

# 原環センター トピックス

RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT CENTER TOPICS

1994.9.NO.30

## 目次

放射性廃棄物処分の課題についての国際的取組み - IAEA - .....	①
センターの動き .....	③

## 放射性廃棄物処分の課題についての国際的取組み - IAEA -

- ・放射性廃棄物の規制除外レベルの検討
- ・「地下処分条件での高レベル放射性廃棄物固化体及び人工バリアの性能」の研究協力プログラム

### 1. まえがき

国際原子力機関 (IAEA) は1957年設立当初から放射性廃棄物対策の問題に関わってきた。各国の責任者が出席し、放射性廃棄物対策について総合的立場で検討する上部組織として国際放射性廃棄物対策諮問委員会 (International Radioactive Waste Management Advisory Committee: INWAC) が設けられ、この委員会が中心になって活動がなされている。ここでIAEAの放射性廃棄物対策に関する活動計画が決定される。

ここでは、最近の主な活動内容を1994年のOECD/NEAの放射性廃棄物管理委員会 (RWMC) でIAEAの代表が報告した資料に基づき簡単に述べ、国際基準の策定作業の例として「廃棄物規制除外レベル」を、また、研究協力プログラムの例として「地下処分条件での高レベル放射性廃棄物固化体及び人工バリアの性能」を取り上げて紹介する。

### 2. 活動の概要

#### 処分の原則と基準の勧告

INWACで現在最も優先度の高い活動は放射性廃棄物安全基準プログラム (RADWASS) である。RADWASSは安全原則を頂点とする、基準、指針、実施細目の4レベルからなっている。具体的項目及び整備時期については、本トピックス No.27で紹介した。これらの文書の策定に当たっては、コンサルタント会合が開催されている。わが国も国内委員会を設け、このRADWASSには積極的に参加している。

廃棄物処分の安全性についてのフィロソフィーを検討するためのINWAC-Subグループが設けられている。最近の活動としては長期にわたる安全評価の期間及びそれぞれの期間に適した指標の検討を行っており、1994年中にはその報告書が出される予定である。廃棄物処分における核拡散防止の問題の検討もここでやっている。また、環境モニタリングの必要性の検討や処分場への偶然的

立ち入りによるリスクを減らすためのシステム等、処分場閉鎖後の必要な行為の検討も行っている。

廃棄物の海洋投棄については、1993年11月のロンドン条約締約国会合で禁止が決まった。この決定に伴って、IAEAはロンドン条約での非放射性廃棄物の定義を検討することを依頼され、検討が始まっている。放射性物質と非放射性物質の境界の問題に関連しては、既に廃棄物の再利用での規制除外レベルについてのRADWASS実施細目が出版されている。また、いろいろなケースでの規制除外レベルの検討が既にIAEAで行われている。

### 研究協力プログラム (Co-ordinated Research Programme: CRP)

1年半に1回程度の頻度で研究連絡会合が開催され、各国の研究グループのリーダーが集まりお互いの研究内容を紹介し合い、おおよそ5年程度で報告内容を技術レポート (Technical Report Series) 等の出版物としてまとめている。

高レベル放射性廃棄物固化体の性能に関するCRPに関しては実質的には1979年以来継続しており、現在「地下処分条件での高レベル放射性廃棄物固化体及びパッケージの性能」が実施されている。これには当初から原研、動燃が参加している。

「原子力施設の除染解体」に関するCRPについては第1フェーズが1993年に終了し、1994年からこれを引き継ぐCRPがスタートすることになっている。このCRPには原研が参加している。

その他、現在「無機吸着体による廃棄物処理及び固定技術」及び「浅地中処分場の人工バリアの性能」についてのCRPが実施されている。新たに1994年度より「短期観測結果の長寿命放射性廃棄物の隔離のための期間への外捜」及び「北極海への放射性廃棄物投棄の影響の評価モデル」が開始される予定である。

### 国の廃棄物対策プログラムの評価 (Waste Management Assessment and Technical Review Programme: WATRP)

国の計画の第三者チェックのために、国際機関であるIAEAはしばしばレビューを委託されている。IAEAではこれらの委託に応じて国際的専門家で構成する委員会を設けてレビューを行っている。最近では、フィンランドの放射性廃棄物の地層処分計画のレビューを行った。また、チェコ共

和国の地層処分の研究開発計画についてもレビューを行った。

### その他

廃棄物管理データベース (Waste Management Data Base: WMDB) プロジェクトは、加盟国の放射性廃棄物管理の状況を検索できるように構成されている。具体的には、加盟国に現在の廃棄物総量、廃棄物発生量、廃棄物に対する政策及び規制の状況等についての調査表を配布し、それをもとにデータベースを作成している。また、開発途上国に対して研修コースを設けている。例えば、1993年には使用済放射線線源の処理処分に関する研修をギリシャで行った。

### 3. 放射性廃棄物の規制除外レベルの検討

IAEAにおける、規制除外レベルの検討の歴史は長い。規制除外原則についてまとめたものとしてIAEA Safety Series No.89「放射線線源及び放射線の取扱いの規制除外原則」があげられる。現在検討中のRADWASSでは、無条件規制除外 (111-G-1.5)、再利用への規制除外適用 (111-P-1.1)、医療等の廃棄物の規制除外 (111-P-1.2) の検討が進められている他、先に述べたように海洋投棄に関するロンドン条約での放射性廃棄物の定義に関する検討が進められている。一方、IAEA、国連、OECD/NEA、ILO、WHOが協力して実務的な放射線防護の基本基準 (BSS) を策定している。ICRP Pub.60の制定に伴い1982年度版を改定する作業が進んでおり、1995年夏に出版される予定である。その中で介入レベルや規制除外レベルが示されることになっている。これらの動きから規制除外についての国際的な勧告値が近い将来出揃うことになる。

規制除外の原則的なことは、IAEA Safety Series No.89に述べられている。再利用については既に発行されている。また、無条件規制除外については、北欧の規制除外指針 (Guidance on Clearance from Regulatory Control of Radioactive Materials Tema Nord 1994:559 (1994.3.)) にIAEAでの無条件規制除外レベルの検討段階での資料の一部が引用資料として掲載されている。これらの資料に基づきIAEAでの検討の方向を紹介する。

## 「de minimis」「exemption」「clearance」

「規制除外」の意味でこれまでにいろいろな用語が使われているが、次のように整理される。

1981年頃には「de minimis」という用語が海洋投棄に関して使われていた。その後、主に「exemption」という用語が使われるようになった。従って、両者は同義語と考えてよい。日本語では「規制除外」と「規制免除」という用語が使われるがやはり同義語と考えてよいようである。ここでは「規制除外」を使うことにする。

近年「clearance」という用語が使われるようになった。「exemption」と「clearance」とは次のように区別すると説明されている。

「exemption」とは標準線源等放射性物質が十分少なく、放射線防護の規制が最初から適用されないこと。「clearance」とは低レベル放射性廃棄物等放射線防護の規制がなされているが、放射性物質の含有量が少ないため、規制から外すこと。

「Clearance」には、規制除外後の取扱いに条件をつけない無条件規制除外 (unconditional clearance) と焼却処分、再利用等規制除外した後の行き先を限定した限定規制除外 (conditional clearance) がある。

### 規制除外の原則

規制除外の原則は、先に述べたようにIAEA SS-No.89に示されており、「個人のリスクレベルによる制限」と「集団集積線量の最適化」の2つがあげられている。無条件規制除外もこの原則に則って検討が進められている。

個人の規制除外リスクレベルとしては、被ばく線量 $10\mu\text{Sv/y}$ の値がベースとして使われている。最適化に関しては、 $1\text{man-Sv/y}$ 以下は最適化の必要なしとされている。実際には次に述べるように $1\text{man-Sv/y}$ 以上になる可能性は考え難いので最適化は行われぬ。個人の規制除外リスクレベルのみが考慮され、後に述べる換算値が導かれている。

集団集積線量が問題になるとすれば、鉄等の金属材料が再利用されるケースで、人間が接触する可能性の大きい自動車等の製造材料として再利用される場合である。 $10,000\text{t/y}$ 以下の再利用であれば、個人の被ばく線量が $10\mu\text{Sv/y}$ 以下の数値で制限すれば、 $1\text{man-Sv/y}$ になることはないことがこれまでの評価報告書で明らかにされている。

表1 濃度換算被ばく計算シナリオ

埋設処分	輸送、埋設作業被ばく 閉鎖後の処分場の擾乱 地下水による核種移行 埋設処分場での火災
焼却処分	作業被ばく 放射性核種の飛散 灰の埋設
リサイクル (鉄)	スクラップ輸送、処理作業被ばく 溶融、製品製造工場作業被ばく 製品使用消費者被ばく 放射性核種の飛散 スラッグの利用
再利用	小型の道具及び装置 大型の道具及び装置 建築物 (使用及び撤去)

### 規制のための誘導換算濃度勧告値

実際に規制するためには、被ばく線量を放射能濃度 ( $\text{Bq/g}$ )、表面汚染密度 ( $\text{Bq/cm}^2$ )、時間当たりの放射能 ( $\text{Bq/y}$ )、時間当たりの質量 ( $\text{mg/y}$ ) 等の実際に測定できる量に被ばくシナリオを使って換算する必要がある。

無条件規制除外された後は、その放射性物質がどのように扱われてもよいとの条件で規制枠から外すのであるから、規制が外された後に考えられる全てのシナリオについて考慮して換算する必要がある。ここで実際に使われているシナリオは、その中で被ばく線量が大きいと思われる埋設処分、焼却処分、リサイクル及び再利用シナリオのみが取り上げられる。

評価に使われた被ばく形態を表1に示す。起き難い被ばく形態での計算に当たっては発生確率と被ばくとの積が $10\mu\text{Sv/y}$ の値を与える場合を計算するのが原則である。しかし、実際に発生確率を予測するのは難しいので、起こりそうもない被ばく形態に対しては $100\mu\text{Sv/y}$ の値を使い、実際には確率は計算に使っていない。多くの研究者や研究機関がこのような方式で規制除外濃度を導いた値に基づいて、一桁づつ異なる5つのクラスに分け、表2に示す無条件規制除外の濃度勧告値の案が作成されている。この数値の決め方から考えて、1桁程度の幅を持った目安レベルであることが分かる。

表2 無条件規制除外勧告値案 (単核種濃度)

放射性核種			勧告値
濃度領域0.1~<1.0Bq/g			
Na-22	Cs-134	U-234	0.3Bq/g
Na-24	Cs-137	U-234	
Mn-54	Eu-154	U-238	
Co-60	Pb-210	Np-237	
Zn-65	Ra-226	Pu-239	
Nb-94	Ra-228	Pu-240	
Ag-110m	Th-228	Am-241	
Sb-124	Th-230	Cm-244	
濃度領域 $\geq 10 \sim < 10$ Bq/g			
Co-58	Ru-106	Ir-192	3Ba/g
Fe-59	In-111	Au-198	
Sr-90	I-131	Po-210	
濃度領域 $\geq 10 \sim < 100$ Bq/g			
Cr-51	I-123	Ec-144	30Bq/g
Co-57	I-125	Tl-201	
Tc-90m	I-129	Pu-241	
Tc-99			
濃度領域 $\geq 100 \sim < 1000$ Bq/g			
C-14	Fe-55	Y-90	300Bq/g
P-32	Sr-89	Cd-109	
Cl-36			
濃度領域 $\geq 1000 \sim < 10000$ Bq/g			
H-3	Ca-45	Pm-147	3000Bq/g
S-35	Ni-63		

埋設処分や焼却処分等規制除外後のその物質の行き先を明確になっている限定規制除外の場合は、その限定されたシナリオでの被ばく線量から放射性核種の濃度を導く。

天然の放射性核種の扱い

多量に存在する天然の物質より低い放射能レベルの放射性物質の放射能は区別して測定することは難しいし、天然の放射能は避けられない。従って、天然の物質は通常規制の対象にはしない。しかし、放射性物質が局部的に濃く存在すると問題になることがある。このような場合には規制当局が介入することになる。その例としては、ラドン濃度の高い職場があげられる。このような場合は、補修に頼ることになる。どの程度の場合にどのように対処するかは、個々に異なるのでケースバイケースで規制当局が判断することになる。

参考のために、代表的な天然物質の放射能濃度が添付資料として示されている。その主なデータを整理して表3に示す。この表からわかるように、ウランやトリウムの含有量の多い鉱物を除いては天然の物質の放射能濃度は規制除外レベル以下である。

天然に存在する核種についての勧告値を適用する際は天然に存在する関係核種の濃度レベルを加えた数値に適用する必要がある。なおこの勧告値は、もともと表1に示すシナリオでは考えられていない汚染された土壌、岩及び土地に適用することはできないことになる。

天然起源の放射性核種で汚染された物質について

表3 天然物質の放射能濃度 (Bq/g)

(by UNSCEAR 1982.1988)

物 質	K-40	U-238	Th-232	Ra-226
土壌 (平均)	0.37	0.025	0.025	
(範囲)	0.1-0.7	0.01-0.05	0.007-0.05	
火成岩	0.81	0.048	0.048	0.048
堆積岩、砂岩	0.33	0.015	0.024	0.026
頁岩	0.81	0.015	0.041	0.040
石炭	0.044-0.76	0.002-0.14	0.0024-0.11	0.013-0.035
石炭灰 (slag)	0.24-12	0.017-0.18	0.015-0.12	0.02-0.067
磷鉱石	0.01-0.23	0.044-4.8	0.007-0.11	0.03-4.8
磷酸肥料鉱滓		0.67	0.02-0.06	0.03-0.48
Al精練廃棄物Red mad		0.28	0.18	
Sn精練廃棄物Amang			43-327	

表4 規制外レベル設定についての各国の現状

CEC勧告 (鉄のリサイクル)	最大1000kgの平均、 $\beta - \gamma$ 1 Bq/g。固定表面汚染を含む。ただし、一品について10Bq/g以下。 最大300cm <sup>2</sup> の平均表面非固定汚染 $\beta - \gamma$ 0.4Bq/cm <sup>2</sup> $\alpha$ 0.04Bq/g
デンマークの基準	100Bq/g以下RI廃棄物は非放射性物質として処分可能。
フィンランドの基準	最大1000kgの平均、 $\beta - \gamma$ 1 Bq/g、 $\alpha$ 0.1Bq/g、ただし、単品また100kg以下のパッケージは $\beta - \gamma$ 100kBq、 $\alpha$ 10kBq。 最大0.1m <sup>2</sup> の平均表面非固定汚染 $\beta - \gamma$ 0.4Bq/cm <sup>2</sup> 、 $\alpha$ 0.04Bq/g
スウェーデンの基準	最大100cm <sup>2</sup> の平均表面非固定汚染 $\beta - \gamma$ 4 Bq/cm <sup>2</sup> 、 $\alpha$ 0.4Bq/g 自然起源放射線核種を除き、0.1Bq/g。
カナダ	個人被ばく線量0.05mSv/yを基準値として、ケースバイケースで決める方向で検討中。
フランス	ケースバイケースで当局の許可を得て一般処分場へ処分。
ドイツ (金属リサイクル)	無条件規制除外0.1Bq/g、金属溶融処理 1 Bq/g、ただし、表面汚染 $\beta - \gamma$ 0.5Bq/g、 $\alpha$ 0.05Bq/g。
英国	処分による被ばく線量数 $\mu$ Sv/y以下。
米国、日本	現在検討中

てはこの表の数値を直接適用することも可能と考えられるが、汚染物質の量、状態等それぞれの状況によって、合理的に規制除外できるレベルが異なるので国の規制当局の判断によることになると考えられる。

#### 規制除外レベル設定についての各国の現状

無条件規制除外で規制から外された物質は自由に国境を越えて移動する。したがって除外レベルについては国際的合意に基づくことが大切である。その意味で、長い間国際的にも検討が続けられているのが現状である。国レベルでの規制除外にも国民的合意が難しく、規制除外レベルを公式に決めている国は少ない。先に述べたように北欧では規制除外指針 (1994: 559) が出版された。そこにまとめられている各国の現状を更に簡潔にして表4に示す。

#### 4. 地下処分条件での高レベル放射性廃棄物固化体及び人工バリアの性能

##### 経緯

高レベル放射性廃棄物固化体に関するIAEAの研究協力プログラム (CRP) は1979年から開始され、これまでに次の4つのレポート発行されている。

- ① 固化された高レベル廃棄物の特性 IAEA-TRS-No.187(1979)
- ② 固化された高レベル廃棄物の評価 IAEA-TECDOC-239(1981)
- ③ 固化された高レベル廃棄物の化学的耐久性と関連特性 IAEA-TRS-No.257(1985)
- ④ 地下処分条件での高レベル放射性廃棄物固化体及び人工バリアの性能 IAEA-TECDOC-582(1991) 現在は標題中の「人工バリア」を「パッケージ」に改め、実質上継続のCRPが実施されている。

ここでは④のレポートをもとに高レベル放射性廃棄物の処分システムでの性能についての研究協力参加国の概要を紹介する。

##### 固化体の種類と浸出メカニズム

固化体としては、固化ガラス、使用済燃料及びSYNROCが研究されている。使用済燃料を廃棄体とする政策の国が増えてきたが、過去の再処理廃棄物があるのと将来に備えてこれらの国も固化ガラスの研究にも力を注いでいる。SYNROCはオーストラリアで開発された方法で、放射性核種をチタン鉱物を主成分とする天然の岩石鉱物と同じ構造の鉱物にして固化する方法である。この方法についてはオーストラリア以外に日本が基礎研究の結果を報告している。

廃棄物固化体の役割は、容器が何らかの理由で破損して地下水が侵入した場合に放射性核種が地下水へ浸出するのを抑制することにある。いずれの固化体も水に接触したとき最初の短時間の浸出が速い（初期浸出）が次第に遅くなる。地下水の移動速度や特性等処分環境が変わらなければ最後は一定（平衡濃度）となる。

使用済燃料では3段階に分けられる。①燃料ペレット、管等の際間に溜まっているCs及びI等揮発性核種の浸出。②酸化ウランの結晶と結晶の粒界からのCs, I, Sr, Tc等水に溶けやすい核種の浸出。③酸化ウラン結晶粒子の溶解に伴う放射性核種のウランとの同時溶解。③の段階の浸出は還元性地下水の場合極めて遅い。

SYNROCについても、②の段階は結晶粒界からの浸出が初期浸出の主なものとなる点は使用済燃料とよく似ている。異なる点は結晶粒界に本来生成させたくないガラス質の物質が生成し、その部分が先に溶けることに原因がある。その部分が溶けた後は、難溶性のチタン鉱物のみになるので浸出速度は極めて遅くなる。

固化ガラスは表面からNa等のアルカリが溶脱し網目構造が切られ、水が含まれゲル状の表面層が成長していく。この層の形成に伴いゲル化部分のCs等水に溶けやすい放射性核種は地下水に浸出する。地下水が動かない環境では次第に固化ガラスの主成分である珪酸イオンの飽和溶液になり表面層の形成速度は遅くなるためCs, Na等の浸出率は大幅に低下する。その他の元素も地下水組成に応じた熱力学的平衡濃度になるまでは溶ける。Fe, Ni等の大部分は表面層にとどまっているこ

とが確認されている。これらの浸出メカニズムについてはいずれの参加国も勢力的な研究を行っている。

SYNROCや使用済燃料の結晶粒界によく似た状態にあるのが固化ガラスの割れ面からの浸出である。インドの研究者は割れ面を模擬して5~20 $\mu$ の固化ガラスの隙間に水を流し浸出試験を行っている。その結果によると20日程度で隙間が水を含んだ表面層で詰まり水が流れなくなる。

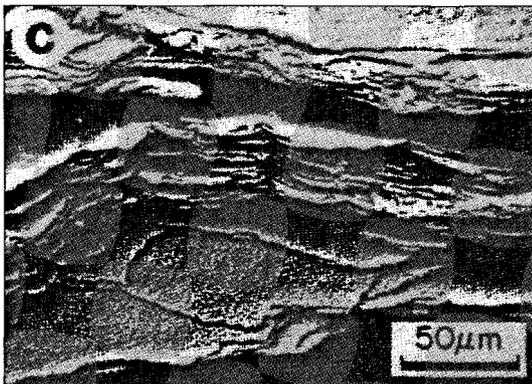
天然にも火山性ガラスが存在する。ドイツの研究者はNaCl飽和溶液による200 $^{\circ}$ Cでの硼珪酸ガラスの表面層と約3 $^{\circ}$ Cの海水に長い間晒されていた天然ガラスの表面層の構造や成分を比較している。その結果によると、表面に方沸石が生成していること、表面層が粘土質と思われる物質で細かな層状となっていること等両ガラスの表面層は非常に良く似た構成をなしている。このことから固化ガラスの浸出メカニズムは短期の実験でも模擬できるとして長期の浸出を予測する評価モデルを造っている。

また、ベルギーの研究者は表面層での結晶鉱物の生成時期と浸出率の変化時期との関係を調べ密接な関係があることを確認している。

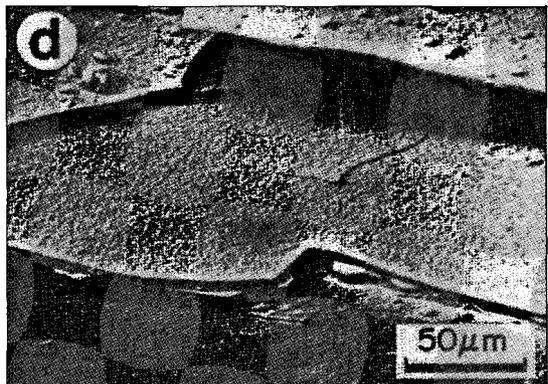
これらの研究より、固化ガラスからの放射性物質の浸出を評価する場合、固化ガラスそのものの性質より表面層にどのような物質が生成するか、まわりの地下水がどのような性質かが重要であることがわかる。

#### 固化ガラス周辺地下水中の放射能濃度

固化ガラス周辺の地下水の性質は、固化ガラス、



火山性ガラスの海水による浸出



硼珪酸ガラスの飽和食塩水による浸出

図1 水との接触で形成された表面層

表5 高レベルガラス固化体中の放射性核種の相対的危険指数 (Tc=1とする)

元素	1000年後	元素	10000年後
Am	12000	Pu	240
Pu	370	Am	120
Np	30	Np	36
Tc	1	Tc	1
Sn	0.6	Sn	0.6
Cs	0.4	Th	0.6
U	0.3	Cs	0.4
Cm	0.3	Pb	0.4
Zr	0.2	U	0.3
		Zr	0.3

英国Magnox燃料の再処理廃液ガラス固化体  
危険指数=固化体中濃度/飲料水許容濃度

金属容器、粘土やセメントの埋め戻し材等が共存する状態での化学平衡によって決まる。

英国の研究者は放射性核種を入れた固化ガラスを鉄、セメント、ベントナイト(粘土の一種)等を地下水と一緒に入れ、平衡時の放射能濃度を測定している。放射性核種としては相対的危険指数の大きい4元素をとりあげている。具体的には100年および10,000年時点での相対危険指数の大きい(表5参照) Am, Pu, Np及びTcを実験対象としている。試験体は5%のH<sub>2</sub>を含むArガスで満たしたグローブボックスの中でガラス容器に入れ、最高18ヶ月まで静置し、水中の放射能濃度を測定している。

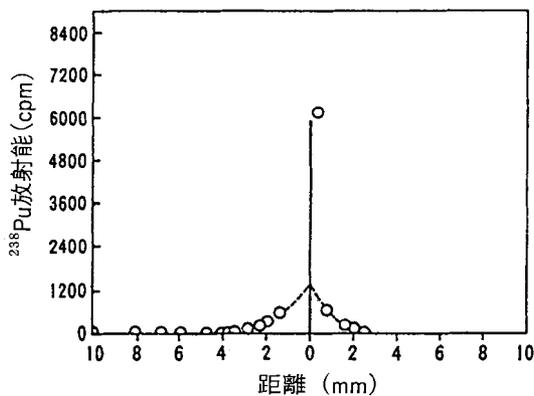
測定結果から平衡濃度を計算すると、セメントと共存させた場合、英国の飲料水の許容濃度に体して、Tc0.1倍、Np4倍、Pu1倍、Am45倍であった。許容濃度とは一日2リットル飲むと年間1mSv被ばくする濃度である。ベントナイトを共存させた場合はTcとNpはセメントの場合はそれぞれ約5倍及び10倍であった。Tcは酸化性環境と鉄が共存する還元性環境では大きく異なり、酸化性のときの方が約500倍大きい。

これらの結果から、それぞれの放射性核種の濃度は共存物質へ吸着されることによる、溶解度より低くなる。鉄やセメントは構造物として物理的機能を果たすのみでなく放射性核種の溶解度を下げたり、吸着されやすい地下水条件をつくる働きがある。すなわち、地下水を還元性で高pHに保つ化学的作用がある。<sup>90</sup>Srや<sup>137</sup>Csが減衰した後はガラス固化体の周辺の地下水でも許容濃度の数十倍程度で、大きな影響が出る可能性は極めて少ないことがわかる。

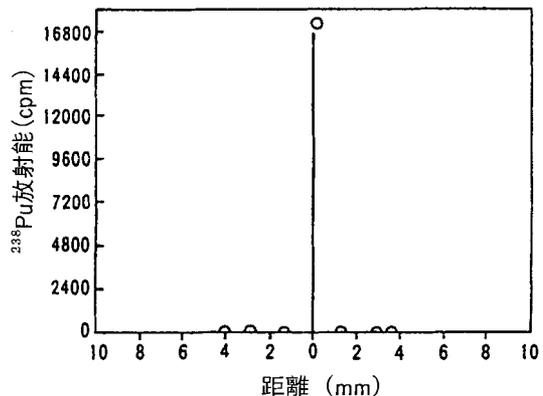
固化ガラスから少し離れるとさらに濃度は低くなる。PuClレーザーを使って圧縮ベントナイト中の拡散を測定した結果が日本の研究者から報告されている。それによるとH型ベントナイトの中での拡散係数は10<sup>-13</sup>~10<sup>-12</sup>m<sup>2</sup>/sでありNa型では拡散は認められていない。

ベルギーの研究者からは、固化ガラスを粘土中に埋め、放射線を照射しながら、固化ガラスの浸出速度を測定した結果、照射環境の方が浸出速度が遅くなったと報告している。

(中村治人)



H型ベントナイト



Na型ベントナイト

図2 ベントナイト中のPuの拡散 (20°C 約1月)

# センターのうごき

## 第37回 理事会 開催

平成6年6月10日（金）開催し、平成5年度事業報告及び決算が承認されました。また、猪熊監事の退任に伴い、後任に菊池 功氏（社）日本電機工業会会長）が選任されました。

## 電力各社等との業務連絡会議開催

平成6年7月19日（火）開催し、平成6年度に推進する調査研究の内容等につき説明をしました。

## 平成6年度調査研究受託状況

平成6年4月1日以降8月末までの間に、次の受託契約を締結しました。

委託者	調査研究課題	契約年月日
科学技術庁	・廃棄体性能評価	6. 6. 23
	・天然バリア安全性実証試験	6. 6. 23
	・放射性廃棄物の処理処分に関する広報	6. 6. 23
通商産業省	・高レベル放射性廃棄物等の処理・処分に関するフィージビリティ調査	6. 8. 11
	・原子力発電施設解体放射性廃棄物基準調査	6. 8. 11
	・再処理技術高度化調査	6. 8. 12
	・放射性廃棄物処理処分経済性調査	6. 8. 24
	・放射性廃棄物処分高度化システム確証試験	6. 8. 25
	・低レベル放射性廃棄物処分可視画像化調査	6. 8. 25
	・ウラン廃棄物処理処分システム開発調査	6. 8. 25
	・放射性廃棄物有効利用システム開発調査	6. 8. 25
動力炉・核燃料開発事業団	・放射性廃棄物処分におけるモニタリングの調査研究	6. 8. 1

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 03-3504-1081（代表） FAX 03-3504-1297