

本誌の登録年 月 日付で登録区分、
変更する。 2001. 5. 20

[技術情報室]

海外出張報告

—放射性廃棄物管理の科学的基礎に関する
第13回国際シンポジウム等報告書—

1990年3月

動力炉・核燃料開発事業団
東海事業所

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184
Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)
2001

配 布 限 定

PNC ~~⇒~~ N8600 90-003

1 9 9 0 年 3 月



海 外 出 張 報 告

放射性廃棄物管理の科学的基礎に関する第13回国際シンポジウム等報告書

亀井 玄人¹⁾ 五十嵐 寛²⁾

手嶋 孝弥¹⁾

要 旨

標記シンポジウムは、米国ボストンで1989年11月27日から30日にかけて開催された。参加国は13ヶ国で、発表件数は100件であった。今回は、とくにセメント系材料の耐久性、ガラスの変質・耐久性、岩盤中の核種移行等について、多く発表された。ガラスの変質について、実験結果と、計算コードによる予測とを比較している研究や、圧縮ベントナイト中のF.P.やアクチニドの移行に関する試験についての発表は、今後の我々の研究にとって参考とするところが多かった。動燃からは①ベントナイトのイライト化変質速度の評価、②ガラス固化体の機械的強度、③セラミックオーバーパックの設計研究、について発表した。

本シンポジウムの後、筆者らの担当業務（亀井：ベントナイト及びガラスの耐久性評価、五十嵐：ガラス熔融炉の開発及び解体技術の開発、手嶋：オーバーパックの開発）に関する最新情報を入手するため、5つの廃棄物関連研究施設（米国・Battell/PNL、カナダAECL/URL、AECL/WWRE、スウェーデンKTH、及びSPR）を訪問した。

1) 環開部 地層処分開発室

2) 環開部 環境技術第一開発室

目 次

1. はじめに	1
2. 米国材料学会 (MRS)「第13回 放射性廃棄物管理のための 科学的基礎シンポジウム」	2
3. ガラス固化技術に関するBattelle/PNLとの打合せ	12
4. カナダ, AECL/URL (地下研究施設)	23
5. カナダ, AECL/ホワイトシエル研究所	28
6. スウェーデン, Royal Institute of Technology	32
7. スウェーデン, SFR (低・中レベル廃棄物処分場)	34
8. 謝 辞	36
9. APPENDIX	
(1) 第13回 放射性廃棄物管理のための科学的基礎シンポジウムプログラム	37
(2) 出張者の行程	45

1. はじめに

「第13回放射性廃棄物管理のための科学的基礎シンポジウム」が、1989年11月27日～11月30日の4日間にわたり開催された。本シンポジウムは毎年ボストンで開催される米国材料学会 (Materials Research Society:MRS) の秋季学会の一部として催されたものである。但し、過去には独立したシンポジウムとして、ベルリン又はストックホルム等、ボストン以外の場所で開催されたこともある。

この会議は、シンポジウムAからYまでの25部門から構成されており、テーマもセラミック・半導体・有機化合物及び材料の製造法など多方面にわたっているが、高温超伝導材料を始めとする電子機器用材料に関する研究が比較的多い。本シンポジウムはこの中のシンポジウムUとして開催された。

報告者らは、各1件、計3件の発表を行うとともに、他のセッションの発表についても出席聴講し、放射性廃棄物管理に関する基礎的研究の動向についても調査した。

会議終了後、各報告者の担当業務に関する最新情報を入手するため、米国・カナダ及びスウェーデンの廃棄物関連研究施設を訪問した。

ガラス熔融炉の白金族に関する研究開発状況、及びホットセルで使用された、工学規模熔融炉の解体計画に関する情報交換のため、ワシントン州リッチランドの Battelle/Pacific Northwest Laboratory (PNL)を五十嵐が訪問した。処分技術関連では、人工バリア材料の最新の研究開発状況を調査するため、カナダのマニトバ州ピナワにあるAECL-Underground Research Laboratory(URL) 及び Whiteshell Nuclear Research Establishment(WNRE)を亀井と手嶋が訪問した。さらに、セラミックオーバーパック材料の研究状況を把握する等の目的で、スウェーデンストックホルムの The Royal Institute of Technology(KTH) 及びフォースマルクにある Swedish Final Repository for Radioactive Waste(SFR) を手嶋が訪問した。

本海外出張報告書は、上記会議及び廃棄物関連研究施設での説明・討論の概要を記述するものである。

2. 米国材料学会 (MSR)

「第13回放射性廃棄物管理に関する科学的基礎シンポジウム」

本シンポジウムの開催期間、開催地、参加者及び発表テーマの内訳は以下のとおりである。

1) 期 間：1989年11月27日～30日

2) 開催地：ボストン（アメリカ合衆国）

3) 参加者：13ヶ国

アメリカ、イギリス、フランス、日本、カナダ、西ドイツ、ベルギー、スイス、オランダ、スウェーデン、ノルウェー、フィンランド、オーストラリア。

日本の研究機関および企業；5社

動燃(環開部地層処分開発室・亀井，手嶋，同部環境技術第一開発室・五十嵐)

原研(大貫，馬場)，石川島播磨重工業(明石)

三菱金属(上田)，日立(西)

注；()は執筆代表者

4) 発表テーマ：合計100件

- (1) セメント系材料24 (処分概念1, 耐久性・変質等11, 核種移行6, 物性6)
- (2) ガラス29 (耐久性・変質等20, 物性8, ナチュラルアナログ1)
- (3) ベントナイト7 (物性・耐久性実験4, 核種移行2, ナチュラルアナログ1)
- (4) 金属8 (耐久性・変質等7, 物性1)
- (5) セラミック1 (設計研究1)
- (6) 岩盤中の核種移行等16
- (7) 水理モデル等8
- (8) 使用済燃料廃棄物の挙動5
- (9) シンロック1
- (10) 天然バリア1 (ナチュラルアナログ1)

2.1 各セッションの発表概要

以下各セッションの発表内容について要点を述べる。

セッション1 セメント系材料 —— 性能評価

- ・ 仏CEAのR. Atabekより、セメント固化体の研究状況が紹介された。Cl⁻, SO₄²⁻, NO₃⁻イオンを含む濃縮液や、燐酸灰のセメント固化体の特性とセメント組織との関係が調べられた。又、水-セメントの混合比と強度との関係、強度と気孔率との関係についても報告された。フライアッシュセメントは、セシウムの保持に関して、ポルトランドセメントより性能が良いことが分かった。

- PNL のR. lokkenから、ハンフォード低レベル廃棄物処理研究として行われた、セメント固化体物性に及ぼす養生温度の効果について発表された。フライアッシュ47wt%、ground blast furnace slag 47% さらに、ポルトランドセメント (type I/II) 6% のセメント原料と廃棄物の混合物に対し、養生温度を75~150 °Cで変化させた。密度が増加すると圧縮強度が低下する傾向があり、養生温度・時間が増加するとNaおよび硝酸塩の浸出率が増加した。
- R. James (Anatech Res. Lab CA)より処分場ピット材料となるコンクリート材料に生じる熱応力に関し、解析的研究が研究された、解析モデルでは、弾性変形とクリープ変形の重畳が取り扱われた。処分時の温度上昇を考慮すると、コンクリートの stiffnessが物性として重要としている。

セッション2 セメント系材料の耐久性

- スコットランドAberdeen大学のAtkinsらは、pH, Eh, 及び元素の分布に関するコンクリート-水相互関係のモデルを示した。ヨウ素、ウランに関するコンクリートへの収着、沈澱が観察された。6価のウランはβウラノフェンとして沈澱することを報告した。
- カナダAECLのFeldmanらはコンクリートの劣化はCl⁻, SO₄²⁻, 及び、CO₂ の溶出作用に起因すると述べた。20°Cと40°Cの温度条件におけるイオン拡散について、種々のコンクリートを対象に、SEM, EDSを用いて調査された。この拡散はコンクリートの透水係数や間隙の構造と関係づけて議論された。
- イギリスHarwell Lab. のAtkinsonらは、硫酸塩を含む地下水に晒されたコンクリートの耐久性の機械的なモデルを示した。硫酸塩の侵入により、含水セメントの生成が促進されて、劣化が進むことが示された。古いコンクリートのデータと加速試験の結果から、経験的にコンクリートの劣化速度が求められると述べた。

セッション3 収着と析出物生成

- イギリスHarwell Lab. のBrownswordらは、セメント系材料に対するウラン (VI) の溶解度と収着について調べた。ウラン (VI) の収着はslag cement (溶鉱炉から出たスラグを混入したセメント) で顕著であると報告された。
- アメリカArgonne National Lab. のOkajima らはニアフィールド及びニアフィールド近傍域の塩基性溶液中のプルトニウム (VI) の沈澱物としてヒドロキソ塩の生成を報告した。
- イギリスHarwell Lab. のHaworth らはニアフィールドでのセメント系材料への収着モデルの研究を行った。セメント系材料は低・中レベル処分場のバックフィル材としての利用が考えられている。核種移行のモデル計算はPHREEQE とCHEQMATE (イオン移行/平衡に関するコード) を組み合わせて行われた。

- スイスPaul Scherrer Inst. のAlexanderらは、西ドイツ、シュバルツバルトのKrunkebachウラン鉱山の地下水系を調査し、結晶質岩系の地下水中の天然コロイド（粒径450nm以下）が長距離移動した証拠を示した。安定同位体の調査から5km離れた片麻岩中にコロイドが充填されていたことがわかった。コロイド中のMg, Ti, Y, Zr濃度が明らかになった。花崗岩中の地下水より片麻岩中の地下水にコロイドが多く見られた（花崗岩は片麻岩に貫入している）。
- アメリカ、カリフォルニア大学・パークレー研究所のHwangらはネバダ州のテストサイトでコロイドとして核種が移行した事実を示した。彼らは亀裂（fracture）の発達した多孔質岩中のコロイドを分析し、コロイドは（廃棄物の）コンテナ材料と溶解核種との反応で生成されるとした。また平衡に近い状態にある溶液の冷却に伴う凝縮沈澱や、溶解度の低下に伴ってコロイドがつくられることもあった。

セッション4 セメント系材料の浸出に関する研究

- M. Fuhrmann (Brookhaven National Laboratory) らは、低レベルセメント固化体について浸出試験の加速方法を検討するため、浸出挙動に対する温度の影響を実験及び浸出モデルの両面から検討した結果を報告した。検討の方法として次の2つのアプローチが実施された。

- (1) 浸出データとモデル（有限の円筒からの拡散を対象とする）の計算結果を比較
- (2) 20-65°Cの範囲の浸出プロセスの観察

対象とした固化体は、ポルトランドセメント自体、 Na_2SO_4 固化体、焼却灰固化体であり、核種（元素）はCs-137, Sr-85, Ca, Naである。

その結果、浸出をコントロールするメカニズムは、Na: 拡散, Ca: 溶解, CsとK: 拡散と CaCO_3 による遅延, Sr: 50°C迄は拡散, それ以上の温度は別のメカニズムであることがわかった。また、浸出に対する活性化エネルギーは6~11kcal/molであった。

- L. J. Criscenti (Battelle-Pacific Northwest Laboratory) から、セメント固化体の長期性能評価のために、固化体/地下水間の反応を熱力学的に考察した結果の紹介があった。これは、浸出試験が比較的短期間（150d）であるため、固化体と地下水の化学平衡の達成有無を熱力学的モデルにより判断することを目的としたものである。

具体的には、MINTEQコードを用い、溶液組成といくつかの実験で確認された固相を予測することが試みられた。ここで、解析された項目は、①水和セメント中の固相の解析、②地下水の化学組成、③セメントと地下水が反応した時に沈澱する固相のリストである。現状は、Caは計算結果と合うがSiは合わないとの報告があった。

- R. J. Serne (Battelle-Pacific Northwest Laboratory) は、低レベル液体廃棄物をセメント系材料（グラウト）で均一固化体にした場合の長期性能評価を実施した。長期予測は、①拡散による放出制御モデルをベースとしたメカニズムの調査と、②短期の小型

グラウトでのラボテストによるデータ収集に基づいている。報告としては、固化体サイズとインベントリーのスケールアップに関する実験結果があった。

固化体サイズのスケールアップ (3.2cmφ×3.2cmLから30.4cmφ×30.4cmL) については、浸出率のSA/Vへの依存性について評価し、200日間の実験で全てのサイズで同等の浸出率を示したことから、単純拡散理論では表現できないものと考えられた。

インベントリーのスケールアップ (100倍まで) については、浸出が拡散/溶解度のいずれのメカニズムに制御されるかを評価した結果、I-125は拡散制御に近いが、Tc-99, Seは異なることがわかった。

セッション5 廃棄物ガラスの溶解モデル

- アメリカ、プリンストン大学のNavrotskyらは廃棄物ガラス中の陽イオン含有量・イオン半径と、ガラスの安全性との関係について述べた。廃棄物ガラスは通常5~10%の陽イオンを含み、それらはアルミノ珪酸塩のフレームを乱す。このようなガラスのうちでは、陽イオン原子価が1価でイオン半径が大きいときに(Cs⁺など)そのガラスは安定であるという。また、原子価/イオン半径の増加に伴いガラスの熱力学的安定性は減少するという。
- アメリカ、Lawrence Livermore National Lab.のBourcierらはガラスの表面の溶解類似性に基づき、EQ 3/6を用いてホウケイ酸ガラスの溶解速度を求めた。このモデルはウランをドーブしたSRL-165ガラスの溶解テストに適用された(100~250°C, 4ヶ月, 0.003mol NaHCO₃水条件下)。溶解テスト後、XRD, SEM, SIMSで表面変質層が調べられ、表面層や、変質層表面から第2層のところには、Li, B, Naなどは濃集しないことがわかった。このことは計算でもとめたモデルと調和的であった。
- アメリカ、Savanna River Corp.のJantzenらは、地下水の化学的影響を受けた時のガラスの水和に関する熱力学的モデルを示した。水和の自由エネルギーはガラス組成と最終的なpH値とから算出された。自由エネルギーはSiO₂濃度の対数と直線関係にあることが示された。
- 西ドイツ、Hahn-Meitner Insr.のGrambowは、高塩分濃度溶液中でのガラス腐食についてEQ 3/6による計算結果と実験結果とを比較した。地球化学モデルにおいて反応経路は塩水の組成の関数として計算された。算出された反応生成物は実験データと一致した。MgCl₂を主とする溶液の場合、主要生成物はMgに富む粘土鉱物となり、pHは低下していくという。NaCl系塩水では、はじめMgCl₂は粘土鉱物により消費され、Mgが残存しているうちはpHは低下していくが、Mgが消費されつくすとガラスからのアルカリ元素の放出に伴いpHは上昇に転じ、analcimeが生成されるという。この研究は動燃で計画中の、液組成をパラメータとした火山ガラスの浸出試験などに、参考とすべき点が多い。
- フランスCNRS/CSGSのAdvocatらは廃棄物ガラス(R7-T7)の100°Cでの短~長期

の反応をDISSOLで計算し、熱学力的に解析した。浸出したガラス量と浸出液の組成から、平衡状態と生成した鉱物量は時間の関数 (Aagard and Hergeson の式) として計算された。反応生成物は理想的なsolid-solutionモデルでは、鉄水酸化物、2:1型粘土鉱物、マンガン・亜鉛水酸化物、ローモンタイト、ストロンチアナイト、準安定なアモルファス珪酸、方解石、低温型曹長石であって、これらの予測は1年未満の実験結果とよく一致しているという。

本研究は動燃で行っているTEMを用いた表面変質層の調査、研究のすすめ方において参考となると考えられる。

- アメリカ, Argonne National Lab. のBiwer らは湿度60~100%, 75~200°C, 2年まで、の条件下で、ガラスと蒸気との反応試験について述べた。これらの結果は、MCC-1準拠の試験結果と比較された。これらを踏まえ、ガラスと水の反応は、当初は液相より気相との反応が重要であろうと述べた。

セッション6 廃棄物ガラス固化体の性能研究

- W. Lutze (HMI) からEuropean Commission による処分場を模擬した浸出試験であるRound Robin Testの結果が紹介された。仏の模擬ガラス固化体を使用して、塩水・花崗岩・粘土の処分環境を模擬した条件で1年間にわたり浸出試験を行った。浸出率にそれぞれの試験条件の差が認められた。
- M. Jercinovic (Univ. of New Mexico)より、合成玄武岩質ガラス、HMI-ホウケイ酸ガラス及びR/T-7ガラスに対して行った、2年間のブライン塩水中浸出試験後の試料表面観察結果が発表された。表面にはMg-silicate, MgClの析出が観察された。
- SCK/CEN(ベルギー)のP. Iseghemからは、ガラス固化体(仏・西独仕様)と粘土質処分環境との両立性に関する試験結果が紹介された。

試験条件は温度90°C, SA/V=10m⁻¹, Eh=-200mV, 10又は100g/lの粘土濃度, さらに線量率は0.63×10³Gy/hである。主な結果としては, Si, Al, Feに飽和した粘土成分に富む浸漬液では溶解律速であり, Pu, Cs, Srの浸出形態はガラス組成に依存しないことが確認された。また, γ線照射により水素が発生し, ガラスの腐食速度が僅かに減少した。今後は, Fe, Tc, Npの浸出挙動, SA/V等の浸出条件の影響を調べることを計画している。

- CEN のN. Godon は, 種々のMoist clay中での廃棄物ガラスの浸出挙動を調べた。試験はオートクレーブ中で1年間にわたり行われた。スメクタイト4aの共存下では浸出速度が増加したが, ベントナイト(モンモリロナイト)共存下では変質の程度が小さかった。スメクタイト4aは, Siを消費し, 浸出速度は低下した。
- N. Bibler (SRL)から, サバンナリバープラントのガラス固化体品質保証の一環として行うPCT(Product Consistency Test)の浸出試験については発表があった。試験方法は

MCC-1 に準じるもので、SRL及びANL で行われた、コールド及びホット試験結果を比較した。PCT の精度は満足すべきもので、B, Li, Na は早く浸出した。又、放射線の影響が認められた。

- PCT は品質管理手段としてルーチンで行うものではないが、目標組成の固体化が所定の性能を有するかどうか確認するためのものとして、位置づけられている。
- ANLのW. Ebertは、ガラス固化体の水蒸気との反応及び水熱反応に関して報告した。試験温度は90~200 °Cで、両者の環境で表面が変質した。水蒸気との反応でのみ二次的な析出物が観察された。表面生成物は、一部にガラス組成特有なものもあったが、analcimeやカルシウム珪酸塩のような相は、各ガラス組成に共通に認められた。より短時間で表面に二次析出物が生成したという意味では、水蒸気中での反応がより速かった。これは、SA/Vの違いが大きいためである。

セッション7 ポスターセッション

- 原研の馬場らは廃棄物ガラス浸出試験を行い、元素浸出量と変質層生成速度を見積もった。試験はMCC-1 準拠、期間364日、90°C、脱イオン水条件下で実施された。変質速度は91日までの浸出で0.63 $\mu\text{m}/\text{d}$ 、91日よりあとになると変質層の厚さは60 μm で一定となった。
- スイス、Paul Scherrer Inst. のDeguelder らはグリムゼルのテストサイトでのコロイドに関する試験を紹介した。グリムゼルの花崗岩中の亀裂を流れる水からコロイドが採取された。コロイドは構成するものはシリカ、イライト/白雲母、黒雲母、カルシウム珪酸塩、及び炭質物であった。コロイドは負に帯電している。粒径分布は10nmから10000nmにわたる。
- アメリカ、ニューメキシコ州立大学のBrookinsらはニューメキシコ州WIPP SITE 地域のRuster累層中の自生鉍物を調査し、粘土鉍物の安定性について報告した。自生的な粘土鉍物を0.5 μm サイズに分離し、Rb-Sr鉍物アイソクロン法によって年代測定を行った。年代値は 250Maを示し、この値はRuster累層の堆積年代と調和的である。すなわちこれらの粘土鉍物は、二畳紀以後（2億5千万年間にわたり）安定であったことを示している。

本研究は、耐久性の評価に鉍物の放射年代を適用したという点で、動燃（亀井）が発表したベントナイトのナチュラルアナログ研究と考え方に共通性がある。しかし、粘土鉍物の熱的な安定条件が明示されていない点が残念である。

- 西（日立製作所）は、Latex 添加セメントの固化材としての検討について報告した。水比、Latex 比等をパラメータとして固化体の空隙率、イオンの拡散係数への影響を定量的に評価した。全空隙率は、水比とともに減少しLatex 添加により減少した。さらに、イオン拡散係数は、全空隙率とともに指数関数的に減少することがわかった。

- 上田（三菱金属）は、砂中のコバルトの核種挙動を3種類の化学形態—Co（II）、Co（OH）₂、Co—EDTA—について実験した結果を報告した。砂中と吸着材（活性炭、シリカーアルミナ）の比較を実施し、Co—EDTA以外はいずれの場合もカラム中に残留し、Co—EDTAも吸着材では残留することを確認した。この場合の分配係数は約60ml/gであった。
- M. Coguerelle（EC. TRU研究所）により伊国イスブラにあるENEAのホットガラス固化施設での試験状況が紹介された。FP15～33wt%を含む $\sim 1.06 \times 10^{13}$ Bq/kgのガラス固化体が製造され、ガンマスキャン、組織観察及びSoxhlet法による浸出試験が行われた。
- HMIのH. Miggeにより、ガラス固化時のCsとTcの挙動に対する熱力学的研究が紹介された。Csが共存しなければ、Tc—O系の挙動は充分説明できるが、Csが共存すると挙動が複雑となる。固体のCsTcO₄と異なり気体のCsTcO₄については、実験的には共存が確認されていないが、気体状のアルカリ過レニウム酸が存在することを考えると、CsTcO₄についても気体状で存在すると考えられる。本研究では、Cs—Tc—O系の状態を熱力学的に考察した。CsTcO₄の蒸気圧は低温でも高い。固化プロセスでは、CsTcO₄の凝縮物も存在し得る。酸素とCsのポテンシャルが低下すれば不安定となりTc、TcO₂或いはTc₂O₇が生じる。
- バージニア軍事研究所のH. Schreiberからサバンナリバーガラス（SRL—B 1）を対象とした発泡、又は硝酸塩や金属の析出を制御するための酸化・還元条件に関する研究が紹介された。950、1150及び1350°の各々の熔融温度に対する適切な酸素フガシチーの範囲が示された。
- アルフレッド大学（NY）のR. ShahはAl₂O₃—Na₂O—K₂O—SiO₂系のガラスについて各分のガラス粘性に及ぼす影響を調べ、経験式で整理した。
- オランダのE. Sengersは、ナトリウム—ホウケイ酸ガラスにおけるCsの拡散係数を測定した。拡散係数は 2.1×10^{-17} (871K) $\sim 820 \times 10^{-17}$ (963K) m²/sで、この温度範囲における活性化エネルギーは 427 ± 53 kJ/molと測定された。

セッション8 使用済燃料廃棄物の挙動

- カナダ、AECLのSunderらは、水の放射性分解によってつくられるラジカルによるUO₂燃料の酸化について述べた。地下水によるUO₂の酸化はつぎのような段階に分けられるという。すなわち；

まず、UO_{2.33}の表面層がつくられ、ついでUO⁺として溶解する。ここでO²⁻ラジカルは 10^{-6} mol/lの濃度に達する。さらに表面にはUO_{2.87}の酸化物が生じる。

- 西ドイツ、Hahn-MeitnerのGrambowらは、使用済燃料からの核種の放出モデルについて、実験による方向づけを行った。使用済燃料のUO₂からのF.P.分散について、⁹⁰Srに注目し、実験により1000日後の放出割合を 10^{-7} /dと見積もった。酸化速度を規制するも

のとして、

- ① 二次変質生成物の成長速度
- ② マトリクス溶解速度に依存する溶解度
- ③ 放射線分解 (radiolysis) による酸化物の形成速度

が示された。

セッション9 コンテナおよび燃料被覆材研究

本SESSIONでは、GIS手嶋がセラミックオーバーパックの設計、寿命予測、実規模大オーバーパックの試作に関して口頭発表した(A STUDY OF FABRICATION TECHNOLOGY OF CERAMIC OVERPACK -A CONCEPTUAL DESIGN AND FABRICATION OF A FULL SCALE CERAMIC OVERPACK-)

仏CEN Sombret氏より蓋の接合技術に関する質問及び米Southwest Research Institute, 加AECL, スペインINASMETの研究者よりコンタクトがあった。仏CEN Sombret氏は、過去セラミック製キャニスタの検討実績があり、その際接合技術が最も重要な課題として残されているこのことであった。

その他のオーバーパック関係の発表は次の通りである。

- J. C. Walton (Idaho National Engineering Laboratory)から、金属製容器のすきま腐食と孔食プロセスについて、数学的モデル開発し人工的に製作したすきまで実施した実験との比較結果の報告があった。モデル化で考慮すべき項目は、①物質移動、②金属/溶液間の物質移動、③腐食域での化学種である。
- R. A. Van Konynenburg(Lawrence Livermore National Laboratory)は、Yucca Mountain Project(YMP)に関する検討(不飽和ゾーンでの処分場建設可能性を調査している)の内、①容器候補材料である銅合金に形成される腐食生成物の性状を同定するための文献サーベイ結果(材料選定プロセスの参考とする)、②照射条件と腐食生成物の関係を同定するための短期の実験結果について発表した。

Yucca Mountainサイトでは、処分開始初期の条件としては γ 線線量率 10^2Gy/h 以上の水蒸気中の環境が想定される。また、容器の寿命としては300年以上が要求されている。このような条件を考慮して、実験は次の条件で実施された。

- ① 湿度15, 100%
- ② 温度90-200°C
- ③ 線量率 $7 \times 10^2\text{Gy/h}$

対象とした材料は、Incoloy, Cu (OFC), Al-bronze, 70-30 Cu-Ni の4種類である。その結果、Incoloyを除く3種類の材料はいずれも腐食が確認され、候補材料であるCu (OFC)には腐食生成物として $\text{Cu}_2\text{O}/\text{CuO}$ が同定されたとの報告があった。この研究は、現状では予備試験の位置付けであり、今後積極的に研究が推進されるものと考えられる。

但し、日本と比較した場合、対象とする処分環境及び容器候補材料がかなり異なるため有用なデータとして多くが期待できるわけではない。

- H. D. Smith (Battelle-Pacific Northwest Laboratory) からジルカロイ 4 使用済燃料クラディングの高応力、低温下でのクラック発生について発表があった。

C-ringを用いた90℃、26-245日の範囲の実験から、C-ringの破壊は応用腐食割れまたは遅れ破壊によって始まるとの観察結果が得られた。

- 明石(石川島播磨重工業)から、オーバーパック材料としての軟鋼の腐食の局在化に関する報告があった。実験は、腐食が環境中の溶存酸素の拡散律速であると仮定し、定電流加速試験を実施した。測定は、最大侵食深さとその分布を超音波短探傷装置で行った。

最大侵食深さのデータはグンベル分布モデルも用いて解析され、平均腐食深さ、最大腐食深さ及び1000年間の腐食代の関係について検討がなされた。

本報告の後、座長から日本のオーバーパック候補材料は何かと質問があり「軟鋼」と回答された。

セッション10 ジョイントセッション (Sizing and Scaling Effect)

- 本セッションはセッションT(物質のフラクタルに関する検討)との合同セッションであり、種々の媒体中の流れについて検討されたものである。
- J. D. Hoover (Westinghouse Hanford Company) は、地球化学実験での流れテストに用いる実験装置のサイズ評価方法について報告した。ニアフィールドの現象を説明するために流れテストの結果を用いるには、実験装置のサイズ決定、具体的には対象とする反応を生じさせるカラムのサイズ及び試験条件を決定することが重要な課題となる。サイズ評価の基本は、反応に要求される時間-カラム滞留時間-を扱うことであり、ここでは反応経路と反応時間を Transition State Theoryに基づいた地球化学モデルを用いて決定したとの報告があった。
- R. B. Knapp (Lawrence Livermore National Laboratory) は、マルチパス/定常状態での水-岩石反応のモデル化について紹介した。水-岩石反応モデルは既にシングルパス/定常状態を表現するモデルEQ 3/6があるが、これをマルチパス/定常状態/高ペクレ数の反応をモデル化するmpeq 6 コードを開発中である。
- J. C. Walton は、低レベル廃棄物の処分について不飽和ゾーンでのコンクリートバリアの性能について検討した結果を報告した。コンクリートバリアの有効性を評価するためには、材料の劣化と挙動を表現する評価モデルを開発する必要があるが、ここではコンクリート中の流体流れと物質移動を評価するモデルを開発した。この結果、適切な設計によりコンクリートの有効性は確保でき、常時高品質のコンクリートが必要となるわけではないことがわかった。

セッション11 ニアフィールド研究と性能評価

- スウェーデン, Chalmers工科大学のAlbinssonらは, 圧縮ベントナイト中の UO_2 燃料廃棄物の浸出/移行について報告した。0.3, 0.5, 及び1.1年間の期間にわたり, F.P. (Cs, Eu, Tc)と, アクニチド(U, Pu, Am, Cm)について挙動が調査された。ベントナイトは少量(0.5~1.0%)のCu, Fe, 及び藍鉄鉱($Fe_3^{2+}(PO_4)_2 \cdot 8H_2O$)を添加したものについてもあわせて試験に供された。その結果, Csには顕著な移行がみとめられ, アクニチドはほとんど移行しなかった。1.1年後の試料においてPuは0.5mm以上拡散していなかった。AmとCmはそれよりは若干移行の程度が大きい。Euの挙動は3価のアクニチドに類似する。Tcはベントナイト中で高い移行性を示すが, 鉄が添加されると低減する。本研究は緩衝材に関するホット試験をすすめる上で重要な情報であると考えられる。
- カナダ, AECLのRadhakrishnaらはベントナイト-砂系緩衝材の原位置での性能モデルを示した。水に飽和する以前の緩衝材中の熱と水分の移動はPhilip-Devriesのモデルで模擬できることがわかった。
- カナダ, AECLのGaristoらは, 粘土系バリア中の亀裂の, 核種移行に及ぼす影響について報告した。亀裂の幅にもよるが, その影響は比較的小さい。また, 緩衝材から岩石への移行も小さい。全体として, 亀裂の影響は無視し得る。
- イギリス, Harwell Lab.のAtkinsonらは水に飽和したコンクリート中の核種移行について述べた。I, Sr, Cs及びトリチウム水を用いて拡散挙動が調べられた。トリチウム水は他元素より速く移行した。Sr, Csは収着により拡散が迎えられる。とくに溶鉱炉のスラグを含むコンクリートで顕著であった。ガスの移動はコンクリート中の含水量に強く影響される。飽和しきったコンクリートでは移動は最も小さい。ただし, バックフィルに用いられたセメントでは, 完全に水に飽和していてもガスの移動が認められた。
- カナダ, AECLのChungらは, 熱と核種をカップリングしたバリア材中の移行について報告した。カナダでのコンセプトでは, 水に飽和した緩衝材やバックフィル材中では核種移行は主に分子拡散に帰着できる。熱-核種移行のプロセスは熱力学的に評価でき, シール材や岩石の透水係数と同様に, 温度上昇率, 溶液の濃度, 及び水和ポテンシャルに依存する。
- アメリカ, ノースカロライナ州立大学のBardakciらは凝灰岩(ネバタ州, ユッカ山のPaintbrush凝灰岩)中の CO_2 と I_2 の拡散について報告した。乾いた凝灰岩中では温度の上昇とともに CO_2 , I_2 の拡散は増大し, 凝灰中の水分が増加すると, CO_2 拡散が低下することがわかった。

3. ガラス固化技術に関するBattelle/PNLとの打合せ

打合せ日 12月1日 9:00~15:30 打合せ場所 Battelle管理棟 (3000Area)

PNC 参加者 五十嵐 寛

PNL Chris. C. Chapman (Group Leader) メルター
Langdon K. Holton. Jr (Group Leader PE) セルクリーンアップ
Richard P. Peter (Research Senior Engineer) 物理モデル試験
George A Jensen (Senior Research Engineer, PE) 白金族回収
Mindy E Strong (Program Administrator Japan Waste Management Office)
Deborah S Crippen (Office Secretary Japan Waste Management Office)

時間の制約はあったものの事前に議題について申し入れておいたので、図3.1に示すような良く準備された日程で効率良く議論することができた。

3.1 PNLガラス固化関連組織と主要業務

産業廃棄物とともに放射性廃棄物管理技術に関する業務はWaste Technology Center 内でまとめて実施されている。図3.2に示すようにガラス固化技術も同センタの Process applications sectionで行われているが、軍事かウェストバレー向けかで担当グループが異なる。

ガラス固化技術開発は主として再処理高レベル廃棄物を対象に行われてきたが、Chapmanとしてはガラス溶融炉をより大型化し、処理温度を高温化することにより、ウラン鉱滓、酸と放射能の混合廃棄物および汚染土壌の処理にも適用していきたいと考えている。

3.2 白金族粒子攪拌に関する物理モデル試験結果 (R. Peters)

ハンフォードガラス固化プラント (HWVP) 向けのガラス溶融炉設計のため、模擬流体を使用した物理モデル試験を実施しており、その結果が紹介された。

HWVPのガラス固化体中の白金族元素の平均含有率は、酸化物換算で平均約0.2wt%である。当初のガラス溶融炉の設計方針としては、白金族粒子の堆積防止は3極通電による炉底加熱で対応し、白金族粒子の抜き出しは勾配付炉底と炉底抜き出しで対応することになっていた。しかし、開発コストを削減するためにこの10月のDOEの方針変更によりガラス溶融炉の構造が円形・平底の方式となった。

このためハンフォード用メルタの物理モデルの形状は図3.3のように円形-平底と、円形-勾配付炉底の2種類となっている。試験目的は白金族挙動に及ぼす炉構造と運転条件の

Waste Technology Center

The Center provides leadership in waste technology development and application for a broad range of radioactive, hazardous and mixed waste research programs at Battelle's Pacific Northwest Division. Drawing on waste management and technology experts from all research departments, work is conducted in the areas of:

- Waste Systems Engineering and Integration
- Process Technology Development and Application
- Nuclear Fuel Cycle and Hazardous Waste Program and Project Management

Waste Package and Performance Assessment programs are managed for Battelle within this latter area.

The Center operates Battelle's Materials Characterization Center and Northwest Hazardous Waste Research, Development and Demonstration Center, which develops new and innovative technologies to assess and remediate inactive waste sites in the Pacific Northwest. The Center also supports both national and international nuclear fuel cycle and waste management program activities.

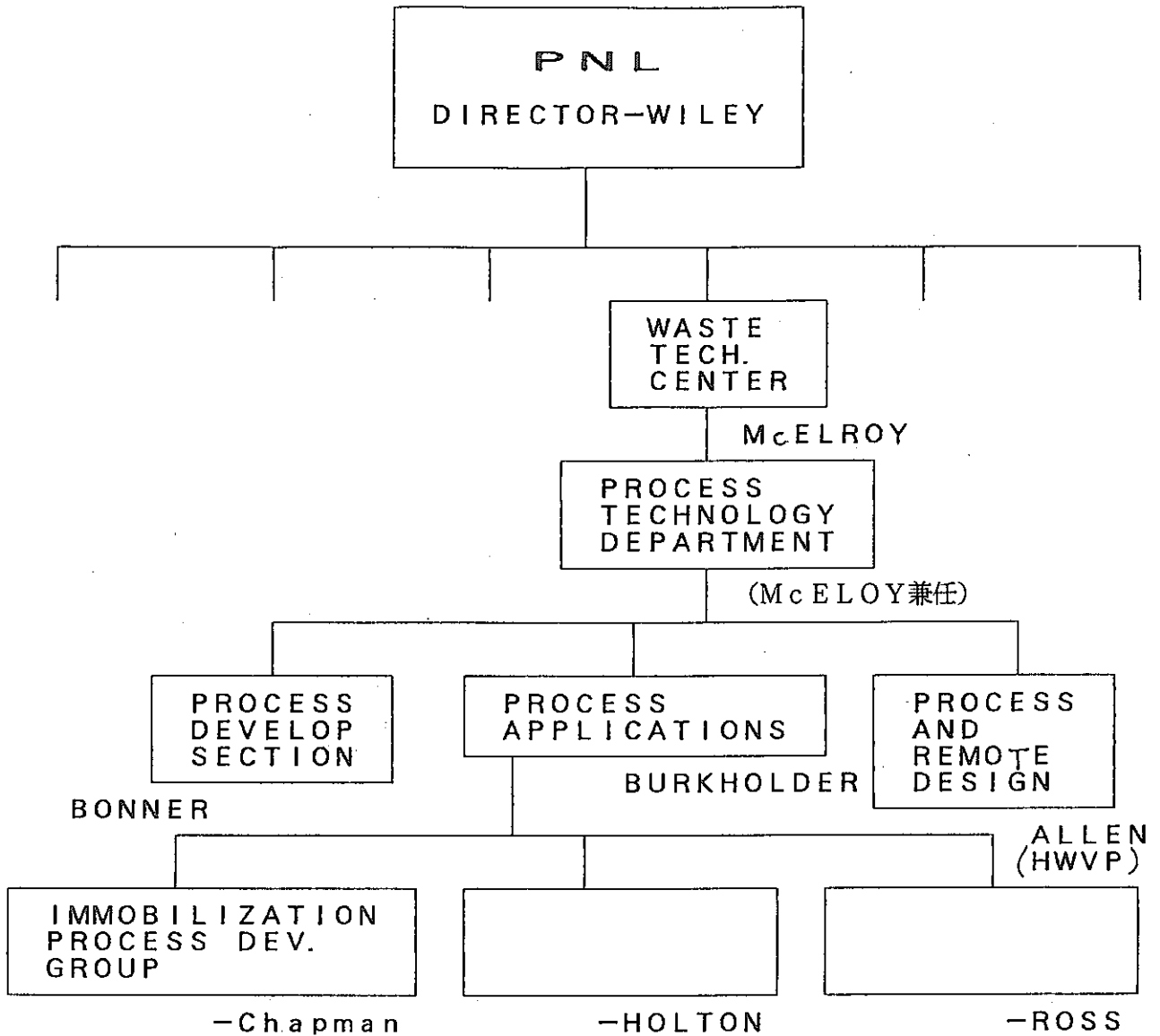
Your Hosts

Japan Waste Management Office

Agenda

Friday, December 1, 1989

8:30 am	Pick up at Tower Inn	D Crippen
8:45	Badge In at R0 Building	D Crippen
<u>London Room, PSL Building</u>		
9:00	Introductions, Review and Adjust Agenda	All
9:15	Purpose of Visit and Status of the PNC Efforts in High-Level Waste	H Igarashi
10:00	Status and Plans at PNL on HLW Activities	C Chapman
10:30	Physical Modeling Results Relating to Noble Metals Suspension	R Peters
11:15	Melter Dismantlement and Cell Clean Out Program	L Holton
12:00 Noon	Lunch	
1:30 pm	Noble Metals Recovery Work at PNL	G Jensen
2:15	Open Discussion	All



Projects

Defense HLW Support	X		
HWVP Tech. Support			X
Clean out(B-CELL)		X	
Greater than Class C LLW			X
WEST VALLEY Support			X
FERNALD(Ohio)	X		
Weldon Spring	X		

図3.2 PNL-Waste Technology Center 組織

(1989年12月1日現在)

効果を調べることである。

流体の上面はチューブ形熱交換器で冷却している。流動状態の観察は下方から1/4インチ巾のスリットを通した光を照射することにより行う。模擬流体には7.5wt%LiClのグリセリンを使用し、導電性スラッジの模擬材料としてニッケル(12~44 μ m)を使用した。この粒径は50~200 μ mのPd, Rhの終末速度に合わせたものである。加熱電力は600Wで流体温度は約55°Cである。電極材料は銅とした。ステンレスは塩素と反応し、使えない。銅も反応するが、反応が小さいので実用に耐える。無次元数はRa, Pe, およびNu数を合わせている。矩形-二段電極の物理モデル試験結果についても紹介があった。二段電極で加熱しているにもかかわらず、流動が生じているのは上段領域のみで、下段領域では滞留していた。又、1 SCFHのバブリングをしてもコーナー部は滞留していた。勾配付炉底のモデルではバブリング無しで、炉底電極による加熱を比較的強く行った条件では、図3.4に示すように炉底電極上方で上昇流が生じている様子が観察された。PNLではこの上昇流に、白金族粒子の suspensionを期待しているとのことであった。これに対し、動燃の運転経験では炉底温度の上昇は必ずしも白金族堆積防止に有効ではないとの見解を述べた。

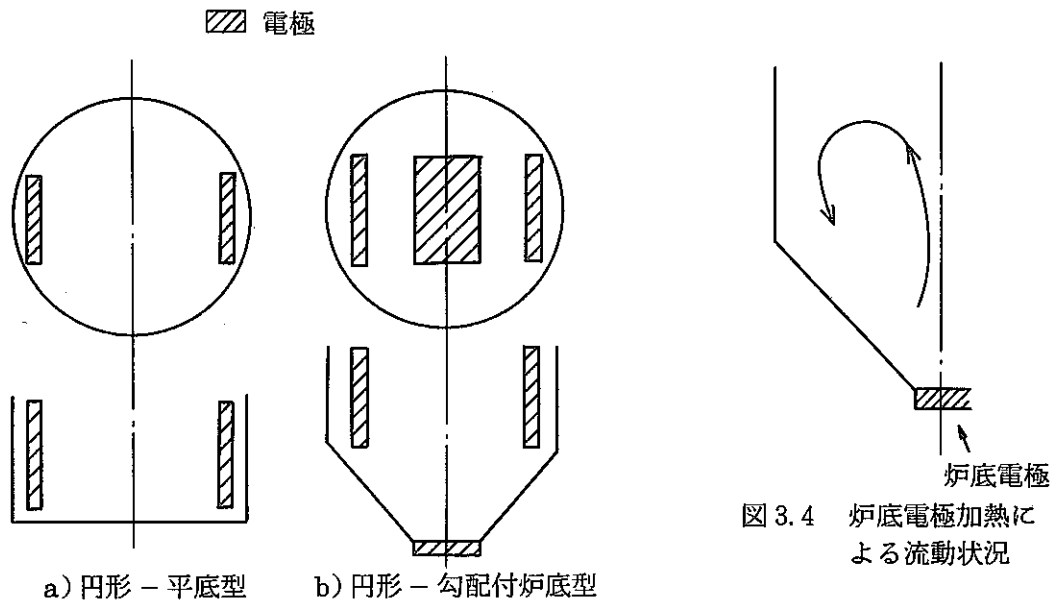


図 3.4 炉底電極加熱による流動状況

図 3.3 物理モデル

3.3 RLFCM (Bセル) 解体計画について (L. Holton説明)

1985年から1987年にかけて運転されたホットセラミックメルタ (RTLFCM : Radioactive Liquid Fed Ceramic Melter)の解体計画について説明を受けた。その概要を以下に述べる。

(1) RLFCMの現状

西独向けのガラス固化体30本の製造は、1987年3月に終了した。固化体の西独への搬送は西独側の都合で遅れているが、1990年3月となる予定である。現在ガラス溶融炉は、

130 ℓ の放射性ガラス ($1.11 \times 10^{16} \text{Bq}^{137}\text{Cs}$, $3.33 \times 10^{15} \text{Bq}^{90}\text{Sr}$) が残留している。このため炉内温度は、300℃前後になっている。

(2) RLFCMの解体目的

解体の目的は次のとおりである。

- RLFCMを現位置で遠隔解体
- 浅地層処分が可能な標準廃棄物容器に入るようにRLFCM解体廃棄物の寸法重量および放射能を最小にする。
- 解体中のセル内汚染を最小にする。

(3) 解体作業区分

解体作業は、解体中に飛散する放射性物質のレベルに応じ、次の3つのフェーズに区分して実施される。

フェーズⅠ：セルへの放射性物質がない作業（電気コネクタ等の取外し）

フェーズⅡ：中程度に汚染された機器の解体によりセル内に少量の放射能が放出される作業（放射性廃棄物と接触したユーティリティ配管とセンサ類の取外し）

フェーズⅢ：高レベルに汚染されたRLFCM 機器の解体によりセル内に多量の粉塵が発生する可能性のある作業（溶融炉本体の解体）

(4) フェーズⅢ溶融炉本体作業について

解体作業の多くが、フェーズⅢの溶融炉の解体となるので、本作業について述べる。最初に、エジェクタベンチュリと溶融炉オフガスラインを取外す。これは多量の ^{137}Cs に汚染されていると予想される。また配置を決定するために線量測定を行う。この廃棄物は、周囲をコンクリートで遮蔽した廃棄物容器に入れる。処分のために、溶融炉の上部構造を取外し、減容する。

溶融炉の解体はガラス抜き出し槽側からケーシングを切断し、内部の耐火物構造を解体する。電極は溶融槽内に押入れてから取外す。

解体治具は、動燃と同様で、ケーシングの切断には、プラズマトーチ（移行型）、耐火物の切断には、往復型切断機、ブレーカおよびグラブル（エア駆動型）を用いる。油圧駆動型とせずエア駆動型としたのは、ユーティリティラインを簡単にするためである。

これまでの経験で、プラズマ切断中に発生する粉塵のためにセル換気系のフィルタがすぐ閉塞したので、フィルタの前にESP(電気集塵機)を設置する。

(5) 除 染

除染法としては、高圧水除染と電解研磨を考えている。高圧水除染では5000Psi の圧力で 10^2 のDF ($10^3 \Rightarrow 10 \text{rem}$)、電解除染では 10^5 のDF ($10^8 \Rightarrow 10^3 \text{rem}$) の実績がある。

(6) 解体廃棄物の取扱い

ガラス溶融炉の解体廃棄物のうちガラス固化体は、CsとSrが主要な放射能なので、クラ

ス“C以上”に区分される。クロム耐火物は“混合廃棄物”に区分される可能性がある。磷酸除染廃液は、混合廃棄物となるのですぐには廃棄できない。

(7) スケジュール

ガラス溶融炉の解体は来年1月から5ヶ月間にわたり実施する予定である。また、ラック等は1991年に解体し、同年10月にはセル内機器をすべて撤去する計画である。その後は、2～3ℓの容器のガラス溶融炉を用い、ハンフォード向けのホットガラス固化試験を行う予定だが、詳細は未定である。

(8) 解体プログラムへの参加について

1989年11月1日付けのPNLからのFAXでも連絡があったように、エスコート費用を負担すれば動燃からの参加は可能とのことである。ガラス溶融炉の解体は要素技術としては動燃のものと同様であるが、エンジニアリングの性格も有することから動燃から何らかの形で参加することは意味があると思われる。なお、原研もTRU 廃棄物解体の立場から参加の意志を示しているとの話であった。

3.4 PNLにおける白金族元素回収に関する研究 (G Jensen)

付録に示す資料を用い、PNLで行われた白金族回収に関する研究の概要が紹介された。すでに知られているように溶融ガラスから鉛を用いて白金族元素を合金として回収する研究が行われている。又Tcについては溶媒抽出により回収する方法が考えられるが、Tcの酸化状態は複雑であるとのことであった。回収金属の用途として、Ruを触媒Ptの代用とすることが考えられる。但し⁹⁹Tcは長寿命なので医療用には使えない。⁸⁵Krはradioluminescenceに、Srは熱源に、さらにCsは放射線源として、使用可能との話であった。米国内ではこの方面への研究になかなか予算がつかないのが不満気味で、日本での進捗状況に関心を示していた。

3.5 入手資料

PLATINUM METALS RECOVERY FROM SPENT
NUCLEAR FUEL
(BATTELLE DEVELOPMENT WORK)

BY

G. A. JENSEN
DECEMBER 1, 1989

PLATINUM METALS RECOVERY FROM SPENT NUCLEAR FUEL

CONTENTS:

- BACKGROUND
- STUDIES PERFORMED
- ANTICIPATED STUDIES

PLATINUM METALS RECOVERY FROM SPENT NUCLEAR FUEL

BACKGROUND:

- PNL WORK FUNDED BY DOE & OTHERS FOR MANY YEARS
- PLATINUM METALS IN SPENT REACTOR FUEL = ~4.8 KG/TONNE

<u>ELEMENT</u>	<u>KG/TONNE</u>	<u>\$ VALUE (1985)</u>
Pd	1.24	6000
Rh	0.47	9100
Ru	2.27	11700
Tc	0.77	NOT ESTIMATED

PLATINUM METALS RECOVERY FROM SPENT NUCLEAR FUEL

STUDIES:

- LIQUID LIQUID EXTRACTION
- LEAD EXTRACTION PROCESS
- PRECIPITATION FROM PUREX WASTE
- OTHER

PLATINUM METALS RECOVERY FROM SPENT NUCLEAR FUEL

LIQUID LIQUID EXTRACTION:

- VARIOUS SOLVENT SYSTEMS USED
- RECOVERY EXCELLENT
- COST HIGH

PLATINUM METALS RECOVERY FROM SPENT NUCLEAR FUEL

LEAD EXTRACTION PROCESSING:

- LEAD OXIDE + CARBON + WASTE + GLASS FRIT IN MELTER
- RECOVERY OF Pd & Rh EXCELLENT
- Ru RECOVERY REQUIRED BLANKETING AND REDUCING CONDITIONS
- Sb, Bi, Pb, Sn, Cu EVALUATED AS SCAVENGERS
- Ag WILL ALSO WORK AS SCAVENGER
- LABORATORY & PRELIMINARY MELTER EVALUATIONS COMPLETED
- COST MODEST - ADD ON

PLATINUM METALS RECOVERY FROM SPENT NUCLEAR FUEL

PRECIPITATION FROM PUREX WASTE:

- PLATINUM METALS PRECIPITATE DURING SUGAR DENITRATION
- LABORATORY SCREENING COMPLETED;
 - SIMULATED DEFENSE WASTE
 - SIMULATED COMMERCIAL WASTE
- RESULTS PROMISING

PLATINUM METALS FROM SPENT NUCLEAR FUEL

OTHER EVALUATIONS:

- EVALUATED SEVERAL ION EXCHANGE RESINS
- EXAMINED POSSIBILITY FOR RECOVERY IN DISSOLVER
- EVALUATED ECONOMIC AND SAFETY FACTORS FOR SALE

PLATINUM METALS FROM SPENT NUCLEAR FUEL

ANTICIPATED WORK:

- PLATINUM METALS SHORT OUT AND DESTROY MELTERS
- REDESIGN MELTER TO USE LEAD EXTRACTION PROCESS
- EVALUATE METHODS FOR RECOVERY FROM WASTE STREAMS

4. カナダAECL/URL

カナダ、マニトバ州ピナワのAECL地下研究施設（URL）を訪問した。施設内で実施中または実施計画中の試験について、現場の見学と試験内容についての説明を聞くことができたのでその概要を記す。

訪問日：12月4日

訪問者：手嶋孝弥，亀井玄人

面会者：

• Gary R. Simmons

Manager, Geotechnical Science & Engineering Branch

Project Manager, URL Underground Experiments

• Glen F. D. McCrANK

Commercial Officer

Waste Management Commercial Office

• Richard A. Everitt

Site Geologist Underground Research Laboratory

Geotechnical Science & Engineering Branch

4.1 AECL/URLの主要業務

1) 概要

AECL (Atomic Energy of Canada Limited)は、CNFWMP (Canadian Nuclear Fuel Waste Management Program)のうち「燃料廃棄物の処理・処分のR & D」を受け持っている。

URL (Underground Research Laboratory)は、CNFWMPにおいて想定される処分場環境を代表していると考えられる、Lac du Bonnet Basolithと呼ばれる花崗岩体のなかに建設されている。この岩体は地質的にかき乱されていない安定した深成岩体であって、本試験施設では、このような固い結晶質岩中での原位置試験が可能である。そこでは天然バリア及び人工バリアの能力を把握するための、実規模またはそれに準ずる規模の試験が実施または計画されている。

- 小規模な実験室での試験と、原位置・実規模の試験とを結ぶためのScale effectを評価すること、
- 処分場の設置条件や、境界条件（地質学的、水理地質学的、地球化学的、岩盤力学的 etc)を究明すること

- 実験室での試験よりも長期の、且つ大規模な試験を行うこと
 - 評価とモデル開発のためのデータベースを改善すること
- 等が目的である。

2) URLの設置

1988年6月22日、アメリカDOEとAECLの間にSubsidiary Agreement No. 1が結ばれ、両者の共同で、Geosciences Research Programにしたがい、7つの試験といくつかのプロジェクトが計画された。443mの立坑が掘られ、地下300mと420mにshaft stationが造られた。

3) 主な試験内容

3.1) 液の移動に関する研究

3.1.1) 亀裂 (fracture) の発達した岩石中での溶液移動の研究

本試験はCNFWMPにおけるモデルの検証や改良のため、亀裂帯における、力学的変化に伴う溶液移動の特長を把握することを目的としている。本試験は①空隙率や透水係数が変化する範囲を決定するためのトレーサ試験と、②亀裂がよく発達したところでの圧縮能力 (compressibility)、空隙率、及び透水係数を測定する試験、の2つからなっている。これらの試験で、圧力と溶液移動の関係が明らかになりつつある。

3.1.2) 中程度の亀裂帯での溶液移動の研究

本試験は1991年開始予定である。

3.2) 坑道閉鎖系に関わる研究

3.2.1) 緩衝材/コンテナ試験

本試験はボアホール及びユニットセル設置と、これらの改良のためのデータ収集を目的とする。水分と熱が付加されることに伴って起こる、岩盤と緩衝材中のプロセスを取り扱う。ボアホール (直径1.24m、深さ5m) 中に、コンテナを模擬した電気ヒータと高圧縮Naベントナイト (粘土/砂) が設置される (図4.1)。ボアホールの掘削は高圧力水による。1989年6月に試験室が建設され、試験が進行中である。

3.2.2) グラウト試験

本試験はグラウティングのための材料、装置等の性能評価を目的とする。URL ではグラウトは細かい割れ目 (fissures) や亀裂帯を対象としている。本試験は1993年開始予定。

3.2.3) 坑道閉鎖試験

コンクリートプラグ、グラウト、粘土/砂系バックフィルからなるマルチコンポジットな坑道閉鎖技術の手法、材料等の性能評価を目的とする。バックフィルプラグ、バックフィル-岩石、プラグ-岩石間での拡散の速度が測定されつつある (図4.2)。

3.2.4) マルチコンポネント試験

本試験は、ボアホールを設置し、バックフィル材を満たした処分孔の一部を模擬した試験である。(図4.3)。目的は、水分や熱の影響の下でのバックフィル材に満たされた空間の性能評価である。1995年に試験開始予定。

3.3) 掘削の影響に関する試験

3.3.1) Mine-by 試験

本試験では原位置での岩盤の物性等を調べる試験である。

音響及び微小地震により、掘削による影響を評価する。本試験は地下324mから443mの範囲にわたって行われており、420 mレベルの坑内ステーションでのデータ解析が続いている。

地下 240mレベルの坑内には長さ25mのダムが造られている。ダムの外側には、ダム下部の水流等を測定するための溝が造られている。

3.4) 処分孔の特性とモニタリング方法

3.4.1) URL Characterization Program

地下の特性を調べるための方法論を示し、さらにこれを発展させるためのプログラムである。これにはLac du Bonnet バソリスの地質学的研究に貢献することも含まれる。

4) 感想

一般に大陸の基盤を構成する花崗岩質の岩石がそうであるように、URL の岩盤も亀裂が非常に少なく(数百mに1~2本)、地下水に乏しい、新鮮で、塊状の花崗岩から構成されている。このような処分にとって良好な条件は、活動な活発な日本では珍しいといっただろう。したがって、我が国における処分では人工バリアの健全性、耐久性がより一層重要なものとなってくると考えられる。いずれにせよ、このような岩盤を使っての実規模の試験が着実に進められつつある。特にマルチコンポネント試験等、人工バリアの性能に係わる試験の進め方において、参考となるが多かった。

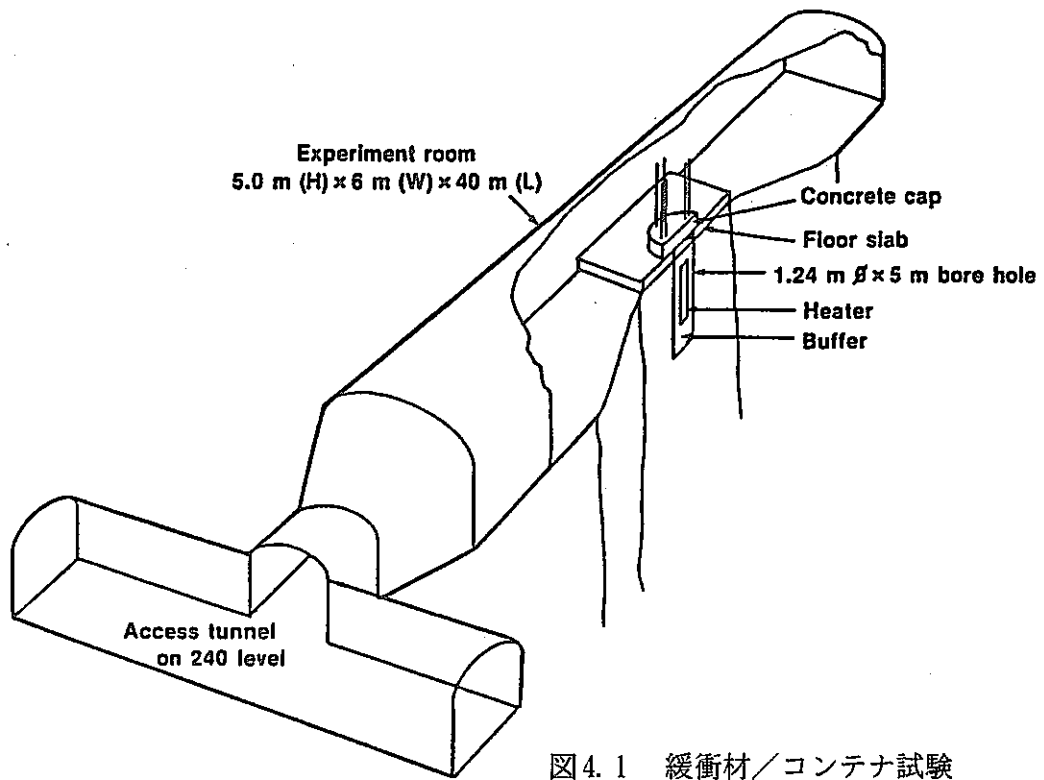


図4.1 緩衝材／コンテナ試験

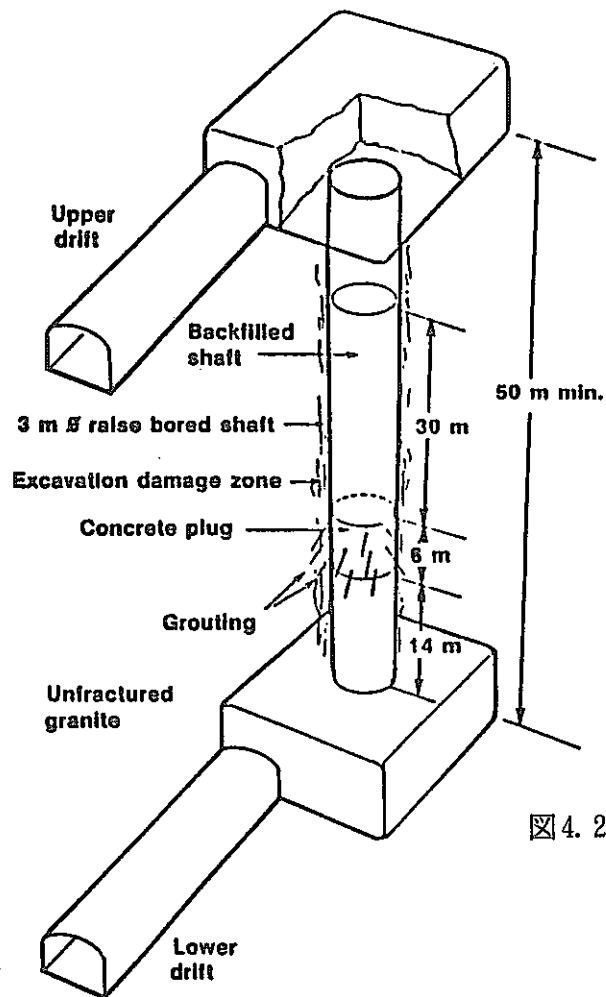


図4.2 坑道閉鎖試験

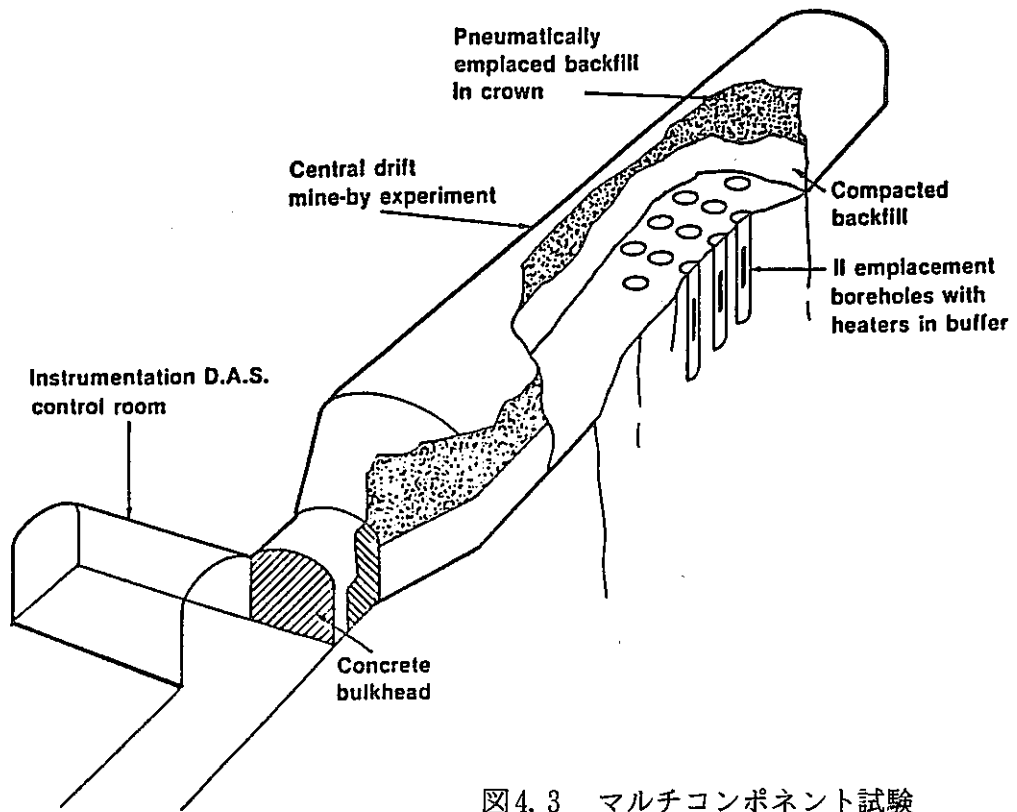


図4.3 マルチコンポネント試験

5. カナダAECL/ホワイトシェル研究所

訪問日：12月4日

訪問者：亀井玄人，手嶋孝弥 (GIS)

概要：ホワイトシェル研究所では，①Immobilized Fuel Test Facility (IFTF) の見学（約 1.5時間）及び②人工バリアに関する情報交換（約1時間）を行った。

5.1 Immobilized Fuel Test Facility (IFTF)

面会者：Mr. J. L. Crossthwaite

Head, Container Development Section

Fuel Waste Technology Branch

1) 人工バリアに関する入手情報

コンテナ材料についてはチタン（約6mm厚さ，ASTM Grade-2）を第1候補に選定しており，その概念を人工バリアの部分を含め図-5.1示す。

1.1) コンテナ概念

- 使用済燃料Bundleをコンテナ1体当たり72本（24本×3段）収納。
- Bundle間およびコンテナとのすきまには，ガラスビーズ（0.5mmφ，ソーダガラス）を充填する。
- 胴体と蓋の溶接は，Diffusion Bonding あるいはタングステン-ガスアーク溶接を採用予定。
- コンテナ温度は75℃以下で計画。
- コンテナに作用する荷重は10MPaを想定している。これはボアホールが初期の形状を維持するため，地圧は考慮外で膨潤圧および静水圧のみ作用するとの考えである。

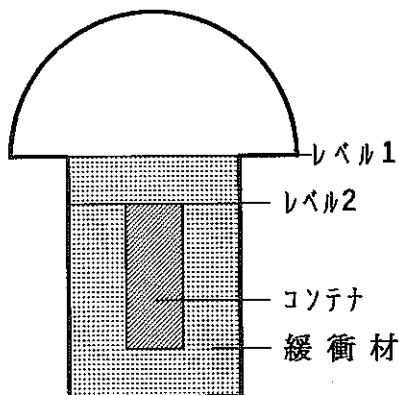
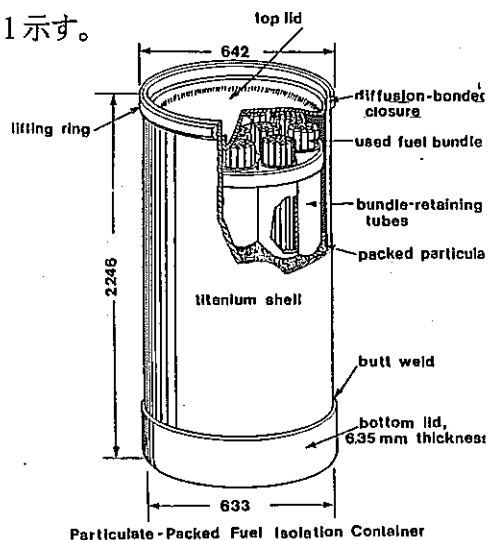


図5.1 人工バリア概念

1.2) 緩衝材の施工

- ベントナイト/砂 (50/50) をレベル2までボアホール内で圧縮する。
- 圧縮したベントナイト/砂をコンテナの形状にくりぬく。
- 孔内にコンテナをセット。
- 孔とコンテナのクリアランスに砂を充填。
- レベル1までベントナイト/砂 (50/50) を圧縮する。

1.3) コンテナの強度評価

- チタン製コンテナの機械的強度については、実規模での実証試験を完了。
装置は大型のオートクレーブを使用。試験条件は、150 °C、10MPa であり、試験後の劣化の発生なし。この試験では、コンテナ内部へのガラスビーズ充填装置も実規模で実証したことであった。本試験は3 - 4年前に完了。
 - 鉛鑄込み式のコンテナについても強度評価試験を実施済。但し、装置の耐荷重上の制約から1/2スケールでの試験を実施したとのことである。
- 本試験については、コンテナの仕様が確定していない段階での試験であり、試験の位置付けについては若干疑問が残る印象を受けた。

1.4) 複合系での腐食試験

- 処分環境条件を模擬した複合系での試験。
試験容器の構成を図5.2に示す。試験は図5.2の容器6個を1組として、それを3段に組合せ、試験用キャニスタにセットする。試験容器は個々に加圧/加熱可能。試験用キャニスタは、鉛/炭素鋼/コンクリートから構成されており重量は約15ton。
- 試験目的は、①コンテナの腐食挙動、②核種の移行挙動、③緩衝材の変質挙動評価である。

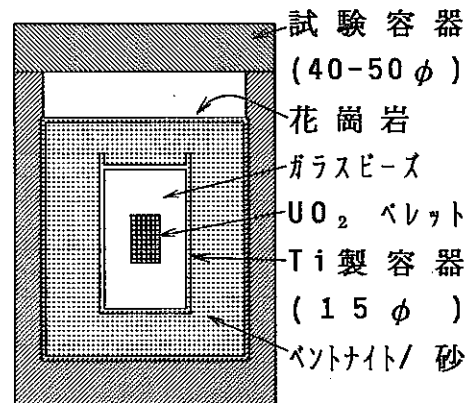


図5.2 複合系での試験容器

5.2 オーバーパックに関する情報交換

面会者：Mr. L. H. Johnson

Manager

Fuel Waste Technology Branch

1) 入手情報

1.1) チタンの腐食挙動

- オーバーパック候補材料であるチタンの腐食

挙動については、電気化学的試験と浸漬試験により評価中。

- 電気化学試験ではすきま腐食の発生限界条件の明確化を目的に、すきま腐食発生下限界電位を測定している。試験条件としては温度及びNaCl濃度をパラメータとしており温度は最大150°C、Cl濃度は0.25-5%の範囲であった。

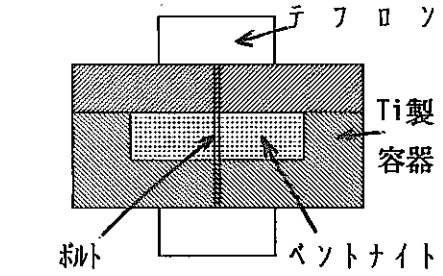


図5.3 金属/ベントナイトすきま腐食試験装置

- すきまとしては金属/テフロンすきまを対象としているが、金属/ベントナイトすきまについても図5.3のような装置によって実験した経験があるとのことであった。ただし、PNCでの結果と同様に金属/ベントナイトすきまではすきま腐食を発生させることができなかつたとのことであった。
- チタンの品質について、Ti-Code 2はFeの含有量（ロットの異なるもの）によって微細構造が変化し、すきま腐食の発生条件がかなり異なるため注意が必要とのコメントがあった。PNCでもチェックが必要である。
- AECLはチタン製コンテナについて精力的に評価を推進しており今後とも注目していきたい。

1.2)セラミックオーバーパック

- セラミック材料に関しては2年前に耐久性の評価を一通り完了し、担当者（Dr. Onofrei）は現在はコンクリートの耐久性評価研究に移行しているとのことであった。
- 上記研究では製作性の検討は未実施であり、今回の訪問では従来文献等で入手した情報に対し特記すべき情報はなかつた。

1.3)炭素鋼の腐食

- 炭素鋼の腐食に関しては、AECLは評価した経験がないとのことであった。炭素鋼製オーバーパックについては、腐食によって発生した水素ガスの放出に関する質問があった。

5.3 緩衝材（ベントナイト）及び深部地下水に関する文献入手

ベントナイト及び深部地下水組成に関する次の文献を入手した。

- R. M. Johnston

The conversion of smectite to illite in hydrothermal systems : A literature review. AECL-7792 (1983)

- M. N. Gray, S. C. H. Cheung, D. A. Dixon

The influence of sand content on swelling pressures and structure developed in statically compacted Na-Bentonite. AECL-7825 (1984)

- R. M. Johnston, H. G. Miller
The effect of pH on the stability of smectite. AECL-8366 (1984)
- M. Gascoyne, L. C. M. Elliott
A simple well-water dilution model. AECL TR-391 (1986)
- D. W. Oscarson, S. Stoes-Gascoyne, S. C. H. Cheung
The effect of organic matter in clay sealing materials on the performance of a nuclear fuel waste disposal vault. AECL-9078 (1986)
- D. W. Oscarson, D. A. Dixon
Elemental, mineralogical, and pore-solution compositions of selected canadian clays. AECL-9891 (1989)

6. スウェーデンRoyal Institute of Technology (工業大学)

訪問日：12月7日(木)

訪問者：手島孝弥 (GIS)

面会者：Dr. S. Forberg

Department of Nuclear Chemistry

6.1 概要

セラミックオーバーパック研究の経緯およびTiO₂製オーバーパックの開発について情報収集した。

1) セラミックオーバーパック研究を始めた経緯

- Dr. FORBERGの研究室は、セラミックオーバーパックの研究を開始する前は、原子力発電所等から発生する使用済イオン交換樹脂および再処理廃液の処理を検討していたとのことである。この研究ではチタン酸塩を使用した核種吸着および固化方法を検討しており、最終固化体を構成するTiO₂が非常に高い耐久性を有することおよび接合を含めた製作技術に優れることから、オーバーパックへの適用研究を開始したとの説明があった。
- 使用済イオン交換樹脂の処理としては、従来セメントあるいはアスファルト固化であったものを、無機イオン交換体を利用した高い減容性と安定性を有する処理法を開発することを目的とした。
- この方法は、チタン酸塩とゼオライトによりイオン交換樹脂から核種を分離した後、吸着した核種をそのままHIP処理し安定なTiO₂を主体とする固化体とするものである。ここで、チタン酸塩はイオン交換体としての機能と安定な固化体形成材料、ゼオライトは中性水溶液中でのイオン選択機能と固化時の助材の機能を期待したものである。

研究では、ベンチスケールでの核種吸着試験、吸着材のHIPによる固化試験および固化体の浸出試験と一連の試験の実績がある。ここで検討した固化技術および耐食性評価技術がその後のセラミックオーバーパックの開発に適用されたものと考えられる。

- 処理後のイオン交換樹脂は焼却する計画であったが、スウェーデンには稼働中の焼却炉がないため本方式が採用されなかった(?)と説明していたが、このプロセスがかなり複雑なことも理由としてあげられると考えられる。

2) TiO₂製オーバーパックに関する打合せ

- TiO₂製オーバーパックの開発及びセラミック材料の耐食性について情報交換した。
- Dr. FORBERGの研究室は、TiO₂製オーバーパックの研究を既に2年前に中止したことが

わかり、このため入手済の文献から得られていた情報以上の情報は得られなかった。

研究を中止した理由としては、本研究はSKN(使用済原子燃料取扱委員会、政府の機関)をスポンサとして推進されていたが、2年前の研究見直しの際、SKB(スウェーデン核燃料廃棄物管理会社)にスポンサが交替する計画が提案されていたが、研究室の教授が工業界からの援助を嫌ったため、研究中止となったとのことである(技術的な問題ではない)。

現在、Dr. FORBERGは貝類の分析による環境汚染(酸性雨など)調査を検討中。

- TiO_2 製オーバーパックの研究は、ビーカスケールの容器試作(約10cm ϕ ×30cmL)、接合技術の検討および耐食性の評価を主体に実施し約4年間継続されたとのことである。
- 試作されたビーカスケールの容器には、胴体上部に微細なクラックが発生しており、完成度としては充分とは云えないと感じられた。また、オーバーパック材料としては、製作性、耐久性の観点から TiO_2 の純度としては99.9%以上($\sigma=4.25g/cm^3$)の高純度が望ましいとのことであり、実規模大容器の製作に移った場合にはコスト、品質管理等の観点からかなり厳しい条件との印象を受けた(高純度 TiO_2 の材料単価は70SKr/kg)。
- セラミック材料の耐久性評価では局部腐食の評価が最も重要な項目の一つであるとの認識は一致していた。局部腐食の評価としては、PNCでも評価を計画している①SIMSによる溶液成分の材料内部への侵入有無の確認および②腐食試験後の強度と腐食量の相関調査をリコメンドされた。
- 本研究では、容器の試作から腐食試験用試験片の製作まで、製作に関するものは全てスウェーデンASEA社が担当したとのことである。ASEA社は1970年代後半にKBSが検討した Al_2O_3 製オーバーパックの研究¹⁾についても参画していることから、ASEA社はセラミック製オーバーパックに関しかなりの実績及び知見を有しているものと考えられ、情報入手を検討することも一つの方法と考えられる。
- 研究室のHOT LAB.では、ストリッパの花崗岩を用いた核種移行試験を小規模のカラムにより実施中であった。

7. スウェーデンSFR（低中レベル廃棄物処分場）

訪問日：12月8日（金）

訪問者：手嶋孝弥（GIS）

面会者：Mr. A. Markgren

Information Service

STATENS VATTENFALLSVERK（SFRの設計、建設および操業）

7.1 概要

フォルスマルク原子力発電所の沖合3 km、水深5 m以深の海底下50m以深の花崗岩盤中に設置された低中レベル廃棄物処分場である。中レベル用のサイロ（内径25m、高さ50mのコンクリート製中空円筒、ベントナイト使用）1基と低レベル用の横坑（大断面積を持つトンネル）4基が設置され、1988年春から操業開始されている。最終的には更にサイロおよび横坑を1～2基建設する予定である。

対象とする廃棄物は原子炉運転、研究施設などから発生する廃棄物および将来デコミッションングより発生する廃棄物である。中レベル廃棄物は大部分を円筒状のサイロ内に、低および一部の中レベル廃棄物は横坑に貯蔵されている。

コンクリートサイロは、底面がベントナイトと砂の層に支持され、円筒壁と岩盤の間にはベントナイトが充填されている。また内部は2.5m角の約100個のピットに区分されており、廃棄物コンテナを上方より特殊クレーンで吊り下げて収納する。廃棄物を収納した部分にはコンクリートが充填され、満杯になったら上部空間もベントナイトで充填される。

また横坑には、フォークリフトで廃棄体を搬入するものと、オーバーヘッドクレーンで廃棄体を搬入するものの2種類がある。廃棄体が満杯になったら入口部はコンクリートで閉鎖される。

処分場を地下ではなく海底下に設置した理由は、海の下にあるので地下水頭が小さくて、安全上有利であるからと説明されていた。

7.2 施設見学

サイトでは、施設見学の前に建設の様子、廃棄物の搬入、設計の様子のビデオを見た。施設の設計にはCADを用い、地質などの調査によって亀裂の位置が明らかになりサイロなどの場所を移動する必要が生じた場合には、容易に設計の変更ができるようになっている。

処分施設には港岸壁から延長1 km程度の斜坑を利用して入った。制御室は7 × 5 m程度で

比較的小さく、計算機の端末が2台、モニタTVが4台設置され、施設の操作はほとんどが遠隔操作で行われ、作業員は約20名である。作業者は施設内にある多数のモニタTVで内部を見ながら操作を行う。また、廃棄物のサイロ内への装荷は、コンピュータによるデータのグラフィック表示などがサポートされている。

海底下にもかかわらず、岩体の亀裂から漏れる水量は予想以上に少なく（処分場全体で約500l/min）、水は収集されモニタリング後放出されているとのことである。優れた岩体条件を有効に利用した処分場であり、日本の環境条件とはかなり異なる条件であると感じられた。

8. 謝 辞

発表の機会を与えていただいた東海事業所地層処分開発室の佐々木室長及び環境技術第一開発室の高橋室長，各国の施設訪問にあたり，便宜をはかっていただいた本社環境技術開発推進本部及び国際協力室の関係者各位の皆さまに厚く御礼申し上げます。

9. APPENDIX

- (1) 第13回放射性廃棄物管理のための科学的基礎シンポジウムプログラム

**SYMPOSIUM U:
SCIENTIFIC BASIS FOR NUCLEAR
WASTE MANAGEMENT XIII**

November 27-30, 1989

Chairs

Virginia M. Oversby
Mail Stop L-310
Lawrence Livermore National Laboratory
P.O. Box 808
Livermore, CA 94550
(415) 423-2228

Paul W. Brown
168 Materials Research Laboratory
Pennsylvania State University
University Park, PA 16802
(814) 865-5352

Symposium Support

U.S. Department of Energy

**Proceedings published as Volume 176
of the Materials Research Society
Symposium proceedings series.**

SCIENTIFIC BASIS FOR NUCLEAR
WASTE MANAGEMENT XIII

November 27-30, 1989

SESSION U1: CEMENTITIOUS MATERIALS -
ASPECTS OF PERFORMANCE

Chairs: Paul Brown

Monday Morning, November 27
America North (W)

8:15 OPENING REMARKS

8:30 U1.1
NUCLEAR WASTE IMMOBILIZATION IN CEMENT-BASED
MATERIALS: OVERVIEW OF FRENCH STUDIES,
Pascal Bouniol, Eliane Revertegat, Jean
Oliver, Philippe Gegout, Michel Jorda and
Rosemarie Atabek, C.E.A, DRDD/SESD, CEN/FAR,
Fontenay aux Roses, France.

9:00 U1.2
EFFECT OF CURING TEMPERATURE ON THE PROPER-
TIES OF CEMENTITIOUS WASTE FORMS, Ryan O.
Lokken, John W. Shade and Paul F.C. Martin,
Battelle-Pacific Northwest Laboratory,
Richland, WA.

9:30 U1.3
BEHAVIOR OF CONCRETE AS A BARRIER MATERIAL
FOR NUCLEAR WASTE DISPOSAL, R.J. James and
Y.R. Rashid, ANATECH Research Corporation,
La Jolla, CA.

9:45 U1.4
GROUTS AND CONCRETES FOR THE WASTE ISOLATION
PILOT PROJECT (WIPP), Lillian D. Wakeley,
U.S. Army Engineer Waterways Experiment
Station, Vicksburg, MS.

10:00 BREAK

SESSION U2: CEMENTITIOUS MATERIALS -
ASPECTS OF DURABILITY

Chair: William Richmond

Monday Morning, November 27
America North (W)

10:30 *U2.1
ASSESSMENT OF THE PERFORMANCE OF CEMENT
BASED COMPOSITE MATERIAL FOR RADIOACTIVE
WASTE IMMOBILIZATION, M. Atkins, J. Cowie,
F.P. Glasser, T. Jappy, A. Kindness and C.
Pointer, University of Aberdeen, Department
of Chemistry, Aberdeen, Scotland.

11:00 U2.2
DURABLE CONCRETE FOR A WASTE REPOSITORY-
MEASUREMENT OF IONIC INGRESS, R.F. Feldman,
J.J. Beaudoin, Institute for Research in
Construction, National Research Council,
Ottawa, Canada; and K.E. Philipose, Atomic
Energy of Canada, Ltd., Waste Management
Systems, Ontario, Canada.

*Invited Paper

11:30 U2.3
LOGNORMAL SIMULATION OF PORE EVOLUTION
DURING CEMENT HARDENING, D. Shi, W. Ma and
P.W. Brown, The Pennsylvania State Univer-
sity, Materials Research Laboratory, Univer-
sity Park, PA.

11:45 U2.4
MECHANISTIC MODEL FOR THE DURABILITY OF
CONCRETE BARRIERS EXPOSED TO SULPHATE-BEAR-
ING GROUNDWATERS, Alan Atkinson and John A.
Hearne, Harwell Laboratories, Materials
Development Division, Oxon, United Kingdom.

SESSION U3: SORPTION AND
SPECIATION STUDIES

Chair: Greg Choppin

Monday Afternoon, November 27
America North (W)

1:30 U3.1
THE SOLUBILITY AND SORPTION OF URANIUM (VI)
IN A CEMENTITIOUS REPOSITORY, M. Brownsword,
A.B. Buchan, F.T. Ewart, R. McCrohon, G.J.
Ormerod, J.L. Smith-Briggs and H.P.
Thomason, Harwell Laboratory, Chemistry
Division, Oxfordshire, United Kingdom.

1:45 U3.2
SPECIATION OF Pu(VI) IN NEAR-NEUTRAL TO
BASIC SOLUTIONS VIA LASER PHOTOACOUSTIC
SPECTROSCOPY, S. Okajima, J.V. Beitz, J.C.
Sullivan and D.T. Reed, Argonne National
Laboratory, Argonne, IL.

2:00 U3.3
MODELLING STUDIES OF SORPTION IN THE NEAR
FIELD OF A CEMENTITIOUS REPOSITORY, A.
Haworth, S.M. Sharland and C.J. Tweed,
UKAEA, Harwell Laboratory, Theoretical
Physics Division, Oxfordshire, United King-
dom.

2:30 U3.4
EVIDENCE OF LONG DISTANCE TRANSPORT OF
NATURAL COLLOIDS IN A CRYSTALLINE ROCK
GROUNDWATER, W.R. Alexander, R. Bruetsch, C.
Degueldre, Paul Scherrer Institute, Villin-
gen, Switzerland; and B. Hofmann, USGS,
Denver, CO.

3:00 U3.5
ANALYTIC STUDIES OF COLLOID TRANSPORT, Y.
Hwang, T.H. Pigford, P.L. Chambré, and
W.W.-L. Lee, University of California,
Berkeley, Department of Nuclear Engineering
and Lawrence Berkeley Laboratory, Berkeley,
CA.

3:15 BREAK

SESSION U4: CEMENTITIOUS MATERIALS -
ASPECTS OF LEACHING

Chair: William Bostick
Monday Afternoon, November 27
America North (W)

3:30 *U4.1
THE MICROSTRUCTURE OF ggbfs/OPC HARDENED CEMENT PASTES AND SOME EFFECTS OF ELEVATED TEMPERATURE LEACHING, I.G. Richardson, S.A. Rodger and G.W. Groves, University of Oxford, Department of Metallurgy and Science of Materials, Oxford, United Kingdom.

4:00 U4.2
THE EFFECTS OF TEMPERATURE ON THE LEACHING BEHAVIOR OF CEMENT WASTE FORMS, Mark Fuhrmann, Richard Pietrzak, John Heiser III, Eena-Mai Franz and Peter Colombo, Brookhaven National Laboratory, Radiological Sciences Division, Nuclear Waste Research Group, Upton, NY.

4:15 U4.3
THERMODYNAMIC MODELING OF CEMENTITIOUS WASTE FORM/GROUNDWATER INTERACTION AS A TOOL FOR LONG-TERM PERFORMANCE ASSESSMENT, Louise J. Criscenti and R. Jeff Serne, Battelle-Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA.

4:30 U4.4
WASTE GROUT LEACH TESTS: PURSUIT OF MECHANISMS AND DATA FOR LONG-TERM PERFORMANCE ASSESSMENT, R. Jeff Serne, Battelle-Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA.

SESSION U5: MODELING THE DISSOLUTION OF
NUCLEAR WASTE FORMS

Chairs: Werne Lutze and Carol Jantzen
Tuesday Morning, November 28
America North (W)

8:30 *U5.1
THERMODYNAMICS OF GLASSES FOR NUCLEAR WASTE DISPOSAL, Alexandra Navrotsky, Princeton University, Department of Geological and Geophysical Sciences, Princeton, NJ.

9:00 U5.2
A KINETIC MODEL FOR BOROSILICATE GLASS DISSOLUTION BASED ON THE DISSOLUTION AFFINITY OF A SURFACE ALTERATION LAYER, William L. Bourcier, Dennis W. Peifer, Kevin G. Knauss, Kevin D. McKeegan and David K. Smith, Lawrence Livermore National Laboratory, Livermore, CA.

9:30 U5.3
PREDICTION OF RADIOACTIVE WASTE GLASS DURABILITY BY THE HYDRATION THERMODYNAMIC MODEL: APPLICATION TO SATURATED REPOSITORY ENVIRONMENTS, Carol M. Jantzen, Westinghouse Savannah River Company, Aiken, SC.

10:00 BREAK

10:30 U5.4
CHEMISTRY OF GLASS CORROSION IN HIGH SALINE BRINES, B. Grambow, R. Müller, Hahn-Meitner-Institut Berlin, Berlin, Germany.

11:00 U5.5
THERMOKINETIC MODEL OF BOROSILICATE GLASS DISSOLUTION: CONTEXTUAL AFFINITY, T. Advocat, E. Vernaz, CEN-Valrhô, SDHA, Bagnols-sur-Cèze, France; J.L. Crovisier and B. Fritz, CNRS/CSGS, Strasbourg, France.

11:30 U5.6
COMPARISON OF THE LAYER STRUCTURE OF VAPOR PHASE AND LEACHED SRL GLASS BY USE OF AEM, B.M. Biber, J.K. Bates, T.A. Abrajano Jr., Argonne National Laboratory, Argonne, IL; and J.P. Bradley, McCrone Environmental Services, Inc., Westmont, IL.

11:45 U5.7
DISSOLUTION MECHANISMS OF CaTiO₃ AND OTHER TITANATE PHASES IN THE SYNROC ASSEMBLAGE, S. Myhra, D.K. Pham, Griffith University, Division of Science and Technology, Nathan, Qld, Australia; R. St.C. Smart, South Australian Institute of Technology, School of Chemical Technology, Adelaide, Australia; and P.S. Turner, Griffith University, Division of Science and Technology, Nathan, Qld, Australia.

SESSION U6: WASTE GLASS
PERFORMANCE STUDIES

Chairs: Ned Bibler and Claude Sombret
Tuesday Afternoon, November 28
America North (W)

1:30 U6.1
A COMPARISON OF THE BEHAVIOR OF VITRIFIED HLW IN REPOSITORIES IN SALT, CLAY AND GRANITE. PART II: RESULTS, W. Lutze, Hahn-Meitner-Institut, Berlin, West Germany; M. Kawanishi, Abico Research Laboratory, Abico, Japan; J.A.C. Marples, Harwell Laboratory, Oxon, United Kingdom; and P. Van Iseghem, SCK/CEN, Mol, Belgium.

2:00 U6.2
COMPARISON OF SURFACE LAYERS FORMED ON SYNTHETIC BASALTIC GLASS, FRENCH R7T7 AND HMI BOROSILICATE NUCLEAR WASTE FORM GLASSES - MATERIALS INTERFACE INTERACTIONS TESTS, Michael J. Jercinovic, Stacy Kaser, Rodney C. Ewing, University of New Mexico, Department of Geology, Albuquerque, NM; and Werner Lutze, Hahn Meitner Institut, Berlin, West Germany.

2:30 U6.3
THE INTERACTION BETWEEN NUCLEAR WASTE GLASSES AND CLAY-II, P. Van Iseghem, K. Berghman and W. Timmermans, SCK/CEN, Mol, Belgium.

3:00 BREAK

3:30 U6.4
R7-T7 NUCLEAR WASTE GLASS BEHAVIOR IN MOIST CLAY: ROLE OF THE CLAY MASS/GLASS SURFACE AREA RATIO, N. Godon and E. Vernaz, CEN-Valrhô, SDHA/SEMC, Bagnols-sur-Cèze, France.

4:00 U6.5
PRODUCT CONSISTENCY LEACH TESTS OF SAVANNAH RIVER SITE RADIOACTIVE WASTE GLASSES, Ned E. Bibler, Westinghouse Savannah River Company, Aiken, SC; and John K. Bates, Argonne National Laboratory, Argonne, IL.

4:30 U6.6
THE REACTION OF SYNTHETIC NUCLEAR WASTE GLASS IN STEAM AND HYDROTHERMAL SOLUTION, W.L. Ebert and J.K. Bates, Argonne National Laboratory, Argonne, IL.

SESSION U7: POSTER SESSION
Tuesday Evening, November 28
7:00 - 10:00 p.m.
America Ballroom (W)

U7.1 ESTIMATION OF LONGEVITY OF PORTLAND CEMENT GROUT USING CHEMICAL MODELING TECHNIQUES, Stephen R. Alcorn, Mark A. Gardiner, IT Corporation, Albuquerque, NM; and William E. Coons, RE/SPEC, Inc., Albuquerque, NM.

U7.2 MODELLING OF THE EVOLUTION OF POREWATER CHEMISTRY IN A CEMENTITIOUS REPOSITORY, A. Haworth, S.M. Sharland and C.J. Tweed, UKAEA, Harwell Laboratory, Theoretical Physics Division, Oxfordshire, United Kingdom.

U7.3 A THEORETICAL STUDY OF THE EFFECT OF THE LEACH INTERVAL ON A SEMIDYNAMIC LEACH TEST, Roger D. Spence, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN.

U7.4 INTERACTION BETWEEN BLENDED CEMENTS AND A SULPHATE BEARING GROUND WATER, Susan L. Duerden, Peter L. Walton, and Amal J. Majumdar, Building Research Station, Watford, United Kingdom.

U7.5 (ABSTRACT WITHDRAWN)

U7.6 IMMOBILIZATION IN CEMENT OF ION EXCHANGE RESINS, Patrick Le Bescop, Pascal Bouniol and Michel Jorda, CEN, DRDD/SES, CEN-FAR, Fontenay aux Roses, France.

U7.7 ENCAPSULATION OF RADIOIODINE IN CEMENTITIOUS WASTE FORMS, Mark Atkins and Frederik P. Glasser, University of Aberdeen, Department of Chemistry, Aberdeen, Scotland.

U7.8 EFFECT OF γ -RADIATION ON THE MICROSTRUCTURE AND MICROCHEMISTRY OF ggbf/OPC CEMENT BLENDS, I.G. Richardson and G.W. Groves, University of Oxford, Department of Metallurgy and Science of Materials, Oxford, United Kingdom; and C.R. Wilding, UKAEA Harwell Laboratory, Materials Development Division, Oxfordshire, United Kingdom.

U7.9 HYDROGEN GENERATION IN MORTARS IMMOBILIZING WASTE CHLORIDE SALTS, Michele A. Lewis and David W. Warren, Argonne National Laboratory, Argonne, IL.

U7.10 POROSITY AND ION DIFFUSIVITY OF LATEX-MODIFIED CEMENT, T. Nishi, O. Kuriyama, M. Matsuda, K. Chino, Hitachi Ltd., Energy Research Laboratory, Hitachi, Japan; and M. Kikuchi, Hitachi Ltd., Hitachi Works, Hitachi, Japan.

U7.11 A COMPARISON OF THE BEHAVIOUR OF VITRIFIED HLW IN REPOSITORIES IN SALT, CLAY AND GRANITE. PART I: EXPERIMENTAL, L.A. Mertens, W. Lutze, Hahn-Meitner-Institut, Berlin, West Germany; J.A.C. Marples, Harwell Laboratory, Oxon, United Kingdom; and P. Van Iseghem, SCK/CEN, Mol, Belgium; E. Vernaz, CEA Valrhô, Bagnols-sur-Cèze, France.

U7.12 IN-SITU TESTING OF NUCLEAR WASTE FORMS IN A CLAY LABORATORY - RESULTS AFTER TWO YEARS CORROSION, P. Van Iseghem, W. Timmermans and B. Neerdael, SCK/CEN, Mol, Belgium.

U7.13 DISSOLUTION KINETICS OF A SIMPLE ANALOGUE NUCLEAR WASTE GLASS AS A FUNCTION OF pH, TIME AND TEMPERATURE, Kevin G. Knauss, William L. Bourcier, Kevin D. McKeegan, Celia I. Merzbacher, Son N. Nguyen, Frederick J. Ryerson, David K. Smith and Homer C. Weed, Lawrence Livermore National Laboratory, Livermore, CA.

U7.14 HYDROTHERMAL LEACHING OF R7-T7 BOROSILICATE GLASS, J. Caurel and E. Vernaz, CEN-Valrhô, SDHA/SEMC, Bagnols-sur-Cèze, France; D. Beaufort, Université de Poitiers, Laboratoire de Pétrologie des Alterations Hydrothermales, Poitiers, France.

U7.15 EFFECTS OF SURFACE-AREA-TO-SOLUTION VOLUME RATIO ON THE CHEMICAL DURABILITY OF NUCLEAR WASTE GLASSES, X. Feng, I.L. Pegg, Aa. Barkatt, P.B. Macedo, Catholic University of America, Vitreous State Laboratory, Washington, DC.

- U7.16 ALTERATION OF MICROSTRUCTURE AND LEACHING PROPERTIES OF WEST VALLEY REFERENCE BY HEAT TREATMENT, A.C. Buechele, X. Feng, H. Gu, and I.L. Pegg, The Catholic University of America, Vitreous State Laboratory, Washington, DC.
- U7.17 PARAMETRIC EFFECTS OF GLASS REACTION UNDER UNSATURATED CONDITIONS, J.K. Bates, T.J. Gerding and D.J. Wronkiewicz, Argonne National Laboratory, Argonne, IL.
- U7.18 GROWTH RATES OF ALTERATION LAYERS AND ELEMENTAL MASS LOSSES DURING LEACHING OF BOROSILICATE NUCLEAR WASTE GLASS, Tsunetaka Banba and Takashi Murakami, Japan Atomic Energy Research Institute, Ibaraki, Japan.
- U7.19 CHARACTERIZATION OF HIGHLY ACTIVE WASTE GLASSES PRODUCED IN A HOT VITRIFICATION PLANT, J.P. Glatz, E. Toscano, M. Coquerelle and J. Fuger, Institute for Transuranium Elements, Commission of the European Communities, Karlsruhe, West Germany.
- U7.20 THE LONG-TERM CORROSION AND MODELING OF TWO SIMULATED BELGIAN REFERENCE HIGH-LEVEL WASTE GLASSES - PART II, J. Patyn, P. Van Iseghem, W. Timmermans, SCK/CEN, Mol, Belgium.
- U7.21 SIMULTANEOUS EVAPORATION OF Cs AND Tc DURING VITRIFICATION - A THERMOCHEMICAL APPROACH, H. Migge, Hahn-Meitner-Institut, Berlin, West Germany.
- U7.22 THE EFFECT OF TEMPERATURE ON THE REDOX CONSTRAINTS FOR THE PROCESSING OF HIGH-LEVEL NUCLEAR WASTE INTO A GLASS WASTE FORM, Henry D. Schreiber, Charlotte W. Schreiber, Margaret W. Riethmiller and J. Sloan Downey, Virginia Military Institute, Center for Glass Chemistry, Lexington, VA.
- U7.23 CALCULATION OF THE VISCOSITY OF NUCLEAR WASTE GLASS SYSTEMS, Ritesh P. Shah, E.C. Behrman and D. Oksoy, Alfred University, New York State College of Ceramics, Alfred, NY.
- U7.24 CHARACTERIZATION OF MECHANICAL STRENGTHS FOR SIMULATED SOLIDIFIED HIGH LEVEL WASTE FORMS, Hiroshi Igarashi, Takeshi Takahashi, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation, Ibaraki, Japan.
- U7.25 DIFFUSION OF CESIUM IN SODIUM-BOROSILICATE GLASSES USED FOR IMMOBILISATION OF NUCLEAR WASTE, E.G.F. Sengers and F.J.J.G. Janssen, N.V. Kema, R&D Division, Chemical Research Department, Et Arnhem, The Netherlands.
- U7.26 ENTHALPIES OF MIXING AND INCIPIENT IMMISCIBILITY IN GLASSES IN THE SYSTEM $K_2O-SiO_2-La_2O_3$, A.J.G. Ellison and A. Navrotsky, Princeton University, Department of Geological and Geophysical Sciences, Princeton, NJ.
- U7.27 GRAIN BOUNDARY INVENTORY AND UO_2 MATRIX DISSOLUTION STUDIES ON SPENT LWR FUEL, W.J. Gray, D.M. Strachan, and M.J. Apted, Battelle-Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA.
- U7.28 IDENTIFICATION OF SECONDARY PHASES FORMED DURING UNSATURATED REACTION OF UO_2 WITH EJ-13 WATER, J.K. Bates, B.S. Tani and E. Veleckis, Argonne National Laboratory, Argonne, IL.
- U7.29 INVESTIGATIONS INTO THE ELECTRO-CHEMICAL LEACHING BEHAVIOUR OF UO_2 PELLETS IN VARIOUS SATURATED SALT SOLUTIONS, Ch. Keiling, P.-M. Heppner and G. Marx, Free University of Berlin, Institute for Inorganic and Analytical Chemistry, Radiochem. Division, Berlin, West Germany.
- U7.30 A DEFORMATION AND THERMODYNAMIC MODEL FOR HYDRIDE PRECIPITATION KINETICS IN SPENT FUEL CLADDING, R.B. Stout, University of California, Lawrence Livermore National Laboratory, Livermore, CA.
- U7.31 FLUORIDE INFLUENCE ON ZIRCALOY-4 CORROSION IN WATER AS A FUNCTION OF pH, TEMPERATURE AND FLUORIDE CONTENT, N.H. Uziemblo and H.D. Smith, Battelle-Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA.
- U7.32 CORROSION BEHAVIOR OF ZIRCALOY IN AQUEOUS MEDIA, Anna C. Fraker and Jonice S. Harris, National Institute of Standards and Technology, Gaithersburg, MD.
- U7.33 POTENTIODYNAMIC POLARIZATION STUDIES OF CANDIDATE CONTAINER MATERIALS IN SIMULATED TUFF REPOSITORY ENVIRONMENTS, John A. Beavers and Neil G. Thompson, Cortest Columbus, Inc., Columbus, OH.
- U7.34 MIGRATION BEHAVIOR OF URANIUM SERIES NUCLIDES IN ALTERED QUARTZ-CHLORITE SCHIST, T. Ohnuki, T. Murakami, K. Sekine, N. Yanase, H. Isobe and Y. Kobayashi, Japan Atomic Energy Research Institute, Department of Environmental Safety Research Institute, Ibaraki, Japan.
- U7.35 MIGRATION OF ANIONIC SPECIES OF RADIOACTIVE COBALT THROUGH SOIL, Toshihiko Ohnuki, Japan Atomic Energy Research Institute, Department of Environmental Safety Research, Ibaraki, Japan; and David E. Robertson, Battelle-Pacific Northwest Laboratory, Chemical Science Department, Richland, WA.

U7.36 STUDY ON RELATION BETWEEN MIGRATION BEHAVIORS AND CHEMICAL FORMS OF COBALT, Shinzo Ueta, Naka Nuclear Development Center of Mitsubishi Metal Corporation, Ibaraki, Japan; and Naotake Katoh, Kogakuin University, Tokyo, Japan.

U7.37 GRIMSEL COLLOID EXERCISE, C. Degueldre, Paul Scherrer Institute, Villigen, Switzerland.

U7.38 AUTHIGENIC CLAY MINERALS IN THE RUSTLER FORMATION, WIPP SITE AREA, NEW MEXICO, Douglas G. Brookins, University of New Mexico, Department of Geology, Albuquerque, NM; Steven J. Lambert, Sandia National Laboratories, Albuquerque, NM; and David B. Ward, University of New Mexico, Albuquerque, NM.

U7.39 IN SITU OBSERVATION OF THE ALPHA/BETA-CRISTOBALITE TRANSITION USING HIGH VOLTAGE ELECTRON MICROSCOPY, Annemarie Meike, Lawrence Berkeley Laboratory, Materials and Chemical Sciences Division, Berkeley, CA; and William Glassley, Lawrence Livermore National Laboratory, Earth Sciences Division, Livermore, CA.

U7.40 ESTIMATION OF LONG-TERM DURABILITY OF BENTONITE FROM THE THERMAL HISTORY OF MURAKAMI DEPOSIT, JAPAN, G. Kamei, T. Arai, Y. Yusa, N. Sasaki, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Company, Ibaraki, Japan; H. Takano, Dia Consultants Company, Tokyo, Japan.

U7.41 DIFFUSION OF SODIUM AND COPPER IN COMPACTED SODIUM BENTONITE AT ROOM TEMPERATURE, A. Muurinen, K. Uusheimo and M. Olin, Technical Research Centre of Finland, Reactor Laboratory, Espoo, Finland.

U7.42 THERMAL BEHAVIOUR OF BACKFILL MATERIAL FOR A NUCLEAR FUEL WASTE DISPOSAL VAULT, R.N. Yong and A.M.O. Mohamed, McGill University, Geotechnical Research Centre, Montreal, Canada; and S.C.H. Cheung, Atomic Energy of Canada Limited, Whiteshell Nuclear Research Establishment, Pinawa, Canada.

U7.43 A COUPLED CHEMICAL-MASS TRANSPORT SUBMODEL FOR PREDICTING RADIONUCLIDE RELEASE FROM AN ENGINEERED BARRIER SYSTEM CONTAINING HIGH-LEVEL WASTE GLASS, B.P. McGrail, D.W. Engel, M.J. Apted, A.M. Liebetrau, Battelle-Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA; and N. Sasaki, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation, Ibaraki-ken, Japan.

U7.44 (ABSTRACT WITHDRAWN)

SESSION U8: SPENT FUEL PERFORMANCE

Chair: Lars Werme
Wednesday Morning, November 29
America North (W)

8:00 *U8.1
ACTINIDES CHEMISTRY AND SPENT FUEL PERFORMANCE STUDIES, G. Choppin

8:30 U8.2
OXIDATION OF UO_2 FUEL BY RADICALS FORMED DURING RADIOLYSIS OF WATER, S. Sunder, D.W. Shoemith, Atomic Energy of Canada Limited, Whiteshell Nuclear Research Establishment, Geochemistry and Waste Immobilization Division, Pinawa, Canada; H. Christensen, Studsvik Energiteknik AB, Nyöping, Sweden; N.H. Miller and M.G. Bailey, Atomic Energy of Canada Limited, Whiteshell Nuclear Research Establishment, Geochemistry and Waste Immobilization Division, Pinawa, Canada.

9:00 U8.3
CONSTRAINTS BY EXPERIMENTAL DATA FOR MODELING OF RADIONUCLIDE RELEASE FROM SPENT FUEL, E. Grambow, Hahn-Meitner-Institut Berlin, Berlin, West Germany; L.O. Werme, SKB, Stockholm, Sweden; R. Forsyth, Studsvik Energiteknik AB, Nyköping, Sweden; and J. Bruno, Royal Institut of Technology, Department of Inorganic Chemistry, Stockholm, Sweden.

9:30 U8.4
STATISTICAL MODEL FOR GRAIN BOUNDARY AND GRAIN VOLUME OXIDATION KINETICS IN UO_2 SPENT FUEL, R.B. Stout, H.F. Shaw, University of California, Lawrence Livermore National Laboratory, Livermore, CA; and R.E. Einziger, Battelle-Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA.

9:45 U8.5
MEASUREMENT OF SOLUBLE NUCLIDE DISSOLUTION RATES FROM SPENT FUEL, Charles N. Wilson, Battelle-Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA.

10:00 BREAK

SESSION U9: CONTAINER AND FUEL CLADDING STUDIES

Chair: Sham Sunder
Wednesday Morning, November 29
America North (W)

10:30 U9.1
THEORETICAL MODELING OF CREVICE AND PITTING CORROSION PROCESSES IN RELATION TO CORROSION OF RADIOACTIVE WASTE CONTAINERS, John C. Walton, Idaho National Engineering Laboratory, Idaho Falls, ID.

11:00 U9.2
CORROSION PRODUCT IDENTIFICATION AND RELATIVE RATES OF CORROSION OF CANDIDATE METALS IN AN IRRADIATED AIR-STEAM ENVIRONMENT, Donald T. Reed, V. Swayambunathan, Argonne National Laboratory, Argonne, IL; and Richard A. Van Konynenburg, Lawrence Livermore National Laboratory, Yucca Mountain Project, Livermore, CA..

11:15 U9.3
A STUDY ON FABRICATION TECHNOLOGY OF CERAMIC OVERPACK - A CONCEPTUAL DESIGN AND FABRICTION OF A FULL SCALE CERAMIC OVERPACK, T. Teshima, Y. Karita, NGK Insulators, Ltd., Nagoya, Japan; H. Ishikawa and N. Sasaki, Power Reactor and Fuel Development Corporation, Ibaraki, Japan.

11:30 U9.4
AN INTERPRETATION OF THE HIGH-STRESS, LOW-TEMPERATURE CRACKING OF ZIRCALOY-4 SPENT FUEL CLADDING, H.D. Smith, Battelle-Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA.

11:45 U9.5
A CORROSION LOCALIZATION ASSESSMENT OF THE MILD STEEL USED FOR NUCLEAR WASTE PACKAGE, Masatsune Akashi, Ishikawajima-Harima Heavy Industries Company, Ltd., Research Institute, Tokyo, Japan.

SESSION U10/T4: JOINT SESSION
SIZING AND SCALING EFFECTS

Chairs: Jim Kaufman and Virginia Oversby
Wednesday Afternoon, November 29
America North (W)

1:30 *U10.1/T4.1
FRACTAL STRUCTURE AND DYNAMICS OF TWO FLUID FLOW IN POROUS MEDIA, Jens Feder, University of Oslo, Department of Physics, Oslo, Norway.

2:00 U10.2/T4.2
NUMERICAL AND ANALYTICAL MODELS OF TRANSPORT IN POROUS CEMENTITIOUS MATERIALS, Edward J. Garboczi and Dale P. Bentz, National Institute of Standards and Technology, Building Materials Division, Gaithersburg, MD.

2:15 U10.3/T4.3
SIZING REQUIREMENTS FOR FLOW-THROUGH GEOCHEMICAL TESTS: THEORETICAL CONSIDERATIONS, MODEL RESULTS, AND IMPLICATIONS FOR THE INTERPRETATION OF TEST DATA, J.D. Hoover and E.C. Thornton, Westinghouse Hanford Company, Richland, WA.

2:30 U10.4/T4.4
A LAGRANGIAN REACTIVE TRANSPORT SIMULATOR WITH MULTIPLE PATHS AND STATIONARY-STATES: CONCEPTS, IMPLEMENTATION AND VERIFICATION, R.B. Knapp, University of California, Lawrence Livermore National Laboratory, Earth Sciences Department, Livermore, CA.

2:45 BREAK

3:15 U10.5/T4.5
FRACTAL CHARACTERISTICS OF FRACTURE NETWORKS AND FLUID MOVEMENT IN ROCK, Christopher C. Barton, U.S. Geological Survey, Department MS 913, Denver, CO.

3:45 U10.6/T4.6
FLOW TO WELLS IN FRACTURED ROCK WITH FRACTAL STRUCTURE, Jim Polek, Kenzi Karasaki and Jane Long, Lawrence Berkeley Laboratory, Berkeley, CA; and John Barker, British Geological Survey, Oxfordshire, United Kingdom.

4:00 U10.7/T4.7
ANISOTROPIC SCALING OF INTERFACES IN POROUS MEDIA, Miguel A. Rubio, Haverford College, Department of Physics, Haverford, PA; and UNED, Madrid, Spain; Andrew Dougherty, Haverford College, Department of Physics, Haverford, PA; and Jerry P. Gollub, Haverford College, Department of Physics, Haverford, PA; and University of Pennsylvania, Philadelphia, PA.

4:15 U10.8/T4.8
SIZING AND SCALING REQUIREMENTS OF A LARGE-SCALE PHYSICAL MODEL FOR CODE VALIDATION, R. Khaleel, T. LeGore and J.D. Hoover, Westinghouse Hanford Company, Richland, WA.

4:30 U10.9/T4.9
PERFORMANCE OF CONCRETE BARRIERS IN RADIOACTIVE WASTE DISPOSAL IN THE UNSATURATED ZONE, John C. Walton and Mark D. Otis, ID National Engineering Laboratory, Idaho Falls, ID.

SESSION U11: NEAR-FIELD STUDIED AND PERFORMANCE ASSESSMENT

Chair: Henry Shaw
Thursday Morning, November 30
America North (W)

8:30 U11.1
LEACHING/MIGRATION OF UO₂-FUEL IN COMPACTED BENTONITE, Y. Albinsson, G. Skarnemark, M. Skálberg, Chalmers University of Technology, Department of Nuclear Chemistry, Göteborg, Sweden; R. Forsyth, Studsvik AB, Nyköping, Sweden; B. Torstenfelt, ABB-Atom, Västerås, Sweden; L. Werme, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management, Stockholm, Sweden.

9:00 U11.2
MODELLING THE IN SITU PERFORMANCE OF BENTONITE-SAND BUFFER, H.S. Radhakrishna, K.-C. Lau, Ontario Hydro Research Division, Toronto, Canada; B.H. Kjartanson and S.C.H. Cheung, Atomic Energy of Canada Ltd., Whiteshell Nuclear Research Establishment, Pinawa, Canada.

9:15 U11.3
THE EFFECT OF CRACKS ON DIFFUSIVE MASS TRANSPORT THROUGH A CLAY BARRIER, Nava C. Garisto and Frank Garisto, Atomic Energy of Canada Ltd., Whiteshell Nuclear Research Establishment, Pinawa, Canada.

9:30 U11.4
FINAL DISPOSAL OF CEMENTITIOUS WASTE FORMS IN THE SWEDISH REPOSITORY FOR REACTOR WASTE (SFR), Jan S. Carlsson, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, (SKB), Stockholm, Sweden.

9:45 U11.5
MASS TRANSFER IN WATER-SATURATED CONCRETES, Alan Atkinson, Peter A. Claisse, Nicola M. Everitt, Andrew W. Harris and Alan K. Nickerson, Harwell Laboratories, Materials Development Division, Oxon, United Kingdom.

10:00 BREAK

10:30 U11.6
COUPLED FLOW OF HEAT AND MASS IN BARRIER MATERIALS AND ITS SIGNIFICANCE, S.C.H. Cheung, Atomic Energy of Canada Ltd., Whiteshell Nuclear Research Establishment, Pinawa, Canada.

10:45 U11.7
EFFECTIVE DIFFUSIVITY OF CARBON DIOXIDE AND IODINE THROUGH "G TUNNEL TUFF", Tevfik Bardakci, Franklin G. King and Maung Sein, North Carolina A&T State University, Greensboro, NC.

11:00 U11.8
¹⁴C TRANSPORT IN A PARTIALLY SATURATED, FRACTURED, POROUS MEDIUM, W. B. Light, P.L. Chambré, W.W.-L. Lee and T.H. Pigford, University of California, Berkeley, Department of Nuclear Engineering and Lawrence Berkeley Laboratory, Berkeley, CA.

11:15 U11.9
THE APPLICATION OF A COUPLED CHEMICAL TRANSPORT MODEL IN A TRIAL ASSESSMENT OF DEEP DISPOSAL OF LOW AND INTERMEDIATE LEVEL RADIOACTIVE WASTE, Steve Liew, Vea Economides, Adrian Dawes and David Read, WS Atkins Engineering Sciences, Epsom, United Kingdom.

11:30 U11.10
ANALYSIS OF MASS TRANSPORT IN AN ENGINEERED BARRIERS SYSTEM FOR THE DISPOSAL OF USED NUCLEAR FUEL, Nava C. Garisto and Dennis M. LeNeveu, Atomic Energy of Canada Ltd., Whiteshell Nuclear Research Establishment, Pinawa, Canada.

11:45 U11.11
ATTEMPTED VERIFICATION OF MATRIX DIFFUSION IN GRANITE BY MEANS OF NATURAL DECAY SERIES DISEQUILIBRIA, W.R. Alexander, Paul Scherrer Institute, Villigen, Switzerland; I.G. McKinley, NAGRA, Baden, Switzerland; A.B. MacKenzie, R.D. Scott, SURRC, Glasgow, Scotland; and J. Meyer, Min.-pet. Institute, University of Berne, Berne, Switzerland.

(2) 出張者の行程

年. 月. 日 (曜)	訪問先・会議等	記 事	参加者・訪問者
1989. 11. 26 (日)	(移 動)	成田→ボストン	亀井・五十嵐・手嶋
11. 27 (月)	MRS シンポジウム	セッション1→セッション4	
11. 28 (火)		セッション5→セッション7 五十嵐 発表 「高レベルガラス固化体の 機械的強度 亀井 発表 「村上鉍床の熱履歴からみた スメクタイトのイライト化速 度」	
11. 29 (水)		セッション8→セッション10 手嶋 発表 「セラミックオーバーパック の製作技術に関する研究」	
11. 30 (木)		セッション11	亀井・手嶋
	(移 動)	ボストン→リッチランド	五十嵐
12. 1 (金)	ハーバード大学, 地質 鉍物博物館	見 学	亀井・手嶋
	Battelle/PNL	ガラス溶融炉打合せ	五十嵐
12. 2 (土)		休 日	亀井・手嶋
	(移 動)	リッチランド→シアトル →成田	五十嵐
12. 3 (日)	(移 動)	ボストン→ウィニペグ	亀井・手嶋
12. 4 (月)	AECL/CRL AEDL/WNRE	見 学 情報交換	手嶋 (亀井は動燃バン クーバ事務所訪問後 帰国。)
12. 5 (火)	(移 動)	ウィニペグ→トロント	
12. 6 (水)		トロント→ストックホルム	
12. 7 (木)	ROYAL INST.	情報交換	手嶋
12. 8 (金)	SFR	見 学	
12. 9 (土)	(移 動)	ストックホルム	
12. 10 (日)		→成田	