

特別講演

東海村臨界事故の教訓について

四日市大学環境情報学部

教授 古川路明

JCOの東海村ウラン加工工場における臨界事故に関してはいろいろ問題があります。事故が起きたのは1999年9月30日ですが、9月29日に入試問題をようやくつくり終えまして、ちょっと一息ついていたら、30日の午後、とんでもないニュースが飛び込んできました。四日市大学の環境情報学部にはマスコミ関係から来られている方がおられ、この方に会った途端に、「今日の夕刊のトップニュースが決まりましたよ」、「何ですか」、「東海村の臨界事故で、二人死にますよ」と過激な発言をいたしました。さすがにマスコミ人だったので、「古川はいつも大袈裟だけど、ウソもあまり言わないようだから」と急いでインターネットで探して、「確かに大変だよ」と驚かれました。

この事故に関しましてはいろいろ事情がありまして、高木仁三郎さんが代表をしていた原子力資料情報室との関わりで、「JCO事故を検討する資料情報室の会議の代表」をしております。今日は、この会議の代表として得られた情報を基に、①東海村における臨界事故、②「ウラン加工工場事故調査委員会報告」に関する検討、③私の解析結果、④今後の課題の順に、新聞に出ているようなことはできるだけ避けてお話ししたいと思います。

1 東海村における臨界事故

1.1 事故の経過

1999年9月30日10時35分、茨城県那須郡東海村に設置されている(株)JCOの「転換試験棟」で、濃縮ウランの濃厚溶液(^{235}U 存在度、18.8%)を大量に円筒形の容器(「沈殿槽」)に入れたため臨界状態に達し、瞬間的に激しい連鎖反応が起こりました。その後も臨界状態が続き、10月1日早朝に沈殿槽の周囲の冷却水の除去、ホウ酸溶液の注入などによって臨界はようやく終結しました。その間の約20時間、中性子が放出され続けました。

作業にあたった3人の作業員は、重度の被ばくを受け1人は死亡し、1人は重体(本講演の約2ヶ月後

に死亡)、1人は退院しています。その他にも、水抜き作業・ホウ酸水注入に従事した人、敷地内にいたJCO従業員など、消防署員、防災業務関係者(原子力研究所、核燃料サイクル開発機構)だけでなく、一般住民が被ばくしました(2000年1月31日に科学技術庁事故調査対策本部は、合計439人の被ばく線量の評価結果を報告。一般住民で法令で定める線量限度の1 mSv以上被ばくした人は119人と報告)。

また、半径350m圏の住民(47世帯161人)が避難し、半径10km圏の住民(約31万人)が退避するという、日本の原子力の歴史上最悪の事故といえます。

1.2 直接の事故原因(表1、図1)

表1は製品溶解パラメーターシートの1例です。JCOという会社は住友金属鉱山という大会社の100%出資の子会社です。JCO工場の主要な業務は、軽水炉用の核燃料製造のための再転換作業ですが、事故時の作業では、高速実験炉「常陽」用濃縮ウランの再転換の最後の行程を進めていました。この業務は年に1回程度しかなく、処理されるウラン量は軽水炉用の1%以下です。

問題の本質に入ります。ポイントは核燃料サイクル開発機構からの要求で、1ℓ当たり380gのウランの入っている硝酸溶液で、しかもフリーの硝酸が0.5N以下(0.5N以上の硝酸の過剰がない)という溶液を作るといことです。2.4kgのウラン(八酸化三ウラン(U_3O_8)だとその1割増くらいになる)に硝酸を1.7ℓ入れて、それに水を4.3ℓ入れて、かき混ぜることにより目的の液をつくることになります。

しかし、このような濃厚なウラン溶液の調製は決して楽なことではありません。「酸化ウランを小過剰の硝酸に溶解して、濃厚溶液をつくること」は、普通の化学操作ではありません。普通、実験室では、もっと硝酸をたくさん入れて溶かして、後から過剰の硝酸を飛ばして濃度などを合わせるようなことをやるわけです。そうではなくて、一回の作業でウラン2.4kg(1作業単位、1バッチ)をそのまま溶かし

で濃厚溶液(濃縮度18.8%)をつくってしまおうというわけですが、いきなり目的の溶液はつくれるわけがありません。

しかも、「均一な溶液」として納品することが要求されていました。すなわち、平成11年度における核燃料サイクル開発機構との契約は、濃厚濃度の硝酸ウラニル溶液約160ℓ(ウラン重量で60kg)の製造ですが、輸送単位の6～7バッチ分(1ロット分)の約40ℓの硝酸ウラニルを「均一な溶液」として納品することになっていました。どうもそういうことが、事故の要因としてあるようです。

図1は転換試験棟の硝酸ウラニル溶液製造工程を示していますが、やはりいけなかったのは、「均一な溶液」という核燃料サイクル開発機構の注文を満たすために1ロット分を一度に沈殿槽に入れて混ぜたことです。これで大量に集まったので臨界になってしまいました。今回の事故が起こる前までは、違法行為ですが貯塔に入れて混合均一化が行われていました。貯塔は長い塔ですから、臨界になりにくい。これを形状管理と言います。一方、沈殿槽は目方で合わせなければいけませんから、質量管理と言います。形状管理された貯塔に入れておれば臨界は起こらなかったのではないかと考えられます。

実際の問題はそのような作業操作だけではありません。この会社は決して、設備投資をうんとできるような経営状態にはないようです。経営は一応、安

表1 製造溶解パラメータ・シート

(「ウラン加工工場臨界事故委員会調査報告」より)

製品溶解 パラメータ シート

作成発行	審査	承認
計画	製造	品質保証
計画	製造	品質保証

プロジェクト名	JOYO (溶液)	PPS番号	QI-PDC-99001
濃縮度	18.8 %	日付	1999.9.6
ロット番号	J-57~60		

原料形態	U量 (kg-U)	硝酸 (lit.)	純水 (lit.)	全量 (lit.)
U3O8	2.4	1.7	4.8	6.5
備考		フリー硝酸 0.5N以下		370 g-U/lit.

特記事項

・CCリリースに従って溶解する。
・純水は溶解時に4.3 lit. 使用し、溶解後のSUSバケツ洗浄時に0.5 lit. を使用する。
・製品U量 J-57~59 14.5kgU、J-60 13.5kgU
JCO分析と立会サンプリング後のU量が上記量になるよう、製品溶液製造は0.6kg多めに行う。
溶液製造量
J-57~59 ... 15.1kgU
J-60 ... 14.1kgU
・硝酸ウラニル溶液は濾過して製品容器に充填する。

泰なのですが、約100人の社員に対して年間売り上げは20億を割っています。20億円の売り上げで、100人を雇うというのは結構大変なことなのです。これは何かおかしい。実は若者で、ちょっと経営に関心のある人間でも言います。「何かおかしいんじゃない?」と。許認可を受けた安全なラインだと、どうしてもさっき言ったような事情で溶かしにくいので、新聞でも話題になりましたがとうとうバケツが登場するのですね。

すなわち、溶かし方を説明した、いわゆる「裏マニュアル」の作業手順書というのがあって、そのポイントにキーワードがいくつかあります。一つはステンレスのバケツであり、新聞でも大分話題になりました。もう一つは、電熱器です。今どき、電熱器などという言葉を使うことはあまりないですが、要するに、何かヒーターを用意する。もう一つのポイントはテンプラフードです。よく分からないのですが、例えば、テンプラを揚げたり、中華料理をつくっているところにある、あのフードです。どうもそうらしいというのは、作業手順書に「テンプラフードの三方をビニールシートで囲う」と書いてある。どう見ても、これはテンプラ屋のフードとしか思えません。決して、高級なものではない。ステンレス

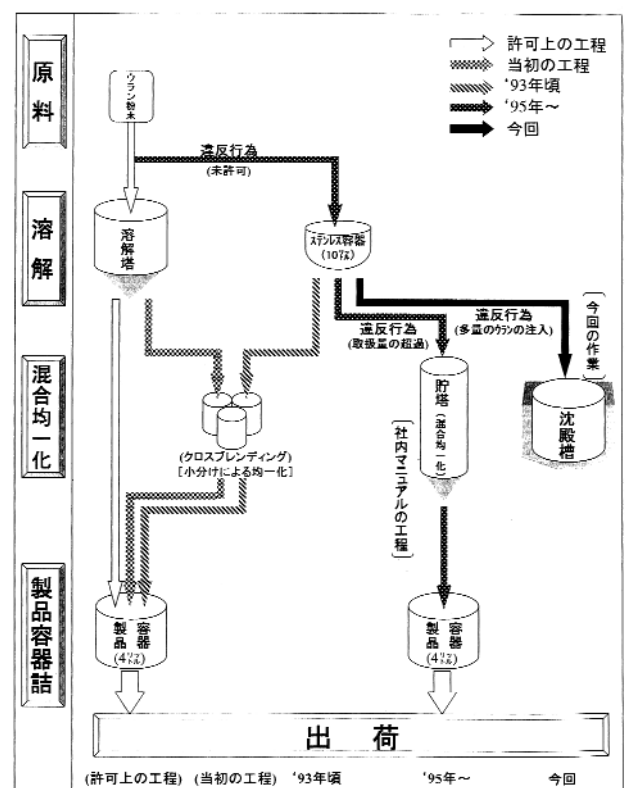


図1 転換試験棟の硝酸ウラニル溶液製造工程
(「ウラン加工工場臨界事故委員会調査報告」より)

のバケツを使って、小さなラーメン屋にあるような、テンプラフードを用意して、そこでやっていたなんて、もっと信用が落ちてしまいますね。この裏マニュアルのポイントというのはそういうことです。

さらに、事故はこの裏マニュアルからも逸脱して、ビーカー（ステンレス鋼製、5ℓ入り）と漏斗を用いて、形状制限のない沈殿槽に大量入れたために発生したことになります。

1.3 作業員の被ばく（図2、図3）

作業にあたった作業員3人は、重度の被ばくを受け、各々が16～20 GyEq, 6～10 GyEq, 1～4.5 GyEqの線量に達する被ばくを受けました（2000年1月31日の科学技術庁事故調査対策本部報告に基づく推定被ばく線量。単位のGyEqは生物学的ガンマ線相当線量。マスコミ報道では「Sv」単位が使用されている）。どの作業員の被ばく線量も致死量を超える、ないしはそれに近い値です。最大の被ばくを受けた大内氏（図2のA氏）は1999年12月21日に死亡され（臨界事故による犠牲者として世界で10人目）、篠原氏（図2のB氏）も非常にひどい状態ということが伝わっています（本講演の約2ヶ月後の2000年4月27日に死亡）。最も被ばくの軽かった横川氏（図3のC氏）は1999年12月20日に退院さ

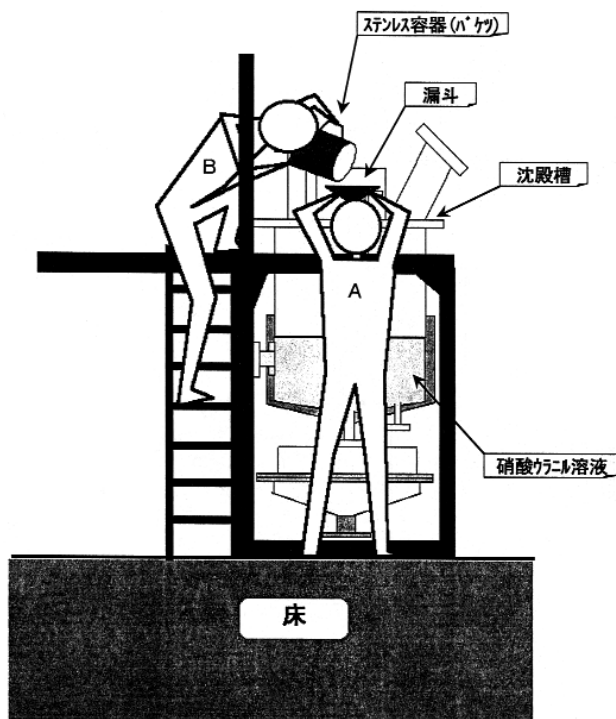


図2 2人の作業状況
（「ウラン加工工場臨界事故委員会調査報告」より）

れています。図2は作業状況を示す概念図（模式的な絵）ですが、実際はとてもこんなことにはなっていません。沈殿槽が作業員の前に描いてありますが、この沈殿槽の直径は約45cmです。人間の体に比べて、随分、大きく書いてあります。

図3は、どういう作業域であったかということを示しています。これを見て分かることは、確かに放射線は、A氏、B氏、C氏の順で浴びるだろうということは分かります。C氏は、薄い壁を隔てているし、距離もあるので、被害が少なかった。ところがこの図面を見ますと、何か変なところがあります。第一に、図中の？マークの箇所にあるはずのドアが省いてあります。JCOと書くべきところにJOCと書いてあることから、後から書き直したのは明らかです。なお、SMM第一ウラン試験棟と書いてありますが、SMMは住友金属鉱山です。従って、図中における下の建物は住友金属鉱山、上の建物はJCOで、廊下でつながっていることになります。

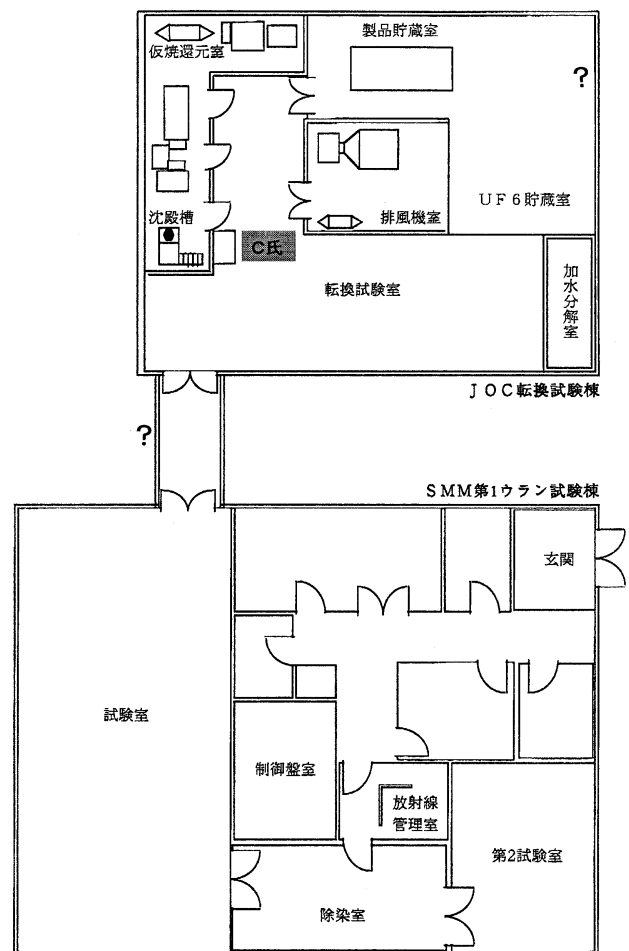


図3 作業場所の概況
（「ウラン加工工場臨界事故委員会調査報告」より）

1.4 ホウ酸溶液の注入(図4)

図4は科学技術庁のホームページからとってきたものです。手書きで書かれた線はホースなのです。臨界がずっと続いて、それを止めるためにホウ酸を入れたホースです。核燃料サイクル開発機構のポンプ車を使ったのですが、原子力研究所の中にホウ酸がないという話が伝わってきて、どうして原子力研究所の中にホウ酸がないのだ、と不思議に思いました。結局、10ℓの溶液を入れるのに、1,500ℓ用意しないと、ポンプ車は動かないのですね。これでは大量のホウ酸が要りますよ。

もう一つ、図3と比べると分かるのですが、結局、転換試験棟で作業をするためには(転換試験棟のドアは普通の出入口という感じではないのです)、転換試験棟の隣の第一ウラン試験棟から入ってきて、ぐるぐるっと回って行かなければなりません。逆に言いますと、転換試験棟なるものは、JCOの飛び地です。だから転換試験棟で働く人が、親会社の施設へ行く

のはどうも気が重いので、早く作業を止めたかったという発言をしたということなのですが、これはよく気持ちが分かります。親会社の施設を通らないと作業室へ入れないので、あまりいい気分のよいはずはないですね。

このホースはどうしたのでしょうか。実はこのホースは、放っておいたのです。そしたら、ずっとそこを流って溶液が逆流してきて、ところどころその継ぎ目から漏れてきたのです。アルファとベータの比で、100倍くらいベータの多い溶液で床が汚れたのです。図4は科学技術庁のホームページであり、公式の書類には出てきません。その頃は、消防署の人が作業したのだと思っていましたが、実は核燃料サイクル開発機構の人が作業したのですね。ホウ酸注入はポンプ車を使い、しかもそのホースを放っておいたために、継ぎ目から抜けてきた。だから元にあった液は、第一ウラン試験棟に抜けてきたのです。なぜかと言うときっと怖かったから、ホースをしばらく放って置いたのですね。作業(ホウ酸溶液注入)をやったのは10月1日早朝です。確か、10月15、16日ごろに床汚染などを調べに行って、大変なことになっている(高い床汚染)ということが分かりました。なお、土嚢積み(10月2日)をしているときに、すでに第一ウラン試験棟にホウ酸溶液が逆流していて、床汚染が起こり、線量が高かったのでしょう。いろいろその辺は分からないことがまだあります。

2 「ウラン加工工場事故調査委員会」に関する検討

2.1 全体的な問題

原子力安全委員会「ウラン加工工場事故調査委員会報告」(1999年12月24日付け)は全体のまとまりがなく、年内に結論を出す方針が最初から打ち出されていたとしか考えられません。十分な調査をせずに委員会が解散するような会の進め方が「報告書」とはいえないような文書を作り上げたのであろう。前半の記述と最後の部分の議論との差が著しいのです。報告書としての全体のまとまりは認められませんが、委員の立場も理解できないことはありません。

2.2 安全審査に関する問題

科学技術庁が責任のがれをしている空気が消えていないようです。安全委員会委員などの責任を問う前に科学技術庁の職員が忠実に職務を果たしていないことを問題にしなければなりません。会社から提出された書類は職員が十分に目を通し、問題点を指摘する段取りのはずです。安全委員会委員の仕事は、

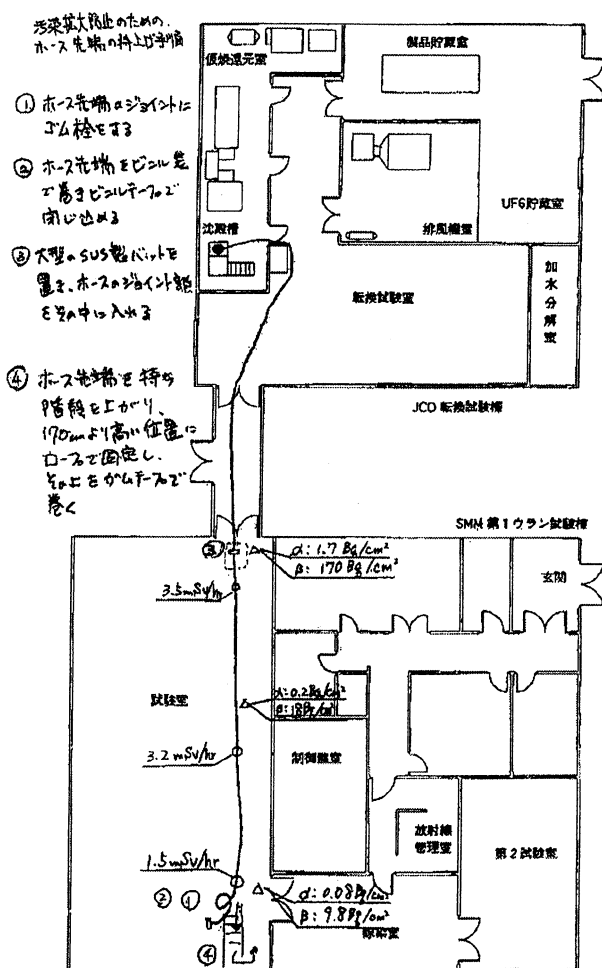


図4 汚染拡大防止のためのホース先端の持ち上げ手順
(「ウラン加工工場臨界事故委員会調査報告」より)

その後が始まるし、そこに多くを期待するのは酷であると考えられます。

2.3 放射能の放出(図5、表2、表3)

図5は事故現場から1 km以上離れているモニタリングステーション(ヨウ化ナトリウム(NaI)検出器)の測定データです。時系列をみますと、最初の臨界のときには、一部でちょこっと上がったところがありますが、大きくは上がっていません。測定場所に雨が降ったかどうかは定かではありません。最大で2 $\mu\text{Gy/h}$ と平常値(せいぜい0.1 $\mu\text{Gy/h}$)よりはるかに高いということはよく分かるのですが、やはり風向きなどでときどき高くなります。ただ、最高で2 $\mu\text{Gy/h}$ で、しかもこの程度の経過時間で放射能をそんなに浴びるとは思えませんし、また健康に異常が出るとは私にはとても思えません。ただ一つ、忘れてはいけないのは、放射性ヨウ素が甲状腺に選択的に取り込まれ、甲状腺が被ばくするという話をよくします。しかし、甲状腺に取り込まれるまでに若干

時間がかかるので(私の専門は化学で、医学をよく知らないのですが)、半減期の短い放射体の場合は、甲状腺が被ばくする前に、例えば吸入した肺などが被ばくをする可能性があります。後からお話しますが、結局、揮発性のもの以外は出ていないので、揮発性のものだけが人体影響を与えるのですね。ただ、モニタリングステーションによる測定結果はガンマ被ばくのみしか反映しないので、体内に入ってベータ線被ばくを受けると、この一桁は完全に上がることはあり得ます。局所的には、二桁上がることもあるかもしれません。しかし、そんなに異常が出るとは私は思えないので、住民の方などにお話しますと、いつもケンカにはならないけれども、「古川さんはいつも言い過ぎですね」と言われます。このことに関してお知恵がありましたら、是非教えてください。モニタで2 $\mu\text{Gy/h}$ ぐらいの線量で、人体に何か影響が出るのだろうか。不思議な気がします。

表2は揮発性の主な核分裂生成物(概算)を示していますが、結局、外へ出たのは、揮発性の放射能だけ

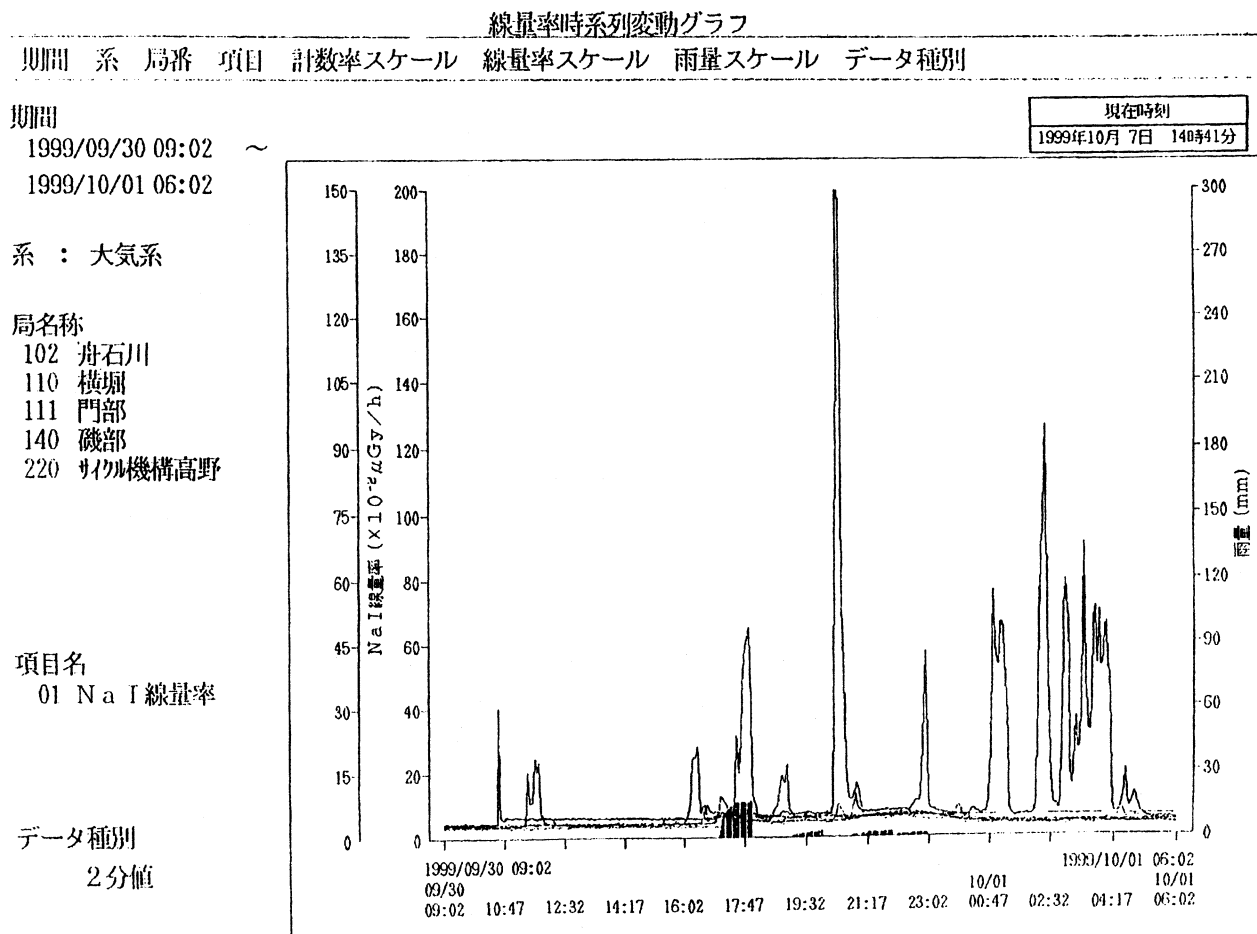


図5 線量率時系列変動グラフ(「第2回調査委員会の配付資料」より)

だとすると、やはりクリプトン、ヨウ素、キセノン、そういうもののしか考えにくい。どんなものが主であろうかと、その量を計算してみました。私が計算したのですから、あまりあてにしていけません。ただ、桁くらいは合っているでしょう。臨界が20時間近く続いたので、その間に均等に浴びたと仮定したトータルの数字ですから、臨界が終わったときの数です。例えばヨウ素 131 は放射性ヨウ素の中で半減期の長い方なので、十分計れるくらいあります。非常に半減期の長いヨウ素 129 でも 31.5Bq と十分計れる位あります。結構、核分裂生成量がすごいですね。希ガスのクリプトンとかキセノンが体内で止まることはないから通過していきますが、ヨウ素は残る可能性があります。やはり、半減期から見ても、甲状腺被ばくを考えるには ^{131}I がもっとも重要だということです。これが、「放出された放射能」のポイントです。

表3は科学技術庁の委員会から出された「周辺環境試料の放射能濃度」の測定結果です。私が一番不思議に思うのは、大気塵埃で ^{91}Sr と ^{140}Ba が見つかったことです。しかもそれぞれ1件のみであり、本当なのだろうか。なぜ、そのように言うかと言いますと、表2と比べていただくと分かるのですが、この

^{91}Sr の親核種の ^{91}Kr も、 ^{140}Ba の親核種の ^{140}Xe も半減期が十数秒です。 ^{91}Kr は10秒以下、 ^{140}Xe は13.6秒ですね。このような半減期の短いものが、後から説明するような、ややこしい排気ダクト(排気の出口にくるまで時間がかかる)を通して外へ出るはずはないですね。これは影の声なのですが、関西方面にある某研究所のKさんという人は、この転換試験棟の周りで採取したサンプルの中に、バリウム140を見つけています。彼はただ慎重で、人前には出していません。もしそうだとすると、転換試験棟は実はそんな緻密なものではなくて、どこかスカスカに孔が空いて、ガスが漏れてくるということなんです。キセノン140が漏れて、周りにバリウム140が落ちたことになります。スペクトルを見ると確かにランタン140じゃなくて、バリウム140なのですね。そういうところを見ると、この報告書の担当者は一体どこで見つけたのだろうか。もっと見つかるはずであるし、いかにおざりなレポートか分かります。というのは、原子力発電所周辺の環境放射能データというのは、あるルーチンのやり方で測っていて、この事故はその枠からはみ出すとだめなのです。実はそういうことは非常に多いのです。

表2 主な揮発性核分裂生成物(臨界終了時、概算)

放射線影響の 大きさの程度	核 種	半減期依存度	壊 変	核分裂収率(%) ¹⁾	生成放射能強度(Bq)
○	^{85}Kr	10.76年	β^-	0.29	1.48×10^7
◎	$^{85\text{m}}\text{Kr}$	4.48時間	β^- 78.6%, IT 21.4%	1.0	3.40×10^{11}
◎	^{87}Kr	1.27時間	β^-	2.5	8.86×10^{11}
◎	^{88}Kr	2.84時間	β^-	3.6	1.26×10^{12}
◎	^{89}Kr	3.15分	β^- (→ ^{89}Sr , 50.5日)	4.53	1.62×10^{12}
○	^{90}Kr	32.3秒	β^- (→ ^{90}Sr , 29.1年)	5.0	1.79×10^{12}
△	^{91}Kr	8.57秒	β^- (→ ^{91}Sr , 9.63時間) ²⁾	5.8	2.08×10^{12}
△	^{129}I	1.57×10^7 年	β^-	0.9	31.5
◎	^{131}I	8.04日	β^-	3.1	7.45×10^{10}
○	^{132}I	2.30時間	β^-	4.7	2.62×10^{11}
◎	^{133}I	20.8時間	β^-	6.6	1.16×10^{12}
○	^{134}I	52.6分	β^-	7.8	2.79×10^{12}
◎	^{135}I	6.57時間	β^-	6.3	1.96×10^{12}
△	^{136}I	1.39分	β^-	6.2	2.22×10^{12}
△	^{137}I	24.5秒	β^- (→ ^{137}Xe , 3.82分)	5.7	2.04×10^{12}
	^{138}I	6.5秒	β^- (→ ^{138}Xe , 14.1分)	5.5	1.97×10^{12}
◎	^{133}Xe	5.24日	β^-	6.6	2.40×10^{11}
◎	^{135}Xe	9.14時間	β^-	6.92	1.91×10^{12}
○	^{137}Xe	3.82分	β^- (→ ^{137}Cs , 30.1年)	5.7	2.04×10^{12}
○	^{138}Xe	14.1分	β^- (→ ^{138}Cs , 32.2分)	5.5	1.97×10^{12}
△	^{139}Xe	39.7秒	β^- (→ ^{139}Ba , 1.38時間)	6.55	2.34×10^{12}
△	^{140}Xe	13.6秒	β^- (→ ^{140}Ba , 12.75日)	6.4	2.30×10^{12}

1) S. Katcoff, Nucleonics, 15, No 4, p.78(1958)による。

2) ^{91}Y (58.5日)になる。

表3 核種分析結果(総括表) (「ウラン加工工場臨界事故委員会調査報告」より)

試料名	調査件数	測定結果		
		検出件数	核種	検出範囲
大気塵埃	139	1	^{91}Sr	$2.1 \times 10^{-8} \text{ Bq/cm}^3$
		8	^{138}Cs	$1.6 \times 10^{-8} \sim 1.4 \times 10^{-3} \text{ Bq/cm}^3$
		1	^{140}Ba	$2.2 \times 10^{-9} \text{ Bq/cm}^3$
		1	^{140}La	$4.8 \times 10^{-8} \text{ Bq/cm}^3$
大気中よう素	95	5	^{131}I	$7.3 \times 10^{-11} \sim 4.1 \times 10^{-10} \text{ Bq/cm}^3$
		3	^{133}I	$1.3 \times 10^{-9} \sim 3.9 \times 10^{-7} \text{ Bq/cm}^3$
		2	^{135}I	$1.6 \times 10^{-6} \sim 3.4 \times 10^{-6} \text{ Bq/cm}^3$
		3	^{138}Cs	$9.2 \times 10^{-6} \sim 1.4 \times 10^{-5} \text{ Bq/cm}^3$
雨水	3	0	—	—
水道水	17	0	—	—
井戸水	31	0	—	—
湖沼水	3	0	—	—
土 壤	156	16	^{24}Na	$1.3 \times 10^{-3} \sim 1.3 \times 10^{-1} \text{ Bq/g}$
		2	^{56}Mn	$3.7 \times 10^{-2} \sim 1.0 \times 10^{-1} \text{ Bq/g}$
		1	^{131}I	$4.5 \times 10^{-4} \text{ Bq/g}$
		1	^{133}I	$1.6 \times 10^{-3} \text{ Bq/g}$
		106	^{137}Cs	$1.4 \times 10^{-3} \sim 2.6 \times 10^{-2} \text{ Bq/g}$
農産物 (雑草を含む)	133	12	^{131}I	$9.5 \times 10^{-4} \sim 3.7 \times 10^{-2} \text{ Bq/g}$
		7	^{133}I	$3.9 \times 10^{-3} \sim 3.8 \times 10^{-2} \text{ Bq/g}$
		2	^{135}I	$1.3 \times 10^{-2} \sim 1.4 \times 10^{-2} \text{ Bq/g}$
畜産物	19	0	—	—
水産物	12	0	—	—
海水	7	0	—	—

2.4 起こった核分裂の数(図6)

図6は線量率の経時的変化を示しており、いろいろと有名なグラフです。後から詳しくお話いたしますが、全体の核分裂数が 2.5×10^{18} というのが、原液(沈殿槽から採取した溶液)の分析から出てきました。その原液の分析から出てきた数字を元にして、ガンマ線モニタから大体の形を出しているのです。近くの転換試験棟にももちろんガンマ線モニタはあったのですが、完全に振り切れてしまってデータにならない。昔ふうにとって、100mrem/hがフルスケールですから、これは振り切れてしまいます。そこで、しばらく離れた第1加工施設棟のモニタ(NaI検出器)を用いたのですが、最初のピークがちゃんと押さえられていないです。この線量率の時間変化は、最初の部分はだめですが、後の部分はかなり信用できま

す。そこで何をやったかと言いますと、11月の段階では、初期臨界量(バースト部の核分裂数)が $1.2 (\times 10^{18})$ を省略、以下同じ)で、臨界継続部(プラトー部)の量が1.3ということでした。その振り分けをどうやったかと言いますと、あるところに置いた、信頼できると彼らが思っている中性子測定器から、プラトー部の核分裂数を計算してみたら、1.3だった。だから、 $(2.5 - 1.3)$ は1.2というのです。彼らは誤差のことは考えていません。彼らは全体の核分裂数の誤差を、 2.5 ± 0.1 と言っているのですが、そんなことは考えられません。ちょっと誤差を増やしてやるとたちまち、プラトー部で 1.2 ± 0.4 、全体の核分裂数で 2.5 ± 0.5 ぐらいにすぐになるだろう。結局、12月には修正されて、バースト部は0.3だけど、プラトー部は2.2だと言います。一部の方は、住民の被

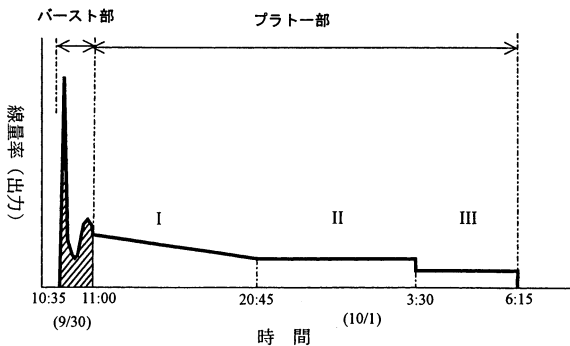


図6 線量率のパターン
(「ウラン加工工場臨界事故委員会調査報告」より)

ばく量を減らすための策略であると思っています。バースト部は少なかったことにした方が都合がよいですね。確かにそれはそうなんです。11月の時点における、日本原子力研究所のレポートでは、一応、シミュレーション的ないろんな基礎実験もやっているのですが、中性子測定器による測定結果から算出した値を信用したように書いてあります。ここは非常に問題のところですよ。しばらくの間、前のデータ(「バースト部が1.2、プラトー部が1.3」)が流布し、後になると「バースト部が0.3、プラトー部が2.2」の方向でいってしまっていて、前のデータが誤りだという公式の訂正はされていません。私はバースト部の数値は1.2という値よりも小さい方の値、すなわち0.3の方が正しいのではないかと思います。今までの全世界の臨界事故で、臨界が続いた例は少ないですが、続いたときは、最初があまり猛烈だと大概、続かなくなる。だからどっちかと言うと、1対1よりは、10分の1とか8分の1の方がつじつまが合うのではないかな、というのが私の感触です。

もう一つ、非専門の方に「こんなに続くことがどうして分からないのですか」と言われます。確かにそれを言われると放射能を専門とする者にとって頭が痛い。確かに今から思うと、二通り知る手があります。あのとき敷地境界の線量が0.8mSv/hという数値でした。この値は確かに放射能(核分裂生成物)残存だけにしては高すぎます。そこで臨界の継続に気が付く。これがもっともシャープなというか、すぐに分かる方法だと思います。

もう一つは、放射能が残って敷地境界の線量が上がっているのであれば、時間とともにどんどん減っているはずですよ。それが減っていないのだから、これは臨界だと分かります。中性子線の測定器がなくても、その程度は判断がつかないはいけません。しかし、現場にいなかったせいもありますが、私も臨

界が持続しているとはそのときは考えませんでした。

3 私の解析結果

3.1 安全審査に関する問題点(図7, 図8, 図9)

科学技術庁に住友金属鉱山(株)から提出された書類に目を通す必要がありますが、現在のところ入手できておりません。元来は住友金属鉱山の施設であったものを会社を独立させて敷地を分割した際に無理があったのです。「使用施設」から「加工施設」に変更するときには厳しい審査があるはずですが、そのような審査が行われたようにはみえません。

放射線管理でご苦労なさっている方はお分かりだと思いますが、転換試験棟の設備はどうなっているのでしょうか。

図7は、委員会報告から出てきたものです。この図には書いてないのですが、別の書類に「管理室にハンドフットクロスモニタがある」と書いてあります。ということは、JCOが形を整えるためには、ここを放射線管理室にしないとつじつまが合わないのです、形の上だけそうして通してしまっただけとしか考えられません。放射線管理でご苦労をなさっている方には、「それで通るなら、オレのところは怒られる筋合いじゃないよな」という人もいらっしゃると思います。相当すごいですね。実際は「管理室」の3箇所にドアがあるということは、今までのいくつかの図で分かりますね。この管理室は、実際は転換試験棟と第一ウラン試験棟をつなぐ廊下なのです。

図8は排気ダクトのある箇所を撮った写真です。公式のウラン加工工場臨界事故調査委員会では、排気設備についての書類が一切、出ていません。ところが、IAEAから調査のために人が来ました。彼らは

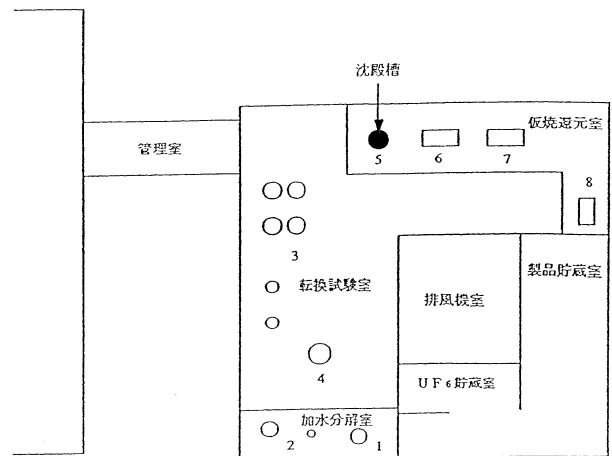


図7 転換試験棟主要設備の配置図
(「ウラン加工工場臨界事故委員会調査報告」より)

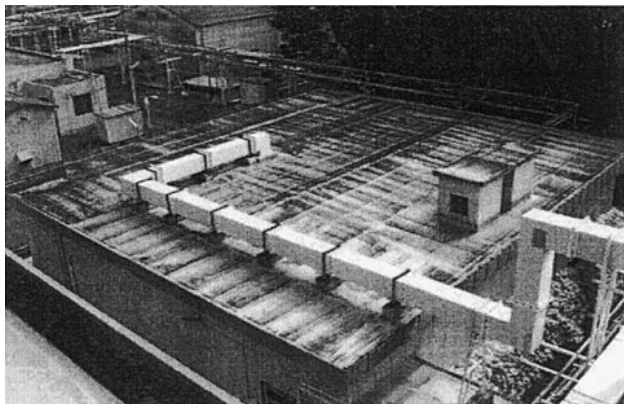


図8 排気ダクト(「IAEA レポート」より)

一つの権限を持っておりまして、非常にいい位置から写真を撮って行きました。IAEA レポートにはっきり書いてあるのですが、「ほかの部屋の排気と一緒に出しています」と。さすがにプロです。短期間しか日本にいなかったのですが、やるべきことはかなりやっています。興味のある方は、ぜひ IAEA のレポートをご覧ください。とにかくこれはかなり問題があります。つまり、JCO 自身の施設からの排気の出口は住友金属鉱山の施設に行かないとないということです。

図9も IAEA のレポートに出ている排気の出口(排気孔)の写真です。これまたいい加減なものを造っています。だから、明らかに別の会社であるので、放射線管理上も別の扱いでないとできませんね。放射線管理上、かなり問題があるということを書いたのですが、放射線管理で科学技術庁にいじめられた人間でないとなかなかそこは分からないでしょう。私も、名古屋大学理学部で放射線取扱主任者を1986年の4月(ちょうどチェルノブイリ原発事故の直前)から、辞める1997年3月まで11年間やっていたので、いろいろありました。ニッケル63を入れたガスクロマトグラフィ装置を誰かが捨ててしまって、そのためにとうとう私は当時の学長から嚴重注意書をいただきました。いじめられた人間からしますと、どうも、これでよく通るな、という気はちょっとします。逆に言うと、核燃料物質だから揮発性のものは出ない、ということになっているのかもしれませんが。

核燃料溶液の臨界事故例は、原子力研究所「臨界安全ハンドブック第2版」(1999年3月)によると、合計18件(アメリカ7件、イギリス1件、ロシア10件)ですが、この他にもあります。アメリカはないかもしれないけれども、ロシアは最近もあります。ただ、今度の事故は相当ひどい例です。何よりもひどいのは、やはり一般住民の方がある程度以上被ば



図9 排気孔(「IAEA レポート」より)

くしたということです。それから、やはり一般住宅が近くにあるような場所に、こういう危険なものを扱う施設に許可が下りているということですね。

3.2 起こった核分裂の数

核分裂数を知るための手段としては、①ウラン溶液の分析、②放射化分析、③中性子の測定、④核分裂生成物から放出されるガンマ線の測定が考えられますが、正確な値を得るのは決して容易ではありません。

結局、沈殿槽から採取された溶液が信頼できる核分裂数を知るための唯一の試料と考えられます。核分裂数の正確さは、この試料の徹底した分析から出てくるはずですが、今からお話するようにそのような徹底した分析はなされていません。

3.2.1 ウラン溶液分析結果(参考資料1)

詳しい話になるので、参考資料1(日本原子力研究所から出た、10月29日付けの報告書)をご覧ください。結局、この原液が採取されたのは、10月20日だったと思いますが、日本原子力研究所に持ち込まれて、分析が行われました。「表1 分析項目、方法及

び目的」には、なかなかいいことも書いてあるんです。揮発性のものを調べるために、娘核種を調べなければなりません。例えば、クリプトン 89 からストロンチウム 89 ができます。同様にキセノン 140 からバリウム 140, キセノン 137 からセシウム 137 ができます。そこで、ストロンチウム 89, バリウム 140, セシウム 137 が果たして増えているかどうかを見なければなりません。それを言うのなら、他のものも調べなければなりません。ところが、どうも仕事を急がされたらしい。ベータ線放射体として問題となる、 ^{89}Sr , ^{90}Sr , ^{91}Y というのは、よっぽどの腕達者でも、このどさくさ紛れのところに、正味 2 日くらいで出るわけがありません(「表 2 分析実績」参照)。仕事を相当、急がされていたことは確かです。実は、科学技術庁発表というのは、日本原子力研究所の結果に基づいていますが、日本原子力研究所自身は自ら発表するわけにいかないのです。ベータ線放射体の分析はやろうと思えば、当然やれるはずですが。結果的には、ガンマ線スペクトロスコーピーだけに頼って、その測定結果が「表 4 分析結果」です。

放射線測定に強い人は、あるいはガンマ線測定をやったことのある人は、「図 サンプル濾過後の γ 線スペクトル」をみると、おかしい点に気づくはずですが。私などは歳をとっても、まだ放射線測定器の前にいることが多いので、これを見ると余分なところをつい、見るのです。右の上に、ライブタイム (live time) と書いてあります。要するに本来の測定時間(測定器が休んでいる時間などを除いた時間)と見なされるのがライブタイムです。片一方がリアルタイム (real time) で、測定が続いた時間です。これを比べると 1 割増しです。実はこれは死んでいる(測定していない)時間が 10 % というわけです。こういう測定をやることもあるのですが、普通はこれをやると変なことがどうしても起きるので、こういう測定はなるべくしません。ましてや、人前には出しません。また、このスペクトルの解析を見ていると、非常におざなり的です。経験がある人ですと、ちょっと恥ずかしくて出せないものです。プロトアクチニウム 231 のピークなんて、そんなもの、あるわけがないのです。プロトアクチニウム 231 というのはプロトアクチニウムの中で半減期が一番長いもの(半減期が約 3.3 万年)です。そんなものはないわけですね。

表 4 (参考資料 1) に A グループと B グループの分析結果が示されています。実はこれはどういう人たちがやったのかは、内情は知らないのですが、B グループの方は慎重なのか、堅実で、「検出できず」と

いう核種が多い。これは気持ちはよく分かります。例えば、セリウム 144 などというのは、元のデータを見てもピーク (134 keV) はほとんど出ていません。出てますけど、非常に弱いです。この「検出できず」は、そうかなと思います。ウランの分析では高い精度が得られていますが、確かに質量分析法ならこの程度の精度が得られるでしょう。宇宙科学、地球科学の現場では、もっともっと高い精度で出したいのですが。ところが、ガンマ線核種の誤差は、例えば、セシウム 137 (A グループがかろうじて検出している) は、誤差 11 % です。とにかく、計数効率もどういう曲線になったかということも出ていません。われわれ評価する側は、これでいいのか、とちょっと困ります。ガンマ線スペクトロメトリーに詳しい人は、元のデータを見て、「テルル 132, ヨウ素 132 の組み合わせは、明らかにしているのに、どうしてそれを一緒に出さないのか」ということに気付くはずですが。実は、チェルノブイリのときは、ヨウ素 132 のピークにさんざん悩まされて、私のゲルマニウム検出器はあまり出来が良くなかったもので、ヨウ素 132 の巨大なピークがあって、隣りにセシウムがあると測りにくくて困ったんですよね。それでもまだ相当、大きいですよ。セシウムは見えていると言えば見えているし、見えていないと言えば見えていないですよ。ヨウ素 132 はもっと楽に出るはずですが。数量の細かいチェックをやったとは、到底思えません。

3.2.2 臨界事故時総核分裂数評価(参考資料 2, 表 4, 表 5)

参考資料 2 は、参考資料 1 の分析結果を基にした「臨界事故時総核分裂数評価」が書かれています。ここに書いてある誤差計算は私にはとても理解できないのでありますが、なんと驚くなかれ、誤差として $(2.5 \pm 0.1) \times 10^{18}$ という核分裂数がお題目のように出てきています。 2.5×10^{18} という核分裂数はウランの消費された量にすると、約 1 mg です。少ない量ですね。少ない量だけれども、逆に核分裂というのは、いかに放射能をつくるかというのを今度の事故がよく示しています。しかも裸の状態で作ったら、大変です。

とにかく、「この誤差の扱いが確かかどうか」、自分で確認してみないと気が済まない性格ですので、試算してみました(本文の表 4 参照)。A グループの方がたくさん測ってありますので、A グループのデータを使いました。ちょっと少な目な量かもしれない(一部フィルタに付着して、減っているかもしれない)、また誤差が大きいので何とも言えないのです

表4 Aグループの測定結果による核分裂数の試算(沈殿槽内の溶液)¹⁾

核 種	半減期(日)	放射能(Bq/ml) ²⁾	原子数(ml ⁻¹)	核分裂収率(%)	核分裂回数(g ⁻¹)	核 分 裂 総 数
⁹⁵ Zr	64.02	2.68×10^5	2.14×10^{12}	6.52	1.18×10^{14}	$1.96(\pm 10) \times 10^{18}$
⁹⁹ Mo	2.75	7.11×10^6	2.44×10^{12}	6.07	1.44×10^{14}	$2.39(\pm 12) \times 10^{18}$
¹⁰³ Ru	39.26	2.53×10^5	1.24×10^{12}	3.03	1.47×10^{14}	$2.44(\pm 12) \times 10^{18}$
¹³¹ I ³⁾	8.04	1.08×10^6	1.08×10^{12}	2.89	1.30×10^{14}	$2.16(\pm 11) \times 10^{18}$
¹³⁷ Cs ⁴⁾	10960	1.48×10^3	2.02×10^{12}	6.18	1.17×10^{14}	$1.94(\pm 21) \times 10^{18}$
¹⁴⁰ Ba	12.75	1.59×10^6	2.53×10^{12}	6.21	1.46×10^{14}	$2.42(\pm 12) \times 10^{18}$
¹⁴⁴ Ce	284.9	7.36×10^4	2.58×10^{12}	5.49	1.68×10^{14}	$2.79(\pm 28) \times 10^{18}$

1) 原研のAグループの測定結果に基づいて核分裂数を試算した。(参考資料1 参照)

2) 臨界終了時の放射能強度

3) ヨウ素は揮発性であるので、¹³¹I量は減少している可能性がある。

4) 希ガスであるキセノンの同位体、¹³⁷Xe(半減期3.8分)の崩壊生成物を含むために、¹³⁷Csの量が減少している可能性がある。

表5 沈殿槽内に残っている主な核分裂生成物(臨界終了時, 概算)

核 種	半減期依存度	壊 変	核分裂収率(%)	生成放射能強度(Bq)
⁸⁹ Sr	50.5日	β^-	4.79	1.89×10^{10}
⁹⁰ Sr	29.1年	β^- (→ ⁹⁰ Y, 2.67日)	5.77	1.09×10^8
⁹¹ Y	58.5日	β^-	5.89	1.99×10^{10}
⁹⁵ Zr	64.0日	β^- (→ ⁹⁵ Nb, 35.0日)	6.27	2.32×10^{10}
⁹⁷ Zr	16.9時間	β^- (→ ⁹⁷ Nb, 1.23時間)	6.09	1.20×10^{12}
⁹⁹ Mo	2.75日	β^- (→ ^{99m} Tc, 6.01時間)	6.06	4.00×10^{11}
⁹⁹ Tc	2.11×10^5 年	β^-	6.06	1.57×10^3
¹⁰³ Ru	39.26日	β^-	3.0	1.52×10^{10}
¹⁰⁶ Ru	1.025年	β^- (→ ¹⁰⁶ Ru, 29.8秒)	0.38	2.03×10^8
¹³² Te	3.26日	β^- (→ ¹³² I, 2.30時間)	4.38	2.37×10^{11}
¹³⁷ Cs	30.1年	β^- (→ ^{137m} Ba, 2.55分)	6.15	1.18×10^8
¹³⁹ Ba	1.382時間	β^-	6.55	2.39×10^{12}
¹⁴⁰ Ba	12.75日	β^- (→ ¹⁴⁰ La, 1.678日)	6.44	8.35×10^{10}
¹⁴¹ Ce	32.5日	β^-	6.4	3.91×10^{10}
¹⁴⁴ Ce	284.9日	β^- (→ ¹⁴⁴ Pr, 17.3分)	5.67	3.98×10^9
¹⁴⁷ Nd	10.98日	β^-	2.38	4.23×10^{10}

が、 2.5×10^{18} というのは形式上は出てきます。しかし、 $(2.5 \pm 0.1) \times 10^{18}$ の誤差の部分は、科学技術庁ではなくて原子力研究所に責任があります。一体どういう誤差計算をしているのか、不思議なのです。

さらに、参考資料2の「3 サンプル溶液の妥当性」についての記述を見て、頭がおかしくならない方がおかしいですね。パラグラフに分かれていて、第2パラグラフに「ウラン量：分析で得られるウラン濃度は279g/lであり、56～61.4ℓを乗ずるとウラン量は15.6kg～17.1kgとなる」と書いてあります。ウラン濃度の279g/lは、元来、380g/lだったのが、ホウ酸水を入れたので濃度が低くなった、ということで、一応、納得できます。しかし、ウラン溶液量

の56～61.4ℓという数値がよく分かりません。今から思うと、彼らが入れた溶液に、入れたと思われるホウ酸水の量を推定して足した数ではないかなと思います。計算するとつじつまが合ってきます。そうであるなら、そのように書いて欲しいですね。次をずっと読んでいくと、サンプリングしたときに均一でなかった、という批判に対する説明もあります。核分裂数を出すには、均一でないといけないということは確かにあります。そうであっても、出せないことはありません。次に液量が出てくるんですね。「水位265mmから、液量は37ℓである」とすると、水位が間違っているのかなあ。沈殿槽の図面には高さは書いてあるのですが、直径が書いてありません。

これでは計算できません。別な図から直径を持ってくる計算すると、確かに37ℓとなります。「上の数値(56～61.4ℓ)と下の数値(37ℓ)の差は何だろう」と悩んでいたら、さっきの科学技術庁のホームページのホースの話が出てきて、やっと納得しかけたわけです。1999年11月にこの原子力研究所の報告書(参考資料2)が出てきたのですが、真面目に読む人を悩ませるような記述がかなり多いといえます。

表5(本文)に、沈殿槽に残っている主な核分裂生成物の概算値を示します。私だったら、さっきのクリプトン、キセノンの減り方も考えて、どうしてもこれらの娘核種であるベータ線放射体を出しますね。このベータ線放射体は、いわゆる機器的な分析だけでは出てきません。必ず化学分離をして、特にストロンチウム90を出したければ、ストロンチウム90を分けて、そこから生まれてくる⁹⁰Yの半減期は約2.67日ですから、それを測って、古典的な化学分離をします。今もって、これに対して有効なのは発煙硝酸ですが、今の学生さんは発煙硝酸をあまり使いたがりません。発煙硝酸を怖がるような学生さんがたくさんいます。確かに化学分離というのは、以前、ハワイで講演をしたときに、三つのT、すなわち「tediousで、troublesomeで、time consumingだ」と言いましたら、アメリカ人も笑い出していましたが、確かにそうなのですね。厄介なことが多くて、面倒で、難しくて。それらのものはやはりやらないとだめですね。さっきのスペクトルなどで一番邪魔をしているのはバリウム140、ランタン140ですが、一月も待てばバリウム140(半減期:約12.8日)はかなり減衰し、ランタン140(約1.7日)も同様に減衰し、テルル132(約3.2日)などはほとんどなくなります。一月待てばもっといい結果が出るのですが、科学技術庁や原子力安全委員会のセンスでは、そういうことは決して要求されません。しかし、今度、松山で原子力学会があるので、原子力研究所の発表に期待しているのです。

3.3 核燃料サイクル開発機構の責任

常陽の燃料の製造は、大分古くからやっているということを、「報告書の参考Ⅲ-20」の「JCOでの「常陽」用濃縮ウランの再転換実績(納入ベース)」を見て初めて知りました。昭和47年(1972年)からやっています。驚くなかれ、この頃の濃縮度は20%を超える23%濃縮ウランでした。3年間稼働した後、しばらくやっていません。JCOの前身の「日本核燃料コンバージョン」という会社ができたのは昭和54年

(1979年)ですが、その頃からまたやりだしました。いろいろスクラップになったような濃縮ウランを使ったりするので、濃縮度はさまざまなのですが、濃縮度は最初の頃が一番高い。問題の溶液製造が始まったのが、昭和61年(1986年)からですね。おっかない操作はこの頃に原因があるのです。先程お話したように、あのような複雑怪奇な操作を必要とした理由の一つは、濃い溶液をパットとつくらなければならないということでした。多分、基礎的な実験をして、テンブラフードやバケツに落ちついたのだと思いますが。もちろん、科学技術庁には許可を得ていません。そんなものを出したら、多分これはまた大問題になるでしょう。

3.4 原子力安全委員会の問題点(参考資料3)

事故当日の9月30日に、原子力安全委員会が開かれました。実は原子力安全委員会というのは5人なのです。委員長を含めて5人です。そのうちの1人は、例のデータねつ造の件、輸送容器のあのデータのねつ造の件があって外国に行っていたので、4人でやっていました。さすがに情報公開の時代ですね。この会議録がどういうわけか事故評価委員会に提出されました。そこでよく分かることは、ああいうことは困ると思うのですね。全然、予備知識なしに委員会を開いて、「今日、こういうことがありました。議論しなさい」と言われても、現場に資料も何もないわけですから、自分の身についていることしか言えませんね。確かに臨界の継続を言った人は、1人もいません。それから1人のある委員は、放射能をまったく分かっていないとしか思えません。体の中に中性子がくると放射能ができるということを分かっていない。そういういろいろな問題もあります。

実は「Nature」という科学雑誌(1999年10月7日号)の巻頭言にかなり厳しいことが書かれています。これを私が翻訳して、人に配ったりしたこともあります(参考資料3参照)。その中に原子力安全委員会というのは、「非常勤のわずかな数の専門家集団であり、専門的能力の乏しいお役人が作った書類にラバースタンプを押すだけである」と書いてあります。日本語でゴム印と言うとピンとこないですが、一番分かりやすい言葉は「盲判」です。これは今では差別言葉ですし、私も目が悪いので、あまり使いたくないのですが、「十分に検討せずに承認する専門家集団」ということです。事実、一連のこの経過は、イギリス人らしい嫌味な言い方が、必ずしもウソではないということを示しています。

4 今後の課題

今後の課題として、次のようなことが考えられます。

- ① 事故の詳細は、依然として不明である。企業秘密などの壁を破る必要がある。
- ② 被ばくをした人達に対する今後の対応に問題がある。3人の作業員以外は急性障害が見込まれる線量の放射線を受けていないが、今後適切な健康管理をしなければならない。
- ③ 安全審査の見直しが急務である。理想的な体制が作れるかどうか。
- ④ 事故時の防災体制などの対応について検討すべき課題が残った。今回の事故では科学技術庁職員とその周囲の専門家は重要な貢献はできなかった。

- ⑤ 日本の核燃料加工産業は危機的状態にある。

採算性は、今後の見通しはあるのか。

- ⑥ 高速増殖炉開発をどうするのか。

なお、今日の講演の題は「東海村臨界事故の教訓」ですが、教訓としては、やはり当たり前のことをきちっとやらなければならない。これに尽きるような気がしますね。まだお話しなくてはいけないことがたくさんあるのですが、今日の講演はこれで終わりにしたいと思います。

(平成12年3月25日に開催された北陸地域アイソトープ研究会の特別講演の講演録)

参考資料 1

平成11年10月27日

ウラン溶液分析結果報告

日本原子力研究所

1. 概要

臨界事故に係わる残存ウラン溶液の分析等に関する協力依頼に基づき、事故後沈殿槽内のウラン溶液の分析を行った。

分析用サンプル溶液は10月20日午後1時からのサンプリング作業により沈殿槽から採取され、午後3時56分日本原子力研究所東海研究所燃料サイクル安全工学研究施設(NUCEF)に搬入された。搬入後直ちにサンプルの分析前処理作業が開始され、翌10月21日より本格的な分析作業が開始された。本報告では得られた分析結果について報告する。

2. 分析

2. 1 項目及び方法

分析項目、分析方法及び分析目的を表1に示す。

表1 分析項目及び方法

分析項目		分析方法	分析目的
核分裂生成物濃度	^{95}Zr , ^{99}Mo , ^{103}Ru , ^{143}Ce , ^{144}Ce ,	γ 線測定法 ※希ガス壊変系列 $\left(\begin{array}{l} ^{89}\text{Kr} \rightarrow ^{89}\text{Rb} \rightarrow ^{89}\text{Sr} \\ ^{140}\text{Xe} \rightarrow ^{140}\text{Cs} \rightarrow ^{140}\text{Ba} \\ ^{137}\text{Xe} \rightarrow ^{137}\text{Cs} \end{array} \right)$	核分裂数評価 (収率から単位体積中の核分裂数を評価)
	^{89}Sr , ^{131}I , ^{137}Cs , ^{140}Ba		希ガス及びヨウ素など揮発性核種の溶液残留率評価 (希ガスKr, Xeの娘核種及びヨウ素濃度で評価)
	全 γ		サンプリング及び今後の廃液処理等作業者の被曝評価
ウラン濃度		酸化還元電位差滴定法 同位体希釈質量分析法	臨界事故発生時の溶液条件の評価 (沈殿槽の余剰反応度を求める。核計算入力データ)
ウラン同位体組成		質量分析法	
不純物濃度 (Fe, Cr, Ni)		ICP発光分光分析法	核的効果の評価 (臨界事故発生時の溶液条件の評価及び体系の中性子増倍率への影響評価)
ホウ素濃度		ICP発光分光分析法	現在溶液の臨界性の評価 (溶存及び析出したホウ素濃度が必要)
ナトリウム濃度(ホウ酸塩)		イオンクロマトグラフ	

2. 2 ウラン溶液サンプル

沈殿槽から採取したサンプル溶液(液量50ml、ガラス瓶入)の外観写真を写真1に示す。サンプル瓶の底には若干の沈殿物が混入していた。そのため、前処理としてあらかじめサンプル溶液を全量0.2 μm フィルターで濾過して得られたろ液について上

述の分析を行った。分析手順の概要を図1に示す。

今回の分析作業は、短時間に分析結果を得る必要性からすべての分析項目について2つの分析グループ(A, B)が行い、得られた分析結果についてその妥当性をダブルチェックすることとした。各分析グループの分析方法の詳細については別添に示す。

2. 3 分析実績

分析項目ごとの分析実績を表2に示す。

表2 分析実績

分 析 項 目		10月20日 1 日目	10月21日 2 日目	10月22日 3 日目	10月23日 4 日目	10月24日 5 日目
核分裂生成物濃度	^{95}Zr , ^{143}Ce , ^{99}Mo , ^{144}Ce , ^{103}Ru	15:36 サンプル NUCEF 搬入 前処理 (固液分離 及び分取)				評価 及び まとめ
	^{89}Sr , ^{131}I , ^{137}Cs , ^{140}Ba					
	全 γ					
ウラン濃度						
ウラン同位体組成						
不純物濃度 (Fe, Cr, Ni)						
ホウ素濃度						
ナトリウム濃度						

2. 4 分析場所

- ・分析試料受入場所: NUCEF 実験棟B 2階分析室(Ⅱ) フードH-17/H-18
- ・分析場所: 表3に示す。

表3 分析場所

前処理／分析法	分析場所	
分析前処理	NUCEF 実験棟B	分析室(Ⅱ)
	"	実験室(Ⅲ)
	研究炉実験利用棟	111号室
γ 線測定	NUCEF 実験棟B	分析室(Ⅱ)
	"	実験室(Ⅲ)
酸化還元電位差滴定	NUCEF 実験棟B	分析室(Ⅲ)
	"	実験室(Ⅴ)
ICP発光分光分析	NUCEF 実験棟B	分析室(Ⅲ)
	研究炉実験利用棟	115号室
質量分析	NUCEF 実験棟B	分析室(Ⅳ)
	"	実験室(Ⅴ)

3. 分析結果

分析結果の一例としてウラン溶液サンプルを濾過及び希釈等の前処理をした分析試料の γ 線スペクトルを図2に示す。核分裂生成物濃度は、同図の核種固有の放出 γ 線(ピーク)の計数率を測定し求めた。

核分裂生成物濃度、ウラン濃度、ウラン同位体組成、不純物濃度、ホウ素濃度及びナトリウム濃度の分析結果を表4にまとめて示す。表4より、A、B両グループの分析結果は検出されたすべての分析項目についてほぼ誤差の範囲内で一致している。よって、本分析結果は信頼性を有するデータであると考えられる。

表4 分析結果

分 析 項 目			A グループ		B グループ	
			濃 度	誤差[%]	濃 度	誤差[%]
核 分 裂 生 成 物 濃 度	^{95}Zr	[Bq/ml]	$2.15 \times 10^5^{*1}$	5	2.63×10^5	5.0
	^{99}Mo	[Bq/ml]	4.34×10^4	6	4.64×10^4	7.3
	^{103}Ru	[Bq/ml]	1.77×10^5	5	1.96×10^5	5.2
	^{143}Ce	[Bq/ml]	同定できず	-	同定できず	-
	^{144}Ce	[Bq/ml]	6.91×10^4	10	同定できず	-
	^{89}Sr	[Bq/ml]	同定できず	-	同定できず	-
	^{131}I	[Bq/ml]	1.89×10^5	5	2.18×10^5	6.4
	^{137}Cs	[Bq/ml]	1.48×10^3	11	同定できず	-
	^{140}Ba	[Bq/ml]	5.31×10^5	5	5.97×10^5	6.0
	全 γ	[dpm/ml]	$4.5 \times 10^{8*2}$	-	-	-
ウラン濃度		[g/l]	278.9	0.2	279.3	0.19
ウ ラ ン 同 位 体 組 成	U-234	[%]	0.154	0.13	0.154	0.49
	U-235		18.81	0.02	18.84	0.006
	U-236		0.002	6.0	0.002	49.6
	U-238		81.03	0.004	81.01	0.002
不 純 物 濃 度	Fe	[mg/l]	20以下	-	9.1	0.5
	Cr	[mg/l]	5以下	-	1.8	3.9
	Ni	[mg/l]	3以下	-	10以下	-
ホウ素濃度		[g/l]	5.6	2	5.57	0.5
ナトリウム濃度		[g/l]	4.2	0.5	3.95	1.3

*1：放射線測定のための濾過で一部フィルターに付着

*2：Cs-137 (662keV) 校正

核分裂生成物 γ 線測定値：Aグループ 1999年10月20日16:00に減衰補正 (21日10:36測定)

Bグループ 1999年10月20日17:44測定

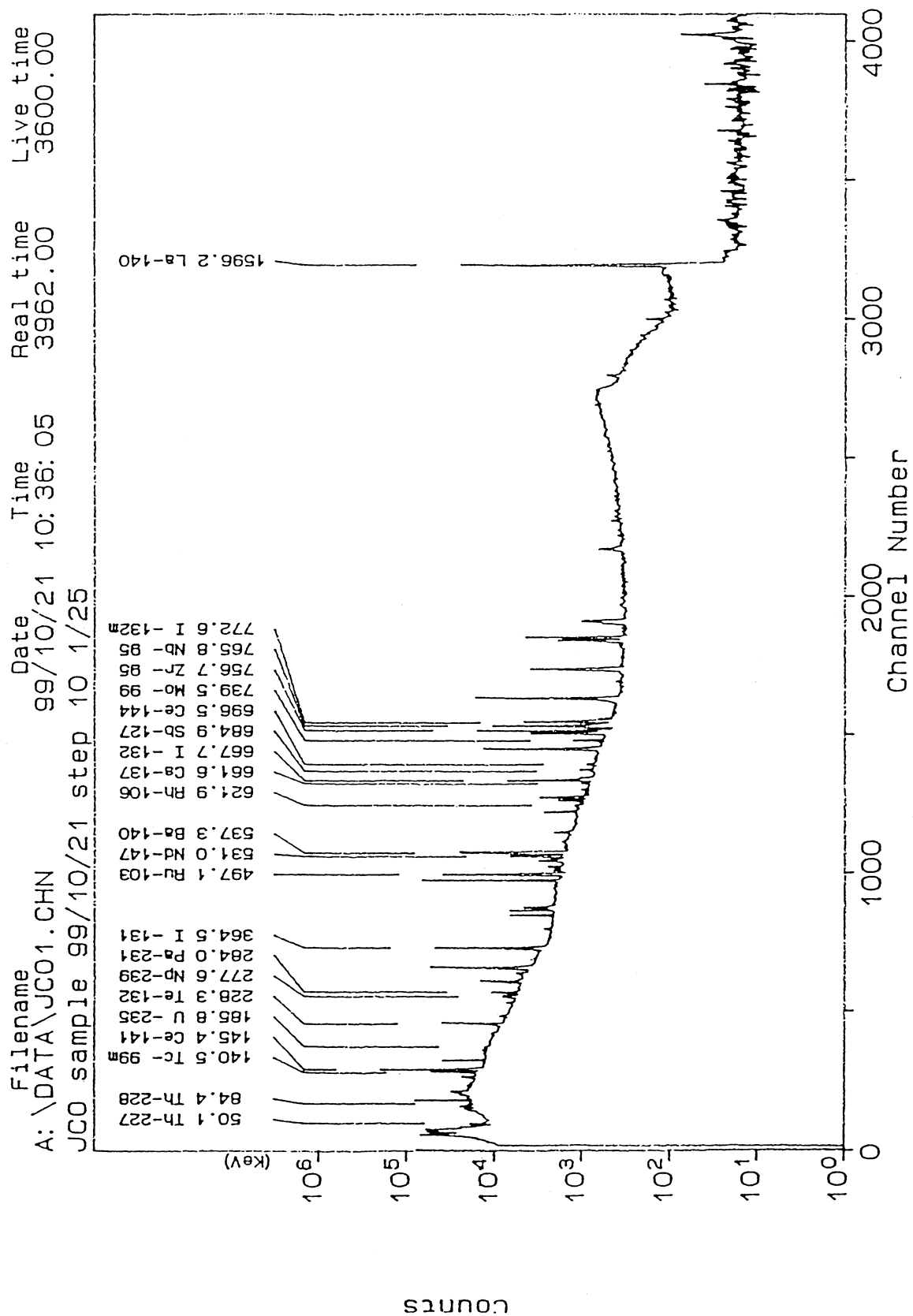


図2 サンプル濾過後のγ線スペクトル

参考資料2

平成11年11月4日

分析結果に基づく臨界事故時総核分裂数評価

日本原子力研究所

1. 概要

10月20日にサンプリングした沈殿槽内ウラン溶液サンプルの分析結果などをもとに総核分裂数を評価した。

ここでは、ウラン溶液中の核分裂生成物濃度の分析結果及び投入ウラン推定量に関するJCOからのヒヤリング情報を基に総核分裂数の評価を行った。

2. 総核分裂数評価

- ・評価対象核分裂生成物の選定：分析計画に基づき、総核分裂数評価を目的として分析を行った核種のうち、AグループとBグループの両グループにより同定された ^{99}Mo 及び ^{103}Ru の2核種、Bグループのみではあるが3.5%の誤差で同定されている ^{95}Zr 、さらに、分析計画では対象としていないが両グループにより精度良く同定された ^{147}Nd の4核種を評価対象核分裂生成物とした。
- ・評価用核分裂生成物濃度：臨界事故は9月30日午前10時35分に発生し、10月1日午前6時15分に停止した。核分裂生成物はその間のバースト期間及びプラトー期間に生成したはずであるが、ここでは、全量が事故発生時に瞬時に生成したと仮定し、10月20日及び21日に測定された分析データを臨界事故発生時刻9月30日午前10時35分に減衰補正した核分裂生成物濃度を評価用濃度として用いた。
- ・ウラン量：JCOヒヤリング情報によると沈殿槽内投入すべきウラン量は16.771kgである。一方、SUS手付きビーカーに残されたウラン量は、原研によるウラン濃度分析結果630g/LとJCO測定液量290mlより182.7gである。よって、実際に沈殿槽内に投入したウラン量は16.6kgとなる。ここでは、投入したウラン量を16.6kgとした。
- ・総核分裂数評価結果：総核分裂数の評価結果を下表に示す。総核分裂数は核種により多少差があるが、4核種の平均をとると $(2.5 \pm 0.1) \times 10^{18}$ と評価される。なお、ここでは、核分裂生成物の全量が事故発生時刻に瞬時に生成したと仮定しているため、総核分裂数は推定される最大の値を示したものである。

表 総核分裂数評価結果

核分裂生成物	半減期 [hr]	濃 度*1 [Bq/ml]	誤差 [%]	核分裂 収率[%]	U1g当たりの 核分裂数 [fission/gU]	U 量 [kg]	総 核 分 裂 数 [fission]
⁹⁹ Mo	65.94	7.45 × 10 ⁶	6.7	6.074	(1.51 ± 0.10) × 10 ¹⁴	16.6	(2.50 ± 0.16) × 10 ¹⁸
¹⁰³ Ru	942.24	2.67 × 10 ⁵	5.1	3.029	(1.55 ± 0.08) × 10 ¹⁴		(2.57 ± 0.13) × 10 ¹⁸
⁹⁵ Zr	1536.5	3.28 × 10 ⁵	5.0	6.520	(1.44 ± 0.07) × 10 ¹⁴		(2.39 ± 0.12) × 10 ¹⁸
¹⁴⁷ Nd	263.5	7.01 × 10 ⁵	5.1	2.270	(1.51 ± 0.08) × 10 ¹⁴		(2.51 ± 0.13) × 10 ¹⁸
4核種による平均総核分裂数 (2.49 ± 0.14) × 10 ¹⁸							

* 1 : 臨界事故発生時刻9月30日午前10時35分に減衰補正後の数値

3. サンプル溶液の妥当性

今回のサンプル溶液については、沈殿槽のウラン溶液サンプリングの際に当初予定していた攪拌機が作動しなかったためウラン溶液の均一性、サンプルの代表性については不明である。ここでは、今回のサンプル分析結果からサンプル溶液の臨界事故時の沈殿槽内ウラン溶液の代表性、均一性について、ウラン濃度から求めたウラン量、サンプル採取位置、核分裂生成物濃度から求めた核分裂数評価値及びホウ素濃度から検討した。

- ・ウラン量：分析で得られたウラン濃度は 279 g/L であり、ウラン溶液量 $56 \text{ L} \sim 61.4 \text{ L}$ を乗ずるとウラン量は $15.6 \text{ kg} \sim 17.1 \text{ kg}$ となる。この値は、沈殿槽に投入したと推定されているウラン量 16.6 kg とほぼ一致する。
- ・サンプル採取位置：沈殿槽内サンプル採取位置を下図に示す。サンプリング時の沈殿槽内液位は底から 265 mm （液量 37 L ）であり、一方、サンプル採取位置は底から 140 mm である。よって、沈殿槽内ウラン溶液のほぼ真ん中の液をサンプリングしたことになる。
- ・核分裂数：核分裂生成物4種の濃度から求めた核分裂数は上述の通り、 $2.39 \times 10^{18} \sim 2.57 \times 10^{18}$ の範囲であり、核種による差は比較的小さい。
- ・ホウ素濃度：サンプルのホウ素濃度は 5.5 g/L である。この値は、日本原子力研究所が行った予備試験（模擬ウラン溶解液にホウ酸水を添加し、十分攪拌した後のウラン溶液中のホウ素濃度を測定）から推定した値 5 g/L とほぼ一致する。

これらの検討結果から、ホウ酸水を投入した後の沈殿槽内ウラン溶液はほぼ均一になっており、今回採取したサンプル溶液はウラン溶液の代表サンプルとして妥当と考えられる。

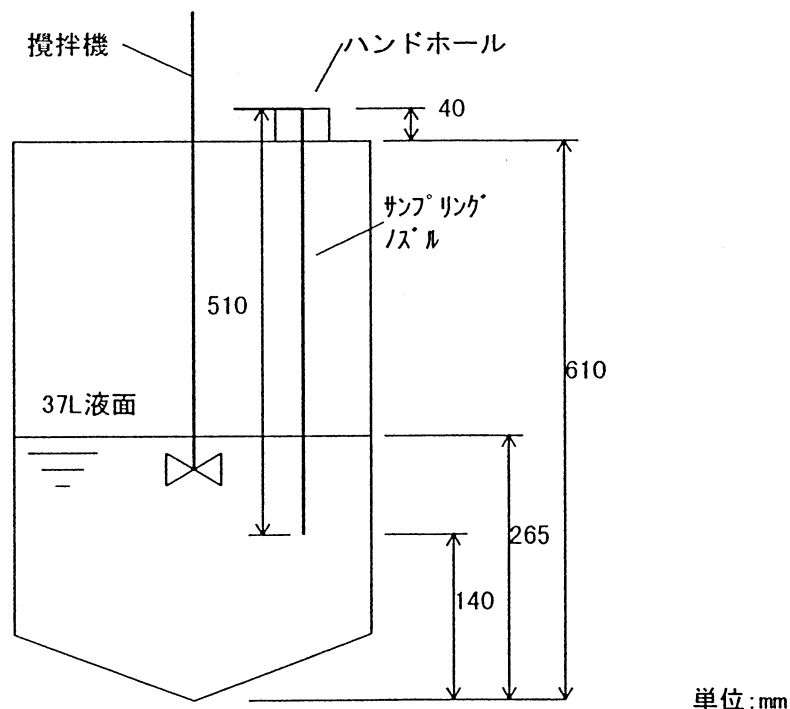


図1 沈殿槽サンプリング位置

参考資料3

安全管理の不適切さがもたらした危険

先週起こった日本の核事故は原子力産業にとって大きな打撃である。しかし、それはまた、あの国の科学技術の管理に関する広範な問題点の反映でもある。

原子力の推進者は、日本の東海村の核燃料製造工場で先週起きた事故を信じられないというように首を横に振っているに違いない。その工場では、訓練を受けていない、防護されていない作業員が、手数を省いて作業の効率を上げるために、スチール・バケツの中で莫大な量の濃厚なウラン溶液をスプーンで気楽に混ぜていたらしい。そのために容器内の溶液が臨界に達し、作業員は致死量になり得る中性子線にさらされた。周辺の住民は退避させられ、31万人におよぶ東海地区の住民は屋内にこもって、窓を閉め切って待機するように勧告され、不安におびえていた。

東海村の事故は近年起こった多くの事故の中でもまさに最悪のものである。その責任は、はっきりいって政府にある。もっと具体的にいえば、原子力の安全を十分に管理する能力がないことを身をもって証明した、科学技術庁にある。しかし、日本で安全管理の効果があがっているのかという問題は、原子力あるいは科学技術庁に限らない。例えば、同じような不備は、日本の製薬業界の管理にもみられている。一非加熱血液製剤のような一効能に問題があったり、全く危険そのものの医薬品を売り出すことが許されているのである。

十分な数の職員と十分な専門技術を備えた有能な管理組織体の設立が、日本政府にはできないようだ。科学技術庁の原子力安全委員会は、小人数の役人チームによって作成された書類を十分に検討することなく承認する非常勤の専門家集団である。この任にあたる役人の数はあまりにも小さく、このような巨大で潜在的に危険な産業の安全管理に必要な専門的技術に欠けていることが問題である。同じように、薬品市場の大きさがアメリカ合衆国に匹敵するこの国に、合衆国の食品医薬品局(FDA)に相当する組織は存在しない。

この事故の後、状況は著しく好転するだろうか？ 今日までの記録に基づいていえば、おそらくそうはならないであろう。2001年に科学技術庁が文部省と合併されると、原子力安全のほとんどの局面に対する責任は、おそらく通産省あるいは権限が強化される総理府へ移ることであろう。しかし、多少の責任は合併された省庁に残るかもしれない。政府が新しい管理組織体に十分な資金、人的資材、専門的知識及び責任を委任しなければ、過去の問題はそのまま継続するであろう。しかしながら、過去の多くの失敗にもかかわらず、権威に対する尊敬が依然として高い日本の社会においては、このような事態に立ち向かう国民的圧力は弱い。

これは世界の原子力産業にとって悪いニュースである。ある人たちは二酸化炭素放出抑制のための原子力利用の拡大を呼びかけているが、原子力利用は20年後には、ほとんどの先進諸国では低下すると予想されている。アジアにおいてのみ、中国、日本、韓国ではかなりの拡大が予測され、東南アジアと南アジアにおいてはある程度の拡大は望めよう。しかしながら、日本では原子力発電所の立地計画に対する反対運動は年々強まっている。そして東海村の事故が、長い年月にわたって反対運動を今までにない高みにまで押し上げることは間違いないであろう。

(「Nature, 401 巻, 6753 号, 巻頭言 1999 年 10 月 7 日」の邦訳)