

4.2 原子力施設の事故例

原子炉施設中でも、内蔵する放射能が非常に多い原子力発電所は深層防護の深さは深く、また多くの多重の障壁もある。一方、燃料再処理施設や核燃料取り扱い施設は、内蔵する放射能に応じて適切な深層防護および多重の障壁を施している。

ここではもっとも深層防護の深い原子力発電所の事故の例として、旧ソ連のチェルノブイリ原子力発電所およびアメリカのTMI原子力発電所の事故を取り上げ、事故の状況を述べる。

また、内蔵する放射能は少ないが、核分裂が連鎖的に継続する可能性のある核燃料取り扱い施設の例として、東海村JCO核燃料取扱施設の事故を取り上げる。また化学爆発の可能性のある施設の例として、ロシアの再処理施設であるトムスク施設の事故を取り上げ、事故の状況とその原因を説明する。

これらの事故の状況とその原因をよく調べれば、原子力施設のリスクを低く保つにはどうしたらよいか知ることができよう。

4.2.1 チェルノブイリ4号炉の事故⁽¹⁾

1986年4月26日、旧ソ連邦ウクライナ共和国にあるチェルノブイリ原子力発電所で深刻な事故が発生した。チェルノブイリ発電所ではRBMK-1000とよばれる形式の原子炉が4基運転中であり、さらに同型の原子炉2基が建設中であった。このうち、事故を起こしたのは4号炉である。

4.2.1.1 チェルノブイリ4号炉の概要

チェルノブイリ4号炉の原子炉は、図4.2-1に示すように、ソ連が独自に開発した黒鉛減速、軽水冷却、沸騰水型の、電気出力100万kW（熱出力320万kW）の原子炉である。炉心は、黒鉛ブロックを高さ7m、直径12mの形に積み上げた中に、上下方向に1661本の燃料チャンネルがあり、燃料

チャンネルに燃料集合体を装荷している。燃料チャンネルは2ループにまとめられており、冷却材は燃料チャンネルの下部より流入して核燃料の熱により沸騰する。発生した蒸気は、気水分離器を経由して、各ループごとに設けられた出力50万kWのタービンに導かれる。タービンを流れた蒸気は水に戻り、給水ポンプ、気水分離器を経て、気水分離器の水とともに各ループ4台の主循環ポンプ（このうち3台運転、1台待機）により各ループの燃料チャンネルに戻される。

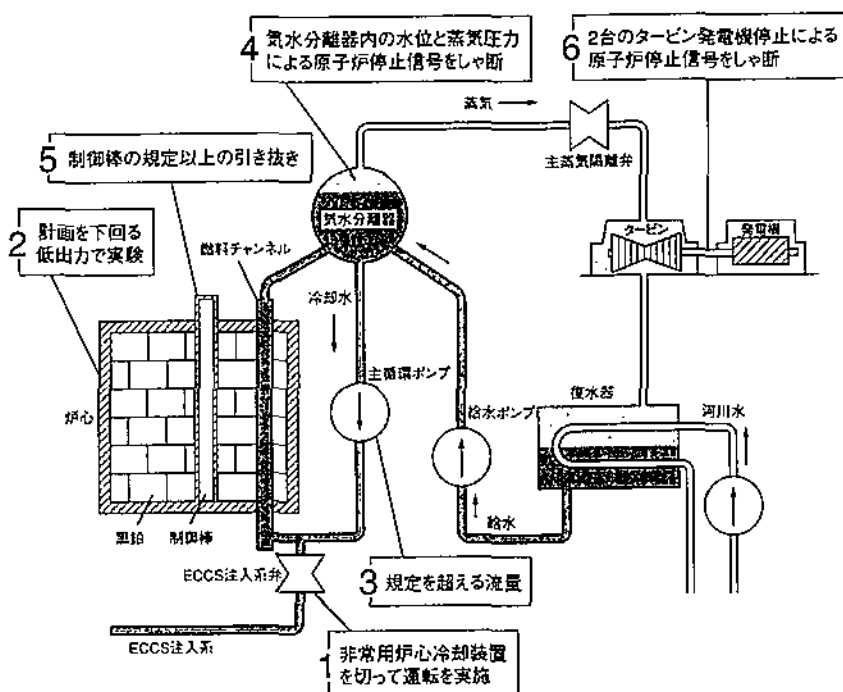


図 4.2-1 チェルノブイリ原子力発電所の概念図

この炉心には211本の制御棒があり、約40℃の冷却水によって冷却されている。そして原子炉緊急停止時の制御棒の挿入速度は毎秒40cmと比較的遅い。

この原子炉では、制御棒を規定の本数以上に引き抜くことは禁じられている。それはスクラム時に十分な負の反応度を投入するためである。運転操作要領には、運転中に炉内に挿入されている制御棒の本数が規定の本数を下回るときは即刻原子炉を停止するように定められていた。しかし、制御棒の本数が規定を下回ったときの警報や原子炉緊急停止の設備は設置されていなかった。

また、この原子炉では、中性子の減速は主として黒鉛が受け持っているので、冷却材の軽水には中性子の減速効果がありません。従って、冷却材は中性子の減速効果よりも吸収効果が大きくなり、反応度^(注1)のボイド係数は正になる。すなわち、出力が大きくなって蒸気泡（ボイド）が増加するとともに冷却材の中性子吸収効果が少なくなって、反応度はさらに大きくなる。一方、ドブラー効果、すなわち核燃料の温度が上がると反応度が小さくなる効果は大きな負の反応度効果を持っているので、これらを総合した出力係数は高出力領域では負であるが、低出力領域では出力係数が正になることがある。すなわち、低出力領域では、出力が何らかの原因で上昇するとさらに出力が上がることになる。従って、低出力領域での長時間運転は禁止されている。

以上述べたように、チェルノブイリ原子炉は

- ①制御棒は規定の本数以上引き抜くことは禁じられていた。しかし、これは運転要領に定められているのみで、これに対する警報や原子炉緊急停止の設備は設置されていなかった、
- ②低出力領域では出力係数が正になることがある、
という欠陥があった。

またこの原子炉は原子炉格納容器が設置されていないという大きい問題がある。

これらの欠陥は西欧諸国での安全審査では許可されない性質のものであるので、わが国を含め西欧諸国の原子力発電所ではこのような欠陥にもとづく事故は起こらない。

4.2.1.2 事故の経過

1986年4月25日、チェルノブイリ4号炉は定期的な点検を行うため、停止する予定であった。この停止の途中で、予定された試験〔タービン発電機を止めた後、発電機の慣性回転によってどれだけ電力が取れるかという試験〕を行うことにしていた。しかしこの試験は、試験計画が技術的にずさんなも

^(注1) 反応度とは原子炉が臨界状態からずれている程度を示す量。反応度が正ならば出力は増加し、反応度が負の場合は出力が低下する。

ので、安全上の配慮は十分ではなく、また正規の手続きによって承認されたものではなかったということである。

4月25日午前1時、原子炉の出力が低下し始めた。13時5分、原子炉の熱出力が定格出力の2分の1の160万kWとなった。そこで、2ループのうち片方のループのタービンを停止した。次に試験計画に従って14時に非常用炉心冷却装置が切り離された(図4.2-1の1)。引き続き出力を低下しようとしたが、給電指令からの要請で50%出力のまま運転を継続し、23時頃によく出力低下作業を再開した。試験は熱出力70~100万kWで行う計画であったが、運転員が制御系の切り替え作業に失敗して、熱出力は3万kWに低下した。

その間原子炉出力を下げた状態で長時間運転していたために、核分裂生成物のキセノンの量が増大していた。キセノンは中性子の吸収が大きいために、原子炉の余剰反応度^(注1)が低下し、出力上昇は困難を極めた。4月26日午前1時になって、運転員は制御棒を手動で引き抜くことによって熱出力を20万kWに何とか維持することができたが、それ以上の出力にはできなかった。そしてこのとき大部分の制御棒は上限まで引き抜かれていた。炉内に挿入されていなければならない制御棒が規定の本数を下回ったにもかかわらず(図4.2-1の5)、運転員は規定を無視して原子炉を停止しなかった。そして、このような状態にもかかわらず試験を実施するための準備が進められた。

運転員は6台の主循環ポンプの他、待機中の2台の主循環ポンプも運転した。このとき、出力が低過ぎたため、炉心流量は規定の制限値を超えて過大になった(図4.2-1の3)。そして気水分離器の水位、圧力の制御が困難になったので、運転員は水位、圧力のスクラム信号(原子炉緊急停止信号)を切り離した(図4.2-1の4)。

また、運転員は試験が失敗したときに再試験を容易に行うために、タービンを停止したときに出るスクラム信号も切り離した(図4.2-1の6)。

4月26日午前1時23分4秒、計画を下回る低出力にもかかわらず(図4.2-1の2)、運転員は試験のため、送電回路を遮断して試験を開始した。

(注1) 余剰反応度とは、原子炉の運転開始時に、制御棒を全部引き抜いた状態で原子炉の持っている反応度をいう。

送電回路遮断により、運転中のタービンは慣性運転に入る。タービンの停止信号で出るスクラム信号を切り離していたので、このとき原子炉は制御棒の挿入が開始されていない。発電機の回転数が低下するとともに、発電機より電源を供給されている主循環ポンプの流量も低下した。冷却材の流量の低下とともに圧力管の中に蒸気泡（ボイド）が増加した。この低出力の運転状態では、大きい正のボイド係数となっていたために出力係数も正になっていた。そして正の出力係数のために原子炉の出力が急上昇した。

1時23分40秒、運転員は、出力の急上昇を見て手動のスクラムボタンを押して原子炉を緊急停止したが、規定以上に制御棒を引き抜いていたために、負の反応度が入る速度が遅く、正の出力係数によって増加した反応度を抑えきれず、出力は加速度的に増大し、暴走した。

原子炉の暴走により燃料は急激に昇温、溶融し、微細化した。これにより伝熱面積が増加した。そのため冷却材が急激に過熱し、圧力が上昇し、圧力管が過圧により破損した。さらに炉心上部遮蔽体も浮き上がって横倒しになり配管などが破損した。また金属・水反応で発生した水素が原子炉建屋内で爆発し、建屋が崩壊した。

そのうえ、減速材の黒鉛が発火して燃焼し、核燃料の崩壊熱と相まって、燃料を加熱し、高温の燃料より大量の放射性物質が環境に放出された。黒鉛の火災は、5,000トンにのぼる鉛、粘土などをヘリコプターから投下し、さらに炉心下部より低温の窒素を供給するなどして、事故後10日目に収まり、放射性物質の放出も終息した。

4.2.2 TMI-2号炉の事故⁽²⁾

1979年3月28日、アメリカのペンシルベニア州にあるThree Mile Island (TMI) 発電所の2号炉で大事故が発生した。TMI-2号炉はPWR型の原子力発電所であって、1969年11月に建設が開始され、1978年3月に臨界に達し、1978年12月に営業運転が開始された。営業運転開始後も原子炉は不調であったということである。またこの原子炉のメーカーはB&W社であって、W社やCE社など他社のPWRと設計方針が多少異なる。

この事故の直接の原因は、①中央制御室の加圧器逃し弁の開閉表示方式の

欠陥による運転員の誤判断、②緊急手順書に違反して高圧注入ポンプを切るといった誤操作であるが、原子力発電所を不調のまま運転していたことと、他社のPWRの設計方針と異なっていることも、TMI事故の経過に影響を及ぼしているものと考えられる。

4.2.2.1 TMI-2号炉の概要

TMI-2号炉は図4.2-2に示すように、加圧水型の原子炉であって電気出力95.9万kW（熱出力277.2万kW）である。この原子炉は原子炉容器、蒸気発生器、加圧器、原子炉格納容器などより構成されており、わが国のPWRとほぼ同様な構成であるが、わが国のPWRと異なった特徴が2つある。

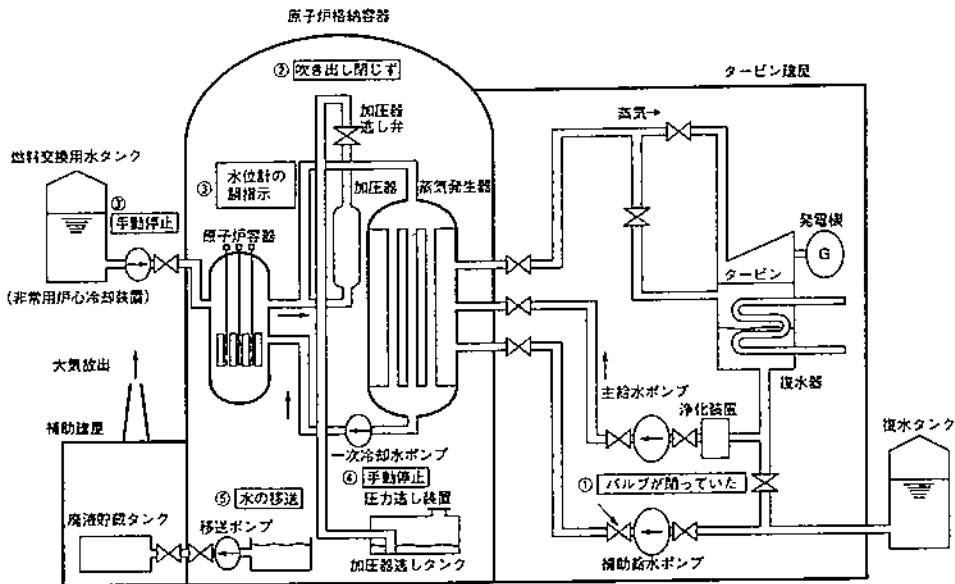


図4.2-2 TMI原子力発電所の概念図

第1に、蒸気発生器の形式はわが国のものとは異なる。わが国の蒸気発生器はU字型と呼ばれる形式であって、伝熱管は逆U字型の形をしている。そして2次側の水は飽和蒸気である。TMI-2号機の蒸気発生器は図4.2-2に示すように、原子炉から出た熱せられた1次冷却材が蒸気発生器の上部より入り、垂直な伝熱管を通して熱を2次側の水に伝えた後、蒸気発生器下部より出る、貫流型と呼ばれる形式のものである。この形式の蒸気発生器は、2次側で過熱蒸気を作る設計となっているために、2次側の水量は少な

い。TMI-2号炉の蒸気発生器の保有水量は、わが国のものに比べ、熱出力あたり2分の1～3分の1である。過熱蒸気はタービン発電機の発電効率を高くするなどの利点があるが、2次側の水量が少ないため、外乱に対する2次側の応答が速く、また、1次系と2次系間の変動の伝達も早い。このことは、発電所の機動性を高め、負荷追従運転などには適しているが、反面、制御系や運転員の機敏かつ適切な動作が必要となる。

第2の異なる点は、TMI-2号炉は2次系の異常によるスクラム信号（原子炉緊急停止信号）がないことである。わが国の原子力発電所は「タービントリップ」「給水流量低」「蒸気発生器水位低」といった2次系の異常によってスクラムするが、TMI-2号炉にはこれらによるスクラム信号はない。このことは、負荷変動などの2次系への要求に即応しつつ、スクラムなしで乗り切り、稼働率を向上しようとしたものと考えられる。このために、加圧器逃し弁を積極的に作動させて1次系の圧力変動を制御し、スクラムを回避する設計となっている。この点は他の各社の設計思想と大きく異なる点である。

4.2.2.2 事故の経過

(1) 事故前のプラントの状態

事故発生前のTMI-2号炉は定格の97%の出力で運転していた。事故の起こる前の原子力発電所のプラント状態は決して良好なものではなく、制御室の警報盤には常時52を下回らない警報が点灯していたという。

加圧器に設置されている加圧器逃し弁は、毎時1.4m³も漏洩したままの状態が運転が長期間続けられていた。このため、加圧器逃し弁の下流の配管の温度高の警報は点灯したままであった。

(2) 事故の発端

1979年3月28日午前4時0分37秒に、2次系の主給水ポンプが故障のため停止した。このため補助給水ポンプが自動的に起動したが、ポンプ出口弁が閉っていたので、蒸気発生器への2次冷却水の供給が行われなかった（図4.2-2の①）。このため1次冷却系の温度と圧力が上昇し、加圧器逃し弁は事故後3～6秒で自動的に開き、さらに圧力の上昇のため事故後9～12秒で原子炉は自動スクラムした。

原子炉がスクラムしたので、1次系の圧力は降下し、事故後12秒～15秒で加圧器逃し弁が自動的に閉じる圧力まで下がった。しかしこの弁は開いたまま固着の状態になっていたので、1次冷却材が逃し弁を通して加圧器逃しタンクに流出する状態が続いた（図4.2-2の②）。

運転員が加圧器逃し弁の開固着に気づかなかったのが、この事故を進展させたもっとも大きい因子である。そしてこの原因は

(1) 中央制御室の加圧器逃し弁の開閉表示方式が不適切であったことである。

すなわち逃し弁の開閉表示方式は弁軸の実作動を示す方式ではなくて、弁の開閉動作を起こさせる信号のON、OFFを示す方式であった。事実、1次系の圧力の降下により加圧器逃し弁を閉鎖する信号が出て、これは制御室の弁開閉表示に「閉」と表示されていたが、実際は弁が固着していて、弁開放のままであった。これが運転員の誤判断をもたらしたものである。

(2) 原子炉1次系の水量は加圧器の水位計で監視することになっている。1次系の圧力の降下により1次冷却材が炉心で局所的に沸騰すると、発生した蒸気が加圧器内で冷却水を押し上げ、そのために加圧器の水位を上昇させることがある。加圧器水位計の指示は事故後1分まで下降を示しているが、その後は上昇を続けている。従って、水位計の上昇を見た運転員が、加圧器逃し弁が開固着して冷却材が流出し続けていることに気づかなかった。それだけではなく、加圧器水位計の指示が上昇したので、運転員は原子炉1次系は冷却材の量が増えているという誤判断をした。

さて、加圧器逃し弁が自動的に閉じる圧力まで下がった後も、原子炉の圧力は下降し、事故後2分には非常用炉心冷却装置（高圧注水ポンプ2台）が自動起動した。しかしながら、事故後4.5分に加圧器水位計の指示が上限に近づいた（図4.2-2の③）のを見た運転員は高圧注入ポンプの1台を停止し、残りの1台の流量を最低限にまで絞った（図4.2-2の③）。そのみならず、1次冷却材の抽出量を最大にした。その後も高圧注入ポンプを止めたり絞ったりして運転した。すなわち、冷却材が減少しているのに、これを補給せず、却って減少を促進する操作を行ったことになる。この操作は事故を進展させた2番目に大きい因子である。

運転員が非常用炉心冷却装置（高圧注入ポンプ）を切ったのは、緊急手順

書に違反した誤操作である。緊急手順書では、高圧注入ポンプの停止は、加圧器水位だけではなく、1次系の圧力も条件とされている。運転員は1次系の圧力の条件を無視して加圧器水位だけで高圧注入ポンプを停止するという過ちを犯した。もし高圧注入ポンプを切ることがなければ、燃料が大破損するような事態になっていない。

また、制御室の警報盤に常時52を下回らない警報が点灯したまま運転していたことは、この事故の直接原因ではないにしても、間接的には事故に至る原因になっていると考えられる。

(3)燃料の破損

時間の経過とともに、1次冷却材はますます減少し、蒸気泡が増加した。このため、1次冷却材ポンプの振動が激しくなり、ポンプの破損を恐れた運転員は、事故後約1時間30分後に1次冷却水ポンプをすべて手動で停止した(図4.2-2④参照)。ポンプが運転されている間は、水と蒸気の混合物が循環して炉心を冷却していたが、ポンプが停止されると、水の流れが止まり、蒸気と水が分離し炉心の上部が蒸気中に露出し始めた。

事故発生後2時間20分たって、運転員は加圧器逃し弁が開いているのに気づき、元弁を閉めた。そして事故後3時間20分には高圧注入ポンプ(非常用炉心冷却系)が起動され、冷却材が注入され、炉心は冠水した。

炉心は上部3分の2程度が蒸気中に露出し、露出した燃料は温度が上昇し、炉心は原形を留めないまでに損傷を受けた。一部の燃料は溶融して原子炉容器の底に落ち、また大量の放射性物質が1次冷却材中に放出された。燃料被覆材が水と反応して大量の水素も発生した。

その後、十数時間炉心の冷却を制御しようとする試みがなされ、ようやく事故後16時間後に1次冷却材ポンプ1台の運転により、事態は一応収束されることになった。

4.2.3 JCO核燃料施設の事故⁽³⁾

核燃料取扱施設は内蔵する放射性物質の量が少ないため、原子力発電所に比較すると深層防護の深さはあまり深くない。またこのような施設は運転時の規定の遵守によって安全が確保されるところが大きい。安全上重要な規定

を守らないことが如実に大事故につながる例として、東海村のJCO（(株)ジェー・シー・オー、元日本核燃料コンバージョン株式会社）ウラン加工施設の臨界事故について述べる。

(株)ジェー・シー・オー東海事業所は、軽水炉燃料用（濃縮度5%以下）の二酸化ウラン粉末の製造施設（2棟）と、濃縮度20%未満の二酸化ウラン粉末および硝酸ウラニル溶液を製造する転換試験棟がある。

事故を起こしたのは転換試験棟において、高速実験炉「常陽」の燃料用に濃縮度18.8%の硝酸ウラニル溶液を製造する工程で起こった。

平成11年（1999年）9月30日午前10時35分頃、精製した硝酸ウラニルを均質な濃度にするために、形状制限^(注1)していない沈殿槽に臨界量以上の硝酸ウラニル溶液をつぎ込み、臨界に達して核分裂の連鎖反応を起こす事故が発生した。

4.2.3.1 硝酸ウラニル溶液製造工程の概要

「常陽」取替燃料製造用硝酸ウラニル溶液の製造は、原料である粗 U_3O_8 を溶解精製して純度を高める工程を経た後、再溶解して製品の硝酸ウラニル溶液とするものである。その工程を説明すると次のとおりである（図4.2-3参照のこと）。

①溶解

原料である粗 U_3O_8 に硝酸を加えて溶解する。正規な手順では溶解塔を用いることになっていたが、平成7年度以降は設置許可に違反してステンレス容器を用いるようになった。もちろん今回もステンレス容器を用いている。

②溶媒抽出

リン酸トリブチル（TBP）を用いた溶媒抽出により硝酸ウラニルを抽出する。抽出塔および逆抽出塔を用いる（抽出塔と逆抽出塔は図4.2-3

^(注1) 核燃料の取り扱い工程で、臨界（核分裂連鎖反応）を防止するためには形状制限と質量制限の2つの方法がある。形状制限は、濃縮度に応じて、容器の直径、厚みまたは容積を制限して臨界を防止するものである。質量制限は、1操作（バッチ）あたりの取扱量を制限して臨界を防止するものである。

では省略している。溶解塔と貯塔の間にある)。

③沈殿

硝酸ウラニル溶液にアンモニアガスを吹き込み、重ウラン酸アンモニウム (ADU) を沈殿させる。沈殿槽を用いる。

④仮焼

重ウラン酸アンモニウムの熱分解反応により精製 U_3O_8 を生成する。仮焼炉を用いる。

⑤再溶解

精製 U_3O_8 に硝酸を加えて再溶解し、製品である硝酸ウラニル溶液とする。正規の手順では溶解塔を用いることになっていたが、平成4年度以降はステンレス容器を用いるようになった。もちろん今回もステンレス容器を用いている。

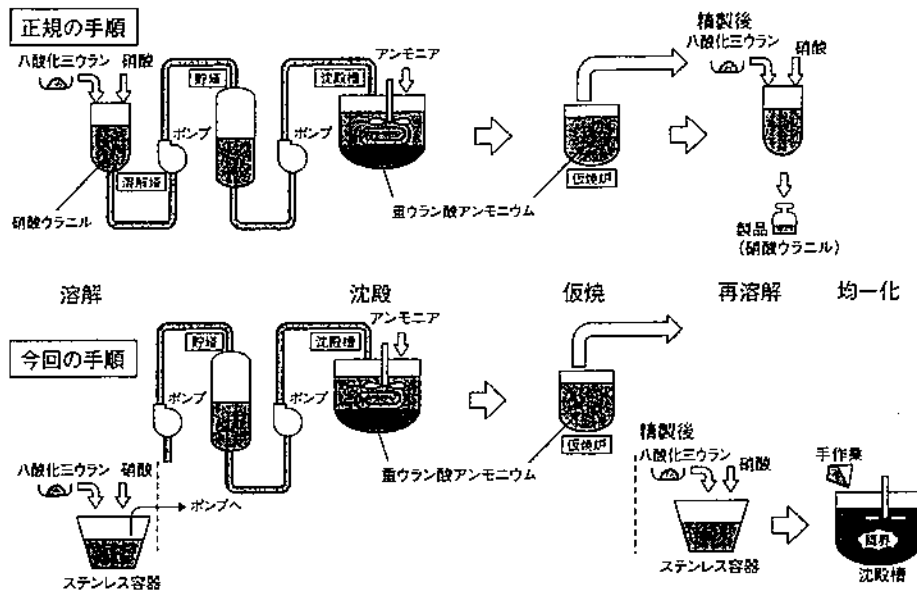


図 4.2-3 JCOでの硝酸ウラニル製造工程概念図

⑥均一化

硝酸ウラニルの製造にあたっては、1作業単位 (1バッチ) である 2.4kgU (溶液量6.5リットル) ずつ製造して、輸送の1単位 (1ロット) である 6~7バッチ分の約40リットルの硝酸ウラニルを混合し、濃度を均一にする。

平成5年度までは4リットル入りの製品容器10個から、10分の1ずつ取り出して、他の10個の製品容器に配分するクロスブレンディングにより行っていた（図4.2-3にはこの工程は載せていない）。平成7年度以降は、形状制限をしている貯塔に約40リットルを注入し、混合攪拌の上、製品容器に取り出す方法に変更した。

この均一化工程については、上記の2工程とも設置許可申請書に記載されていなかったが、発注者との契約上、約40リットルを輸送の1ロットとして均一化する必要が生じ、規制当局に申請することなく、社内で作成した手順書に基づいて均一化する製造を開始したものである。しかしながらこの社内で作成した工程の手順書を守っていれば臨界事故に至ることはない。

今回の事故はこの工程で、社内で作成した手順書をも違反して、形状制限をしている貯塔の代わりに、形状制限していない沈殿槽を用いて多量のウランを混合して均一しようとしたために発生したものである。

4.2.3.2 事故の経過

「常陽」用の燃料として、平成11年度に濃縮度18.8%、ウラン濃度380gU/リットル以下の硝酸ウラニル溶液を転換試験棟において約160リットル（約60kgU）製造することになっていた。

今回の作業では、9月中旬よりウランの精製のための酸化ウランの精製を開始し9月28日に終了している。そして9月29日より硫酸ウラニル溶液の製造を開始している。

硝酸ウラニルの製造において、図4.2-3の手順の右上側に示すように、本来であれば酸化ウラン粉末を溶解塔で硝酸を加えて溶解すべきところを、今回は図の右下側に示すように、ステンレス容器で酸化ウランを溶解した。これは設置許可違反であるが、これでは事故に至っていない。

そして、貯塔を用いて濃度を均一にするという社内で作成した手順書を無視して、図の今回の手順の右下側に示すように、ステンレス・ビーカーおよび漏斗を用いて手作業で、形状制限をしていない沈殿槽に29日には製造の4バッチ（約9.6kgU）の硝酸ウラニル溶液を注入し、30日には午前3バッチ（約7.2kg）の硝酸ウラニルを注入しようとした。

社内で作成した手順書を守っていれば臨界事故には至らない。しかしながらこの手順書を守らずに、形状制限をしていない沈殿槽を用いて濃度を均一化しようとして、臨界量を超える硝酸ウラニル溶液を注入したために、9月30日午前10時35分頃、沈殿槽内の硝酸ウラニル溶液が臨界を超え、臨界事故が発生した。

事故は、図4.2-4に示すように、最初に瞬間的に大量の核分裂反応（バースト部）が起り、その後、約20時間にわたって緩やかな核分裂状態（プラトー部）が続いた。

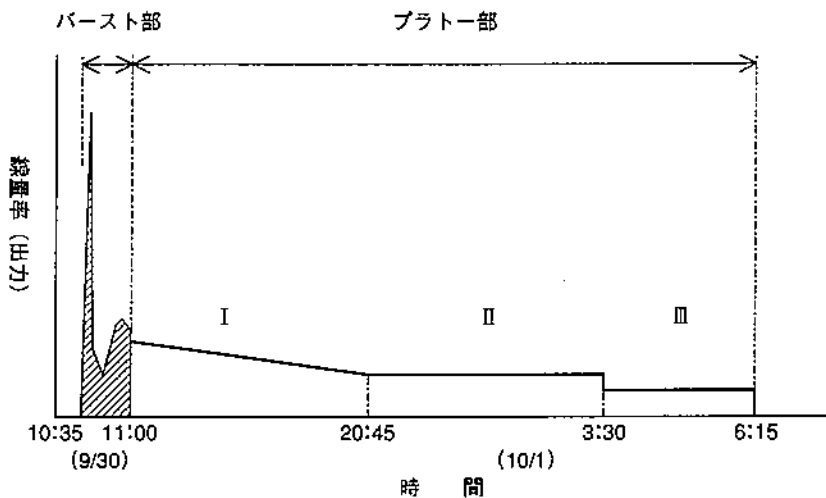


図4.2-4 JCO臨界事故の出力パターン

臨界状態を停止するために、沈殿槽外周のジャケットを流れる冷却水の抜きとり作業を行った結果、翌日の午前6時15分頃臨界状態は停止した。

沈殿槽内の硝酸ウラニル溶液が臨界状態にある約20時間の間、中性子線とガンマ線は建屋の壁を通して外部に漏洩した。一方、生成した核分裂生成物の量は少なく、これによる環境への被ばくの影響は無視できる程度少ない。

4.2.4 トムスク再処理施設の事故⁽⁴⁾

1993年（平成5年）4月6日午後0時58分（現地時間）に、ロシア共和国西シベリア地区トムスク7の軍事用再処理施設において、溶液タンクの爆発事故が発生した。

トムスク再処理施設は軍事用であり、民生用に比べて安全対策に劣るとこ

るもあるが、再処理施設の事故例として、最近のものであるので紹介する。

4.2.4.1 トムスク施設の概要

西シベリア地区に人口約50万人のトムスク市がある。そしてトムスク7は人口約11万人の都市であって、トムスク市の北北西約15kmに位置する軍事プロジェクトを行う都市の一つである。ここは核兵器プロジェクトの主要施設として創設された。

「トムスク7」として知られる原子力コンビナートには、5基の原子炉、ウラン濃縮施設、再処理施設および廃棄物管理施設等が存在する。

トムスク再処理施設は1950年代から運転されていて、原子炉で照射された天然ウランを溶解し、その溶液から兵器用のプルトニウムとウラン等を化学的に分離している。分離法は、1983年以降はピューレックス法である。

爆発事故を起こしたのは、供給液調整タンクである。このタンクは、第1サイクルの溶媒抽出工程（溶液からウランとプルトニウムを回収する工程）へ供給するウラン溶液の酸濃度を調整するための濃硝酸を加える調整槽とされているが、様々な工程から発生する溶液も受け入れていた。

供給液調整タンクは、ステンレス鋼製の、直径2.8m、高さ6.3m、容積34.15m³のものであって、建屋内地下にある直径約4m、容積約100m³の円筒状セル内に設置されている。セルは厚さ約1.2mのコンクリート製で重量約40トンの蓋とステンレス鋼製の内張りがある（図4.2-5参照）。

タンクの底部には、タンク下部40%を覆う冷却ジャケットおよび温度計が取り付けられている。また圧力計、水位計、加熱用蒸気吹き込み口、空気吹き込みによる空気攪拌系も設置されている。

4.2.4.2 事故の経過

爆発は、供給液調整タンク内にあった溶液に、別のタンクのウラン溶液を2回に分けて移送して加え、さらにタンクに濃硝酸を注入した後、約2時間半後に発生した。この作業の具体的な手順と、事故の原因は次のとおりである。

4月5日

供給液調整タンクに、ウラン濃縮缶で加熱濃縮したウラン溶液を移送して混合を行うための準備が開始された。

混合された溶液は、調整後に、プルトニウムを回収するため再び溶媒抽出工程へ送られることになっていた。

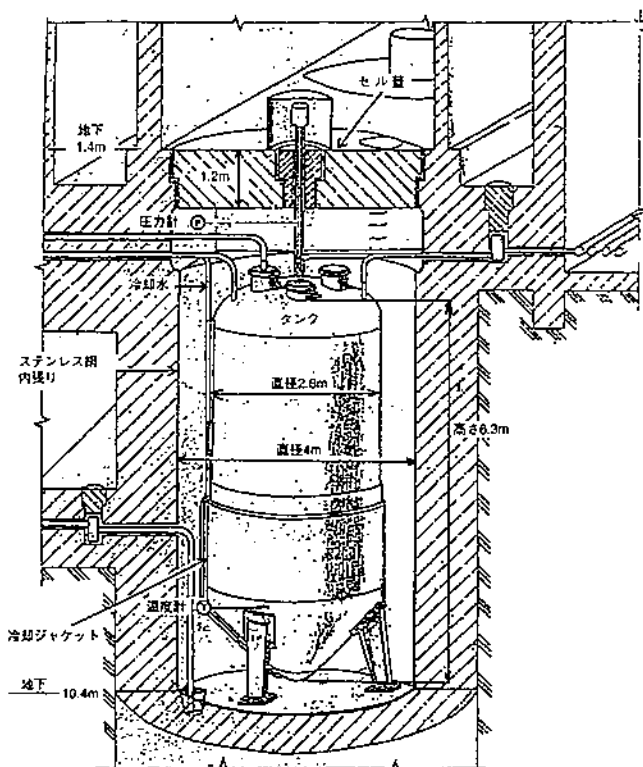


図4.2-5 トムスク再処理施設の供給液調整タンクおよびセルの配置図

混合を行う前の供給液調整タンク内の溶液は 4 m^3 で、 30 g/l のウランと1.5規定の硝酸が含まれていた。この溶液は6か月以上容器内に滞留していたと推定されるもので、表面にリン酸トリブチル (TBP) およびその劣化生成物、希釈剤中の不純物の芳香族炭化水素などを含む有機物の層が存在していた可能性が高い〔これが事故の最初の要因と考えられる。すなわち、有機溶媒およびその劣化生成物などの蓄積防止対策が十分ではなかった〕。

4月6日午前2時30分頃

第1回目の移送が行われた。移送されたウラン溶液は 12m^3 で、 440g/l のウランと0.5規定の硝酸が含まれていた。また、この溶液は、ウラン濃縮缶で加熱濃縮された後、冷却されずに約 105°C の温度で供給液調整タンクに移送されたため、タンクの底部に近いところに設置された温度計は 78°C を示した。このためタンクの下部40%を覆う冷却ジャケットにより溶液を冷却したところ、温度計は 45°C ないし 50°C を示した。

同日午前9時30分頃

2回目の移送が行われた。移送されたウラン溶液は1回目の溶液と同じウラン濃縮缶で加熱処理された溶液 7.5m^3 で、 440g/l のウランと0.5規定の硝酸が含まれていた。タンクの温度計の指示は 45°C ないし 50°C であった。しかし、2回にわたる移送作業中に、規定で定められた空気による溶液の攪拌が行われなかった〔2回にわたる無攪拌は規定違反である。これが事故の第2要因である〕。従って、温度計は 45°C ないし 50°C を示していたとしても、タンク内溶液の上部では高温となっていた可能性が高い。

移送の結果、供給液調整タンク内の溶液は、 23.5m^3 で、攪拌が行われて均一な溶液となった場合には、 378g/l のウランと0.66規定の硝酸が含まれたものとなる。なお、タンク内の有機物の総量は、 $150\sim 500\text{l}$ になっていたと推定されている。

同日午前10時30分頃

酸濃度調整のため、供給液調整タンクに濃硝酸 1.5m^3 が注入された。通常は、12規定の濃硝酸が用いられるが、この作業の際には14.2規定の濃硝酸が用いられた〔これは規定違反である〕。この作業の際および作業後に、規定で定められた空気による溶液の攪拌は行われなかった〔これも規定違反であって、事故の第3要因である。このためウラン溶液の上に、濃硝酸とTBPおよびその劣化生成物を含む有機物が接触した状態で層を形成し、それらの接触面における局所的な発熱反応^(注1)が生じ始めたと考えら

(注1) 濃硝酸とTBPおよびその劣化生成物などを含む有機物が酸化反応（発熱反応）を起こすための温度条件として、例えば芳香族炭化水素は常温付近以上で、硝酸ブチルについては 90°C 前後から発熱反応を起こすことが確認されている。

れる]。

同日午後0時45分頃

タンク内の圧力が異常な上昇を始め、通常よりも0.15気圧高くなるとともに、さらに上昇を続けた。このため、運転員は監督者と相談のうえ、隣接するタンクを介して圧力を開放するための臨時の操作を行った。事故後、圧力を開放する弁を確認したところ、弁の開度は70%であった。このことから排気管は排気機能が低下していたと考えられる。このような状況の下で、濃硝酸と有機物との高温下の早い反応により発生したガスが排出されにくくなったためにタンク内の圧力が上昇し、これにより蒸発潜熱による除熱が不十分になってタンク内の溶液の温度が上昇したものと考えられる〔これが事故の第4要因である。この反応により供給液調整タンク内の溶液の温度が高温条件に達し、TBPおよびその劣化生成物の錯体の急激な分解反応^(注2)が起こったと考えられる。このためタンク内の圧力がさらに上昇し続け、ついにはタンクが破裂する圧力にまで上昇したと考えられる]。

また、この頃、排気筒から茶褐色の煙が放出されていることを施設内の作業員が確認している。

同日午後0時55分頃

供給液調整タンクの圧力は上昇を続け、測定上限値の5気圧を振り切った。圧力を開放するための排気作業は、引き続き行われた。

同日午後0時58分頃

高圧のため供給液調整タンクが破裂し、内部の溶液がセル内に放出された。破裂時のタンクの圧力は約18気圧以上と推定されている。セル内の圧力上昇により、コンクリート製のセル蓋が隣接するセルの上部に吹き飛ばされた。

数秒後、供給液調整タンク上方の建屋内で、タンク内で生成された可燃性ガスおよびミスト等の可燃性物質が、電気回路の短絡が発火源になって、爆発したものである。

^(注2) TBPおよびその劣化生成物の錯体については、135℃までは有意な速度の発熱反応は示さないが、高温条件に達すると急激な分解反応（発熱反応）を起こす。