の放射能分析値を元にして半定量的検討を試みた。

2. 評価手法

今回用いたウラン溶液分析では、溶液サンプルが生成された全 FP 量を平均的に含んでいるかどうか不明である。そこで、推定できるのは時間依存性についての精々 2 つのパラメータの値であると考えた。具体的には、図 1 の様に「事故発生時のバーストの後、一定の核分裂率で 17 時間継続した」と仮定し、バーストの核分裂数 (F_0) とその後 17 時間の核分裂数 (F_c) の値の評価を試みた。

事故発生から 20 日後のある FP の全生成量 (N_t) は、「バーストによる生成量」と「その後の核分裂による生成量」の和である。事故発生時の 1 回の核分裂による FP 生成量を n_0 、1 fission/s の核分裂率が 17 時間継続した場合の FP 生成量を n_c

とすると、以下の F_b と F_c に関する 1 次式を得る。

$$N_i = F_b \times n_b + F_c \times n_c / (17 \times 60 \times 60) \quad (1)$$

定数 N_i は分析報告[1]の放射能値 (表 1) から算出し、係数の n_b と n_c は崩壊系列を考慮 (ただし中性子捕獲は無視) した総和計算[2,3]で求めた。放射能については 12 個の分析値が報告されているので、式(1)から 2 つの未知数 F_b , F_c に対して、12 本の式をつくることができる。ここでは、溶液データの不確かさを考慮し、(F_b , F_c) 平面上の 12 直線の交点を捜すことにした。本来これらの直線は 1 点で交わり、その交点座標が (F_b , F_c) となる。

3. 結果

図 2 に 12 本の直線を示す。これらの直線の位置はかなりばらついており、単一の交点を求めて F_b , F_c の値を決定することは難しい。ところで、図 2 の直線と縦軸 (横軸) の切片は、バーストのみ (バースト無し) の場合の全核分裂数である。これらの縦横軸の切片の値は直線によらずあまり変わらない (約 4×10^{16} fissions/l) ので、全核分裂数についてはバーストのみ ($F_c=0$) の計算でも十分であることが分かる。なお、溶液中のウラン濃度を 280 g/l と仮定すれば、総核分裂数は約 2×10^{18} となり、事故調査委員会の報告値 (2.8×10^{18}) を支持している。ところで、図 2 では左下の直線ほど全核分裂数が小さくなるので、今回の結果は FP 核種の溶液外放出等の可能性を強く示唆している。

出力履歴を検討するには FP 生成量の正確な分析データが必要である。これは、事故の継続時間、試料分析までの経過時間と FP 核種の半減期のタイムスケールを考えれば理解できる。事故発生後 20 日たった時点では、事故継続時間は

$$17 \text{ 時間} / 20 \text{ 日} = 3.5\%$$

に過ぎない。この極めて短い時間の出来事を、事故継続時間より遥かに長い半減期 (2 日以上) を持つ FP 生成量をものさしにして調べているのである。これが、出力履歴決定を難しくしている原因である。

4. まとめ

今回用いた溶液中の FP 核種濃度は全核分裂数に強く依存する。それゆえ全核分裂数はバースト以外の寄与の大小によらず溶液分析結果から決定できる。しかし、事故発生から 20 日後の FP 核種濃度は出力の時間変化にはあまり依存しない。そのため出力履歴については決定的なことを言えない。

5. 最後に

2000 年 4 月の原子力学会 (愛媛大学) では、ウラン溶液の分析に関連する講演が多数あった。それらの研究や、本研究の結論が限定的なものにならざるを得ないのは、ウラン溶液の採取法に原因がある。

溶液分析は、事故から約 20 日経過経過後に 1 度行われただけである。そのため、核分裂生成物に関しては稀薄溶液であったとはいえ、試料採取の溶液分析結果が溶液全体の平均値を与えていたかという疑問が残る。

事故後約 3 ヶ月で事故調査委員会の最終報告[3]が出たが、その前にウラン溶液は再分析されることなく処分されてしまった。天体核物理学者達が限られた割り当て観測時間で天からの声に耳をすまし宇宙の歴史に挑戦しているのと比較すると、拙速であったという感否めない。実際、分析対象核種の半減期は比較的長く、試料の再採取と再分析は十分可能であったと考えられる。

また、今回の分析データは科学技術庁に行けばすぐに入手できたとのことだが、著者を含む地方の研究者はデータ入手に大変苦労した。せめて、各地方のセンター機能を持つ旧帝大の原子力関連教室には、迅速な資料配付をできないだろうか。

国民の納得を得る明解な説明を提供し、また事故の教訓を少しでも多く引き出すためには、今後は以下のような対応が必要であろう。

- A 事故後早い段階での溶液採取を行い短い半減期の FP を分析対象とする
- B 原研以外の機関での分析も行う
- C 地方の研究者への迅速な研究データの提供
- D 長寿命核種の分析等の必要があれば採取試料の (長期) 保存を行う

本研究の資料集では、仁科先生 (愛知淑徳大)、関本先生 (東工大)、久木田先生 (名大) に大変お世話になりました。ここに改めて御礼申し上げます。

参考文献

- [1] ウラン加工工場臨界事故調査委員会、資料第 4-11 号「沈殿槽からの試料採取結果と今後の取組みについて」
- [2] 日本原子力学会崩壊熱推奨値計算用核データライブラリー (JNDC version 2)
- [3] K. Oyamatsu, Proc. 1998 Symposium on Nuclear Data, JAERI-Conf 99-002, pp. 234-239, 1999.
- [4] ウラン加工工場臨界事故調査委員会、資料第資料第 11-4-1 号、「ウラン加工工

場臨界事故調査委員会報告」、平成11年12月24日。以下のURLで閲覧可能
<http://atmimg.tokyo.jst.go.jp/jco/jco11/siryu11-4-1.htm>

表1. 溶液分析結果[1]。同一試料を元に2つの異なる分析(A, B)が行われた。

| nuclide | half life (s) | activity data A (Bq/ml) | activity data B (Bq/ml) |
|---------|---------------|-------------------------|-------------------------|
| Zr95 | 64.02 d | 2.15E+05 | 2.63E+05 |
| Mo99 | 65.94 h | 4.34E+04 | 4.64E+04 |
| Ru103 | 39.26 d | 1.77E+05 | 1.96E+05 |
| I131 | 8.02070 d | 1.89E+05 | 2.18E+05 |
| Cs137 | 30.7 y | 1.48E+03 | 0.00E+00 |
| Ba140 | 12.752 d | 5.31E+05 | 5.97E+05 |
| Ce143 | 33.039 h | | |
| Ce144 | 284.893 d | 6.91E+04 | |
| Sr89 | 50.53 d | | |

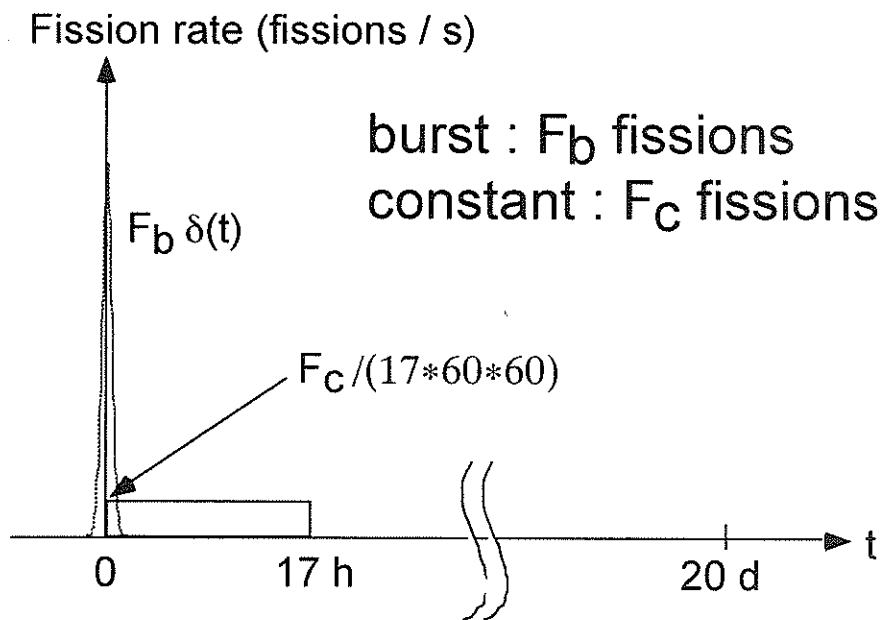


図1. 核分裂率のモデル化。バースト及びその後の核分裂数をそれぞれ F_b , F_c と定義する。

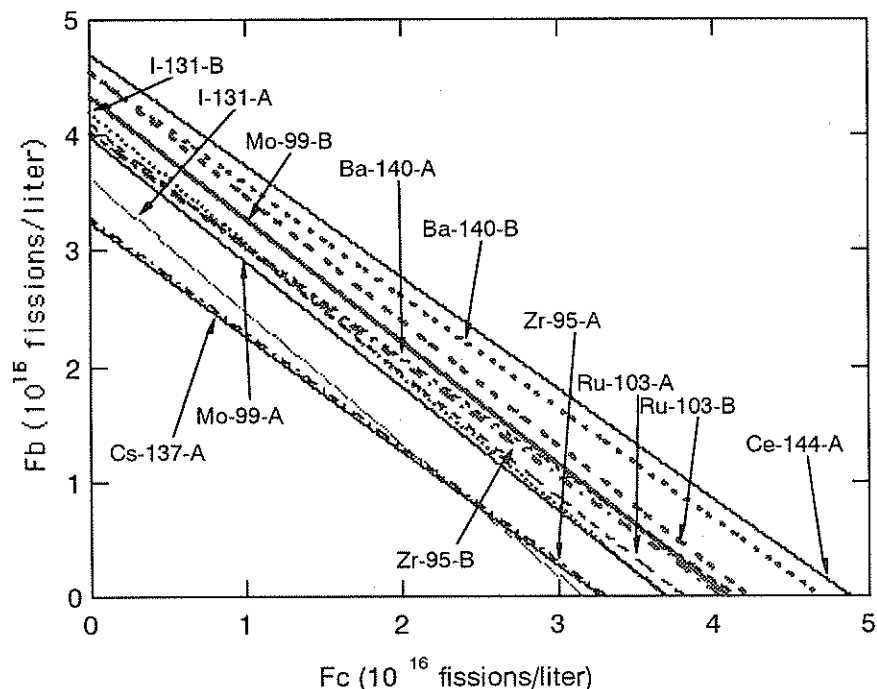


図2. バースト及びその後の核分裂数 F_b , F_c の関係。この図では、 F_b , F_c を溶液1リットルあたりの核分裂数として示す。

(6) JCO 事故に関連する解析

名古屋大学 大学院工学研究科 原子核工学専攻
石谷 和己、山根 義宏

I 序

我々は、9月30日の事故直後から新聞報道を手掛かりにJCO沈殿槽の解析を行ってきた。その成果を炉物理部会メーリングリスト(RPDmail)に投稿するとともにホームページ上で公開してきた。我々は、事故の規模(総核分裂数)の推定が、事故現場周辺住民の被曝線量評価等の点で重要であるという認識を持ってはいたものの、総核分裂数の評価には動特性解析の必要があり、些か手に余ると感じていた。溶液系の臨界事故の動特性解析では沸騰、放射線ガスボイドの発生などを考慮する必要があり一筋縄にはいかないからである。

そこで当初、臨界停止のために行われた冷却水除去作業の効果検証に手を着けた。その後、諸機関の方々が限定されたリソース(マンパワー、計算コード)の中で創意工夫を凝らし総核分裂数推定にトライされているのを拝見し、我々も何らかの形でお役に立てないだろうかと思案した。動特性解析のインプットとして必要な温度反応度係数、実効遅発中性子割合、初期添加反応度評価などの静特性解析に傾注することとした。

II 解析の前提条件

(1) 沈殿槽のモデル化

解析に於いて、基本とした沈殿槽体系情報は以下のとおりである。

- ・ JCO沈殿槽は概ね直径45cmの円筒であり、側面及び底面に厚さ0.3cmのSUS304容器があり、さらにその外側に2.2cmの厚さの水反射体が存在する。解析では、図1~3に示す3通りのモデルを仮定し必要に応じ使い分けている。容量は44Lを基本とした。
- ・ 溶液は濃縮度18.8wt%硝酸ウラニル水溶液とした。ウラン濃度は1リットル当り360gU/Lとした。遊離硝酸濃度は2規定とした。溶液の温度は25°Cとした。

(2) 計算手法、計算コードなど

- ・ 硝酸ウラニル溶液の密度評価には、Mockenの密度評価式又は、改良密度式(SST式)を用いた。
- ・ 計算には汎用核計算コードシステムSRAC95(Pij, ANISN, TWOTRAN, CITATION)

又は連続エネルギーモンテカルロコード MCNP4A を使用した。SRAC95 の計算は全て 107 群、JENDL3.2 ベースで行った。MCNP4A の核データライブラリは FSXLIBJ3.2 を使用した。追跡中性子数は 100 万個である。

III 冷却水除去による臨界停止措置の検証

冷却水除去前後の k_{eff} を MCNP4A で計算した。結果を表 1 に示す。

表1 冷却水除去の反応度効果

| | Moekenの式 | 標準偏差 | SST式 | 標準偏差 |
|--------------|----------|---------|---------|---------|
| 冷却水有り | 1.03825 | 0.00085 | 1.04240 | 0.00085 |
| 冷却水無し | 0.99927 | 0.00086 | 1.00355 | 0.00085 |
| 反応度差 [%dk/k] | -3.75 | | -3.73 | |

冷却水除去作業によりもたらされる反応度効果は-3.7[%dk/k]となった。臨界停止に十分な反応度低下であったと考える。

IV 動特性パラメータの評価

(1) 温度反応度係数の評価

SRAC95-TWOTRAN による計算結果を表2に示す。溶液温度を 300K から 350K まで変化させて評価した。

表2 温度反応度係数の評価

| | トータル | 膨張(密度低下・体積増加)効果 | ドップラー効果 |
|------------------|-----------|-----------------|-----------|
| 反応度係数 [%dk/k/°C] | -2.24E-04 | -1.29E-04 | -9.45E-05 |

温度反応度係数トータルとあるのは、溶液温度上昇と膨張を込みにして計算したものであり-2.24E-4dk/k/°Cとなった。膨張効果とドップラー効果を個別に評価すると、それぞれ-1.29E-4dk/k/°C、-9.45E-5dk/k/°Cとなり、その和はトータルに一致した。

(2) 実効遅発中性子割合などの評価

実効遅発中性子割合、即発中性子平均寿命等の計算は CITATION による 107 群拡散計算で行った。結果を以下に記す。

即発中性子平均寿命: 3.13533E-05 SEC.

実効遅発中性子割合: 7.96916E-03

V 沈殿槽モデル化の違いが解析に与える影響

TWOTRAN コード等を用いて沈殿槽の解析を行う場合、2次元RZの直円筒形状に近

似するのが便利である。但し、実際の沈殿槽は底部が丸みを帯びているなど、精密な添加反応度評価には直円筒モデルでは不足である。連続エネルギーモンテカルロコード MCNP4A を使用し沈殿槽の幾何形状を精密にモデル化し初期添加反応度の推定を試みた。モデル化の程度が反応度推定に与える影響について検討した。

幾何形状のモデルは以下の3通りを考えた。

モデルⅠ...直円筒モデル

・容器は直径 45cm の円筒形状とし、側面及び底面に厚さ 0.3cm の SUS304 容器、さらにその外側に 2.2cm 厚さの水反射体が存在すると仮定した。(図1参照)

モデルⅡ...鏡殻部Rを追加

・沈殿槽底部の鏡殻部(R部分)をモデルに取り込んだ。(図2参照)

モデルⅢ...冷却水ジャケット高さの考慮

・モデルⅡまでは簡単のため冷却水ジャケット高さは、溶液液面と同一としたが実際には、冷却水ジャケット高さは溶液液面よりも35cm高い。本モデルでは冷却水ジャケットの高さを正確にモデル化した。(図3参照)

表3 臨界計算の結果

| | k_{eff} | 標準偏差 | %dk/k |
|------|-----------|---------|-------|
| モデルⅠ | 1.02041 | 0.00087 | - |
| モデルⅡ | 1.03172 | 0.00085 | 1.1 |
| モデルⅢ | 1.03825 | 0.00087 | 1.7 |

モデルⅡで鏡殻部をモデル化することにより、1.1%dk/k 程度反応度が上昇した。容量は 44L を保存するようにしている。この反応度差は純粋に形状の違いによるものであり、モデルⅠの直円筒に較べ、モデルⅡの鏡殻部有りの方が球形状に近く中性子の漏れが少なく反応度が高くなると考えられる。

モデルⅢで、冷却水が硝酸ウラニル溶液の液面よりも上にも存在する効果を考慮するとモデルⅡよりも 0.6%dk/k 高め、モデルⅠを基準にすれば 1.7%dk/k 高い反応度となる。

VI 初期添加反応度の推定

現時点で我々が入手できた情報を総合して、バースト直前の実効増倍率を推定する。

ウラン濃度と遊離硝酸濃度は、事故調査委員会の最終報告では 370gU/L、0.5 規定となっている。我々の解析は初期の新聞報道を手掛かりとしたため食い違いが生じた。また投入ウラン重量は最終報告によれば 16.6kg となっている。

そこで最終報告と同一の解析条件(370gU/L、0.5 規定、44.8L(16.6kg))で、改めて計算したところ $k_{eff}=1.0778$ となった。ところで、原子力学会春の年会の原研報告では添加反応度は最大 3.57% ($\beta_{eff}=0.788\%$) となっていて、我々の解析結果は相当の過大評価である。また別途評価した溶液1L給液に伴う反応度添加量は 0.7%dk/k 程度であり、事故時容量5Lのピーカで給液していたと考えあわせると $k_{eff}=1.0778$ はあり得ない。この原因は、我々の解析モデルでは、沈殿槽内にある攪拌機をモデル化していないことが考えられる。

VII まとめ

部会メーリングリストを中心に活発な討議と意見交換がなされ、ネットを舞台とした動的なコラボレーションなくして本研究は成り立たなかった。部会メーリングリスト上で、貴重なご意見、ご提案を頂戴した近藤駿介氏はじめ多くの方々にこの場を借りて感謝の意を表したい。情報の不十分な段階から解析がスタートし、時間が経過して正確な情報が知られるにつれて各機関の総核分裂数推定値が事故調査委員会の最終報告に近い値に収斂していったように思う。事故直後の早い段階で、常識的な総核分裂数(ひいては周辺環境の被曝線量評価)はこの程度であろうと(ある程度根拠を持って)主張したいというのが多くの方々のモチベーションであったはずである。どの程度、事故現場の状況などの情報が得られたら正確な推定が可能になるのか。大学の研究室レベルで手持ちの道具である程度、精度良く概算するには何が必要なのか、マスメディアに対して説明するためというだけでなく、公衆に対して適切な対策を事故の早期の段階からとることができるようにするためにも、もう一度検討すべきことは多いように思う。

VIII 参考文献

1. 館盛勝一、阿見則男、三好慶典、「ウラン、プルトニウム溶液系の臨界計算 I」、日本原子力研究所、JAERI-M 83-047(1983).
2. 桜井聡、館盛勝一、「プルトニウム(IV) - ウラン(IV) - 硝酸水溶液系の密度式の改良」、日本原子力研究所、JAERI-M 88-127(1988).
3. 菊池司、三好慶典、鳥井義勝、山根祐一、外池幸太郎、「10%濃縮硝酸ウラン水溶液の平板形状炉心の臨界特性」、日本原子力研究所、JAERI-Tech 99-038(1999).

4. 奥村啓介、金子邦男、土橋敬一郎、「SRAC95;汎用核計算コードシステム」、日本原子力研究所、JAERI-Data/Code 96-015
5. J. F. Briesmeister, "MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code version 4A", LA-12625-M(1993).
6. 石谷和己、山根義宏、「沈殿槽モデル化が初期添加反応度の評価に及ぼす効果」、日本原子力学会春の年会、B44、愛媛大学(2000).
7. 山本俊弘、中村剛実、外池幸太郎、三好慶典、「JCO臨界事故の特性解析(2) - 沈殿槽の静特性解析に基づく反応度評価 -」、日本原子力学会春の年会、B36、愛媛大学(2000).
8. ウラン加工工場事故調査委員会 最終報告書.
9. <http://www1.nucl.nagoya-u.ac.jp/lab/JCO/index.html>

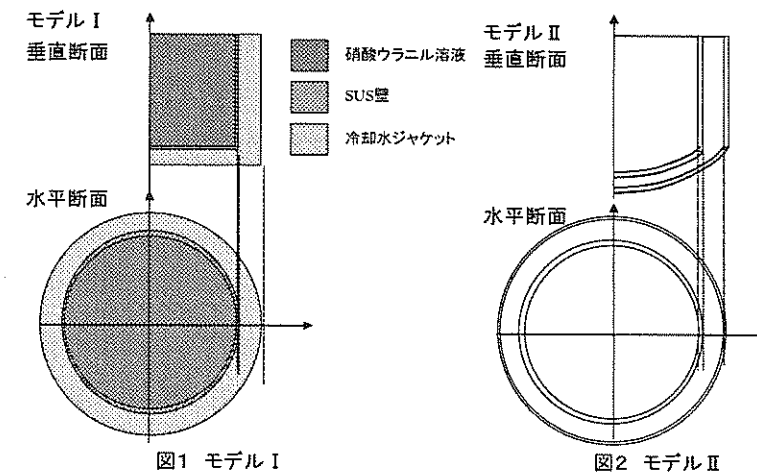


図1 モデル I

図2 モデル II

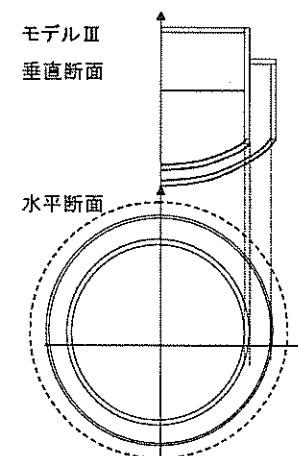


図3 モデル III

(7) JCO 事故動特性解析

北海道大学 量子エネルギー工学専攻
原子炉システム設計制御工学分野
辻 雅司 島津 洋一郎

【はじめに】

簡易動特性モデルによる JCO 臨界事故過渡解析を行った。本解析は、十分な精度の初期条件や解析条件を与えられていない現状での解析には定量精度上の限界があるものの、事故発生から終焉に至るまでの核反応過程の機構を解明する上で手がかりを与え、今後のより詳細な定量評価のための解析指針を示すことができるものと期待できる。本報告は、平成 11 年 11 月に日本原子力学会・炉物理部会のホームページに掲載された「JCO 臨界事故解析報告」を主体としたものであるが、最近になって各機関で実施された解析の報告が入手できるようになりつつあり^{(1)~(3)}、幾つかの新たな事実も明らかにされていることから、その一部を加味した解析も行ったのでそれらについても報告する。

【総核分裂簡易算出式】

動特性解析モデルにどのような機構を組み入れるべきかを調べるため、出力バースト後の挙動に対して準静的臨界条件、準静的熱平衡条件を仮定して、総核分裂数 F_t の簡易算出式を導いた。当初の解析では、添加反応度に対する反応度補償を短期的にはボイド反応度フィードバックが担当し、長期的には溶液温度反応度フィードバックが受けもつものとして簡易算出式を導いたが、総核分裂数が過大評価されることが分かった。このことには、添加反応度分の反応度を打ち消すためには補償時の溶液温度（平衡温度）が高温でなければならず、それに応じて核分裂出力も大きくなることが反映されている。したがって、溶液平衡温度を大きく上昇させることなく、しかも添加反応度を補償するためには、新たな反応度補償機構が必要となる。日本原子力研究所・那珂研究所(那珂研)の中性子線量当量率モニターの観測データには、出力が長時間にわたって低下する傾向が観測されていることから、溶液液面からの蒸発が長時間にわたる反応度補償に大きな寄与を与えているとして、以下の簡易算出式を導出した。

$$F_t = F_\infty \left(1 + \frac{\Delta\rho_{sc}}{\rho_{in}} - \frac{\Delta\rho_b}{\rho_{in}} - \frac{\Delta\rho_c}{\rho_{in}} \left(1 - \frac{1}{\lambda_c T_{17}} \right) \right), \quad F_\infty = \left(\frac{A_w T_{17}}{C_f} \right) \left(\frac{h_w \rho_{in}}{\alpha_w} \right)$$

ここで、 h_w : 硝酸ウラニル溶液と冷却水間の熱通過率、

A_w : 伝熱面積、

C_f : 核分裂当たりの放出エネルギー、

T_{17} : 臨界持続時間

ρ_{in} : 印加反応度

α_w : 硝酸ウラニル溶液の温度反応度フィードバック係数

λ_c : 溶液表面からの蒸発率の飽和時定数

F_∞ は反応度補償が溶液温度反応度フィードバックのみである場合の総核分裂数である。 F_t の算出式右辺の括弧は F_∞ に対する補正を表す項であり、沸騰や蒸発による溶液減容による反応度補償 ($\Delta\rho_b$ 、 $\Delta\rho_c$)、溶液初期温度による反応度寄分 ($\Delta\rho_{sc}$) から成っている。上式から F_t は ρ_{in} 、 h_w に比例し、 α_w に逆比例すること、沸騰や蒸発による溶液減容は F_t を減少の方向に、また溶液初期温度が高温な場合には、増加の方向に影響を与えることが分かる。

【動特性モデル】

動特性解析モデルは、基本的に CREST コード⁽⁴⁾ の考え方に基づいており、①核分裂出力、遅発中性子 (6 群)、②溶液温度、③放射線分解によって生成されるバブル量、バブル合体によって形成されるボイド量、ボイド離脱量、④沸騰によって生成される水蒸気バブル量、水蒸気ボイド量、水蒸気ボイド離脱量、⑤崩壊熱、⑥溶液表面からの蒸発量、⑦溶液体積、以上合計 17 の状態量に関する動特性方程式から構成される。一点炉動特性方程式に含まれる stiffness に対処するために stiffness confinement method (SCM)⁽⁵⁾ を採用している。

【解析パラメータ】

解析で使用した各種物性値や動特性パラメータ値は、関連文献⁽⁶⁾、日本原子力学会炉物理部会メーリングリスト上で公表された各機関での解析結果⁽⁷⁾を参考にして与えた。それらの一部を表1に示す。ただし、硝酸ウラニル溶液の比熱、表面張力、粘性係数等については水の物性値を与えた。

硝酸ウラニル溶液と冷却水間の総括熱伝達係数は、総核分裂数に大きな影響を与える重要なパラメータである。当初の解析では、硝酸ウラニル溶液と SUS 容器間の熱伝達係数を垂直面に沿う自然対流に対するヌッセルト数相関式から算出

| | |
|------------------|---|
| 添加反応度 | 1.0~3.0% |
| 溶液初期温度 | 25°C |
| 放射線分解 G 値 | 5×10^{-7} mol/J |
| 放射線ガス分解エネルギー閾値 | 上昇時： 4.2×10^7 J/m ³ 下降時：上昇時×0.1 |
| 溶液温度反応度フィードバック係数 | 2.2×10^{-4} Δk/k/K |
| ボイド反応フィードバック係数 | 2.8×10^{-5} Δk/k/cm ³ |

表1 主要な動特性パラメータ

した。しかし、この方法によって求めた総括熱伝達係数では、下記の述べるような方法で那珂研の中性子線量当量率モニター信号から抽出した臨界事故から 30 分間の核分裂出力の過渡挙動をデジタル・シミュレーションで再現することができなかった。そこで、本解析では、観測データとシミュレーション結果が一致するように相関式から算出される総括熱伝達係数の値を補正することにした。解析からは、挙動を一致させるためには添加反応度に応じて 1.5 倍から 3.5 倍を乗じる必要があることが分かった。

【那珂研究所・中性子線量当量率モニター信号の wavelet 解析】

那珂研の中性子線量当量率モニター信号から、臨界事故から 30 分間の核分裂出力変化の再現を試みた。この解析では、信号中に雑音成分が大きく含まれていることから、雑音成分除去に効果のある wavelet 解析を行った。その結果を図1に示す。この図から、おおよそ 500 秒と 1000 秒付近に、アンダーシュート/オーバーシュートのそれぞれのピーク位置があることが分かる。

【これまでの観測事実のまとめ】

ここで、後に議論のため、これまでに入手できた信頼のおける解析結果や観測

事実を整理すると表2のようになる。総核分裂数は残留溶液サンプルの分析から求められたものである⁽¹⁾。事故発生から 25 分間のバースト部での核分裂数や 10 時間後の平衡出力などは、第一加工棟ガンマー線エリアモニターの観測データから推定したものである⁽³⁾。特に、第一加工棟ガンマー線エリアモニターの観測データは、事故から臨界終焉までの出力変化が示されているもので、デジタル・シミュレーションで再現すべき応答が示されている貴重な観測データとなっている。本解析の時点では、この観測データの存在を知るところではなく、当時唯一入手可能であった那珂研の中性子線量当量率モニターの観測データから出力変化を推定した。どちらの応答にも 500 秒付近にアンダーシュートボトム位置があることから、wavelet 解析が妥当であったことを示している。

| | | |
|-------------------|------------------------|--|
| 総核分裂数 | 2.5×10^{18} 個 | 残留溶液サンプルの分析 第一加工棟ガンマー線エリアモニター観測データの解析 |
| 事故発生から 25 間の核分裂数 | 2.0×10^{17} 個 | |
| 10 時間後の平衡出力 | 900W | |
| 出力のアンダーシュートのボトム位置 | 500 秒 | |

表2 信頼できる観測事実

【動特性解析】

動特性解析では、総括熱伝達係数を核分裂出力が 500 秒後にアンダーシュートボトム位置にくるように、また 10 時間後に 900w になるように蒸発率と蒸発率飽和時定数を定めた。また時間刻みを、表3のように定めて 17 時間にわたるシミュレーションを行った。

| 時間刻み | |
|--------------|----------|
| 0 ~ 60 秒 | 0.0002 秒 |
| 1 ~ 10 分 | 0.002 秒 |
| 10 分 ~ 17 時間 | 0.02 秒 |

表3 シミュレーションでの時間刻み

図2に 0~60 秒間の核分裂出力を示す。この時間帯の挙動は添加反応度、放射線分解ガス G 値、ガス分解エネルギー閾値に敏感に影響され、いくつもの出力バーストが観測される。図3に示す 1分~30分間の挙動は、溶液温度反応度フィードバックと除熱に支配され、深い谷のアンダーシュートとそれに続くオーバーシュートが観測される。それらのピーク位置は総括熱伝達係数に大きく依存する。

図4に1~17時間の挙動を示す。この時間帯では、溶液表面から蒸発による溶液減容や、溶液温度の低下による沈殿槽内の自然対流不活化による総括熱伝達係数の減少により、核分裂反応は緩慢に低下していき、やがて定常状態に達する。

表4に、添加反応度と総核分裂数の関係を示す。解析では、添加反応度が1.7%よりも大きい場合には沸騰が起こる。この表から、総核分裂数が大きめに出ていること、また25分間のバースト部の核分裂数も大きくなっていることが分かる。これは、本解析では溶液温度反応度フィードバック係数の溶液温度依存性を考慮せず、25°Cにおける値を使用していることが原因の一つとして考えられる。温度依存性を仮想的に考慮すると、3%程度の高添加反応度でも沸騰が起こらず、また25分間までの核分裂数を抑制することができる。

| 反応度 | 17時間の 総核分裂数 | 25分間の 総核分裂数 | 溶液の 到達最高温 度 | 蒸発量 |
|-------|----------------------|-----------------------|-------------------|--------|
| 1.05% | 3.6×10^{18} | 8.9×10^{17} | 77.1°C | 0.51 ㍉ |
| 1.50% | 4.1×10^{18} | 11.2×10^{17} | 93.8°C | 0.73 ㍉ |

表4 添加反応度と総核分裂数 (添加率 1.5%/10秒)

【まとめ】

本解析は、パラメータの不確定さや反応機構における詳細過程を考慮していないことから定量的な精度は望めないものの、17時間にわたるおおよその過渡変化を再現することができた。このような動特性解析から、keyとなる反応機構を洗い出し、以下のようなkeyとなるパラメータを特定することができた。

さらに詳細な解析のためには、添加反応度などの初期条件の特定、蒸発機構の詳細な取り扱い、沈殿槽内の熱流動解析、伝熱実験による熱伝達係数評価などが必要となり、今後の諸機関における地道な研究が期待される。

【謝辞】

加藤隆一氏(現CSD)からは、CRSTコードについて執筆された論文を送っていただき、動特性解析プログラムコード作成の参考となりました。名大の山根義宏先生、石本和己氏の核特性解析には動特性解析にとって不可欠なパラメータが示されており、この結果なしには本解析はありえませんでした。北大の板垣正文先

生からは、臨界事故における物理プロセスを懇切に教えていただき、動特性モデル構築の参考となりました。以上の方々をはじめとして、炉物理部会・メーリングリスト上で議論を展開され、また貴重な情報を示された皆様に感謝申し上げます。

【参考文献】

- (1) 原子力安全委員会「ウラン加工工場臨界事故調査委員会報告」(平成11年12月24日)
- (2) 三好慶典: "JCO事故の核特性評価について"、平成11年度臨界安全専門部会3月16日資料
- (3) 中島健、三好慶典: "JCO事故の原研のNUCEFの研究計画"、臨界集合体実験の将来構想に関するワークショップ配布資料、平成12年
- (4) R.KATO, et.al. (Mistubishi Atomic Power Industries: 現 CSD): "The Code Crest to Simulate Criticality Accident Power Excursion in Fuel Solution", Safety Margin in Critical Safety, 26-30, NOV. San Francisco U.S.A. 1989
- (5) CHAO, Y., Attard, A.: "A Resolution of the Stiffness Problem of Reactor Kinetics", Nucl. Sci. & Eng. 90, p40(1985)
- (6) 中島健、他: "溶液燃料体系の動特性解析コード AGNES の開発"、JAERI-M(85-212)
- (7) 炉物理部会メーリングリスト・メール
 RPDmail-107: 「臨界事故解析報告(阪大)」 from 竹田、山本、他(阪大)
 RPDmail-127: 「Re.放射線分解ガス」 from 石谷(名大)
 RPDmail-152: 「核分裂数」 from 関本(東工大)
 RPDmail-176: 「計算結果の纏め」 from 石谷、山根(名大)
 RPDmail-191: 「動特性解析」(第1報) from 辻、島津(北大)
 RPDmail-209: 「動特性解析」(第2報) from 辻、島津(名大)

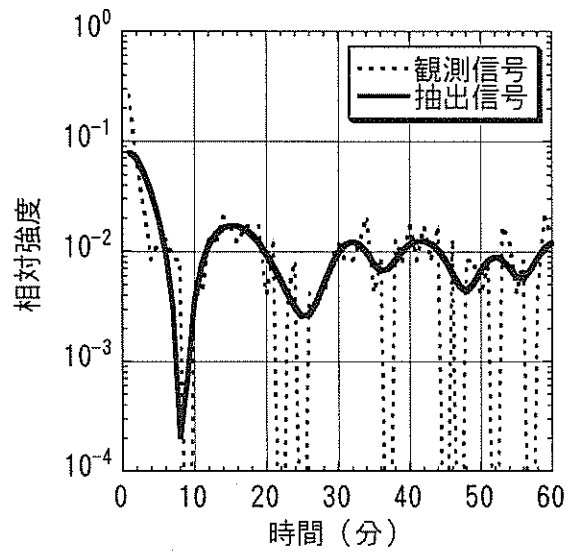


図1 原研・那珂研究所・中性子線量当量率モニター信号のWavelet解析

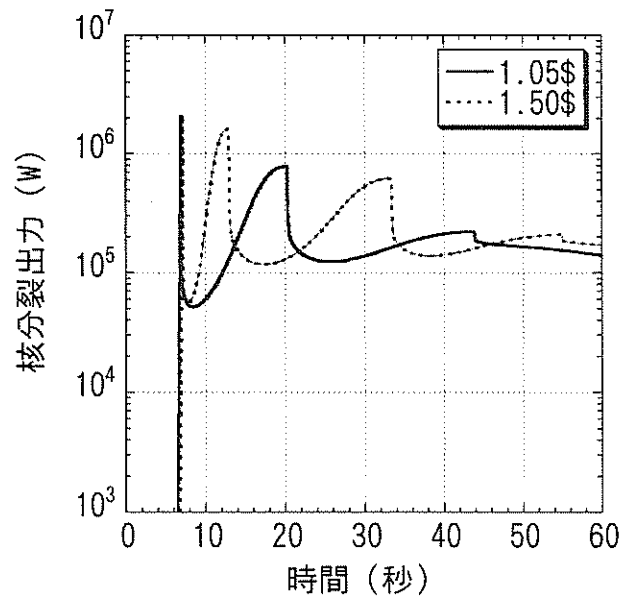


図2 添加反応度と核分裂出力変化

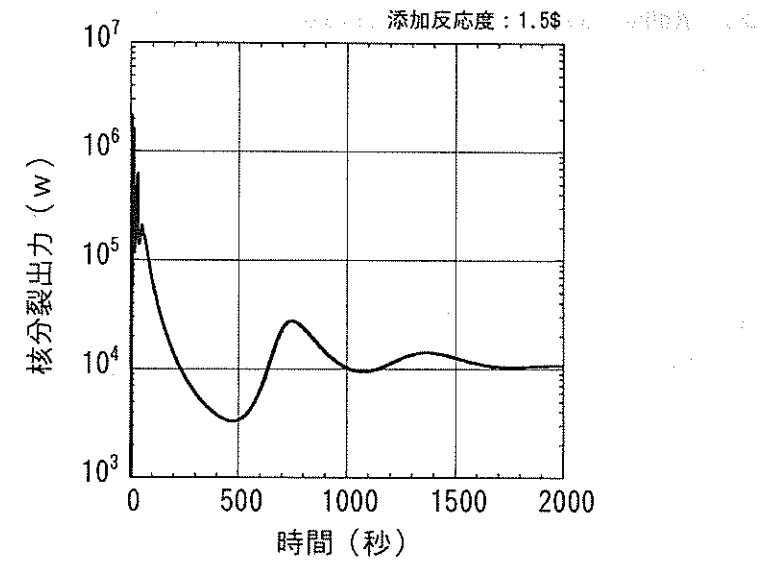


図3 バースト部の核分裂出力変化

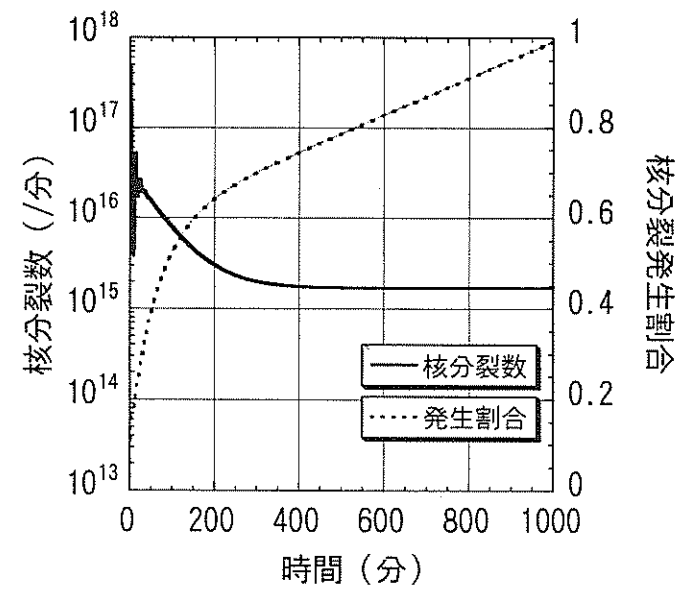


図4 17時間にわたる核分裂出力変化

2. 原研における JCO 沈殿槽臨界事故に対する核特性評価

日本原子力研究所 臨界安全研究室
三好 慶典

1. 緒言

茨城県東海村の JCO 核燃料加工施設で発生した臨界事故は、転換試験棟内の沈殿槽に濃縮度 18.8wt.% の硝酸ウラニル水溶液を、質量制限値をはるかに超えて投入したことが直接的原因である。原研は、国の事故調査委員会の下で臨界事故究明に必要な調査・解析を実施した⁽¹⁾。沈殿槽の核特性評価は、臨界解析により体系に加えられた反応度を計算するとともに、動特性解析により初期バースト部（事故発生後 2.5 分間）の出力挙動、核分裂数等を評価した。また、プラト一部出力変化は、JCO の第 1 加工棟の γ 線エリアモニターの観測データに基づき、沈殿槽の熱バランス等について検討した。本稿では、原研が事故発生後これまで実施してきた沈殿槽の核特性評価に係わる作業の概要を述べる。

2. 発生状況の推定

JCO 臨界事故は、1 バッチ毎に質量管理(制限値 2.4kgU)すべき濃縮度 18.8% の硝酸ウラニル水溶液を 7 バッチ分、沈殿槽に投入したため発生した。詳細な作業内容の確定は困難であるが、臨界リリースと呼ばれる作業手順書に従って U_3O_8 粉末を溶解したとすると、溶液のウラン濃度は約 370gU/l となる。また、遊離硝酸濃度は、製品仕様及び溶解手順から 0.5M 以下と推定される。事故に至る作業状況は、JCO 関係者の説明から以下のように推定した。

- 1) 各バッチの U_3O_8 粉末は、10L のステンレス製バケツを用いて溶解され (約 6.5L)、溶液は、濾過した後 5L のビーカーに 2 回小分けして沈殿槽に投入された。
- 2) 事故前日(9/29)に 4 バッチ分、当日(9/30)に第 5 及び第 6 バッチの溶液が沈殿槽に投入された時点では未臨界であった。
- 3) 作業員の聴取調査から判断すると、第 7 バッチの 2 回目の投入時 (7 バッチの溶液 ~ 3L) に即発臨界に達した。
- 4) 沈殿槽に投入されたウラン量は、臨界リリースの 7 バッチ分の総量 (16.8kgU) からビーカー内の残量 (180gU) を除いた 16.6kg である。

その他、評価に係わる状況として、沈殿槽内の攪拌器は停止状態、電気ヒータの電源は切、沈殿槽のベント系は作動していなかった。また、溶解時に溶液を電気ヒータで加熱していたが、関係者の話から沈殿槽に投入した時はほぼ常温であったとした。溶液の投入速度については、別途 JCO にて再現試験を行い、投入時間を評価した。

3. 評価の概要

(1) 核特性評価

核特性評価では、まず、沈殿槽内の溶液燃料液位と中性子実効増倍率の関係を求める静特性解析を行った。次に、静特性解析で求めた沈殿槽への添加反応度、反応度添加率の条件を考慮した動特性解析を行い、初期バースト部の出力変化を評価した。解析の概要を図 1 に示す⁽²⁾。

静特性解析では、連続エネルギーモンテカルロコード MCNP-4B を用いて沈殿槽をモデル化した。また、SRAC, TWODANT を用いて、温度係数、ボイド係数、動特性パラメータ (即発中性子寿命、遅発中性子割合) 等の事故評価用パラメータを計算した。動特性解析では、溶液体系の核熱挙動を解析するために原研が開発した AGNES2 を用いた。また、参考計算として、準定常計算コード及び AGNES2 と同様 1 点炉動特性コードで熱伝達・ボイドモデルが異なる TRACE を用いた計算も行った。

(2) 観測データの評価

事故時の詳細な出力変動に関する観測データとしては、転換試験棟から約 100m 離れた JCO 第 1 加工棟内に設置されていた γ 線エリアモニターの打点式チャートを手し、その有効性について検討を行った。JCO の敷地から約 1.7Km 離れた原研那珂研究所の中性子モニタリングポスト MP1 の記録については、原研の保健物理部が評価し、事故期間中の出力プロファイル、初期バースト部とプラト一部の核分裂割合の評価に利用された。

動特性評価のレファレンスデータとして用いた γ 線エリアモニターの記録を図 2 に示す。 γ 線エリアモニターの応答性については、TRACY の過渡実験を用いた性能試験を実施し、電圧信号の連続記録方式の場合は、図 3 に示すように、中性子計装の出力とほぼ一致することを確認した。ただし、JCO のエリアモニターの記録は、12 秒ごとの打点式であるため、事故発生時の出力ピークは捕らえていない。また、検出している γ 線は沈殿槽からの中性子による 2 次 γ 線が支配的であることを、別途実施した MCNP による線量解析

により確認した。初期バースト部 (事故発生から 11:00 まで) の γ 線エリアモニターの記録を図 4 に示す。初期バースト部の出力変化は、事故発生後約 500 秒に極小値を示し、その後わずかに出力が上昇して約 1000 秒後に極大値を示した後、約 2kW に落ち着いている。この出力変化は、沈殿槽の冷却能力により支配されると考えられ、動特性・熱特性解析及び反応度添加条件の評価に利用した。

4. 評価方法と結果

(1) 臨界解析⁽³⁾

JCO 沈殿槽は底部が球面形状となっており、また攪拌装置などを内部に有しているため有限差分法などの決定論的な手法では記述が困難である。そこで、沈殿槽に投入された反応度の計算を可能な限り正確に行うために、連続エネルギーモンテカルロコード MCNP⁽⁴⁾を用いて計算を行った。MCNP の優れた特長の一つは、エネルギーの取り扱いが連続であり、多群化に伴う誤差がなくなり、より高精度の計算が可能になる。沈殿槽の概観と計算モデルを図 5 に示す。また、断面積ライブラリとしては、国内では JENDL-3.2 が最新版ではあるが、JENDL-3.1 から JENDL-3.2 に改訂された際に、²³⁵U の共鳴パラメータの見直しが行われた⁽⁵⁻⁷⁾。臨界事故を起こした溶液燃料とほぼ同濃度の硝酸ウラニル水溶液を用いている原研の定常臨界実験装置 STACY の解析では (ただし STACY の濃縮度は 10wt.% である)、JENDL-3.1 と MCNP 4B との組み合わせで実効増倍率は実験値とほぼ一致する結果が得られているため、臨界事故解析での実効増倍率の計算では JENDL-3.1 を用いた⁽⁸⁾。臨界解析ではまず沈殿槽の反応度を計算するため、沈殿槽内の燃料液位と実効増倍率の関係を評価した。解析条件と結果を図 6 及び図 7 に示す。前提とした燃料条件 (370gU/L, 0.5M, 25°C) では、6 バッチ投入時に未臨界、7 バッチ投入後の液位で臨界超過の状態を MCNP による計算は再現している。但し、燃料条件及び燃料液位の不確実性から最終的な反応度は、一定の幅を持つことは避けられないと考えられる。

溶液投入時の液面変化、ボイドの巻き込みなども初期添加反応度に影響を与えるが、原研では、投入状況については液面変化が観測できる可視化用モックアップ装置を製作して試験を行い、沈殿槽周囲の液面が上昇傾向にあること、液面動揺及びボイドの巻き込み等により正の反応度が添加される可能性は低

いことを確認した。また、作業員のファットマン効果、壁構造材の反射効果は、冷却水が回りにあるため効果は小さい。臨界解析手法のバイアス、臨界性に影響する諸因子の変化範囲から、添加反応度は約 1.5 ドルから約 3 ドルの範囲と推定した。

(2) 事故パラメータの解析

臨界事故時の過渡特性を支配するパラメータとして、温度及びボイド係数、実効遅発中性子割合 β_{eff} 、即発中性子世代時間などを計算する必要がある。これらの計算には、沸点以下の任意の温度の取扱いが可能な SRAC コードシステム⁽⁹⁾を用いた。ここでは、SRAC で少数群定数を計算し、それを用いて沈殿槽を 2 次元 R-Z 体系に近似し、ロスアラモス国立研究所で開発された DANTSYS⁽¹⁰⁾の 2 次元 Sn 法計算コード TWODANT を用いて実効増倍率を計算した。DANTSYS は随伴計算の機能も持っているため、随伴中性子束を用いて摂動計算や実効遅発中性子割合 β_{eff} 、即発中性子世代時間などの動特性パラメータの計算を行った。反応度フィードバック係数は、温度及びボイド率変化に伴う実効増倍率の変化を 2 次式にフィッティングすることにより評価した。

(3) 動特性解析⁽¹¹⁾

JCO 臨界事故などの溶液燃料の臨界事故に対する解析の特徴は、発熱体である溶液燃料の体積膨張や沸騰、蒸発、熱流動、溶液中に生じる放射線分解ガスを考慮しなければならない点にある。今回の動特性解析では、原研で開発している AGNES2 コード使用した⁽¹²⁾。動特性解析での評価量と使用コードを図 8 に示す。AGNES2 コードは、溶液燃料体系における臨界事象を計算するためのコードであり、中性子動特性の計算は 1 点炉近似モデルを使用している。熱計算では、球、平板または円筒形状で 3 領域までをモデル化し、内側 2 領域における領域内の熱伝導及び各領域間の熱伝達を計算する。JCO 沈殿槽に対する計算では、円筒モデルを用いて、領域 1 を溶液燃料、領域 2 を SUS 容器、領域 3 を冷却水としている。温度上昇や体積膨張、ガスボイドなどのフィードバックはすべて反応度に換算して考慮する。換算係数はあらかじめ静特性解析によって求めておく。AGNES2 では、放射線分解ガスボイドの生成及び移動には、修正エネルギーモデルを用いている。

原研では、AGNES2 の検証を NUCEF の過渡臨界実験装置 TRACY の実験を用いて行っている。事故の反応度添加条件に近いと考えられるランプ給液実験についての比較を図 9 に結果を示す。第 1 パルス出力、積分出力を比較する

と、20%程度の範囲で実験結果を再現している。溶液内の温度分布の効果は、温度反応度係数に重みを与える方法を採用している。

JCO 事故に対する計算例として、第1ピーク終了時の核分裂数を図10に、添加反応度が1.5ドル及び3.0ドルの場合の出力振動期の解析例を図11に示す。JCO 事故の反応度添加率は小さいため、第1パルスの核分裂数は最終的な添加反応度に依存せず、ほぼ 5×10^{16} fission の結果を得た。また、事故発生後200秒までは、計算値はγ線エリアニターの観測値を包絡している。沈殿槽の熱特性の影響は、出力振動期では小さいが、その後の初期バースト部の出力挙動は、沈殿槽の熱伝達係数に依存し、この値が大きくなるにつれて冷却能力が増加し、出力が回復する時刻が早まる傾向を持つ(図12)。

尚、沈殿槽の添加反応度が1.5ドルから3ドルの範囲では、溶液温度は沸点には達していない。初期バースト部の核分裂数は、約 $2 \sim 5 \times 10^{17}$ fission の範囲である結果を得た。動特性の解析条件としては、投入温度は常温、冷却材流量は2L/minとしたが、初期温度が高い場合には投入反応度が減少し、冷却材流量が小さい場合には冷却能力が低下する。これらは、いずれも核分裂数の計算結果を減少させる方向にある。

事故シナリオで、沸騰を伴うケースについては、AGNES2を補完する目的で平均出力の時間変化を計算する準定常法による解析を行った⁽¹³⁾。準定常法では、体系に添加された反応度が温度やボイド等のフィードバック反応度によって常に補償されていると考え、体系の温度が沸点以下の場合、放射線分解ガスによるボイド反応度と温度上昇による温度反応度の和が、添加された反応度と等しくなるようにするモデルである。また、沸騰状態では、添加反応度を沸騰ボイド及び温度上昇により補償する。温度上昇による反応度変化は、温度変化に反応度温度係数(計算値)を乗じることにより評価できる。これを添加反応度量から差し引くことにより、ボイドによって補償されるべき反応度量を求める。この反応度量を反応度ボイド係数(計算値)で除することにより、ボイド率が算出できる。CRAC実験による検証例を図13に示すが、出力振動期の平均出力及び沸騰後の出力レベルにたいする再現性が良いことが分かる。準定常モデルでは、参考計算として実施した4.5ドルの反応度が短時間で添加された場合について計算結果を図14に示す。このケースでは、約40秒で溶液温度は沸点に達している。但し、JCO沈殿槽では、沸騰ボイドが恒常的に生成されるとボイドによる負の反応度フィードバックにより出力が減少し、γ線エリア

モニターで観測されたような出力変化が現れることは考えられない。尚、TRACEによる解析においても、初期バースト部の出力変化の熱伝達係数依存性については、AGNES2と同様の結果が得られている^(14,15)。図15にTRACEによる事故解析例として、温度及び反応度の時間変化を示す。

(4) プラト一部出力の検討

9月30日の11:00以降(以下プラト一部と呼ぶ)の出力は、γ線エリアモニターの観測データによると、約2kWから約10時間かけて1kWまで緩やかに減少し、その後は、水抜作業が開始される10月1日の3:30までほぼ一定値を示している。中性子モニターMP1のデータは、計数率が小さくばらつきが大きい。ここで、長時間にわたって有意出力レベルで臨界状態が維持された最大の原因は、沈殿槽周囲の循環水の冷却効果である。プラト一部出力変化については、初期の出力減少期間では沈殿槽内の溶液の蒸発による反応度低下を温度低下が補償し、後半の一定出力となっている期間では、溶液内の発熱と、溶液温度及び冷却材温度から決まる除熱がバランスした状態が維持されていた、とする解釈が成り立つ。そこで、これまで推定したパラメータを基に、プラト一部特性について簡易評価モデルを用いた検討を行った。

プラト一部出力変化の検討項目を図16に示す⁽²⁾。プラト一部の評価には、溶液の蒸発特性、除熱能力を決定する溶液部と冷却水間の総括熱伝達係数が不可欠なデータである。蒸発特性は、初期バースト部の発生エネルギーによる温度上昇、槽ベント系の状態などにより変化する。また、除熱特性には、冷却材の入口温度、循環流量が主要な影響因子としてあげられる。冷却棟からの冷却水は、沈殿槽を含めて3系統に分岐しており、沈殿槽の冷却系の循環流量は通常は2L/minに設定していると情報が得られただけで、当日の運転条件については確認が取れていない。また、沈殿槽の熱伝達係数については、JCOから簡易モデルによる値を入手したが、実際の値かどうか確かめる方法は無かった。

原研では、これらの状況を考慮して、事故が発生した沈殿槽Bと同形で寸法が約1.5倍の沈殿槽A(JCOが所有)を用いた冷却特性試験を行い、除熱の主要パラメータである総括熱伝達係数と溶液燃料の蒸発特性を測定した⁽¹⁶⁾。また、得られた測定データをもとに、プラト一部の反応度バランスについて検討を行った(図17)。熱伝達係数は、モックアップ試験の結果を基に200~300 kcal/m²/°Cの範囲とした。また、蒸発率は測定結果を、蒸発によるフィードバック反応度はMCNPによる解析結果を用いている。

沈殿槽の熱特性及び蒸発特性は、プラト一部の初期出力 P1 及びプラト一部前半の出力減少割合 $P2/P1$ を決定する。出力 P1 は、沈殿槽への添加反応度に伴い増加し、除熱能力が大きいほど高くなる傾向を示す。冷却材の流量が 1 L/min まで低下したとして評価した範囲では、図 18 に示すように、添加反応度が約 1.5 ドルの場合が観測値 2 kW を再現する。一方、プラト一部の出力減少は、11:00 における溶液温度に依存する蒸発量によって支配され、試験で得られた蒸発特性を用いて、蒸発と温度低下による反応度バランスから添加反応度との関係を求めると、添加反応度約 2 ドルで初期温度が 80°C 近くなり蒸発量が有意となると、観測された出力減少率を再現する。

初期バースト部の出力変化及びプラト一部の出力減少については、今後、冷却材流量、入口温度など、確定的な情報が得られていない条件を変化パラメータとして、事故時観測データを再現する条件を求める必要がある。

このため、原研では、JCO 沈殿槽と同一の寸法形状を有する熱特性モックアップ試験装置を製作して、熱特性基礎試験、出力を入力したときの溶液温度変化を測定するトラッキング試験を実施している。また、同装置を用いて、溶液の温度上昇、蒸発によるフィードバックにより発熱体（電気ヒータ）出力を制御するシステムを導入して、事故時の出力変化を再現するシミュレーション実験を実施している⁽¹⁷⁾。

5. 結語

本稿では、原研が JCO 沈殿槽における臨界事故について事故調査委員会の下で検討した内容及び、本年 3 月の学会に発表した解析評価を中心に述べた。事故発生当日、原研が実施した事故収束作業のための解析（水冷却材の抜き取り、ボロン水の注入の効果）の炉物理的な側面については、別途報告されている⁽¹⁸⁻²⁰⁾。

今回の臨界事故に対して、事故時の対応、事故評価を進める上では、原研の NUCEF における STACY 及び TRACY の臨界安全研究の知見が活用された。しかし、原研に課せられた事故事象解明のための解析評価作業を通じて、評価手法、計算モデルの最適化、計算パラメータの選定などにおいて、迅速な解析に対応できるシステムを整備する必要性を改めて痛感した。また、複雑な体系に対しても容易に適用でき、事故発生後の長時間にわたる出力変化を短時間で計算できるコードを開発することが、事故時の対応システムを確立する観点から重要である。

JCO 事故の評価を進める上では、作業者の操作状況、沈殿槽の運転条件など、確定できない点が残っており、推定あるいは仮定に基いて解析することが避けられなかった。今後、新たな情報が得られるかどうか分からないが、事故事象究明の観点からは、初期バーストの出力変化、プラト一部の挙動、及び事故収束作業の効果など、事故の全期間にわたって、観測データに残された沈殿槽の出力挙動を再現する条件を確定する必要があるとの認識は現在も変わっていない。

参考文献

- (1) 原子力安全委員会,ウラン加工工場臨界事故調査委員会,"ウラン加工工場臨界事故調査委員会報告,"1999年12月.
- (2) 三好慶典他, "JCO 臨界事故の核特性評価(1)-特性解析の概要-", 2000年春の年会 B35.
- (3) 山本俊弘他, "同(2)-沈殿槽の静特性解析に基づく反応度評価-", 2000年春の年会 B36.
- (4) J.F. Briesmeister, Ed., "MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code Version 4B," LA-12625-M (1997).
- (5) T. Nakagawa et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-2: JENDL-3.2," J. Nucl. Sci. Technol., 32, 1259 (1995).
- (6) K. Kosako, et al., "FSXLIB-J3: MCNP Continuous Energy Cross Section Library Based on JENDL-3," JAERI-M 91-187 (1991).
- (7) K.Kosako et al., "FSXLIB-J3R2: A Continuous Energy Cross Section Library for MCNP Based on JENDL-3.2," JAERI Data/Code 94-020 (1991).
- (8) Y.Miyoshi, "Present status of International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project," Proc. of the 1999 Symposium on Nuclear Data (1999).
- (9) 奥村啓介他, "SRAC95; 汎用核計算コードシステム,"JAERI-Data/Code 96-015(1996).
- (10) Alcouffe, R.E. et al., "DANTSYS: A Diffusion Accelerated Neutral Particle Transport Code System," LA-12969-M (1995).
- (11) 山根祐一他, "JCO 臨界事故の核特性評価(3)-AGNES2 を用いた初期バースト部の動特性評価-", 2000年春の年会 B37.

- (12) Nakajima, K. et al., "Development of a Kinetic Code in Solution Fuel Systems for the Evaluation of Criticality Accident in Solution Fuel System," ISCS'87 p.427(1987).
- (13) 中島健他, "JCO 臨界事故の核特性評価(4)ー準定常法を用いた初期バースト部の動特性評価ー," 2000年春の年会 B38.
- (14) 山根祐一他, "同(5)ーTRACEを用いた初期バースト部の動特性評価," 2000年春の年会 B39.
- (15) Basoglu, B. et al., "Development of a New Simulation Code for Evaluation of Criticality Transients Involving Fissile Solution Boiling," JAERI-Data/Code 98-011(1998).
- (16) 清水宏他, "JCO 沈殿槽冷却特性試験," 2000年春の年会 A40.
- (17) 渡辺庄一他, "JCO 臨界事故の核特性評価(6)ー沈殿槽熱特性試験装置を用いた動特性シミュレーションー," 2000年秋の大会(発表予定).
- (18) I.Takeshita et al., "Evaluation of Physical Phenomena of the JCO Criticality Accident," OECD/MEA Nuclear Fuel Cycle Safety Workshop, May, 2000," Tokyo.
- (19) 山本俊弘他, "JCO 事故初動における臨界安全解析", 第4回 NUCEF セミナー, 原研(2000).
- (20) 中島健他, "臨界事故解析と核データ," 核データニュース(to be published).

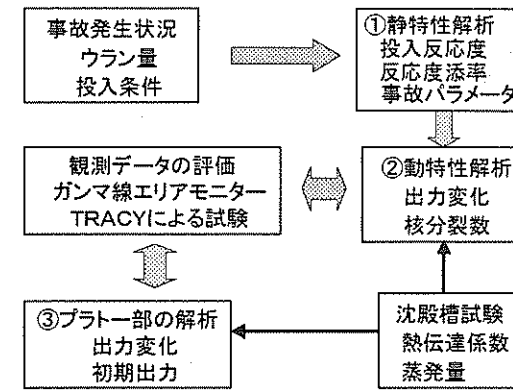


図1 沈殿槽の核特性評価の概要

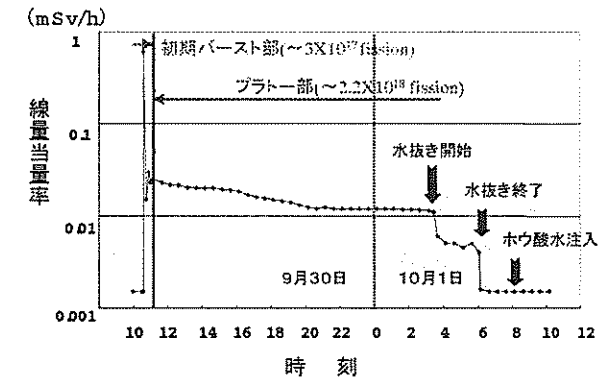


図2 第1加工棟のγ線エリアモニター

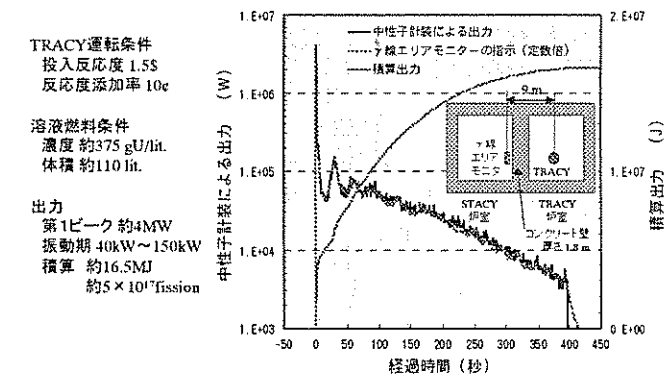


図3 TRACYによる応答特性試験

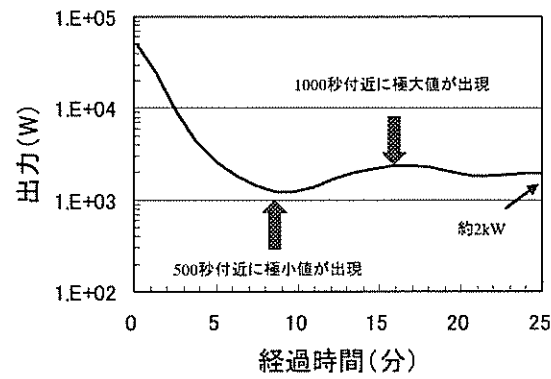


図4 γ線エアモニター (初期バースト部)

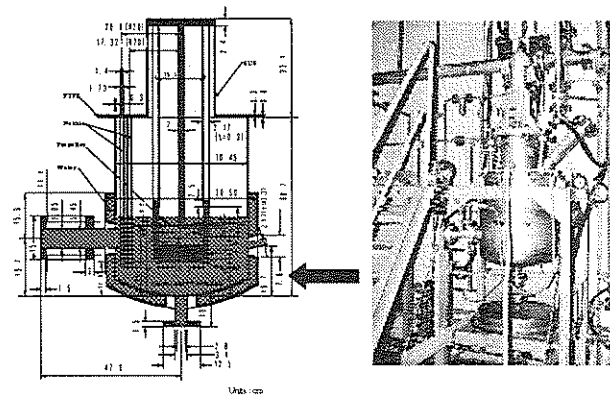


図5 沈殿槽の外観と計算モデル

| | |
|--|---|
| <p>(1) 反応度添加条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 投入反応度 ② 反応度添率 <p>MCNP-4B, JENDL3.1</p> <p>(2) 事故評価パラメータ</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 温度係数、ボイド係数 ② 動特性パラメータ <p>SRAC/TWODANT, JENDL3.2</p> | <p>STACYによる検証</p> <p>実効増倍率(水反射:臨界体系) (600Φ,280T平板)</p> <p>$K_{eff}: 0.999 \sim 1.003$</p> <p>温度係数(600Φ円筒:225gU/L)</p> <p>$\alpha_1 = -3.5 \sim -4.1 \text{ } ^\circ\text{C}/\text{C}, \text{ } ^\circ\text{C}/\text{E} < 1.12$</p> <p>動特性パラメータ(600Φ円筒)</p> <p>(225-317 gU/L)</p> <p>$\beta/\lambda = 102 \sim 136(\text{sec}^{-1}), \text{ } ^\circ\text{C}/\text{E} < 1.04$</p> |
|--|---|

図6 静特性解析と計算コード

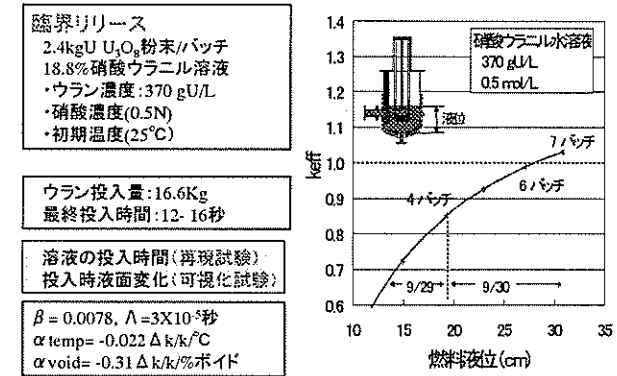


図7 沈殿槽の臨界解析

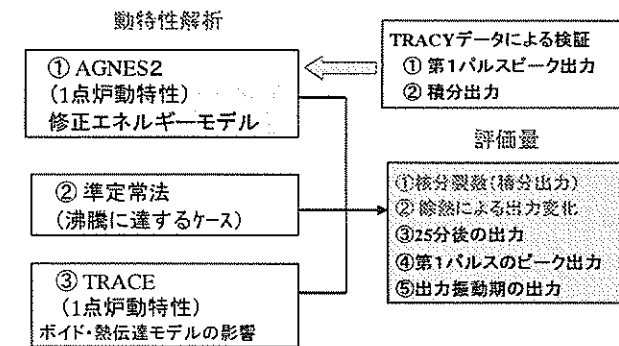


図8 動特性解析の評価量と計算コード

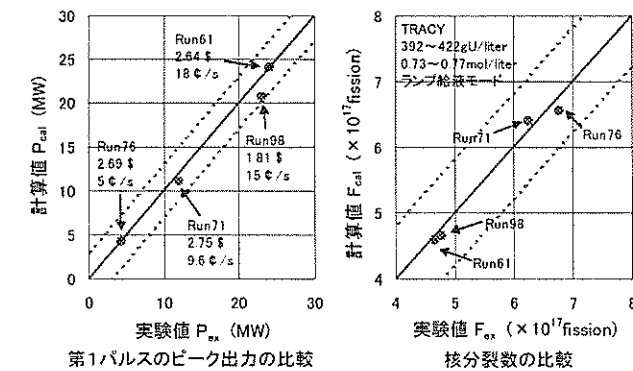


図9 AGNES2によるTRACY実験解析結果

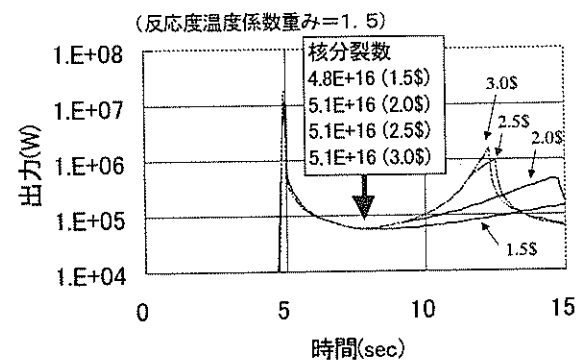


図 10 第 1 ピーク終了時の核分裂数

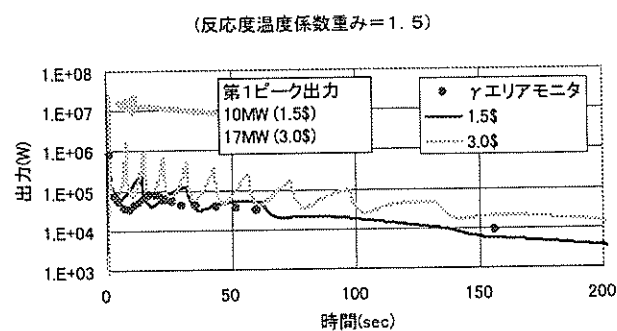


図 11 出力振動期の出力変化

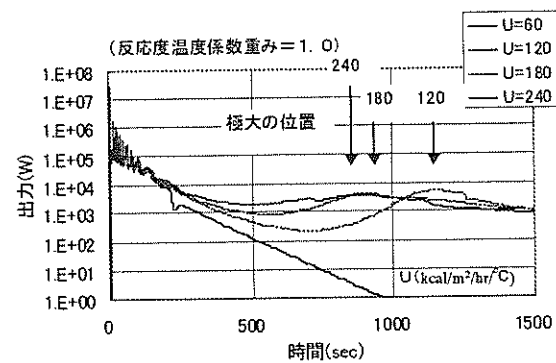


図 12 出力変化と総括熱伝達係数の関係 (3 \$)

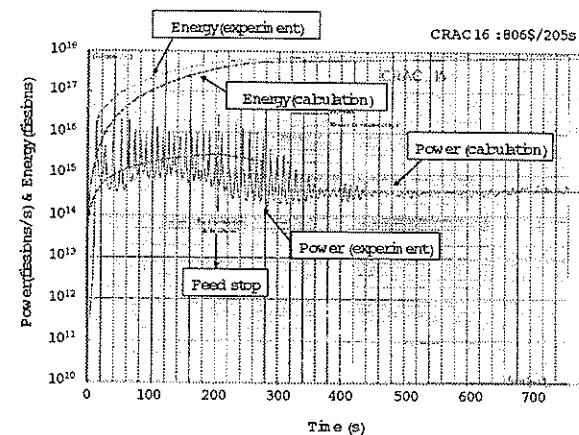


図 13 CRAC 実験の解析

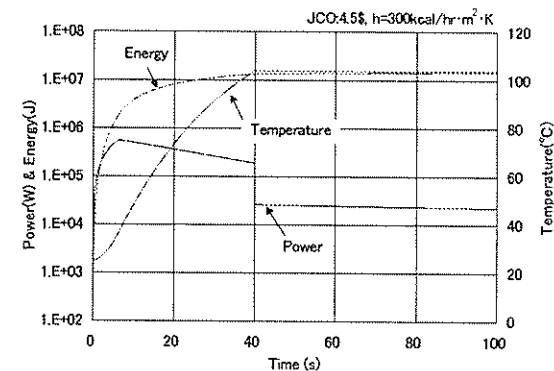


図 14 準定常法による解析 [4.5\$, 0.7\$/s]

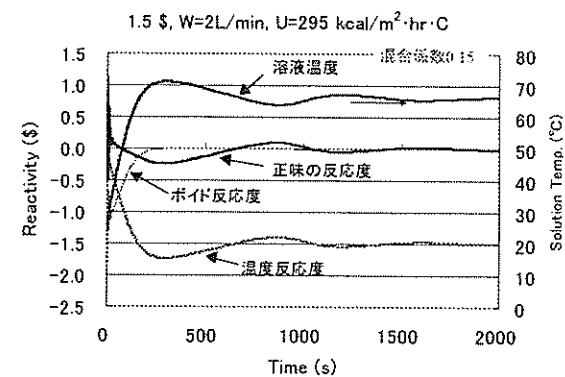


図 15 TRACE による反応度・温度変化

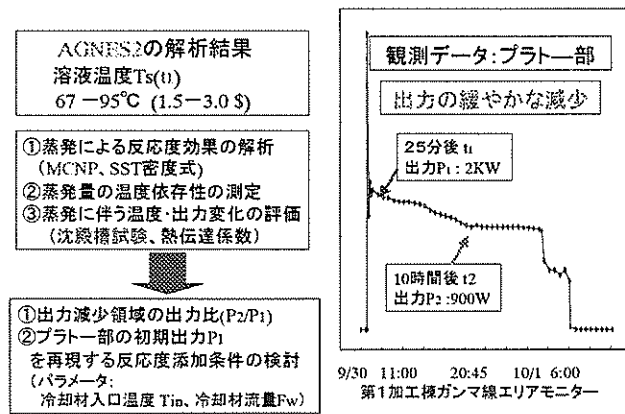


図16 プラト一部の出力評価

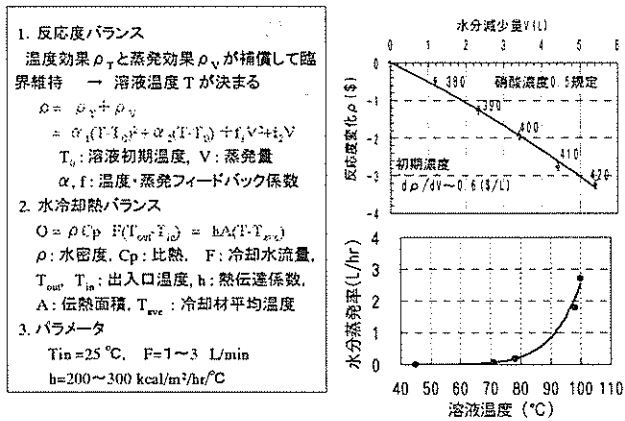


図17 プラト一部の反応度バランス

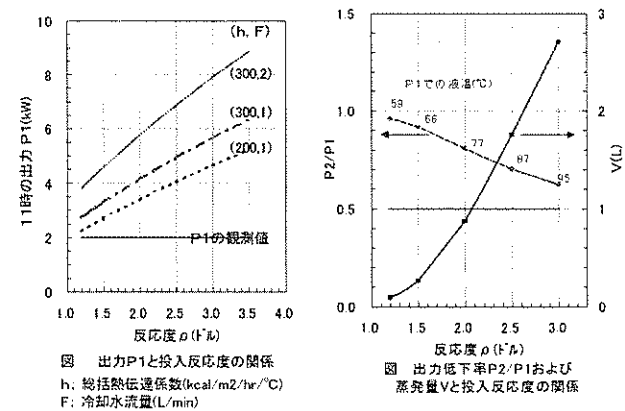


図18 プラト一部出力と添加反応度の関係

3. 空間依存動特性コードによる溶液系臨界事故のシミュレーション

核燃料サイクル開発機構

飛田 吉春、近藤 悟、山野 秀将、藤田 哲史

1. 序論

本報は、核燃料サイクル開発機構（以下、「サイクル機構」）大洗工学センターにおいて実施した、(株) ジェー・シー・オー（以下、JCO）の東海事業所ウラン加工工場が発生した硝酸ウラニル溶液の臨界事故の解析結果を報告する。本 JCO 臨界事故の発生を受けて、原子力安全委員会はウラン加工工場臨界事故調査委員会（以下、「事故調査委員会」）を設置して、事故の技術的側面から原子力産業や社会との関わりに至る幅広い検討が行われ、すでに平成 11 年 12 月 24 日には事故調査委員会報告が取りまとめられ、公開されている [1]。本研究は、今回の JCO 臨界事故の原因究明調査の一環として、上記の事故調査を技術的に支援することを目的として実施したもので、臨界事故の初期バースト過程の事象推移及びその規模（エネルギー発生量や核分裂数）の評価を目的とした解析を行った。本研究で主として解析を行ったのは、約 25 分間とされているバースト過程のうちの約 3 分間の初期挙動であり、第 1 バーストとこれに続く出力振動を経て、出力が静定するまでの期間である。解析の手法は、サイクル機構で開発した高速増殖炉 (FBR) の安全解析のための多次元の多相熱流動解析を空間依存動特性と結合した総合解析コード SIMMER-III である [2, 3]。

初期バースト過程の解析については、日本原子力研究所（以下、「原研」）において、今回の事故と類似の条件で試験を行った燃料サイクル安全工学研究施設 (NUCEF) の TRACY 実験により検証された専用解析コード AGNES2 [4] によるパラメータ解析が行われ、早い段階でその結果が報告されていた [1]。本研究におけるシミュレーションでは、詳細な事象推移の動的な解析を行うことにより、事故時の溶液プール内の多相熱流動挙動に関する現象論的知見が深まること、すなわち、事故の初期の状況をより具体的に理解することが可能となる。特に、臨界に伴う気泡の発生により溶液が大きく揺動したときの空間依存動特性の効果について検討を行い、これらの効果による出力バースト過程におけるエネルギー発生量の増幅効果の有無を確認する。また、事故調査の観点からは、流動解析と空間依存動特性を結合した詳細解析を独立した立場から異なる解析手法を用いて行うこと

により、一点近似動特性解析による原研の評価を補完し、客観的な事故調査に資することができるものと考えられる。

2. 解析手法

2.1 SIMMER-III コードの概要

SIMMER-III コードは、FBR の安全解析のためにサイクル機構が開発した多成分多相熱流動解析を空間依存動特性と結合した総合解析コードである。このコードは、高速炉におけるシビアアクシデント時の炉心の損傷過程の解析を主たる目的としているが、可能な限り汎用性を持つように設計されており、FBR の炉心以外の幅広い核熱流動解析に適用可能である。SIMMER-III コードは FBR の炉心物質である、燃料、構造材、冷却材、制御材及び FP ガスに対して定格運転状態から炉心損傷状態までに現れる固体・液体・蒸気成分とその成分間の熱伝達・相変化を解析する。2次元 (r-z 又は z-x)、3速度場 (液体2速度場+蒸気混合物1速度場) の条件下で、体系の幾何学的形状や境界条件は比較的任意に指定可能であり、物性値及び状態方程式[5]があれば高速炉の炉心物質以外にも適用可能である。液体单相流から蒸気单相流までのボイド率範囲を扱う流動様式モデルを有し、各成分の単位体積あたりの境界面積について対流、液滴の微粒化、気泡の合体等による時間変化を解析する[6]。核計算部は、改良準静近似による空間依存の動特性モデルを用いて、流体力学で計算される物質の質量および温度分布により核的状态の時間変化を計算する。空間依存性は中性子輸送理論 (TWOTRAN 又は TWODANT 手法) を使用している。これまでに国際協力のもとに、段階的かつ体系的にモデル検証を実施し、基礎モデル検証の Phase 1 は 1996 年に終了し[2]、総合検証の Phase 2 研究をほぼ終了する段階にある。

2.2 水溶液型臨界事故解析への SIMMER-III の適用

本節では、SIMMER-III コードの溶液系における臨界事故解析への適用性について述べる。本コードは高速炉のシビアアクシデント解析を目的としたものであるため、溶液系に特有の事項についての配慮が重要となる。

(1) 硝酸ウラニル溶液の取り扱い

硝酸ウラニル溶液は、無水硝酸ウラニル、硝酸及び水の混合物であり、これらが混合され、温度平衡状態にある様な混合物として考えることができる。当初

は臨界近接時に注入された溶液の濃度が沈殿槽内の溶液濃度と異なる可能性が検討されたこと、仮に溶液温度が水の沸点に到達すると水が選択的に沸騰することが考えられることなどから、本研究では、無水硝酸ウラニル及び硝酸の混合物と水とを異なる物質成分として区別することとした。一方で、両者は常に同じ温度となるように設定し、同じ速度場に割り当てることにより、常に混合溶液として運動するようにした。この取り扱いにより、異なる濃度の溶液の混合挙動や、水分の蒸発による濃度の変化も解析することが可能となる。

(2) 投入反応度の取り扱い

臨界事故はタンク内に硝酸ウラニル溶液を注入することで発生した。SIMMER-III コードはこの注入挙動を直接シミュレートする事も可能である。しかし、予備的な解析から溶液注入に伴う液面の揺動によって反応度挿入率が変動することが明らかとなったため、本研究では反応度は時間テーブルを用いて外部反応度として印加する。反応度印加を開始する初期条件は低出力 (1W) での遅発臨界状態とした。初期出力は 1W 程度以下であれば、その後の出力変動にほとんど影響を及ぼさないことを予備的な解析で確認している。

(3) 使用した核計算システムについて

SIMMER-III の空間依存動特性計算では、物質の質量及び温度の分布の時間変化を考慮して、コードの内部で核断面積 (実効マクロ断面積) を計算する。このために、使用する核データとしては、無限希釈ミクロ断面積及び自己遮蔽因子テーブルのライブラリを必要とする。JCO 事故解析に必要な核種を含み、この形式での処理が可能なライブラリとして利用できるものとして、137 群の MGCL-J3 があり、これを 12 群に縮約して利用することとした。この核データを用いて、SIMMER-III コードの定常核計算で確認解析を行ったところ、臨界点近傍での実効増倍率の計算値は SRAC-95 のライブラリを用いた計算結果とほぼ対応したが、負の温度反応度効果については 18%程度過小評価した。なお、中性子束の形状関数計算には、高速炉用の標準モデルでは扱わない中性子の上方散乱や熱群中性子束の加速法を導入した TWOTRAN 手法を用いた。

(4) 放射線分解ガスの取り扱い

放射線分解ガスの生成は、水溶液中で核分裂が発生する溶液系臨界事故に特有の現象であり、ガス気泡の発生は大きな負の反応度効果によって初期の出力振動現象を支配する重要な現象である。また、出力レベルが静定した後のプラト一過程においても、出力に対応して定常的に発生するガス気泡による負の反応度効果

は反応度バランスと出力レベルを評価する上で重要である。本研究では、放射線分解で発生する水素ガスを SIMMER-III における核分裂生成ガスとして取り扱い、溶液中の溶解ガスは液体燃料中の核分裂生成ガス成分に割り当てる。

2.3 放射線分解ガス挙動のモデル化

本節では、ウラン溶液系における臨界事故の解析において不可欠となる放射線分解ガスの生成、ガス気泡としての放出及びガス気泡の運動に係わるモデルの概要を述べる。定式化の詳細については文献[7]を参照されたい。

水溶液中で核分裂が生じるといふ溶液系臨界事故では、放射線分解ガスの発生が事故初期の過渡出力に影響を与えることが良く知られている。放射線分解ガスは、核分裂片が溶液中の原子と衝突して運動エネルギーを失う際にその一部が水分子を水素分子及び過酸化水素に分解させることによって発生する。過酸化水素は可溶性であるため、ガスボイドとして反応度変化に寄与する主たる生成物としては水素ガスを考えればよい。分解ガスの生成量は核分裂によるエネルギー発生量にほぼ比例し、その比例係数(単位エネルギー当たりの生成水素分子数で、G値と呼ばれる)は溶液中のウラン濃度の関数として実験的に求められている[8]。

水素分子は、生成した時点では分子レベルで溶液中に溶解した形で存在し、溶解ガスとして振る舞う。溶解水素ガスの濃度が圧力と温度によって決まる飽和溶解度を上回ると初めてガス気泡として放出されるようになる。実際には、第1バーストのような单相状態においては、ガスの濃度が飽和溶解度を超えても即座に気泡が形成されることはなく、十分な過飽和度に達してはじめて溶液中に気泡が形成されることから、気泡核生成には時間遅れが生じると考えられる。

溶液中のガスの放出においては、单相液体領域における気泡の核生成とすでに存在する気泡界面への拡散という2種類の機構が関与すると考えられる。すなわち、まず、生成したガスの溶解度が十分な過飽和度に達して单相溶液中に微小な気泡核が形成され、ガス気泡としての成長が始まり、反応度に寄与するようになる。その後、形成された気泡の表面に対する拡散の機構によって液体中の溶解ガスが放出される。今回のモデル開発においてはこれらの2つの機構によるガス放出挙動それぞれについてモデル化を行った。

溶液プール内における気泡の上昇、及びプール表面からの気泡の離脱は、溶液プールの密度変化を通じて反応度変化及び過渡出力に影響を与える。このガス気

泡の流動挙動を支配する気泡サイズについては、核形成で生成する気泡径を過飽和度と気泡の表面張力のバランスから求め、その後の気泡の成長・合体に応じて変化するモデルとした。気泡と溶液の抵抗係数は通常の気泡流における関係式[9]を適用した。

以上のように、本研究ではできる限り溶液の条件(温度、圧力、熱物性等)や事故時の過渡条件(出力レベル、炉周期等)に依存しない形での一般的な定式化を行っているが、マイクロな現象に関する実験的な知見やデータが十分ではないこと、臨界事故模擬実験のマクロな測定にもばらつきが大きいことなどのために、いわゆる機構論的なモデル化を行い得るような状況ではない。したがって、今回のモデルにおいてもパラメトリックとならざるを得ない部分が残っており、これらのモデルパラメータについて、実験解析を通じて較正・調整を行う必要がある。

3. CRAC09 実験解析

CRAC 実験[10, 11]は、主に核燃料取り扱い施設における溶液状燃料の臨界事故事象の解明を目的とした出力暴走実験で、仏国 Valduc 研究所において1968年から1973年に行われた。実験では、燃料は93%濃縮の硝酸ウラニル水溶液を使用しており、広い範囲の燃料濃度及び反応度添加条件について約60回の実験が行われた。炉心タンクは円筒形状で、長さ1.1m、直径0.3m及び0.8mの2種類が使用された。実験は、燃料溶液の容器下端からの注入による反応度添加によって開始され、臨界超過後も、設定注入量まで注入は続く。

多数のCRAC 実験ケースの中から、実験における燃料溶液の U^{235} 濃度、添加反応度、実験で使用された溶液の幾何形状及び溶液体積がJCO 臨界事故に近いことからCRAC09 実験を解析対象として選定した。また、この実験は過去に解析結果[12]と比較されている代表的な実験である。CRAC09 実験では、ウラン濃度78.3gU/literの溶液を臨界容積29.5literから流量0.443liter/sで19秒間注入させた。得られた出力履歴は、9.3MWの第1バーストが発生した直後、出力は急減し、約18秒後に0.45MWの第2バーストが発生する。その後は出力振動が100秒まで継続する。

図1に示すように、解析は 3×12 の2次元円筒体系で行った。容器側面及び底面には、実験と同じサイズのスティール壁を与えた。容器上面にはガスが抜けるように1barの圧力一定境界条件とした。初期温度は25°C、初期圧力は1barを設定した。添加反応度3.1\$を外部反応度として添加し、反応度添加率は初期バース

トの発生エネルギーが実験とほぼ一致するように 0.3\$/s に設定した。

多数の解析ケースを通して、実験で得られた第1バースト後の出力振動挙動を適切に再現するモデルパラメータが選定された。図2に最終的に解析で得られた出力履歴と実験との比較を示す。同時に、解析で得られた反応度変化もプロットした。この図から、放射線分解ガスの発生による出力振動挙動、すなわち、出力ピークの発生するタイミング及びその大きさを SIMMER-III はほぼ完全に再現できていることが確認できる。図3は解析で得られた発生エネルギーと溶液のプール平均温度の長期挙動をそれぞれ示す。反応度印加開始後 150s 付近になると溶液温度は約 80°C まで上昇し、添加反応度が温度反応度係数とボイド発生による負の反応度効果によって補償されて出力振動が収まる。最終的なエネルギー発生量は、実験の 9.8MJ (335 秒時点) に比べて解析結果は 12.0MJ (300 秒) で約 20% 過大評価しているが、これは本評価で用いた核データの温度反応度係数が実際の値よりも小さかったためと考えられる。以上の解析結果より、SIMMER-III は水溶液系における臨界事象の初期バースト過程を妥当な精度でシミュレーション可能であることが確認された。

4. JCO 臨界事故解析

JCO 臨界事故は沈殿槽と呼ばれる容器に硝酸ウラニルの水溶液を注入する過程で発生した。図4に沈殿槽の幾何形状データを示す。沈殿槽は下部が球面となっている直径 450 mm の円筒形容器である。容器底から 350 mm の高さまで沈殿槽容器の外側を厚さ 25 mm の水冷却ジャケットが覆っている。また、沈殿槽内部には溶液を攪拌するためにプロペラ及びストレーナーと呼ばれる構造物が上部からの支持棒で保持されている。これらの幾何形状を基にして作成した SIMMER-III の解析体系を同じく図4に示す。径方向 7 メッシュ、軸方向 21 メッシュの r, z 2 次元体系を用い、径方向は冷却水ジャケットまで、軸方向は沈殿槽最上部までを解析対象とした。沈殿槽の内部にあるストレーナー、プロペラ等の構造物もその体積率と流動抵抗を考慮して解析体系に取り込んだ。沈殿槽外側の水冷却ジャケットもモデル化し、溶液から冷却ジャケットへの熱損失の評価は一定の熱伝達係数 300 W/m²/s を用いた。実際の沈殿槽では上部にいくつかの貫通孔が存在し、解析体系においても沈殿槽の上部の一部を沈殿槽外部と連通させ、解析体系上部では大気圧一定の境界条件を用いた。

放射線分解ガスモデルのパラメータは CRAC 実験解析で調整された値を用いる。

溶液の初期温度及び圧力はそれぞれ 25°C と大気圧とする。JCO 事故における反応度印加量と印加速度は、保守的な想定では反応度印加量は 3.0 \$、印加速度は 1.875 \$/s と推定されている。本シミュレーションでは低出力 (1W) の遅発臨界状態を初期状態として、これらの評価値を外部反応度として印加することで臨界事故の事象推移の解析を行う。

図5に反応度と出力の時間履歴を初期の 30 s までプロットした図と計算時間全体の 180 s までプロットした図を示す。反応度の印加に駆動されて第1バースト (ピーク出力 7.6 MW) が発生する。第1バーストは単相状態で発生し、温度上昇による負の反応度効果によって出力が低下する (6 s, 7 s)。第1バーストの出力が低下する過程で溶液中央部から放射線分解ガス気泡の発生が始まり (8 s)、さらに大きな負の反応度が挿入される。主に溶液中央部で発生した気泡が上方へ抜けることにより、溶液は 8 s, 9 s にかけて径方向に揺動を生じる。この揺動によって反応度が一旦上昇し、出力も僅かな上昇を見せるが、JCO の沈殿槽の体系ではこのような多次元的な揺動によって発生エネルギーが増幅されることはない。従来の溶液系での臨界実験においても第1バーストの直後の出力低下過程で出力がいったん上昇する挙動が観察されているが、今回の SIMMER-III による解析はその原因が溶液の多次元的な揺動であることを示唆している。

10 s 以後は第1バースト後の揺動も収まり、発生したガス気泡の上昇、液面からの離脱によって反応度が次第に上昇し、2 回目の出力ピーク (ピーク出力 0.4 MW) が生じる。この気泡の上昇過程では、2 次元的な流動の影響は小さく、ほぼ 1 次元的な挙動となっている (16 s, 27 s)。2 回目の出力ピーク後も同様の現象が周期的に生じる結果、約 12 秒程度の周期で出力振動が生じる。溶液全体の温度が上昇して反応度レベルが低下することによって出力振動は数回程度で減衰し、準定常的な出力レベルに到達する。その後、反応度は未臨界に維持され、出力レベルは緩慢に低下する。180 秒後の出力レベルは約 10kW、発生エネルギーは約 18MJ (核分裂数 5.5×10^{17}) である。図6に沈殿槽内の溶液温度と平均ボイド率の時間履歴を示す。この図から事故開始後 80s で溶液は水の沸点に到達し、沸騰を開始していることがわかる。ただし、プール内の平均ボイド率は 3% 以下であるので、極めて穏やかな安定した沸騰挙動である。また、出力バースト発生時も含めてプール内のボイド率は平均で 10% 以下であり、プール全体が激しく揺動することはない。

以上の SIMMER-III 解析による事象進展、すなわち第1バーストの発生とその後

の数回の出力振動は、原研の AGNES2 コードによる解析結果[1]とほぼ定性的に一致する結果となっている。180 秒後の発生エネルギーを比較すると今回の評価値は AGNES2 コードに比べて約 50%程度過大評価する結果となっているが、これは主に3章で述べた温度反応度係数の違いによるものと考えられる。

5. 結論

本研究では、FBR 安全解析コード SIMMER-III を溶液系の臨界事故解析に適用し、出力振動を伴う初期バースト過程の事象推移を適切にシミュレーションできることが示された。溶液系の臨界事故に特有の放射線分解ガスの挙動についての新たなモデルを作成し、これを典型的な CRAC 実験の解析により検証するとともに、モデルパラメータを調整した。調整されたパラメータを用いて JCO 沈殿槽における臨界事故解析を実施した結果、初期の3分間における発生エネルギーは約 18 MJ (核分裂数 5.5×10^{17}) となった。原研で実施された AGNES2 による解析結果と比較すると、第1バーストから出力振動挙動については定性的にはほぼ対応する結果を得た。発生エネルギー(核分裂数)については、約 50%程度過大評価する結果となったものの、評価に含まれる不確かさや使用した核データを違い等を考慮した場合、この差は本質的なものではない。

本解析は多次元の多相熱流動と空間依存動特性を結合した詳細解析であり、これにより、従来の専用コード(一点近似動特性)による解析と整合した結果が得られたことは、これまでの事故調査を補完する上できわめて有益な知見を与えるものである。特に、JCO の沈殿槽体系における臨界事故において、空間依存動特性の効果や溶液プールの多次元的な流動挙動の効果が、エネルギー発生観点から有意とはならないという知見は重要である。

謝辞

本研究の実施を通してご助力をいただいたサイクル機構の若林利男氏に深く謝意を表します。また、研究遂行にあたり貴重な御助言、御議論、情報の提供をいただいた日本原子力研究所の三好慶典氏と臨界安全研究室の室員の方々に厚く御礼申し上げます。

参考文献

- [1] 原子力安全委員会、「ウラン加工工場臨界事故調査委員会報告」(1999).
- [2] Kondo, Sa., et al., Proc. ICONE-7, 7249 (1999).
- [3] Kondo, Sa. and Ishikawa, M., Proc. PHYSOR '96, Vol. 3, 1340 (1996).
- [4] Nakajima, K., et al., Proc. Int. Seminar on Nuc. Criticality Safety, Tokyo (1987).
- [5] Morita, K., et al., JNC TN9400 2000-005 (2000).
- [6] Tobita, Y., et al., Proc. ICMF '91-Tsukuba, Vol. 2, 361 (1991).
- [7] Tobita, Y., et al., Proc. Intl. Workshop on the Safety of the Nuclear Fuel Cycle, Tokyo, May (2000).
- [8] Forehand, Jr., H. M., NUREG/CR-2517 (1982).
- [9] Ishii, M., AIChE J., 25, 5, pp.843-855, September (1979).
- [10] P. Lecorche and R.L. Seale, Y-CDC-12 (1973).
- [11] TRACY W.G., JAERI-M 89-031.
- [12] B. Basoglu et al., Proc. PHYSOR '96, Mito, Japan, Sep. 1996

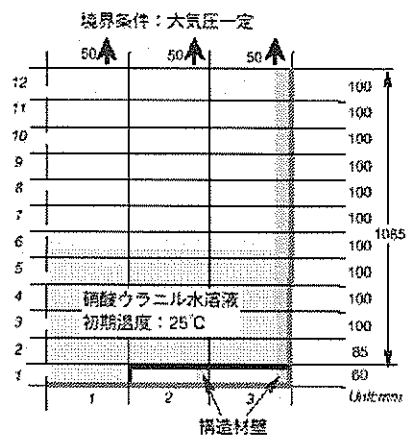


図1 CRAC09 実験解析体系

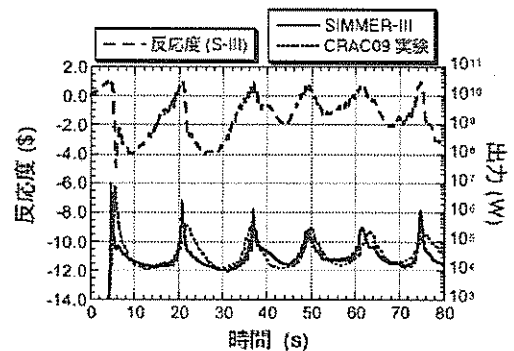


図2 CRAC09 解析結果 (出力・反応度)

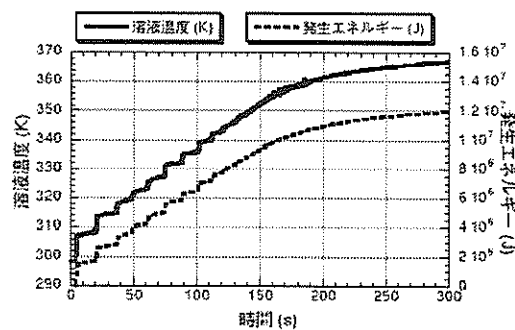


図3 CRAC09 解析結果 (発生エネルギー・溶液温度)

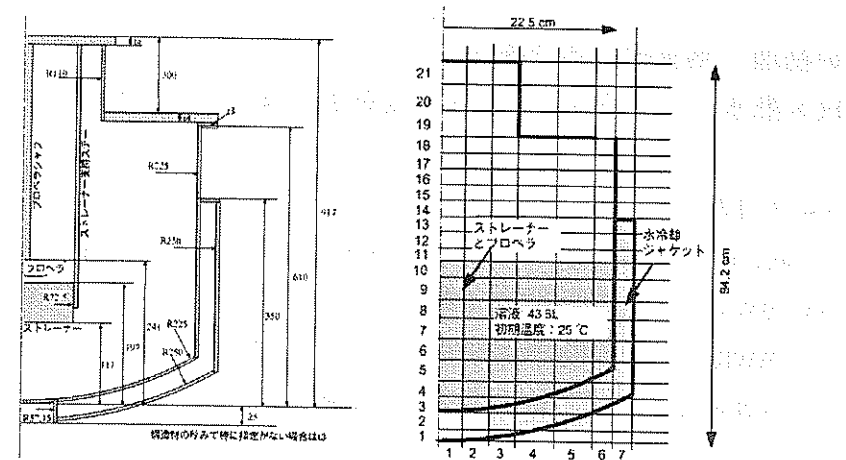


図4 JCO 沈殿槽の幾可形状と SIMMER-III による解析体系

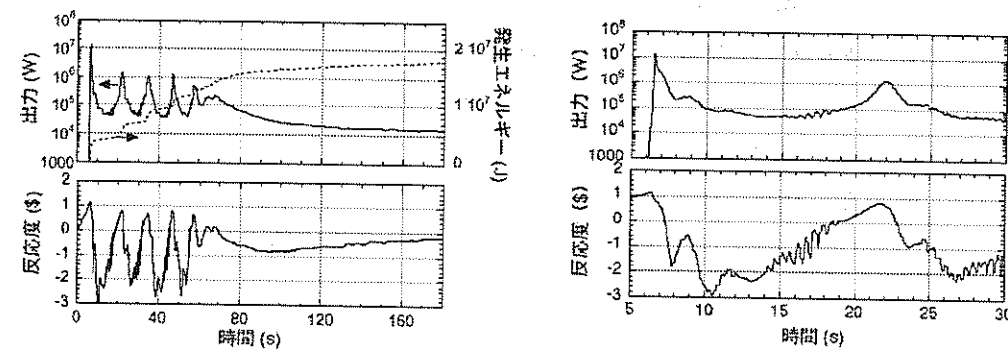


図5 SIMMER-III による JCO 臨界事故解析結果

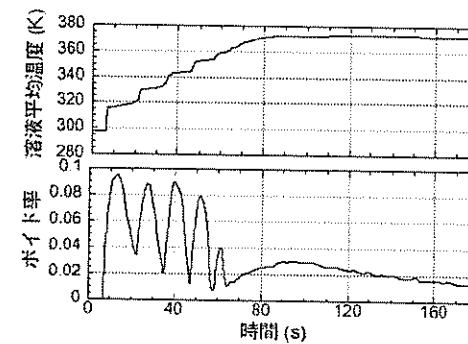


図6 JCO 臨界事故解析における溶液平均温度とボイド率

<炉物理・熱流動合同企画セッション>

「核×熱水力=不安定? BWR 核熱水力安定性研究の現状」

本年3月の学会「2000年春の年会」(愛媛大学)では、炉物理部会と熱流動部会の合同企画による標記セッションが開催され、下記6件の講演が行われた。

- (1) BWR 安定性研究の経緯 (筑波大:成合英樹、法政大:須田信英)
- (2) BWR 安定性と周波数領域安定性解析 (日立:茶木雅夫)
- (3) 3次元安定性解析コードによる事象解析
(東電ソフ:堀田亮年、日立:茶木雅夫)
- (4) 空間高次モードを利用した領域安定性解析 (東芝:武内 豊)
- (5) 核熱結合による非線形効果を考慮した領域安定性解析
(近畿大:橋本憲吾、阪大:阿萬武史、竹田敏一、東電ソフ:池田秀晃)
- (6) BWR 安定性に関する熱水力試験
(原研:安濃田良成、井口 正、大水 論、渡辺博典)

ここでは、本企画の母体となった「核熱水力安定性」委員会の幹事である大阪大学の竹田敏一教授、原研の安濃田良成室長に、概要を報告していただく。

(編集委員)

(1)「BWR 核熱水力安定性研究の現状」の報告

大阪大学大学院 工学研究科原子力工学専攻

竹田 敏一

合同セッション開催に至った経緯について

核熱水力安定性研究の分野は、炉物理と熱流動が関係することから、両分野の研究者が相互に、最新の知見で核熱水力安定性について議論し、今後の研究進展を図る事が重要である。そのような観点から「核熱水力安定性」研究専門委員会ではなされている議論を学会の合同企画セッションという場に移し、両分野の研究者の参加により、今後の研究や委員会活動の一層の活性化を図ろうというのが、開催の経緯である。

セッションの感想など

セッションは、BWR 安定性研究の歴史的経緯に関する講演から始まり、周波数領域安定性解析手法の紹介、時間領域解析コードとその解析結果の紹介、今後大きな発展が期待される研究分野の紹介と、非常に幅広い内容であった。

まず、筑波大学の成合英樹先生から「BWR 安定性研究の経緯」との題で公演があり、核熱結合不安定現象の概要と、その発生を抑制するための許認可基準、及び研究開発の現状等の紹介があった。ここ10年程での核熱水力安定性の研究開発の進展は目覚しく、現状の取りまとめは「核熱水力安定性」委員会の課題である。また、炉の大型化、燃料の高性能化(発熱密度の増大、燃料棒径の減少等)は、核熱水力安定性を厳しくする方向にあり、両分野の専門家による一層の研究の進展、解析精度の向上が望まれる。

次に、日立・電開研の茶木雅夫氏より核熱カップリング不安定性事象と周波数領域安定性解析コードの概要についての公演があった。炉心安定性、チャンネル安定性の評価手法はBWR 開発当初の1960年代から開発されており、継続的に改良、発展が行われてきた。その意味で、非常に成熟した手法が確立されていると言えるであろう。BWR 炉心安定性のメカニズムや特性は十分理解され、その周波数領域解析手法の実機への適用性も確立されているという内容であった。

次に、東電ソフトウェアの堀田亮年氏から現在開発されている3次元時間領域コードについてシステム構成の概観と、今後の開発動向についての公演があった。時間領域コードにおいては3次元中性子動特性方程式が解かれるが、ノード法の

開発、実用化によって飛躍的に計算コストが下がり、計算機の機能向上ともあいまって、高精度の BWR 安定性時間領域解析が可能になった。時間領域解析コードを用いて作成されたアニメーションは、この分野になじみの薄い研究者にも強い印象を与えたことと思う。時間領域解析については、発振後の非線型挙動や出力振動への遷移過程の解析等、検討課題が多くあり、今後の発展が期待される。

次に、東芝の武内豊氏より、空間高次モードを利用した領域安定性解析手法、実機安定性モニターへの高次モード分解法の適用の紹介があった。空間高次モード分解法は古くから知られている手法ではあったが、モード計算に高いコストがかかったためにかつてはあまり使用されることはなかった。しかし、近年の計算機の発達により炉心設計計算でも使用できる段階になった。また、ここで示されたプラント監視の手段として有効な統計的手法は、日本のプラントにはあまり適用されておらず、本分野の今後の発展が期待される。

次に、近畿大学の橋本憲吾氏から、線形不安定な BWR 領域振動が増幅過程を経て安定なリミットサイクルに発達する物理的な機構を、空間モード相互間の非線型干渉効果に基づいて解明する、という公演が行われた。領域振動時には、1次モードに基本周波数の3倍、基本モードで基本周波数の2倍、4倍の周波数の振動成分が現れるという3次元時間領域解析コードによる解析結果が示され、そのメカニズムが説明された。そのような周波数の振動成分が現れるという結果は、統計的手法を用いた領域安定性の監視か、あるいは領域振動の発振を感知するための計測手法への応用の可能性がある。その後、簡易モデルによる解析結果が提示されたが、これがどこまで実際の現象を再現できているのかが示される必要があるだろう。また、空間モード相互の非線型干渉効果によって領域安定性判別にも影響がある可能性が考えられ、影響の有無について調べる研究が必要だと思われる。

最後に、日本原子力研究所の安濃田良成先生より、原研で実施中の熱水力試験装置によるボイドフィードバックを伴う BWR 安定性模擬試験の現状についての紹介があった。核のフィードバックループを加えた熱水力試験装置は初の試みだと聞いている。核のフィードバックループは、燃料棒熱伝導の1次遅れ系と、炉心安定性解析の場合は一点炉近似動特性方程式、領域安定性解析の場合はモデル中性子動特性方程式と、非常に単純な方程式系をもって記述出来るので、計算機により実時間で模擬することが出来る。これまでにない特徴を有した模擬試験であり、今後の成果を期待したい。

(2) 「BWR 核熱水力安定性研究の現状」について

日本原子力研究所 原子炉安全工学部
熱水力安全研究室室長 安濃田 良成

2000年春の大会(松山)での企画セッション「BWR 核熱水力安定性研究の現状」は、大きな階段教室がほぼ満席になる程大勢の学会員の皆様にご聴講・ご討論いただいた。恐らく、多くの学会員が炉物理と熱流動の両分野に係る研究の重要性や、両分野の研究者間の緊密なコミュニケーションの必要性を認識されていることの顕われではないだろうか。本セッションを企画していただいた炉物理・熱流動両部会の関係各位に深く御礼申し上げたい。

BWR の安定性は古くから研究されており、不安定の基本的なメカニズムは解明されている。しかし、1988年の米国ラサール2号炉の不安定事象を契機に、我が国を含め各国で「核熱水力安定性」が検討され、安定度の予測において出力分布条件をより詳細に考慮すべきであることと、領域振動と呼ばれる炉心内の高次の振動モードについても評価すべきであることが認識された。当時、設計に用いられていた周波数領域の安定性解析コードでは領域振動の評価はできず、時間領域の3次元核熱結合解析コードによる代表的な解析は可能であったものの、設計評価に供するにはあまりに計算負荷の大きいものであった。その後、領域振動も評価できる周波数領域安定性解析コードが開発され、また、時間領域の3次元核熱結合解析コードも高速・高精度化され、実炉における不安定事象の再現解析やベンチマーク実験による検証が進められつつあるところである。特筆すべきことは、これら研究の進展に我が国の研究者が多大な貢献を果たしていることである。

「核熱水力安定性」研究専門委員会は、筑波大学の成合英樹先生を主査に32名(現36名)の委員により1998年6月に開始された。委員には、炉物理、熱流動及び制御工学の専門家に参加いただいた。これまでの2年間に14回の会合を開催し、BWR 核熱水力安定性研究の現状と課題についてレビューと討論を行い、現在、報告書を取りまとめている最中である。本委員会では、とにかく議論を尽くしてコンセンサスを得ることを努力した。いくつかの議題については、インターネット・メールを利用して活発な議論が交わされた。研究者は、実験にしろ解

析にしる、実体験に基いた発想や理解をするものである。元来、機械工学出の私にとって、例えば沸騰伝熱でどの程度の熱が取れるかということを感じることができても、ボイド反応度フィードバックでどの程度の炉出力変化が生じるかということは、後述する THYNC 実験を実施するまで実感できなかった。実際、専門家にとって常識的問題が議題に上がったことも多々あったようである。しかし、そのような場合には、具体的な解析例などを示していただき、一気に理解が深まった。この委員会のお蔭で、私自身の「核と熱水力」の間の敷居が幾分低くなり、委員の皆さんに感謝している。

日本原子力研究所では、企画セッションでご報告申し上げた通り、核熱結合試験装置 (THYNC) による実験を実施している。THYNC 装置は、電気加熱式の模擬燃料集合体を内蔵する熱水力試験装置であるが、試験チャンネル内ボイド率の計測値を用いて、実時間で核動特性計算を行い、模擬燃料の出力制御を行うことができる。従って、炉心出力一定条件 (チャンネル安定性) の試験に加え、出力振動を伴う (炉心安定性及び領域安定性に関する) 試験が可能であり、安定性評価手法の検証に役立つ熱水力データが取得できる。ただ、私にとって最大の成果は、ボイド反応度フィードバックが炉出力変化にどのくらい効くかを実感できたことである。この試験は、まだ始めたばかりで、今後いろいろ改良すべき気になる点がある。しかし、それもまた楽しみのひとつである。

<2000 年秋の大会炉物理部会企画セッション予告>

原子力学会誌の No.5 (2000 年) の部会便りでも紹介されている通り、炉物理部会の国際活動の一つとして日韓両国間の炉物理学のより一層の向上を図るための情報交換、研究協力のための交流が進められています。

日韓炉物理協力協定を結ぶ前段階として両国の炉物理研究の現状を知るため「2000 年秋の大会」で炉物理部会企画セッションを催けることが決まりました。今回は、韓国側から KAIST (韓国科学技術院) 教授の Nam Zin Cho 先生、日本からは阪大の竹田が発表します。

(大阪大学大学院 竹田 敏一)

[プログラム]

2000 年 9 月 16 日 (土) 13:00 - 15:30、G 会場、座長: 相沢 乙彦

「炉物理の将来の課題と日韓協力」

- (1) Reactor Physics in KOREA and Related Topics
- (2) Micro Reactor Physics
- (3) 討論

<国際会議に参加して>

PHYSOR 2000 に参加して

日本原子力研究所

長家 康展

nagaya@mike.tokai.jaeri.go.jp

今年の5月7日から12日にかけて米国ピッツバーグで開催された炉物理国際会議 PHYSOR2000 (International Topical Meeting on Advances in Reactor Physics and Mathematics and Computation into the Next Millennium)に参加してきましたので、この場をお借りしまして簡単に概要を述べたいと思います。本会議の詳細なレビューにつきましては原子力学会誌の国際会議の窓に掲載されるでしょうから、ここでは筆者の主観的な立場からこの会議についてご報告したいと思います。

炉物理国際会議は米国原子力学会の炉物理部会のトピカルミーティングで、2年毎に開催されています。この会議は基本的に米国で開催され、3回に1回は米国外で開催されます。それに応じて米国で行われるときは"International Conference on the Physics of Nuclear Science and Technology (原子力科学及び工学の物理に関する国際会議)"という会議名で行われ、3回毎に米国外で行われるときのみ PHYSOR という会議名で行われてきました。しかし、今回は2000年の節目ということもあり、"International Topical Meeting on Advances in Reactor Physics and Mathematics and Computation into the Next Millennium, PHYSOR 2000"とアメリカ国内で開催されるのにもかかわらず、PHYSOR を名乗るようになっていました。これからは炉物理国際会議は PHYSOR と呼ばれていくものと思われる。

今回の会場は Westinghouse の本拠地でもあるピッツバーグで、Ohio River, Allegheny River, Monogahela River の3つの河が合流するダウンタウンの Westin William Penn Hotel にて開催されました。ちなみに前回は1998年にニューヨーク、ロングアイランドで、前々回は1996年に日本、水戸で開催されています。今回の会議では世界28カ国から総勢331名の参加者があり、260件余りの発表が行われました。ここ数年の PHYSOR では最も多い参加者となっています。参加者内訳を見ますと、地元米国からは最も多い180名、ついでフランスの24名、続いて韓国の18名、その次に日本の17名でした。

プレナリーセッションでは"Physics - The Foundation of Research; Research - The Foundation of Physics"というタイトルで、4つの異なる分野からの講演がありま

した。まずは Westinghouse の副社長 Fici 氏の講演でこれからの原子力産業を支えていく若い炉物理学者や原子力エンジニアが不足しているということが切実に訴えられていました。後のパラレルセッションでも"Reactor Physics Education"というセッションがあったのですが、これからの炉物理教育はどうあるべきかとか、いかにして若い原子力エンジニアを育てていくかということが議論されていたようです。(残念ながら筆者はこのセッションを聞き逃しました。)世界中で原子力を支えていく人がいなくなっており、若手も十分な数いないという現状を改めて認識しました。これからしばらくは炉物理教育というのがこの会議での一つのテーマとなっていくのではないかと思います。次に DOE による第4世代原子炉の設計研究、炉物理における研究計画、21世紀にむけた中性子の医療分野への応用という講演がありました。その後、テクニカルセッションは5つの会場に別れて行われました。面白そうなセッションは数多くあったのですが、パラレルセッションのため結構それらは重複しており、すべてを聞きに行くことはできませんでした。筆者は現在の仕事に関係のあるモンテカルロ法と動特性コードのセッションに主に顔を出しておりましたので、以下ではそのセッションで報告されたことについて述べていきたいと思っています。

臨界安全における計算手法のセッションではモンテカルロ法による固有値計算における核分裂源の収束に関する報告がありました。臨界安全では核分裂源が離れて存在し、結合が非常に弱くなる体系を計算しなければならない場合があります。このような体系をモンテカルロ法で取り扱うのは非常に困難で、時に間違った答えを得る場合があります。これについての有名な問題として Whitesides の「 k_{eff} of the World」問題というのがあり、これを解決する主な手段として Superhistory powering method と Stratified sampling method が提案されています。報告ではこれらの方法を上記の問題に適用したところ、Stratified sampling method の方が robust であるということでした。また別の報告では、モンテカルロ法を用いて中性子束モーメントの球面調和コンポーネントを計算し、これを用いて感度解析を行うという発表があり、筆者にとっては関心のあるものでした。

モンテカルロ法のセッションでは、準乱数(quasi-random number)を用いてモンテカルロ法の収束を加速するという報告がありました。この手法は数値積分に対しては有効であることが示されてきていますが、今回は行列固有値方程式の最大固有値と最小固有値を求める問題に適用されていました。今後輸送問題への適用が期待される場所です。プレゼンテーションの内容に関しましてはよく分からな

い数式がたくさん出てきて、筆者の理解が及ぶ範囲ではありませんでした。今後じっくりと論文を読まなければなりません。

MCNP コードにおける Weight Window 分散低減法が強化されたという報告もありました。これは MCNP4C で追加された新しい機能 "superimposed importance mesh" に関する報告で、最近公開された MCNP4C の目玉となる機能だそうです。これを用いれば Weight Window のインポートランス関数を定義するのに領域を新たに定義する必要はなく、superimposed mesh 上でインポートランス関数を定義できるというものです。しかも、ユーザーはコードを 1 度実行することにより superimposed importance mesh を自動的に生成することができ、2 回目からの計算でこの superimposed importance mesh を用いて効率よく計算することができるということでした。しかも、この新しい "mesh-based" weight window はこれまで用いられていた "cell-based" weight window よりもたいていの場合性能がよいと報告されていました。また、MCNP を用いた分散低減法に関する報告として CADIS(Consistent Adjoint Driven Importance Sampling)方法に基づく A³MCNP の報告がありました。こちらはインポートランスとして随伴関数を用いており、随伴関数は 3 次元決定論的輸送コード TORT により求めるというものです。TORT では輸送方程式を解くのに離散座標法(S_n法)を用いているため計算体系にボイド領域がある場合には Ray effect の影響を受けるのですが、その影響について調べていました。Ray effect がない場合は非常に大きなスピードアップの効果が目に見えるが、Ray effect がある場合はパフォーマンスは低減するとのことでした。

筆者はモンテカルロ法のセッションで固有値問題における核分裂源変化による摂動効果の評価について発表を行いました。モンテカルロ法でこの摂動効果を評価するのは困難であり、現在 MCNP をはじめとするほとんどのモンテカルロコードにおいてこの摂動効果を正確には評価されていません。本研究で MVP に摂動計算機能を追加するとともにこの摂動効果を評価する手法を取り込み、実効増倍率の摂動量の評価が改善されることを示しました。モンテカルロ研究の第一人者がたくさんいる中での発表で非常に緊張しましたが、あまり突っ込んだ質問もなく、割と興味を持ってもらえたようでした。その他モンテカルロ法のセッションでは随伴モンテカルロを用いた発表が 2 件、大規模モンテカルロコードに対するオブジェクト指向プログラミングの発表などがありました。

それから核熱水力結合動特性コードに関する発表では PWR プラント事故解析ベンチマークである Main Stream Line Break (MSLB) ベンチマークの解析が非常

に精力的に行われていることが分かりました。今後我々のところで開発しているコードでもぜひ取り組んでみたいベンチマーク問題です。また、ロシアのクルチャトフ研究所で開発されている 3 次元核熱水力結合動特性コード RELAP5/BARS では燃料集合体内の燃料ピンをピン毎に取扱い、さらに pin-by-pin の温度分布を考慮することができるという報告があり、アメリカのペンシルバニア州立大学からは 3 次元核熱水力結合動特性コード TRAC-PF1,BF1/NEM に更にサブチャンネル解析コード COBRA-TF と pin power reconstruction technique を結合し、より詳細な解析ができるような手法が開発されているという報告がありました。今後原子炉動特性計算においても pin-by-pin 形状により非常に詳細なシミュレーションが行われつつあることを認識しました。

あと筆者が関心を持ったセッションとして、米国エネルギー省(DOE)による Accelerated Strategic Computing Initiative (ASCI) program に関するセッションがありました。ASCI プログラムとは核実験を行わずに計算機シミュレーションで核兵器の状態を評価するという目標のもとに行われている計画であり、既に 1996 年より開始されているそうです。(たぶん皆さんもう既にご存知だと思いますが、私はこれで初めて知りました。) このプログラムの中核となる機関は DOE 傘下のロスアラモス国立研究所、ローレンスリバモア国立研究所、サンディア国立研究所で、これらの研究所に超並列計算機を設置し、計算コードの超並列化と高精度化を図っています。今年はローレンスリバモア国立研究所に 10 Tera-OPS(operations per second)の世界最高速マシン ASCI White を導入する予定だそうです。

この ASCI プログラムのもとで開発改良されているコードがいくつか報告されていました。よく知られているモンテカルロコード MCNP もその一つであり、前述の "superimposed importance mesh" をはじめとする様々な機能が追加及び強化されていました。MCNP の並列化に関しては、分散メモリー並列処理と共有メモリー並列処理のどちらでも可能であり、これを混合した並列処理にも対応しているとのことでした。また、ASCI Blue Mountain (SGI Origin2000)上で 6144 個のプロセッサを用いた並列処理のテストが行われているとのこと、超並列計算というのは既に 1000 のオーダーのプロセッサを用いる並列計算のことをいうようになってきていると感じました。

また、ASCI プログラムでは電子光子結合モンテカルロコード ITS についての報告もありました。超並列計算機への対応はもちろんのこと、計算体系のモデル

化を強化し、CAD バージョンの ITS を開発中との報告がありました。これは CAD によって表現された幾何形状をそのまま計算に用いるもので、これができれば非常に複雑な形状の入力も容易になり、設計図を書けばそのままモンテカルロ計算ができるようになります。我々のところでもできればいいなと考えていましたが、先を越されてしまった感じです。

その他 ASCII プログラムでは決定論的輸送計算コードの超並列化に関する研究も報告され、ロスアラモス国立研究所の S_n 輸送計算コード PARTISN では ASCII Red 上で 3000 個のプロセッサを用い、約 80 パーセントの並列化効率を達成したとのことでした。日本ではあまり決定論的手法における超並列化の研究はあまり行われていませんが、海外では超並列化アルゴリズムの研究、計算手法の開発が着実に進んでいます。

また別のセッションでは決定論的輸送計算コードによる超詳細メッシュ計算例や S_n 法で問題となる Ray effect を first collision source method を用いて解決している例などが数多く報告されていました。また、入力を支援したり、自動的にメッシュ分割を生成するツール、また計算結果を画像処理して表示させるツールが非常に拡充されており、ユーザーにとって使いやすくするための工夫がよく施されていると感心しました。

最後に私が特に今回の会議で感じた印象ですが、アメリカでは決定論的輸送計算コードシステムの開発に非常に熱心であるということです。ORNL で開発されている DOORS システム、LANL の DANTSYS、ペンシルバニア州立大学の PENTRAN など互いに競い合いつつコード開発に取り組んでいるように見受けられました。戦車や建物を見立てた計算例が多かったり、US Air Force Academy の人が空軍の制服姿(?)で発表するなど軍事的側面が強いかもしれませんが、決定論的輸送計算コードは着実に進歩しています。日本ではもうほとんどのところで決定論的輸送計算コードの開発、解法の研究は行われていないのではないのでしょうか。なんだか残念な気がしてなりません。

なお、次回の PHYSOR は 2002 年 10 月 7 日～10 日に韓国のソウルで開催される予定で、会議タイトルは "International Conference of the New Frontiers of Nuclear Technology : Reactor Physics, Safety and High-Performance Computing" となっています。既にホームページもできているようなので興味のある方は

<http://physor2002.kaist.ac.kr/>

にアクセスしてみてください。

<研究室だより>

日本ニュークリア・フュエル株式会社 (JNF) 炉心設計部

JNF 炉心設計部 山本宗也

新聞報道などで、一部の方は、既にご存知のことと思いますが、2000 年 1 月 1 日付けで、GE、日立、東芝の 3 社 (以後、親会社と総称) による国際原子燃料合弁会社「Global Nuclear Fuel (GNF)社」が設立されました。これに伴い、日本ニュークリア・フュエル(株)は、GNF 社の日本事業会社として、また GNF-Americas 社は、米国事業会社として、これまで親会社が行ってきた軽水炉用原子燃料の営業、設計、開発業務を移管され、原子燃料の開発・設計・製造・販売までを一貫して行う専門会社として再生・再出発することになりました。

この場を借りて、先ず新生 GNF 社以下、各社の紹介をさせていただき、その後で、当炉物部会関係者の多くが所属する「JNF 炉心設計部」の紹介をしたいと思います。

はじめに、各社の関係・位置付けを理解していただくため、2000 年 1 月 6 日付けで、日立、東芝両社のホームページ上に発表されたプレス・リリース文を転載します。少し複雑で、理解しづらいところがあるかもしれませんが、ゆっくりご一読下さい。

以下、プレス・リリース文

平成 12 年 1 月 6 日

『GE、日立、東芝 三社合弁による国際原子燃料合弁会社

「グローバル・ニュークリア・フュエル社」を設立』

ゼネラル・エレクトリック・カンパニー

株式会社 日立製作所

株式会社 東芝

米国ゼネラル・エレクトリック・カンパニー(以下 GE)、株式会社日立製作所(以下 日立)、株式会社東芝(以下 東芝)の三社は、このたび、原子燃料の営業、設計、開発、製造部門を統合して、日米に拠点を持つ国際燃料合弁会社「グローバル・ニュークリア・フュエル社」(以下 GNF)を平成 12 年 1 月 1 日に設立しま

した。

三社は、原子燃料の営業、設計、開発部門を、三社出資の製造合弁会社である「日本ニュークリア・フュエル株式会社」(以下 JNF)、およびGEの米国における燃料製造工場を法人化した「グローバル・ニュークリア・フュエル・アメリカ社」(以下 GNF-A)に移管し、両社がGNFの事業拠点となります。GNFはこの両事業会社を通じて、軽水炉用原子燃料の営業、設計、開発ならびに製造を行い、総合力の向上と効率的な運営により、よりコストパフォーマンスに優れ、信頼性の高い軽水炉用原子燃料および関連サービスを、日本国内ならびに世界のお客様に提供してまいります。

GNFの日本における事業会社となるJNFは、現在三社が持つ燃料製造合弁会社(JNF)に、これまでGEインターナショナル・インコーポレーション(略称GEII)、日立、東芝の三社がそれぞれ行ってきた軽水炉用原子燃料の営業、設計、開発業務を移管し、原子燃料の製造から販売までを一貫して行う専門会社として市場競争力の高い製品・サービスを、日本市場で提供してまいります。

一方、米国における事業会社として、GEの軽水炉用原子燃料部門(営業、設計、開発、販売部門、米国ノースカロライナ州ウィルミントンに持つ燃料製造工場)を分離し、これにGEとJNFの合弁会社で発電用ウランへの転換加工を行っているジョイント・コンバージョン・カンパニー(略称JCC)を統合して、GNF-Aを新たに発足しました。GNF-Aは、ウラン燃料の再転換から成形加工、販売までを行う、原子燃料の総合企業として、米国、欧州、台湾、メキシコを主要市場として事業を展開します。

GNFは、GE、日立、東芝の三社の原子燃料事業における実績を総合的に活用することにより、両事業会社が多様化する顧客ニーズに応え、競争力の高い製品・サービスを提供できるよう、合弁会社全体の経営を行ってまいります。

GE、日立、東芝の三社は、1967年に包括的な沸騰水型原子力発電プラント(BWR)の技術ライセンス契約締結以来、日本および海外でBWRプラントの建設、運転プラントの予防保全サービス分野において協力関係を構築してきました。また、原子燃料分野においては、1967年に燃料製造合弁会社としてJNFを設立し、これまでに約6万体制におよぶ原子燃料を国内の電力会社などに納入してきており、その製品については高い信頼性と評価を得ています。

これまで三社が築き上げた実績をベースに、GNFは、市場競争力に優れ、信頼性の高い原子燃料とサービス、技術を提供することによって、より一層お客様に満足いただける企業となるべく尽力してまいります。

■新会社の概要

○グローバル・ニュークリア・フュエル社

| | |
|-------|--------------------------------------|
| 会社名 | Global Nuclear Fuel (略称:GNF) |
| 業務内容 | JNF、GNF-Aの統括業務 |
| CEO | John D. Fuller (ジョン・フラー、前:GE原子力事業部門) |
| 議決権比率 | GE 51%、東芝 24.5%、日立 24.5% |
| 売上高 | 約500億円 |
| 所在地 | (本社)米国カリフォルニア州サンノゼ |

○日本ニュークリア・フュエル株式会社

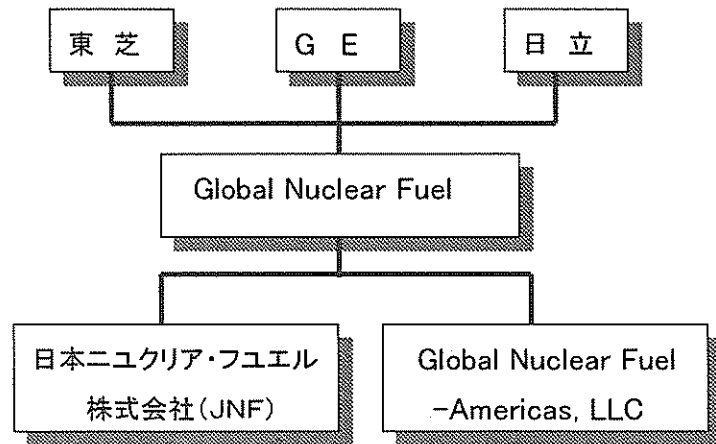
| | |
|---------|--------------------------------------|
| 会社名 | 日本ニュークリア・フュエル株式会社(略称:JNF) |
| 業務内容 | BWR用燃料に関する開発、設計、製造並びに関係するエンジニアリング、販売 |
| 社長(COO) | 待場 浩(前:株式会社東芝 電力システム社 原子力事業部長) |
| 資本金 | 約30億円(2000年3月までに増資予定) |
| 従業員数 | 約500名 |
| 所在地 | (本社・久里浜工場)神奈川県横須賀市内川2丁目3番1号 |
| その他拠点 | 上大岡事務所、東京事務所 |

○グローバル・ニュークリア・フュエル アメリカズ

| | |
|---------|---|
| 会社名 | Global Nuclear Fuel-Americas,LLC |
| 業務内容 | BWR用燃料に関する開発、設計、製造並びに関係するエンジニアリング、販売 ウラン燃料の再転換に関する開発、設計、製造並びに関係するエンジニアリング、販売 |
| 社長(COO) | Craig P.Kipp (クレイグ・キップ 前:GE原子力事業部門) |
| 従業員数 | 約900名 |
| 所在地 | (本社・工場)米国ノースカロライナ州ウィルミントン |

以上、プレス・リリース文

以上まとめますと、本燃料合弁会社の形態は、下の図のようになっています。ご理解戴けたでしょうか。



[JNF 炉心設計部]

新生 JNF の話に移りますが、旧 JNF から大幅に職掌が拡大されたため、組織もそれに合わせて刷新されました。機能別に大きく四つの本部から構成されていますが、開発・設計関連の業務は、エンジニアリング本部に集結されています。エンジニアリング本部は、燃料設計部と炉心設計部の二つの部で構成され、日立、東芝、GE I I から出向したエンジニアが、横浜の上大岡駅 (京浜急行線) 前の三井生命ビル内、「上大岡事務所」に集結しています。炉物理部会に縁が深いのは、炉心設計部の方ですが、炉物理部会会員は、残念ながら、現状 6 名しかいないのは遺憾であり、今後増強を呼びかけるつもりでいます。さて、炉心設計部ですが、業務内容的に、次に記す三つのグループに分かれています。堅固な組織境界がある訳ではなく、適材適所、掛け持ち・協力するフレキシブルな組織になっています。

①炉心設計・開発グループ：炉心核熱水力設計、新型燃料開発、炉心改良設計、許認可およびその解析、外部との共同研究、委託研究などを担当しています。

②炉心管理グループ：電力会社からの委託を受け、運転プラントの炉心管理業務支援 (起動から停止に至る一連の計画・手順作成、運転追跡) を担当しています。

③手法開発グループ：燃料集合体核計算コード、BWRシミュレータ、プロコン向け炉心管理ツール、炉心動特性コードなど炉心設計部で用いる主要コードの開発・改良、および設計自動化・効率化ツールの開発・整備を担当しています。

さて、「結局、親会社はどうなったのか?、職掌分担はどうなっているのか?」という疑問が残っていると思いますので、少し補足します。まず、基本線として、親会社との間で、業務上の競合は起こらないようにしています。大雑把に言えば、建設中と運転中のプラントの燃料設計や炉心設計は、JNF の所掌となっています。一方、将来のプラントの炉心・燃料概念設計やダウンストリーム等は、親会社の所掌ということになっています。

以上、「JNF 炉心設計部」というより新生 JNF 社の概要を紹介させて戴きました。新会社が発足して 3 ヶ月余り、旧 JNF を含めて、育ちの違う異母四兄弟が同居を始めた訳で、現在のところ、異文化交流の真最中といったところです。トップからの “C³D⁴” (C は Communication、D は Drink) チャレンジを受けて、どんなヘレニズム文化が生まれるのか、当事者ながら興味深いところです。我々は、今後、「JNF」という冠名を名乗ります。これまで炉物理部会では余り耳慣れない冠名ですが、宜しくお見知りおき、お願い申し上げます。

☆事務局だより

国際会議 ND2001 の案内

2001年10月に茨城県つくば市で開催される「ND2001」に関する情報を、ホームページ (<http://www.ndc.tokai.jaeri.go.jp/nd2001/>) から転載します。

International Conference on Nuclear Data for Science and Technology
 "Embracing the Future at the Beginning of the 21st Century"

The International Conference on Nuclear Data for Science and Technology will be held on October 7-12, 2001 in Tsukuba, JAPAN. This is an OECD-Nuclear Energy Agency Conference which has been held approximately every 3 years. These conferences were dedicated to the communication among evaluators, experimentalists, and users in the nuclear data field. In the beginning of the 21st century, the Conference will provide a forum for the interchange of new technologies, databases, and developments for nuclear and non-energy applications.

• Time Schedule

1. First Announcement (March, 2000)
2. Second announcement (July 31, 2000)
3. Deadline for submission of abstracts (December 20, 2000)
4. Third announcement (April 30, 2001)
5. Deadline for submission of manuscripts (August 31, 2001)

Conference date (October 7-12, 2001)

Contact:

Dr. Akira HASEGAWA

Nuclear Data Center, Department of Nuclear Energy System

Japan Atomic Energy Research Institute

Tel: 29-282-5480 / FAX: 29-282-5766

e-mail: hasegawa@ndc.tokai.jaeri.go.jp

平成 12 年度炉物理部会運営委員

| 平成 12 年度炉物理部会運営委員 | |
|----------------------|---------------|
| 部会長 (1年) | 相沢乙彦 (武蔵工大) |
| 副部会長 (1年) | 工藤和彦 (九州大学) |
| 庶務幹事 (1年) | 竹田敏一 (大阪大学) |
| 庶務幹事 (2年) | 古藤健司 (九州大学) |
| 幹事 (学会炉物理部会担当企画委員) | 竹田敏一 (大阪大学) |
| 幹事 (学会編集委員) | 須崎武則 (原研) |
| 幹事 (学会炉物理委員会委員長) | 中川正幸 (原研) |
| 財務小委員会 (1年) | 山根義宏 (名古屋大学) |
| 財務小委員会 (2年) | 別所泰典 (日立) |
| 編集小委員会 (1年) | 中島健 (原研) |
| 編集小委員会 (2年) | 山本敏久 (大阪大学) |
| 編集小委員会 (2年、部会 HP 担当) | 須山賢也 (原研) |
| セミナー小委員会 (1年) | 工藤和彦 (九州大学) |
| セミナー小委員会 (1年) | 古藤健司 (九州大学) |
| 学術研究交流小委員会 (1年) | 岩崎智彦 (東北大学) |
| 学術研究交流小委員会 (2年) | 若林利男 (サイクル機構) |
| 学生・若手小委員会 (1年) | 大井川宏之 (原研) |
| 学生・若手小委員会 (2年) | 小坂進矢 (東電ソフト) |

(注: 2000年3月29日の総会において承認された委員構成。)

編集小委員会からのお願い

部会報に対するご意見・要望がありましたら、編集小委員会までお知らせください。また、部会報原稿として、「部会員の声 (自由投稿欄): 内容不問で、自由に投稿、意見を述べられる場」を常時募集しています。部会ニュース掲載の原稿 (国際会議論文募集、他) もございましたら、お知らせ下さい。

連絡先: 編集小委員会 中島 健 (E-mail: nakajima@melody.tokai.jaeri.go.jp)

山本敏久 (E-mail: toshi@sirius.nucl.eng.osaka-u.ac.jp)

炉物理部会会員名簿 (50音順)

(計 303名、2000年 6月 20日現在)

| 氏名 | 所属 | 氏名 | 所属 |
|--------|-----------------------|--------|---------------------|
| 相沢 乙彦 | 武蔵工業大学工学部 | 大澤 孝明 | 近畿大学理工学部 |
| 青木 克忠 | アイテル技術サービス㈱ | 大杉 俊隆 | 日本原子力研究所東海研究所 |
| 青山 肇男 | ㈱日立製作所電力・電機グループ | 大田 正男 | 帝京大学福岡短期大学 |
| 秋濃 藤義 | 日本原子力研究所国際原子力総合技術センター | 大塚 益比古 | 原子力システム研究懇話会 |
| 秋本 正 | 北海道大学大学院工学研究科 | 大西 忠博 | 拓殖大学工学部 |
| 朝岡 卓見 | 東海大学工学部 | 大野 秋男 | 日本原子力研究所東海研究所 |
| 阿知波 紀郎 | 九州大学理学部 | 大山 彰 | (財)日本原子力文化振興財団 |
| 姉川 尚史 | 東京電力㈱原子力技術部 | 岡 芳明 | 東京大学工学系研究科 |
| 阿萬 剛史 | 大阪大学・博大学院工学研究科 | 岡崎 成晃 | 日本原子力研究所東海研究所 |
| 安 成弘 | 原子力システム研究懇話会 | 岡野 靖 | 核燃料サイクル開発機構大洗工学センター |
| 安藤 真樹 | 日本原子力研究所東海研究所 | 岡村 信生 | 核燃料サイクル開発機構 |
| 安藤 良平 | ㈱東芝電力システム社 | 小川 喜弘 | 近畿大学理工学部 |
| 飯島 一敬 | 核燃料サイクル開発機構 | 荻野 宏泰 | 放送大学東京第1学習センター |
| 飯島 進 | 日本原子力研究所東海研究所 | 奥田 泰久 | 住友原子力工業㈱ |
| 飯島 勉 | (財)高度情報科学技術研究機構 | 奥村 啓介 | 日本原子力研究所東海研究所 |
| 井頭 政之 | 東京工業大学原子炉工学研究科 | 小田野 直光 | 日本原子力研究所東海研究所 |
| 井口 哲夫 | 名古屋大学大学院工学研究科 | 小原 徹 | 東京工業大学原子炉工学研究科 |
| 池内 祥隆 | 京都大学・修原子炉実験所 | 親松 和浩 | 愛知淑徳大学現代社会学部 |
| 池田 沢慈 | 京都大学・修原子炉実験所 | 景平 克志 | 原子燃料工業㈱ |
| 池田 秀晃 | 東電ソフトウェア㈱ | 片岡 宏樹 | 名古屋大学・修大学院工学研究科 |
| 井澤 一彦 | 日本原子力研究所東海研究所 | 片桐 康寛 | 名古屋大学・修大学院工学研究科 |
| 石川 敏夫 | ㈱フジタ | 片瀬 彬 | 東和大学 |
| 石谷 和己 | 原電情報システム㈱ | 桂木 學 | ㈱総合技術情報機構 |
| 石橋 健二 | 九州大学大学院工学研究科 | 加藤 敏郎 | 岐阜医療技術短期大学 |
| 居島 一仁 | 資源エネルギー庁 | 角谷 浩享 | 静岡産業大学国際情報学部 |
| 伊勢 武治 | 日本原子力研究所東海研究所 | 金子 英次 | 中部電力㈱ |
| 磯野 彬 | ㈱情報数理研究所 | 金子 義彦 | 武蔵工業大学原子力研究所 |
| 磯野 武志 | ㈱シーティーアイ | 金田 武司 | ㈱三菱総合研究所 |
| 板垣 正文 | 北海道大学大学院工学研究科 | 亀井 孝信 | アイテル技術サービス㈱ |
| 市瀬 潤 | 住友原子力工業㈱ | 川島 正俊 | ㈱東芝電力システム社 |
| 市原 千博 | 京都大学原子炉実験所 | 川本 忠男 | ㈱原子力エンジニアリング |
| 市村 鋭一 | 東京電力㈱技術開発本部原子力研究所 | 菅 太郎 | 三菱重工㈱ |
| 井出 秀一 | 原子燃料工業㈱ | 神田 啓治 | 京都大学原子炉実験所 |
| 伊藤 卓也 | 原子燃料工業㈱ | 神田 幸則 | 大分工業高等専門学校 |
| 伊藤 大一郎 | 三井造船㈱ | 岸田 邦治 | 岐阜大学工学部 |
| 伊藤 佳央 | ㈱コンピュータテクノロジー・インテグレイタ | 北沢 日出男 | 防衛大学校 |
| 猪野 正典 | ㈱東芝 | 北田 孝典 | 大阪大学大学院工学研究科 |
| 井上 英明 | エス・アンド・イー㈱ | 北野 彰洋 | 北海道大学・修大学院工学研究科 |
| 茨木 正信 | 東北大学・修大学院工学研究科 | 北村 正晴 | 東北大学大学院工学研究科 |
| 岩崎 智彦 | 東北大学大学院工学研究科 | 木下 剛史 | 大阪大学・修大学院工学研究科 |
| 岩崎 裕典 | ㈱三菱総合研究所 | 木下 豊 | 電源開発㈱ |
| 植田 精 | アイテル技術サービス㈱ | 木村 逸郎 | ㈱原子力安全システム研究所 |
| 植松 真理 | 在日フランス大使館 | 木村 純 | 三菱重工㈱神戸造船所 |
| 内川 貞夫 | ㈱日立製作所電力・電機グループ | 木本 達也 | 原子燃料工業㈱熊取製造所 |
| 宇津呂 雄彦 | 京都大学原子炉実験所 | 鬼柳 善明 | 北海道大学大学院工学研究科 |
| 宇都 成昭 | 核燃料サイクル開発機構大洗工学センター | 清瀬 量平 | |
| 宇根崎 博信 | 京都大学原子炉実験所 | 磯宝 明德 | 大阪大学・工大学院工学研究科 |
| 馬野 琢也 | ㈱東芝原子力技術研究所 | 久語 輝彦 | 日本原子力研究所東海研究所 |
| 梅田 健太郎 | ㈱ウッドランド | 工藤 和彦 | 九州大学大学院工学研究科 |
| 梅野 正義 | 名古屋工業大学 | 工藤 勝久 | 電子技術総合研究所 |
| 海老沢 徹 | 京都大学原子炉実験所 | 倉重 哲雄 | 石川島播磨重工業㈱ |
| 遠藤 信隆 | 東電設計㈱ | 黒沢 一男 | 日本原子力研究所東海研究所 |
| 大井川 宏之 | 日本原子力研究所東海研究所 | 黒澤 正彦 | ㈱東芝 |
| 大石 晃嗣 | 清水建設㈱技術研究所 | 河本 慎也 | 名古屋大学・修大学院工学研究科 |
| 大木 繁夫 | 核燃料サイクル開発機構大洗工学センター | 小坂 進矢 | 東電ソフトウェア㈱ |
| | | 古藤 健司 | 九州大学大学院工学研究科 |

| 氏名 | 所属 | 氏名 | 所属 |
|--------|-----------------------|--------------|-------------------------|
| 小林 岩夫 | 原子力エンジニアリング㈱ | 高野 秀機 | 日本原子力研究所東海研究所 |
| 小林 捷平 | 京都大学原子炉実験所 | 高橋 亮人 | 大阪大学大学院工学研究科 |
| 小林 圭二 | 京都大学原子炉実験所 | 田川 明広 | 大阪大学・修大学院工学研究科 |
| 小林 啓祐 | | 瀧川 幸夫 | ㈱東芝原子力技術研究所 |
| 古林 徹 | 京都大学原子炉実験所 | 武田 充司 | 日本原子力発電㈱ |
| 小林 正春 | 昭和建物管理㈱ | 武田 栄一 | 東京工業大学名誉教授 |
| 小林 裕司 | ㈱東芝府中工場 | 竹田 敏一 | 大阪大学大学院工学研究科 |
| 駒野 康男 | 三菱重工㈱原子力技術センター | 竹田 練三 | ㈱日立製作所電力・電機開発研究所 |
| 米田 政夫 | 京都大学・修 | 多田 徳広 | 東北大学・修大学院工学研究科 |
| 近藤 育朗 | ㈱きんでん東京支社 | 巽 雅洋 | 原子燃料工業㈱ |
| 近藤 駿介 | 東京大学大学院工学系研究科 | 立松 篤 | 日本原子力発電㈱敦賀発電所 |
| 五藤 博 | | 田中 俊一 | 日本原子力研究所東海研究所 |
| 後藤 頼男 | | 田中 豊 | 三菱重工㈱高砂研究所 |
| 飯元 重康 | 東海大学工学部 | 田原 義壽 | 三菱重工㈱原子力技術センター |
| 佐久間 雄平 | 防衛庁技術研究本部 | タン ウィン | |
| 櫻井 俊吾 | (財)原子力発電技術機構 | 千葉 豪 | 北海道大学・修大学院工学研究科 |
| 櫻井 良憲 | 京都大学原子炉実験所 | 茶谷 浩 | 京都大学原子炉実験所 |
| 桜田 光一 | ㈱東芝 | 築城 諒 | |
| 佐々 敏信 | 日本原子力研究所東海研究所 | 辻 雅司 | 北海道大学大学院工学研究科 |
| 佐治 悦郎 | 内閣総理大臣官房原子力安全室 | 辻本 和文 | 日本原子力研究所東海研究所 |
| 左藤 大介 | 三菱重工㈱原子力事業本部 | 土橋 敬一郎 | (財)放射線利用振興協会 |
| 佐野 忠史 | 大阪大学・博大学院工学研究科 | 程 衛英 | 東京大学・博工学部附属原子力工学研究施設 |
| 沢村 晃子 | 北海道大学大学院工学研究科 | 戸梶 浩生 | (財)核物質管理センター-東海保障措置センター |
| 三田 敏男 | ㈱日立製作所電力・電機グループ | トンスキー ウラジミール | 東京工業大学・博 |
| 志賀 章郎 | コンピュータソフト開発㈱ | 東総 達三 | 日本原子力研究所東海研究所 |
| 重留 義明 | 核燃料サイクル開発機構東海事業所 | 外池 幸太郎 | 日本原子力研究所東海研究所 |
| 志子田 恵治 | ㈱CRC総合研究所 | 内藤 徹孝 | ㈱ナイス |
| 嶋田 昭一郎 | 近畿大学原子力研究所 | 名内 泰志 | (財)電力中央研究所柏江研究所 |
| 島津 洋一郎 | 北海道大学大学院工学研究科 | 中 隆文 | 日本ニュークリア・フュエル㈱ |
| 清水 彰直 | (財)若狭湾エネルギー研究センター | 中川 正幸 | 日本原子力研究所東海研究所 |
| 白井 浩嗣 | 東京工業大学・博理工学研究科 | 中込 良廣 | 京都大学原子炉実験所 |
| 白方 敬章 | 核燃料サイクル開発機構もんじゅ建設所 | 中沢 正治 | 東京工業大学工学系研究科 |
| 代谷 誠治 | 京都大学原子炉実験所 | 中島 秀紀 | 九州大学総合理工学研究科 |
| 新藤 隆一 | 日本原子力研究所国際原子力総合技術センター | 中島 宏 | 日本原子力研究所東海研究所 |
| 菅原 隆徳 | 東北大学・修大学院工学研究科 | 中島 健 | 日本原子力研究所東海研究所 |
| 杉 暉夫 | 日本原子力研究所国際原子力総合技術センター | 中塚 亨 | 日本原子力研究所東海研究所 |
| 杉野 和輝 | 核燃料サイクル開発機構大洗工学センター | 中土井 昭三 | 東海大学工学部 |
| 檀山 一典 | | 仲野 真一 | 京都大学原子炉実験所 |
| 須崎 武則 | 日本原子力研究所東海研究所 | 中野 正文 | 日本アドバンステクノロジー㈱ |
| 鈴木 善郎 | 核燃料サイクル開発機構もんじゅ建設所 | 中野 佳洋 | 日本原子力研究所東海研究所 |
| 鈴木 一寿 | 東京工業大学・博原子炉工学研究所 | 中原 康明 | |
| 須田 憲司 | 日本原燃㈱再処理建設所 | 中村 詔司 | 核燃料サイクル開発機構東海事業所 |
| 須田 信英 | 原子力安全委員会 | 中村 剛実 | 東京ニュークリア・サービス㈱ |
| 住田 健二 | 大阪科学技術センター | 中村 知夫 | |
| 須山 賢也 | 日本原子力研究所東海研究所 | 中村 久 | |
| 瑞慶覧 篤 | 日立エンジニアリング㈱ | 長尾 美春 | 日本原子力研究所大洗研究所 |
| 関 泰 | 日本原子力研究所那珂研究所 | 長沖 吉弘 | 核燃料サイクル開発機構大洗工学センター |
| 関本 博 | 東京工業大学原子炉工学研究所 | 永瀬 慎一郎 | 東海大学 |
| 関谷 全 | 岡山理科大学総合情報学部 | 成田 正邦 | 秋田大学工学資源学部 |
| 仙石 勝久 | 関西電力㈱ | 錦織 毅夫 | 吉備国際大学 |
| 千田 康英 | 三菱重工㈱神戸造船所 | 仁科 浩二郎 | 愛知淑徳大学 |
| 曾野 浩樹 | 内閣総理大臣官房原子力安全室 | 西原 健司 | 日本原子力研究所東海研究所 |
| 高木 直行 | 核燃料サイクル開発機構大洗工学センター | 西原 英晃 | |
| 高須賀 弘志 | 京都大学・修エネルギー科学研究科 | 西原 宏 | ㈱原子力安全システム研究所 |
| 高田 直之 | 原子燃料工業㈱ | 新田 正義 | 名古屋大学工学部 |
| | | 能澤 正雄 | (財)高度情報科学技術研究機構 |

| 氏名 | 所属 | 氏名 | 所属 |
|--------|-------------------------|-------------|---------------------|
| 野村 政 | | 安野 武彦 | |
| 芳賀 暢 | (財)原子力発電技術機構 | 山内 英人 | 名古屋大学工学部 |
| 萩谷 昇司 | エイ・ティ・エス㈱ | 山口 隆司 | 核燃料サイクル開発機構大洗工学・ |
| 橋本 憲吾 | 近畿大学原子力研究所 | 山崎 正俊 | 原子燃料工業㈱ |
| 長谷 博友 | 京都大学原子炉実験所 | 山崎 淳 | 名古屋大学・修大学院工学研究科 |
| 林 脩平 | 立教大学 | 山田 毅 | 日立造船㈱ |
| 林 高史 | 名古屋大学・修大学院工学研究科 | 山根 剛 | 日本原子力研究所東海研究所 |
| 林 正俊 | 九州保健福祉大学 | 山根 祐一 | 日本原子力研究所東海研究所 |
| 馬場 謙 | 東北大学サイロロン・ラジオアイソトープセンター | 山根 義宏 | 名古屋大学大学院工学研究科 |
| 樋口 雅久 | 日本原子力発電㈱ | 山野 直樹 | 住友原子力工業㈱ |
| 肥田 和毅 | 日本ニュークリア・フュエル㈱ | 山本 章夫 | 原子燃料工業㈱ |
| 平泉 宏明 | 東北大学工学部 | 山本 敏久 | 大阪大学大学院工学研究科 |
| 平岡 徹 | (財)電力中央研究所柏江研究所 | 山本 宗也 | 日本ニュークリア・フュエル㈱ |
| 平川 直弘 | 東北職業能力開発大学校 | 横尾 健 | (財)電力中央研究所柏江研究所 |
| 平賀 富士夫 | 北海道大学工学部 | 横山 賢治 | 核燃料サイクル開発機構大洗工学センター |
| 平沢 義孝 | 東北大学・修大学院工学研究科 | 吉井 貴 | 東電ソフトウェア㈱ |
| 平野 豪 | 東北大学・博大学院工学研究科 | 吉迫 公一 | 名古屋大学・修大学院工学研究科 |
| 平野 靖 | ㈱東芝原子エンジニアリング | 吉田 正 | 武蔵工業大学工学部 |
| 廣石 勉 | 東北大学・修大学院工学研究科 | 吉田 弘幸 | (財)高度情報科学技術研究機構 |
| 弘田 実弥 | | 米田 憲司 | 京都大学原子炉実験所 |
| 下 哲造 | 京都大学・博原子炉実験所 | 路次 安憲 | 通産省資源エネルギー庁 |
| 深井 佑造 | | 若林 利男 | 核燃料サイクル開発機構 |
| 深堀 智生 | 日本原子力研究所東海研究所 | 渡邊 将人 | 中部電力㈱技術開発本部電力技術研究所 |
| 福井 大輔 | 名古屋大学工学部 | WARIS ABDUL | 東京工業大学・博原子炉工学研究所 |
| 藤田 憲顕 | 京都大学原子炉実験所 | | |
| 藤村 統一郎 | 日本原子力研究所東海研究所 | | |
| 古橋 晃 | (財)核物質管理センター | | |
| 別所 泰典 | ㈱日立製作所日立工場 | | |
| 堀江 淳之助 | 大阪国際女子大学 | | |
| 堀口 哲男 | 近畿大学 | | |
| 前川 洋 | 日本原子力研究所東海研究所 | | |
| 松井 一秋 | (財)エネルギー総合工学研究所 | | |
| 松井 正明 | 名古屋大学・修大学院工学研究科 | | |
| 松浦 祥次郎 | 原子力安全委員会 | | |
| 松延 幸 | ㈱データ工学 | | |
| 松村 和彦 | 日本ニュークリア・フュエル㈱ | | |
| 松村 哲夫 | (財)電力中央研究所柏江研究所 | | |
| 松本 高明 | 北海道大学工学部 | | |
| 松本 哲男 | 武蔵工業大学原子力研究所 | | |
| 丸山 博見 | 日本ニュークリア・フュエル㈱ | | |
| 三浦 肇記 | 近畿大学・修大学院総合理工学研科 | | |
| 三上 洋平 | 北海道電力㈱泊発電所 | | |
| 三木 一克 | ㈱日立製作所電力・電機グループ | | |
| 三澤 毅 | 京都大学原子炉実験所 | | |
| 水田 宏 | | | |
| 水本 元治 | 日本原子力研究所東海研究所 | | |
| 三橋 偉司 | ㈱東芝原子力技術研究所 | | |
| 光元 里香 | 近畿大学・理工工学部 | | |
| 三好 幸治 | 京都大学・修 | | |
| 向山 武彦 | 日本原子力研究所東海研究所 | | |
| 向原 民 | 東京大学工学部附属原子力工学研究施設 | | |
| 村上 龍敏 | 東京工業大学・修大学院理工学研科 | | |
| 村田 勲 | 大阪大学大学院工学研究科 | | |
| 望月 恵一 | ㈱田丸屋本店 | | |
| 森 貴正 | 日本原子力研究所東海研究所 | | |
| 森島 信弘 | 京都大学大学院工学研究科 | | |

印刷の都合上、登録された漢字と異なる表記になっている場合があります、ご了承願います。