

# 原環センター トピックス

RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT CENTER TOPICS

1989.6.NO.11

## 目次

インドにおける放射性廃棄物管理 .....	①
センターのうごき .....	⑧

## インドにおける放射性廃棄物管理

### 1. はじめに

日本の約9倍の国土に6.9億人の人口をかかえるインドは、世界でもっとも早くから原子力開発をはじめた国に属している。1956年にはアジア最初の原子炉アプサラ1,000kWを自主開発して運転をはじめ、1964年には米ソ英仏の強国について再処理工場(30トン/年)の運転をはじめ、そこから得られたプルトニウムを使って1974年には第6番目の国として核爆発実験を行い世界に衝撃をあたえた。国際原子力機関においてわが国などと共に13の(常任)理事国の一つになっており、開発途上国への技術協力等において活躍が著しい。

初期のH.バーバ等の指導のもとにたてられた独自の自主開発路線を歩んでおり、一人あたりの国民総生産が中国と同程度(約300米ドル/人・年)であり、原子力発電規模もあまり大きくない。現在6基、123万kW容量を有し世界第20位であり、建設中の4基が加わっても217万kWである。

### 2. インドの原子力路線と主要施設

インドは他の国とちがって国内に豊富にあるトリウム(埋蔵量6.7万トン)およびウラン(埋蔵量3.5万トン)を利用して自前のエネルギー源を確保することを長期的目標としている。そのため第1段階ではウラン燃料を国産化しそれを使う天然ウラン重水炉を建設し発電とプルトニウム生産をはかる。これにはカナダのCANDU炉の技術の導入が行われたが、現在発電炉技術と再処理プルトニウム生産技術は確立されている。第2段階は得られたプルトニウムを使う高速増殖炉を建設し発電とプルトニウムの生産を行うとともに、国産トリウムを照射し再処理して新燃料物質ウラン-233を生産するというもので、現在はこの途中にある。そして最終的には第3段階としてウラン-233を使う増殖炉を建設し発電とウラン-233生産をすすめることとしている。自国の豊富なトリウム資源に着目し、一部は先進国の技術を導入する

ものの国産技術による自力開発をすすめて、トリウム増殖路線によって永続的エネルギー供給をはかろうという意欲には原子力先進諸国にはない新鮮なものがある。

政府には原子力省 (DAE) があり、原子力委員会 (AEC) と1983年に設けられた原子力規制庁 (AERB) の指導を受けている。中心的研究機関としてボンベイ郊外のトロンベイにバーバ原子力研究センター (BARC) をもち、また高速炉開発に重点をおくインディラガンジー原子力研究センターがマドラス郊外のカルパッカムに設けられている (図1)。国の工業水準が必ずしも高くないので必要な関連技術はこれらセンター内で開発し工場もかかえることが多く、研究所が下請け工場もかかえこんだ研究産業複合体 (コンプレックス) の様態を呈している。原子力省のかかえる人員は3万人強と多く、現在これらを少しずつ公益企業化していくための組織改正がすすめられている。例えば放射線、アイソトープ利用に関しては放射線・アイソトープ技術庁 (BRIT) が1988年につくられ、原子力発電に関しては原子力発電庁 (NPB) から原子力発電公社 (NPC) への移行が1987年に行われている。すでにウラン燃料の製造についてはインドウラン公社 (UCI) がつくられている。

原子力発電所は1969年運開したタラプール発電所 (16万kW 2基) がアメリカから導入したBWR型であるほかは、すべて天然ウラン重水のCANDU

型炉である。ラジャスタン発電所 (23万kW 2基) はカナダから導入されたが、マドラス発電所 (23万kW 2基) からはすべて国産となっている。現在運転中の発電炉は以上の6基123万kWである。建設中はカクラッパー (2基)、ナローラ (2基) の計94万kWである。これらの設計、建設、運転は原子力発電公社によって行われている。

カルパッカムの原子力研究センターには1985年臨界になった高速実験炉 FBTR (熱出力4.3万kW、

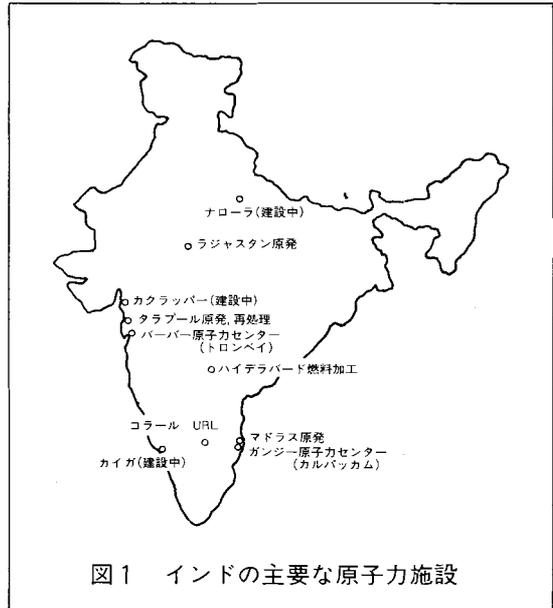


図1 インドの主要な原子力施設

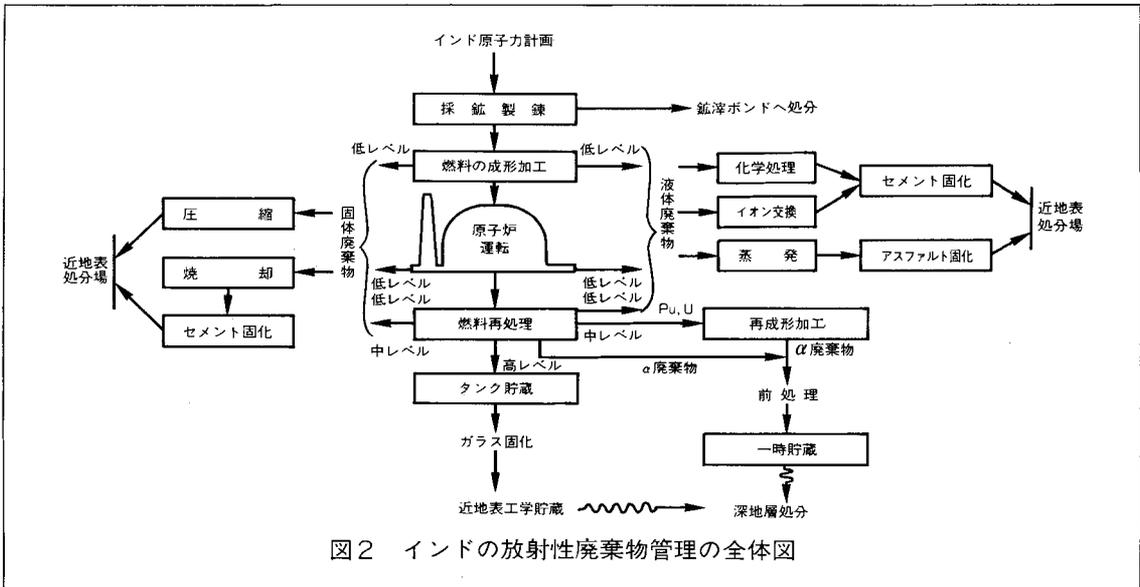


図2 インドの放射性廃棄物管理の全体図

電気出力1.2万kW)が運転中であり、原型炉の設計も行われている。

これらに必要な燃料体については、研究炉用のウラン燃料、プルトニウム燃料はトロロンベいの原子力研究センターで、また発電炉用燃料は1972年からハイデラバードの原子燃料工場で製造されている。

照射済み燃料の再処理については、研究炉燃料用の30トン/年の施設がトロロンベいの原子力研究センターにおいて1964年運開し、発電炉燃料用の第2再処理工場(100トン/年)はタラプールにおいて、また同規模でプルトニウム燃料(1.6kg/日)も再処理できる第3工場はカルパッカムにおいて運転されている。

これらのほか国内8カ所に重水製造工場をもち、またトリウムとともに希土類元素を分離回収する工場、測定用電子機器の製造工場等も傘下にかかえている。

### 3. 放射性廃棄物の発生とその管理

ウラン濃縮以外の燃料サイクルの全分野にわたって手をひろげており、放射線・アイソトープの利用もかなり活発である。広い国土に多くの人々をかかえており、核燃料や放射性物質を中心施設へ輸送することは好ましくないとして、中規模の原子力発電所、再処理工場等を各地域に比較的数量多く設ける政策をとっている。廃棄物の貯蔵・処分施設もオンサイトの考えに従っていて、高レベル廃棄物の最終処分施設だけが唯一の中心施設になるものとみられている。

低中レベルの廃棄物は発生サイトにおいて処理し、ほとんど放射性物質を含まなくなったものは放出許容限度以下であることを確めて環境中へ放

出される。このとき社会的経済的因子を考慮して合理的に達成できる限り放出量を少くし人々に対する被曝影響が低くなるようにする。処理により放射性物質を濃縮された生成物と固体廃棄物は前処理されたのち近地表面の工学的施設に長期貯蔵される。再処理からだされる高レベル廃棄物と $\alpha$ 廃棄物は長期間安定な固化体にかえられ深地層に処分される。現在はまだその途中の段階にあり、実際の処分は行われていない。

採鉱製錬からだされるきわめて放射能レベルの低い廃棄物以外の固体廃棄物(および高レベル液体廃棄物)の発生実績と2000年における発生予想量を表1に示す。原子力発電規模は2000年に1000万kWまで伸ばすことが計画されており、それに対応する推定量である。

これらの固体廃棄物および液体廃棄物がインドの原子力計画のどこから発生し、どのように処理処分されるかの全体の流れを図2に示す。

### 4. 低中レベル廃棄物の処理

国内でウラン鉱を採掘し製錬して天然ウラン燃料をつくっているのも、まずその製錬工場からの液体および固体廃棄物が問題になる。製錬廃液には長寿命で有害なラジウムを含むので石灰および塩化バリウムにより沈殿除去したのち放流されている。水分を含んだ製錬鉍滓(ティリング)は近くの自然のくぼ地に放出されて堆積されており、上澄液はラジウムや有害なマンガン等が含まれていないことを確めてから放流されている。トリウムおよび希土類元素も採掘精製されて各種の塩の形で輸出されているが、原子炉燃料としてのトリウムは現在は少量しか必要とされず、その廃棄物もとくに問題となっていない。

表1 インドの放射性廃棄物発生量(m<sup>3</sup>)

廃棄物	年	1982	1985	2000
1次固体廃棄物		1,700	1,850	107,000
低レベル濃縮物		2,500	3,000	77,100
中レベル廃棄物		650	800	19,900
高レベル液体廃棄物		350	440	8,000

これらの鉱山ではラドン、トロン呼吸による被曝のおそれがあり、換気を十分に行なうことが指導されている。原子力研究所、発電所等では放射性の気体、ダスト等の発生が多い場合にはサイクロン、静電除去装置、水溶液によるスクラパー等が使われるが、一般には配管、タンク等に貯留して放射能の減衰をはかり高性能フィルタで濾過したのち排気塔から大気中に放出されている。

$\beta$   $\gamma$  放射性物質を含む液体廃棄物が原子力研究所、発電所等から出され、それぞれの施設に設けられている廃棄物処理場で化学処理、イオン交換、蒸発等によって処理されている。凝集沈殿剤としてはリン酸塩、水酸化物、フェロシアン化合物等を用い、放射能濃度を1/200以下にまでしている。イオン交換では使いすてのできるベントナイトやバミキュライトが活用され、高価なイオン交換樹脂の使用はまだ限られている。蒸発処理で注目されるのは内陸のラジャスタン原子力発電所で行われている天日蒸発法であり、そこではこれにより廃液を蒸発乾固させて放流をほとんどりにすることに成功している。

沿岸立地のトロンベイ、タラプール、カルパツカム等の原子力施設では処理ずみの廃液は海洋に放流されている。最初の原子力センターであるトロンベイでは再処理施設をもっていることもあって、初期には年1キュリー前後、うち $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ は100ミリキュリーオーダー、の放流が行われていた。

処理された濃縮物はセメント、アスファルトと混合されて固化される。中レベル廃液を薄膜蒸発装置で濃縮しアスファルト固化する方法が広く行われており、図3にそのフローシートを示す。タラプールには120 l/hrの装置があり、遮蔽セルの中で遠隔操作により動かされている。また廃液をバミキュライト等に吸着させ、これをスチレン系不飽和ポリエステルと混合し固化させるバリア含浸ポリマー (BIP)法によって、放射線に強い ( $5 \times 10^8$ ラドに耐える) 固化体が得られ、タラプール再処理工場では80万キュリー以上を含む非発熱性の $\beta$   $\gamma$ 廃液が固化処理された。

固体廃棄物は水圧ペイラにより圧縮減容され、また一部の可燃性固体は焼却処理される。ただ発電所も再処理工場も比較的規模が小さくて固体廃棄物の発生量が多くないので、焼却炉を備えることは経済的でないとみられている。また再処理工場の $\alpha$ 放射能で汚染された中低レベル固体廃棄物には小規模の酸消化装置が使われている。

### 5. 低中レベル固体廃棄物の長期貯蔵

低中レベル固体は現在は近地表の工学的貯蔵施設に長期貯蔵されている。その他の深海投棄、中レベル廃棄物の中地層処分等については基礎的検討は行われたが、現在とりあげる考えはない。

浅地貯蔵は1960年代早くにトロンベイではじめられ、その後地質・気象条件のちがう国内各施設で行われて改良され、工学貯蔵という状況に達し

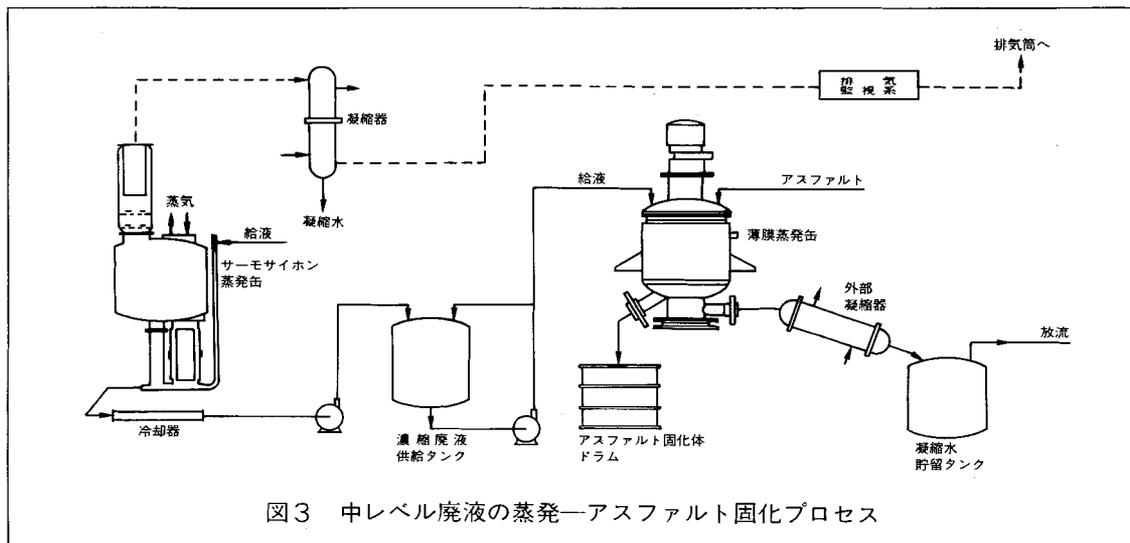


図3 中レベル廃液の蒸発—アスファルト固化プロセス

ている。初期に使われた素掘りトレンチは現在は汚染の懸念ある廃棄物用に使われるだけで、鉄筋コンクリートトレンチと鋼板ライニングのタイルホールが専ら使用されている。また周辺境界との間には適当な緩衝地帯を設け、管理施設・支援施設とは明確に隔離し、廃棄物の区分施設、つめかえ施設および除染エリアを設けている。重要なことは必要があれば取りだせるように貯蔵してあることである。

人口の多い広大な国土の中を放射性廃棄物を運びまわすことは好ましくなく、原則として各原子力施設ごとにオンサイトの浅地貯蔵施設をつくることとしている。各サイトの地質は結晶質岩の玄

武岩、凝灰岩から堆積岩の砂岩、粘土層までいろいろであり、地下水位は0.5—7mから6—8m、さらに地下水のないもの(砂岩地層)まで多様である。これらのうち砂岩層にあって表土をもたないラジャスタン発電所ではトレンチの掘削が経済的にも好ましくなく、また肥沃な平野にあるナローラ発電所では放射性物質が万一漏出した場合のことを考え、オンサイトの浅地貯蔵施設はつくらず、別の施設のもとへ送りだすこととした。

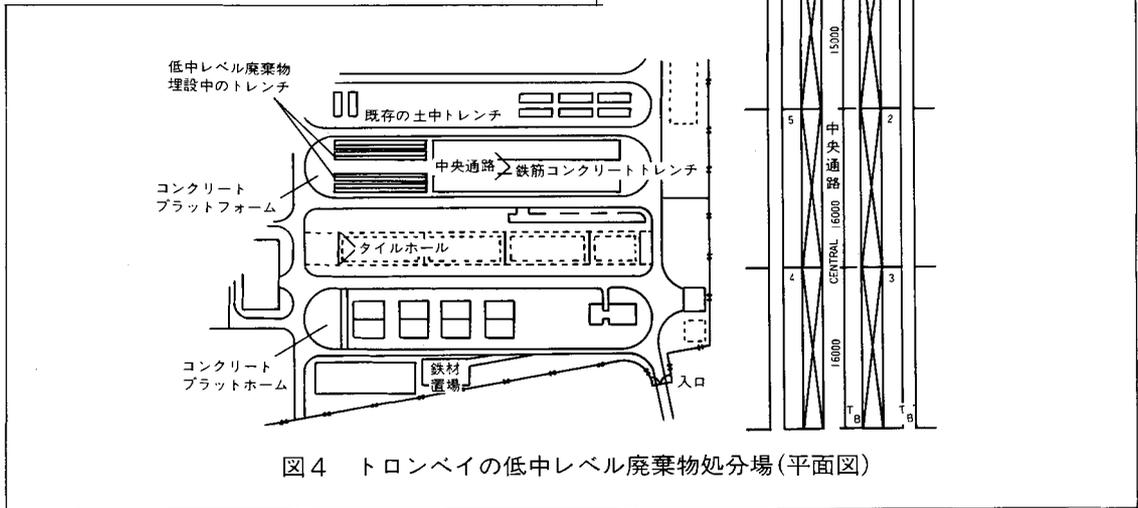


図4 トロンペイの低中レベル廃棄物処分場(平面図)

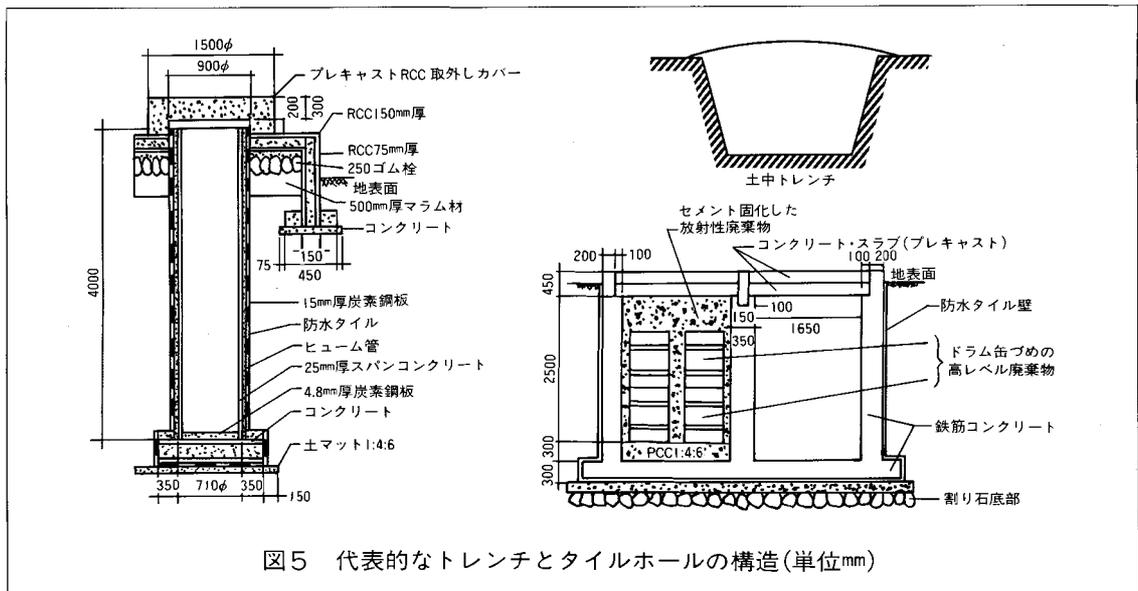


図5 代表的なトレンチとタイルホールの構造(単位mm)

トロンベイの低中レベル廃棄物浅地貯蔵施設の全体配置を図4に示す。トレンチの大きさは15×1.65×3.6m深となっているが、10×3×4m深のもの等もある。図5にトレンチおよびタイルホルの例を示す。タイルホルは薄い鋼板ライナーを備えており、表面線量率100レントゲン/hr以上のものやα放射能濃度の高いものを入れるのに使われる。再処理施設をあわせもっている所が多いためか、わが国に比べて放射線レベルの高い廃棄物やα放射能レベルの高いものが比較的多いようである。

## 6. 高レベル廃棄物の処理と貯蔵

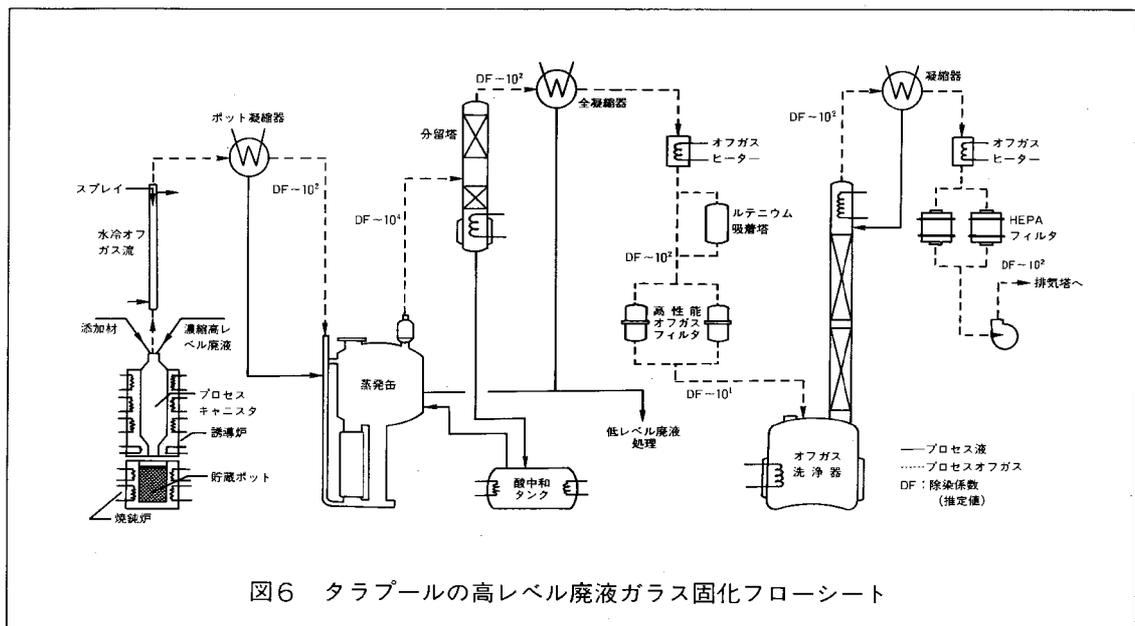
インドの天然ウラン炉の燃焼度は1万MWD/T以下と比較的低く、発電炉4基約100万kWごとに中規模再処理工場をもち、各工場ごとに高レベル廃棄物固化施設(廃棄物固定プラントWIPとよぶ)だけでなく固体貯蔵サーベランス施設(SSSF)もおくことにしている。現在トロンベイに研究炉燃料の再処理施設、カルパツカムに高速炉燃料の再処理施設が、またタラプールに発電炉燃料の再処理工場が設けられている。いずれもピュレックス法を採用している。

再処理から出される高レベル廃液はステンレス鋼地下タンクに3～5年間一時貯蔵したのちガラス固化される。最初のガラス固化装置はタラプー

ルにつくられ、高さ1.8m、径33cmのインコネル容器(キャニスタ)に廃液を入れて600℃で仮焼したのち、1100～1200℃に昇温してホウケイ酸ガラス粉末を添加し溶融してポットに流しこまれる。0.5トン/日の再処理からだされる高レベル廃液600ℓ/日を1サイクル50時間(給液20ℓ/hr)で処理し、1000ℓから125kgのガラス固化体(廃棄物含有量15%)をつくっている。発熱率40W/ℓ、密度2.8。半連続処理でありガラス製造能力は4kg/hrとフランスのAVMプラントの約1/4であるが、1984年に運転をはじめ世界第2位をほこっている(図6)。

ガラス固化体は立孔方式の近地表貯蔵施設に収められ、煙突(径3m、100m高)による吸引空気(229,000m<sup>3</sup>/hr)により自然冷却され、25年間サーベランスしながら貯蔵される。この固体貯蔵サーベランス施設(SSSF)にはタラプールだけでなくトロンベイのガラス固化体も収納されることとなっている(図7)。

トロンベイのガラス固化装置も同形式のものであるが、処理能力は約1/2の400m<sup>3</sup>(液)/年であり1990年運開となっている。カルパツカムの装置は1993年運開をめざして建設がすすめられている。ナローラ発電所その他につくられる再処理施設にも同様のガラス固化装置を設けることが計画されている。



## 7. 高レベル廃棄物の最終処分

高レベル廃棄物には長寿命の $\alpha$ 放射性元素を含んでおり、地下深くの安定な地層に処分することが考えられている。そのような地層として各種の火成岩といくつかの堆積岩が選ばれ、地質調査の結果南部インドの均質で大きな片麻岩体と花崗岩層が候補として選定された。

バンガロール近くのコラルにあるKGF社のNandydroog 鉱山の深さ1500mの花崗岩中にほった坑道で使用されていない部分を利用して地下実験室(URL)がつけられた。ここでは処分を模擬した条件のもとでの母岩の熱挙動、機械的性質、水文学的挙動、化学的性質等が原位置で測定されている。

また玄武岩の地盤にあるトロンベイには地層処分にかかわるパラメータの評価のために近地表試験施設(NSTF)がつけられようとしている。ここでは玄武岩の処分場母岩としての特性の調査、処分場設計の基礎データの取得、廃棄物の搬入、定置、貯蔵の作業の実証、廃棄物モニタリングの可能性の実証等、原位置試験用多目的施設の開発が行われることになっている。

これらに基づいて1990年代末には工学規模のパイロット処分場が南部インドにつくられ、高レベル廃棄物の輸送、搬入、処分の最適技術の開発が行われる計画である。高レベル固化体の地表貯蔵施設は次々とつくられ、その貯蔵容量として25年分

が用意されており、21世紀はじめには冷却と健全性のサーベランスを終えた高レベル固化体が最終処分場にはこびこまれることになる。

インドは増殖炉路線をふまえた長期原子力開発計画をもつ世界でも珍しい存在であり、それだけに長寿命の廃棄物の安全処分に早くから関心をはらってきた。浅地貯蔵の段階から地質による放射性物質の吸着保持、地下水流のうごき、地震影響等について基礎的研究を続けてきているが、総合的安全評価についてはまとまった報告が見あたらない。浅地貯蔵施設に埋設した放射性物質の地中移行にともなう安全評価については図8のような手法によって、 $^{137}\text{Cs}$ の地中濃度が求められたりしているが、高レベル廃棄物の地層処分についてはこんごの課題となっているようである。(石原健彦)

※前々号No.9のP.8に於いて、文章作成者(石原健彦)の名が落ちていました。

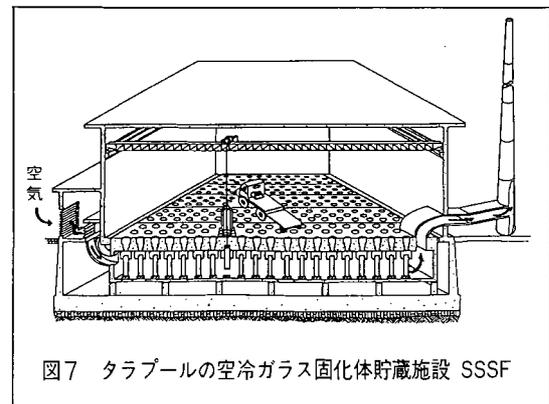


図7 タラプールの空冷ガラス固化体貯蔵施設 SSSF

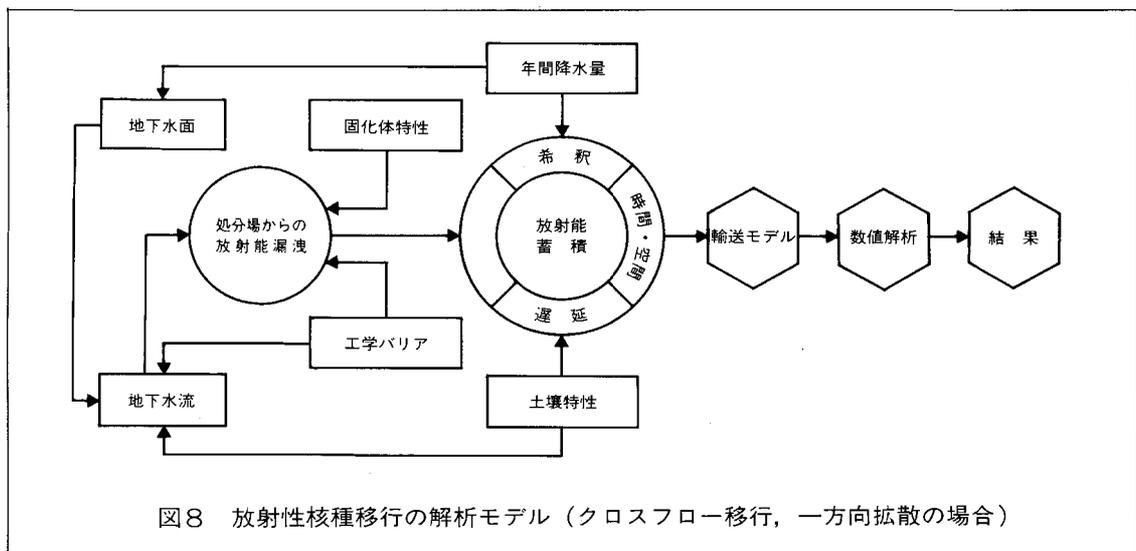


図8 放射性核種移行の解析モデル(クロスフロー移行、一方向拡散の場合)

# センターのうごき

## 第26回 理事会 開催

第26回理事会が、平成元年3月10日(金)に開催され、平成元年度事業計画及び収支予算並びに役員の一部選任等が審議され、原案のとおり承認されました。次にその概要を紹介します。

1. 平成元年度事業計画及び収支予算について  
本理事会で承認された平成元年度事業計画の総論部分を以下に紹介します。なお事業計画及び収支予算は、平成元年3月31日付で所管の内閣

総理大臣及び通商産業大臣の承認を得ました。  
2. 役員を選任について  
非常勤理事のうち、**稲井好廣氏**が**永野健氏**(三菱原子燃料(株)社長)、**加藤考之氏**が**内田隆雄氏**(日本ニュークリア・フュエル(株)社長)、**佐藤忠義氏**が**山本博氏**(四国電力(株)社長)、**中野友雄氏**が**戸田一夫氏**(北海道電力(株)社長)とにそれぞれ交替されました。

### 平成元年度 事業計画

当センターは、低レベル放射性廃棄物の陸地処分と海洋処分を行うという国の基本的な方針に従って、これに関連する試験研究を鋭意進めるとともに、高レベル放射性廃棄物対策についても調査研究を行って来た。

平成元年度においては、最近における原子燃料サイクル施設建設計画の具体的進展等を踏まえ、次の方針に基づいて業務を推進するものとする。

I **放射性廃棄物の陸地処分**については、青森県六ヶ所村における最終貯蔵(廃棄物埋設)に関する事業の具体化が進められているが、これに即応して、最終貯蔵に関する安全性実証試験、輸送に関する試験等を実施する。  
また、長期的な放射性廃棄物処理処分のあり方を念頭に置いて、廃棄物の放射能濃度に応じた合理的処分技術の開発、廃棄物の再利用方策、原子炉廃止措置に伴い発生が予測される廃棄物の処理処分方法の検討等を積極的に進める。  
さらに、原子力発電所以外の原子力施設から発生する廃棄物の処理処分方策の検討を行う。

II **放射性廃棄物の海洋処分**については、国際的枠組の下、関係国の懸念を無視して行わないとの国の方針に沿って対応することとするが、海洋処分に対する現下の厳しい国際動向に適切に対応するため必要な調査研究を行うとともに、環境安全評価手法に関する調査研究等を行う。

III **高レベル放射性廃棄物等**については、処理処分の総合的なフィージビリティ調査を行うとともに、海外再処理返還固化体の安全かつ確実な受入及び貯蔵システムを確立するため、関連試験を行う。  
また、放射性廃棄物処理処分の経済性調査及びTRU廃棄物の処分システムに関する調査研究を行う。

なお、上記諸事業の実施にあたっては、各種の委員会等を開催するとともに、関係機関との緊密な連携、協調を図りつつ円滑な推進に努めるものとする。

さらに、情報の収集、蓄積を図り、研究成果等の普及を行う。

編集発行

財団法人 原子力環境整備センター  
〒105 東京都港区虎ノ門2丁目8番10号 第15森ビル  
TEL. 03-504-1081(代表) FAX. 03-504-1297