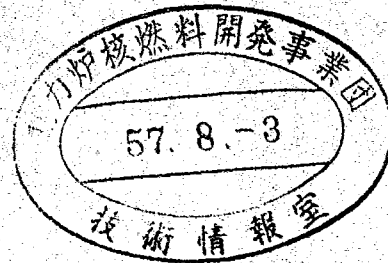


OECD/NEA ニア・フィールド・ ワークショップ報告書

—— 海外出張報告 ——

OECD/NEA Workshop on Near-Field Phenomena in Geologic Repositories for Radioactive Waste



昭和 56 年 9 月

動力炉・核燃料開発事業団
核燃料部

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
電話:029-282-1122(代表)
ファックス :029-282-7980
電子メール:jserv@jnc.go.jp

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)
2005

る

社内資料です。

本技術資料は、個人情報、著作権等に係る当該箇所につき、不開示
または削除としています。

77頁から85頁、89頁から105頁、109頁から1
12頁、まで「個人情報又は著作権等」に関する該当箇所
につき、不開示又は削除としています。

OECD/NEAニア・フィールドワークショップ報告書

— 海外出張報告 —

核燃料部廃棄物対策室

間 野 正

期 間 1981年 8月27日 ～ 9月10日

要 旨 本ワークショップの目的は、高レベルガラス固化体の処分場あるいは貯蔵場の周辺において、工学バリア及び固化体自身が熱あるいは放射線により受ける影響及び各バリアの耐久性がシステム全体の性能に与える影響について評価検討することであり、事業団からは、次の件名で1件、論文の発表を行った。

“ Assessment of Barrier Effects on Isolation System Performance of Geologic Disposal of High Level Waste ”

また、本ワークショップに関連して、ネバダ・テスト・サイト及びハンフォードの原位置試験場を見学することができた。

さらに、ワークショップ終了後、カリフォルニア大学バークレー校及び、ローレンス・バークレー研究所を訪問し、高レベル廃棄物地層処分問題について議論すると共に、試験設備の見学を行った。

目 次

1. 概 要	3
1.1 目 的	3
1.2 出張日程	3
2. OECD/NEAニア・フィールド・ワークショップ	7
2.1 報文セッション	7
2.2 作業部会	7
2.3 PNC報文に対する反響	8
3. 施設訪問	13
3.1 ネバダ・テスト・サイト (NTS)	13
3.2 ニア・サーフィス・テスト・ファシリティ (NSTF)	20
3.3 カリフォルニア大学バークレー校	24
3.4 ローレンス・バークレー研究所	27
附 録 1. ワークショップ報文要約	33
附 録 2. ワークショップ出席者リスト	67
附 録 3. 作業部会報告(原文)	77
附 録 4. PNC発表論文及び質疑応答	89
附 録 5. Lawrence Berkley Laboratory, Earth Science Division, Overview	109

1. 概 要

1. 概 要

1.1 目 的

- (1) OECD / NEA 主催の放射性廃棄物地層処分に係るニア・フィールド現象ワーク・ショップに参加し、論文を発表する。
- (2) 高レベル廃棄物貯蔵・処分に關する試験サイトを見学すると共に関連試験機関を訪問する。

1.2 出張日程

8月27日(木)	成田発 Las Vegas 着
8月28日(金)	Nevada Test Site 見学
29日(土)	Las Vegas → Seattle
30日(日)	ワーク・ショップ受付及びレセプション参加
31日(月)	OECD / NEA ワーク・ショップ参加
9月1日(火)	同 上
2日(水)	同 上
3日(木)	同 上 Seattle → Richland
4日(金)	Hanford Near Surface Test Facility 見学
5日(土)	Pasco → San Francisco
6日(日)	
7日(月)	(Labor Day)
8日(火)	University of California, Berkley 訪問

Lawrence Berkley Laboratory 訪問

9日(水) San Francisco 発

10日(木) 成田着

2. OECD/NEAニア・フィールド・ワークショップ

2. OECD / NEAニア・フィールド・ワークショップ

2.1 報文セッション

報文セッションでは、2日半にわたって合計28件の研究報告がなされた。これらを岩種別に分けると次の通りである。

Granite and Crystalline rock	14件
Clay and Tuff	3件
Salt Formations	7件
その他（岩種を特定しないもの）	4件

Granite and Crystalline rock は、米国、カナダ、スウェーデン、Clay and Tuff はベルギー、米国、Salt Formations は米国、西独が中心であった。その中で、特にカナダは、Under Ground Laboratory の計画を中心に5件の発表があり、活発な動きを見せていた。

内容としては、ニア・フィールド現象ということで、Solubility等 Source Term、処分場の熱応力解析、熱による地下水の移動—特にFracture Flow—解析が中心であり、他に、我々と同様の性能評価解析により、ニア・フィールドの研究の重要性を指摘するものなどであった。

報文の要約を附録1に添付する。なお、報文の全文は別資料(L633 81-01)とする。

2.2 作業部会

作業部会は、2日の午後、次の3つのグループに分かれて今回のワークショップのまとめを行うと共に、各国の研究の現状、研究の優先度等について討議を行った。

- #1 Granite and Crystalline rock
- #2 Salt Formations
- #3 Other host media and barrier effects

作業部会の討議の結果は、グループ毎に整理し、これについて9月3日の午前中、全体討議を行って最終的にワークショップとしてまとめ上げた。

主な内容は以下の通りである。全文は附録3として添付する。

- (1) ニア・フィールド現象の重要性は、処分システム全体の性能評価によって明らかになる。また、種々のニア・フィールド現象の重要性の評価する方法としてシステム・アプローチは非常に有効である。動燃における研究はそのよい例である。
- (2) 処分場近傍における核種の保持、移動を解析するためには核種の種類、化学形態及び岩石、水の化学的性質を知ることが重要である。
- (3) 容器の健全性の処分システムの性能への寄与は小さく、固化体の浸出時間と核種の溶解度とを考慮すると容器の腐食速度は意味をなさず特殊な容器は必要ない。
- (4) ニア・フィールドでの熱の影響については、年数を経て十分冷却した廃棄物として処分することで避けることが出来る。多くの国で、このことを考慮して、長期間にわたる貯蔵を考慮している。
- (5) モデルの開発で必要なのは、新しいモデルを開発することではなく、モデルを組み合わせてシステム全体としてまとめあげることである。また、これらのモデルを使った計算コードは、実験室試験及び原位置試験とのつき合わせにより検証されなければならない。

2.3 PNC報文に対する反響

PNC報文の要旨を次頁に、全文を附録に示す。この論文は、地層処分システムを構成する各バリア、即ち、地層、工学バリア、固化体の3つについてセンシティブィティ・アナリシスを行い、その有効性を評価した。その中で、特に環流時間（地下水が処分場から生物圏に到達するまでの時間）が10年以上あれば、核種の浸出が始まる時期を遅らせる効果が少いという結果については、作業部会でも大いに議論され、また、支持された。

報文に対する種々の反響を以下に記す。

- (1) H, Burkholder, Battelle Memorial Institute, USA

論文中のFig. 6によると、隔離システムの全体としての性能は、地下水の処分場から生物圏への環流時間が10年以上であれば浸出開始時間（容器の寿命）とは無関係に思われる。この様な結果に基けば、長寿命の容器は、隔離システムの中でどれだけの価値を持つのか、日本における可能性のある処分場のうちのどれ位の割合のものが、10年以下の地下水環流時間をもつのか。もし、日本のサイトでの地下水環流時間が10年以下であっても、日本における処分方式として地層処分を選択するのか。

- (2) E. Peltonen, Technical Research Center of Finland, Finland

地表水中の放射性核種の濃度の許容値としてMPCを使っているが、これは、かつてに選んだものなのか、あるいはAuthorityからの勧告値か。

また、どのような種類の土壌あるいは岩体を想定しているのか。

- (3) F. Gera, ISMES, Italy

論文中の摂取危険性は、古いICRPに基いていると思う。

もし、ICRP — Publication 30 の値を使って計算すれば、核種の相対的な重要度は大きく変わるであろう。例えば ^{237}Np は最も危険な核種の一つとなるであろう。

- (4) R. E. Wilens, INTERA Environmental Consultant Inc, US A

Fig. 6 において、もし、MIHI(最大摂取危険性) $=10^4 \text{ m}^3 \text{ H}_2\text{O} / \text{GWe Y}^2$ を受け入れるならば、ほとんどのサイトは環流時間が10年以上と考えられるので、浸出時間は 10^4 年で十分であり、浸出時間 10^5 年の固化体を開発する必要性はないのではないか。

Fig-9 のMIHIに対するsensitivityはどうか。例えば、浸出開始時間が1~100年の時には、LT(浸出時間) $=10^4$ 年、及びLT $=10^5$ 年の時の環流時間はどうなるか。

- (5) K. Schultz, AECC, Canada

CANDUのケースでやって、規制行政に反映させたい。

- (6) A. B. Muller, Sandia Lab, U S A

このようなセンシティブティ・アナリシスはR & Dの優先度を知るために非常に有効である。retardationは非常に効く。

- (7) Chapman

日本のreport はcanister 寿命は問題ではないことを示している。

3. 施 設 訪 問

3. 施設訪問

3.1 ネバダ・テスト・サイト (Nevada Test Site)

ワークショップの一環としてネバダ・テスト・サイトのE-MAD施設で、使用済燃料のハンドリング、封入、及び一時貯蔵試験の様子を見学した。花崗岩の原位置試験場であるClimax Stockについては、残念ながらサイトの事情で見学出来なかった。

E-MAD施設

E-MAD施設は、もともと原子力ロケットエンジンの開発のために建設されたものであり、E-MADとはEngine Maintenance, Assembly and Disassemblyの略である。

この施設では、現在、使用済燃料のハンドリング及び封入技術の開発、評価、改良が行われている。Surface and Near Surfaceでの一時貯蔵試験及びClimaxでの原位置試験用の試料は、この施設で製作されている。

一時貯蔵試験

一時貯蔵の方法として、ここでは、Surface及びNear Surfaceの二つの方法を試験している。

Surface Test; この方法は、使用済燃料キャニスタを地上の密封コンクリート・サイロの中に貯蔵する方法あり、このサイロは、外部への放射線の漏れ及び地震に耐えられるよう設計されている。

サイロは、寸法 $21\text{ ft}^{\text{H}} \times 9\text{ ft}^{\phi}$ 、重量95 tonあり、 $14\text{ ft}^{\text{Q}} \times 6\text{ ft}^{\text{t}}$ の強化コンクリートパッドの上にセットされている。

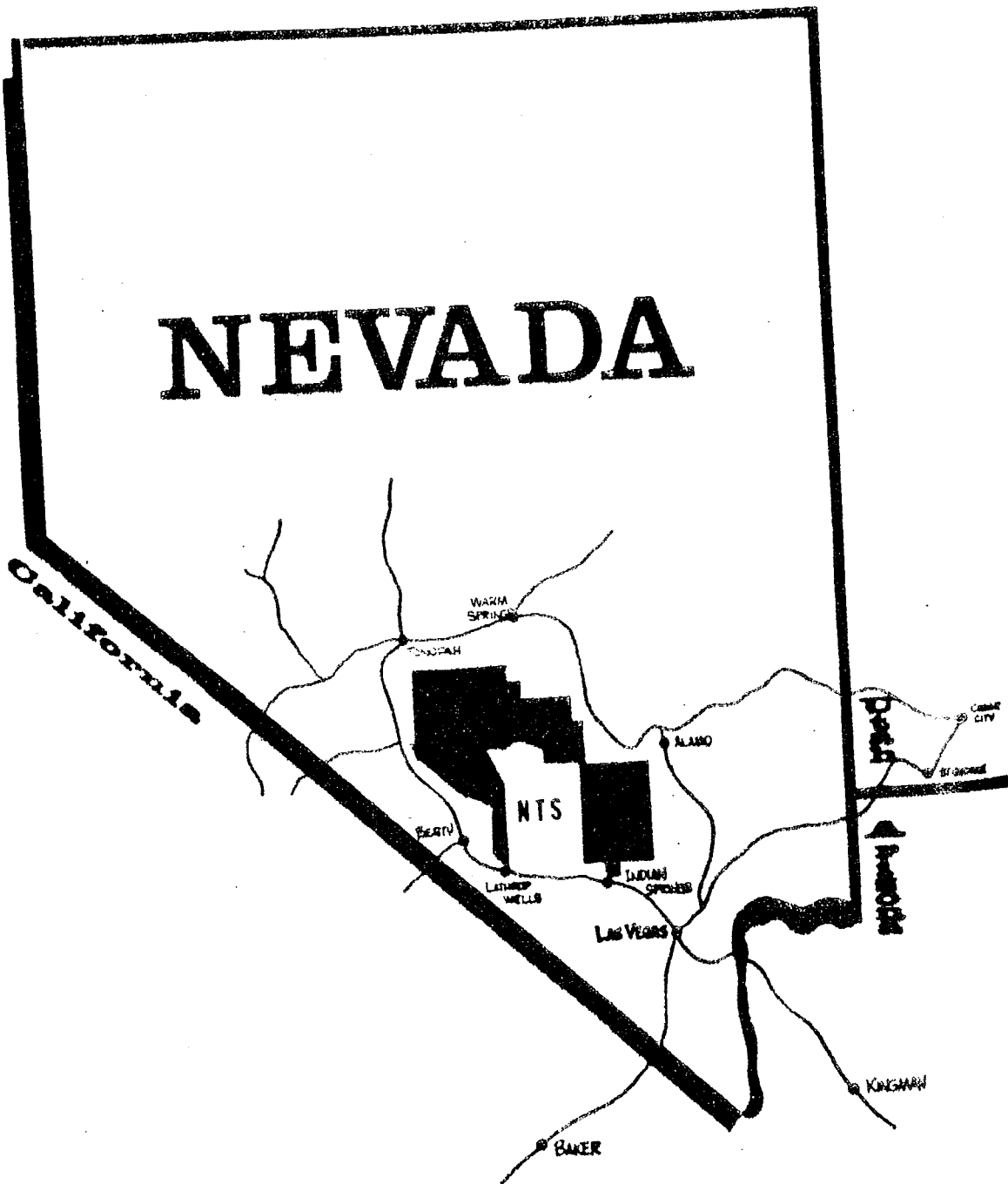
サイロの中は18inch ϕ の穴があいており、使用済燃料の入ったキャニスターとシールドプラグが収納されるようになっている。

Near Surface Test; この方法は、使用済燃料キャニスターを地表下のdry wellに貯蔵するものである。dry wellは深さ25 ft.で20 ft.の間隔に設置されている。孔は、直径28 inchの鋼製ライナーがセメントで固定されている。使用済燃料は封入された後、遮へい型のrailcar-mounted vehicleを使ってdry wellにセットされる。dry wellは、キャニスタ、ライナー、well近くの土の温度及び放射能レベルが測定できるよう計装されている。

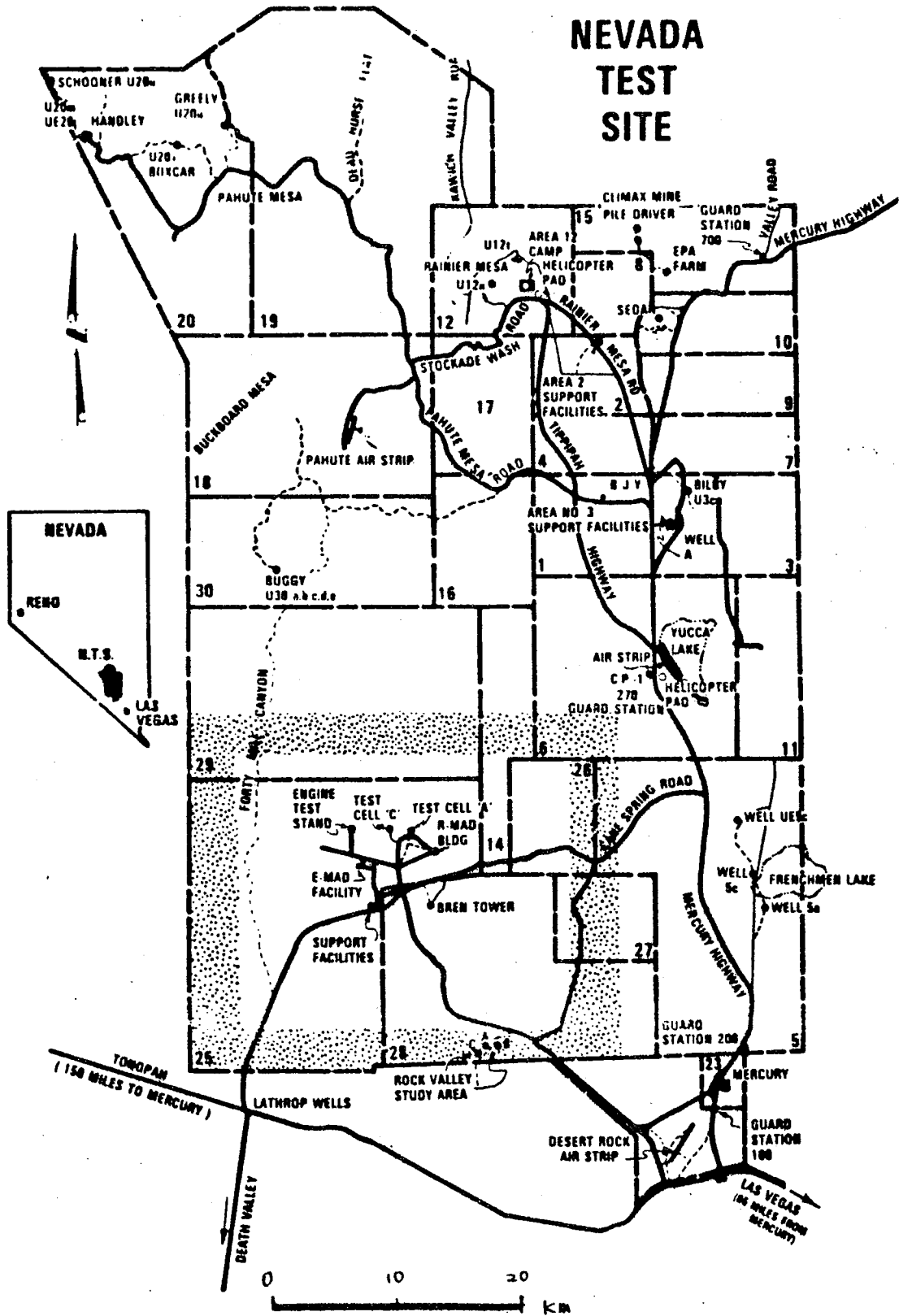
NTS の概要

Nevada Test Site は、東西65km、南北90km程の区域で、そもそもは、地下の核実験のテスト地として選定されたところである。1951年から1958年の間に119の原爆がテストされ、現在でも実験が行なわれている。

放射性廃棄物の処分場が Nevada に選定された理由としては、人間居住区域から離れており、NTSの周辺が国の管理下におかれている（P. 27）、放射能に関する安全管理が既に確立していること、乾燥していて地下水、降水が少なく、しかも流域が閉じていること、地下水の流れが極めておそく、地下水に伴う放射性物質の移行の



NEVADA TEST SITE



SHADED AREA SHOWS POTENTIAL FOR WASTE STORAGE

可能性が極めて小さいこと等が挙げられる。この他、既に原爆のテスト地となっているため、高度に優れた放射能測定機器がそろっていることも大きな理由となっている。

放射性廃棄物処理の区域としては、NTSの南西部（P. 28の~~図~~の部分）及び、北東部のNo. 15地区（Climax）の地層内処理実験場がある。

NNWST（Nevada Nuclear Waste Storage Investigation）の目的としては、

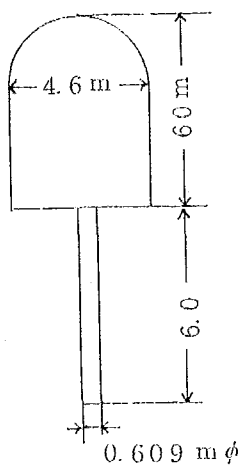
- 1) 高レベル放射性廃棄物の永久隔離のための貯蔵庫の選定に適しているか否かを定めるために、NTS内の主要な地層を調査すること。
- 2) NTSでのみ行なわれ、使われるテストや試験装置という形態で National Waste Management Programを支えるような調査、研究を行なうこと。

の2点が挙げられている。

Climax 花崗岩中の試験貯蔵

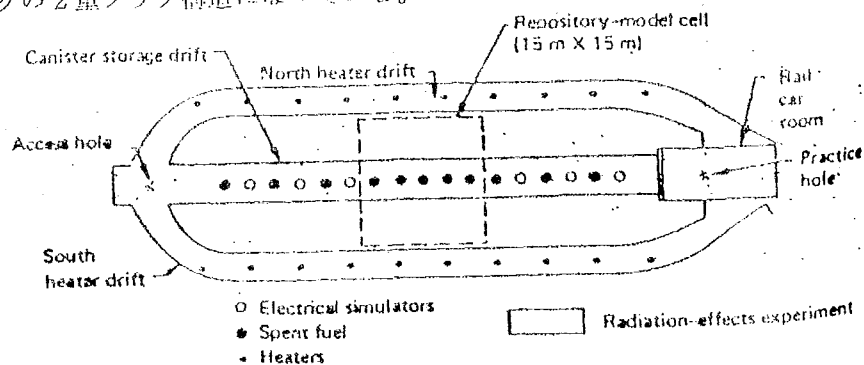
NTSの北東部の鉱山跡を利用して、地表面下420mの花崗岩岩盤中に、使用済燃料をキャニスターに詰めたものを設置し、キャニスターの昇温に伴う周辺岩盤の変化をみるための実験が行なわれている。

原子炉から取り出した後、およそ2・3年経過している使用済燃料をキャニスターに充填し、11ヶのたて穴に入れてある。残りの6孔は、電気ヒーターを入れて同じような条件でシミュレートしている。キャニスターの熱出力はおよそ2kW程度であり、中央トンネルに並行した2本の空洞にも、電気ヒーターを入れキャニスター埋設時の条件を再現している。



中央トンネルは長さ64mで、中央の15m×15mの部分が、貯蔵モデル領域として対象にとりあげられている（下図参照）。

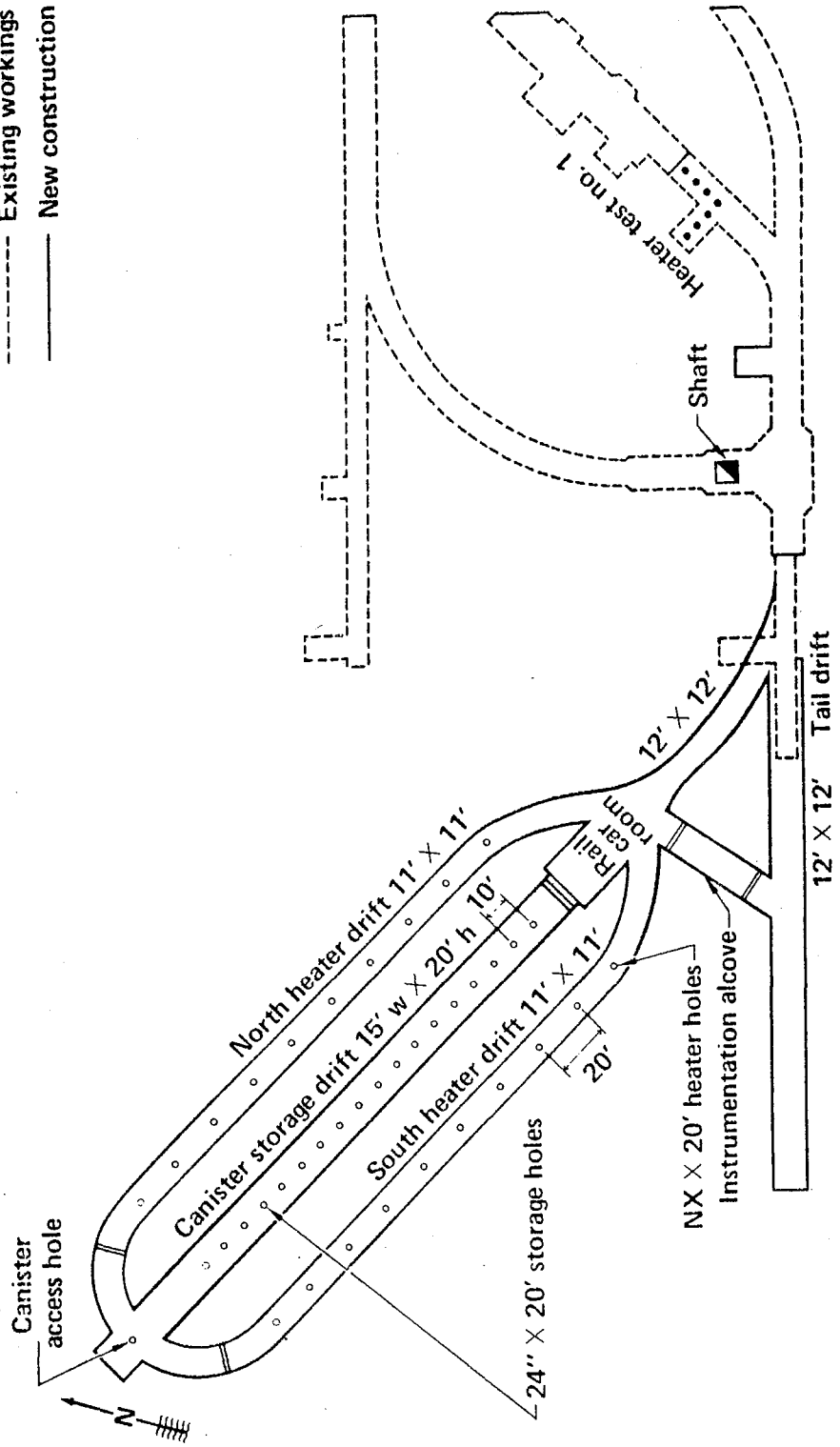
実際のキャニスター埋設断面は、図のようになっており、キャニスターの周辺にスチールライナーが設置されており、スチールプラグ及びコンクリートプラグの2重プラグ構造になっている。

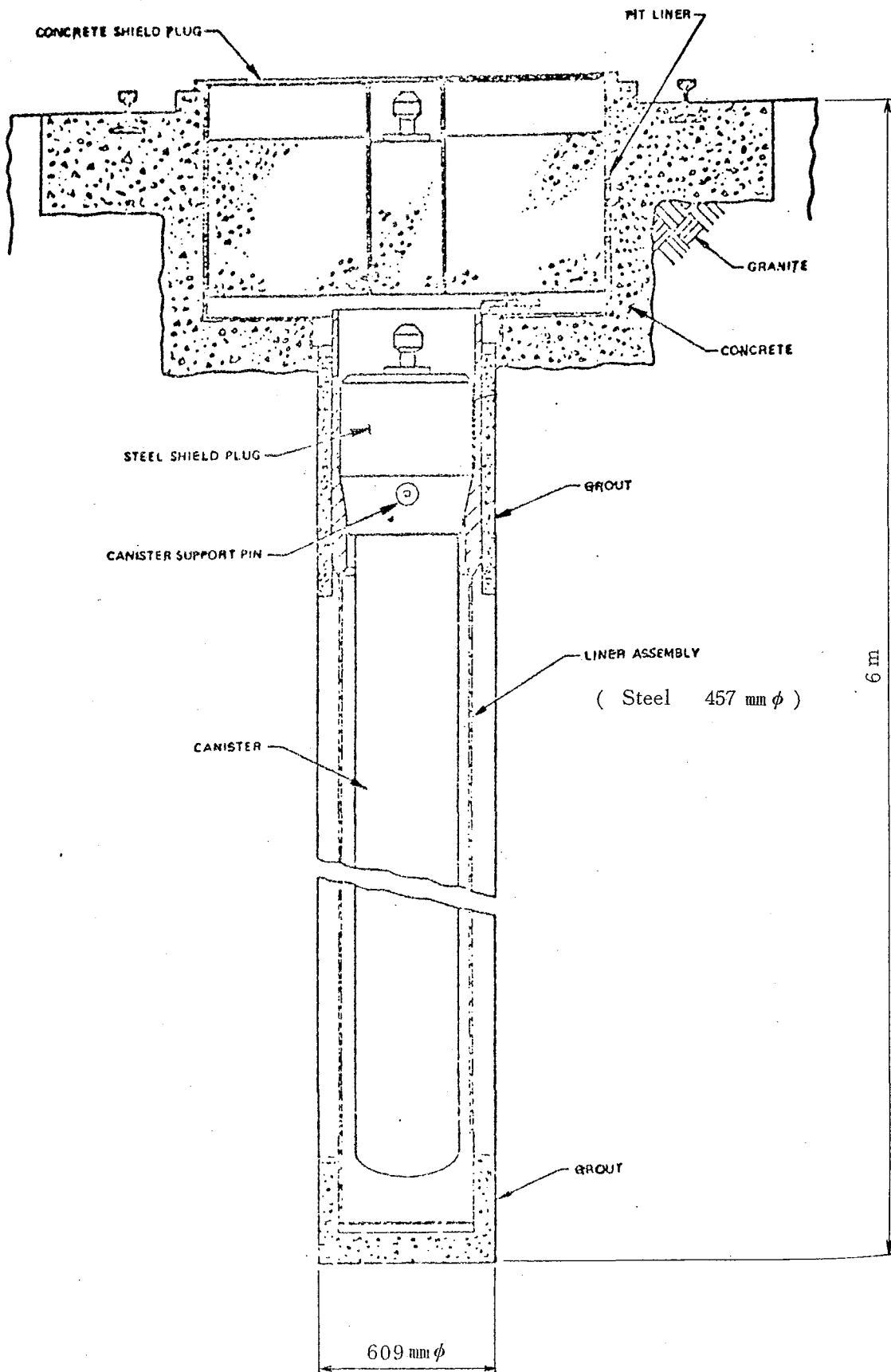




SPENT FUEL TEST LAYOUT IN CLIMAX GRANITE, NTS

--- Existing workings
— New construction





キャニスター収納孔以外に総長480mの探査ボーリング及び1147mの計器埋設孔のボーリングを行っている。岩盤温度、応力、変位が600カ所以上の点で、貯蔵期間中測定され、21点で放射能のモニタリングが行なわれている。487点の熱電対、18ヶの応力メーター（vibrating wire type）、26本のロッド、エキソテンソメーター（アンカーポイントは116点）、34本のワイヤー、エキソテンソメーター7点の3方向不連続節理変動メーター、手動読み取り式テープ、エキソテンソメーター、露点温度計2台、空気流量モニター1台が設置されている。これらの測定は、およそ5年間にわたって継続測定され、データはコンピューター処理されるようになっている。

Climax Siteでの貯蔵実験は、1978年6月～1980年2月までの間に設備の建設が行なわれ、1980年4月より貯蔵が開始された。貯蔵は、原子炉から取り出し後2～3年経過した使用済燃料で、初期の熱出力は約2kW、5年後には、0.7kW程度まで減衰するものである。キャニスター周辺の温度は、貯蔵開始後2ヶ月目で最大になり、140～145℃となったが、その後は（6～7月経過）80～85℃に下がっていることである。ここで、初期の岩盤温度は22.5℃程度とのことである。実験中の岩盤温度はどの部位でも100℃を越えないように設計しており、15×15mの四方の中では、初期の熱負荷は44W/m²（これは貯蔵における最も一般的な概念値である）と推定している。したがって前述した140～145℃という値は、恐らくキャニスター表面での温度ということになる。いずれにしてもこの温度は、Stripaとか英国で測定されたものほど高くないという点は注目される。

Climax貯蔵所周辺の地下水については、地表面下200m付近にあり、立坑を通じて表層地下水が滴下している。また、実験の行なわれている中央空洞には、3本程度の破碎帯があり、現在は水が出ていないが、掘削直後は多少水が出ていたとのことである。いずれにしても、廃棄物の貯蔵に対しての地下水の影響については、このSiteでは全く気にしていないといった感じである。これは、このSiteが永久処分地ではなく、一時的な貯蔵所であるということにも起因していると思われる。3～5年後には、これらのキャニスターは、取り出され（retrieve）E-MADに戻される予定になっている。

3.2 ニア・サーフィス・テスト・ファシリティ (Near Surface Test Facility)

Near Surface Test facility (NSTF) は、地質岩体である玄武岩体が商業用放射性廃棄物の埋設による熱と放射線による応力によりどのような影響を受けるかについて実規模で試験する施設である。試験では電熱ヒータと実廃棄物が使われることになっている。この試験が終了した時点で廃棄物は取除き、施設は解体される。

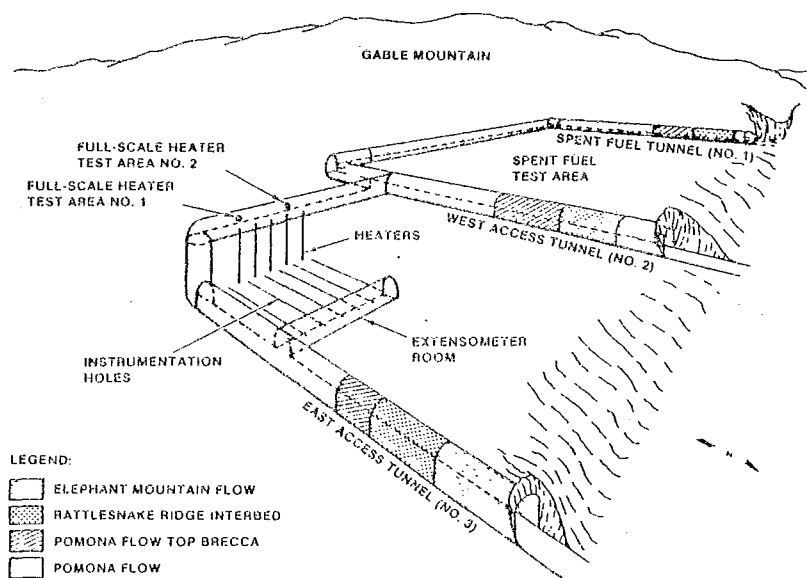
NSTFは、ワシントン州リッチランドの近くのハンフォード・サイトの中のGable Mountainに設置されており、Basalt Waste Isolation Project (BWIP)の一環として行なわれている。このプロジェクトは、U, S, DOE 委託を受けてRockwell Hanford Operations が運営を行っている。

目 的

- 玄武岩の原位置試験のための多目的施設の開発
- 玄武岩の運転条件、加速条件及び過負荷条件下におけるロックマスの熱的機械的(Thermo mechanical)挙動の調査
- 地下の玄武岩体中で実廃棄物キャニスタによる埋設、貯蔵及び取り出し技術の実証

概 要

- Gable Mountain は、ワシントン州南東部のハンフォード・サイトの中に位置する。
- NSTFは地表下150 feetで入口から750 feet入っている。



- NSTFは、Pomona Basalt Flowの表面から50feet下に位置している。Pomona Basalt Flowの年代は1200万年であり、厚さが150 - 180 feetある。
- 延べ掘削長さは3,330 feetである。
- Gable Mountainの頂上で海拔900 feetである。
- サイトの面積は約43エーカーである。

NSTFの諸元

- Portal Cuts : Tunnel Portals - 50,500 Cubic Yard。
- 入口高さ : 海拔655 - 670 feet。
- トンネルの形は、すべて馬蹄形である。

	Length (ft)	Cross Section (ft)	Volume Removed (cubic yds)
Tunnel #1	730	15 x 15	10,300
Tunnel #2	735	15 x 15	10,400
Tunnel #3	640	10 x 10	2,900
Spent Fuel Test Room	385	16 w x 28 h	7,800
Heater Test Room	350	17 x 17 23 x 23	6,500
Extensometer Room	165	14 w x 21 h	2,200
TOTAL	3,005		40,100

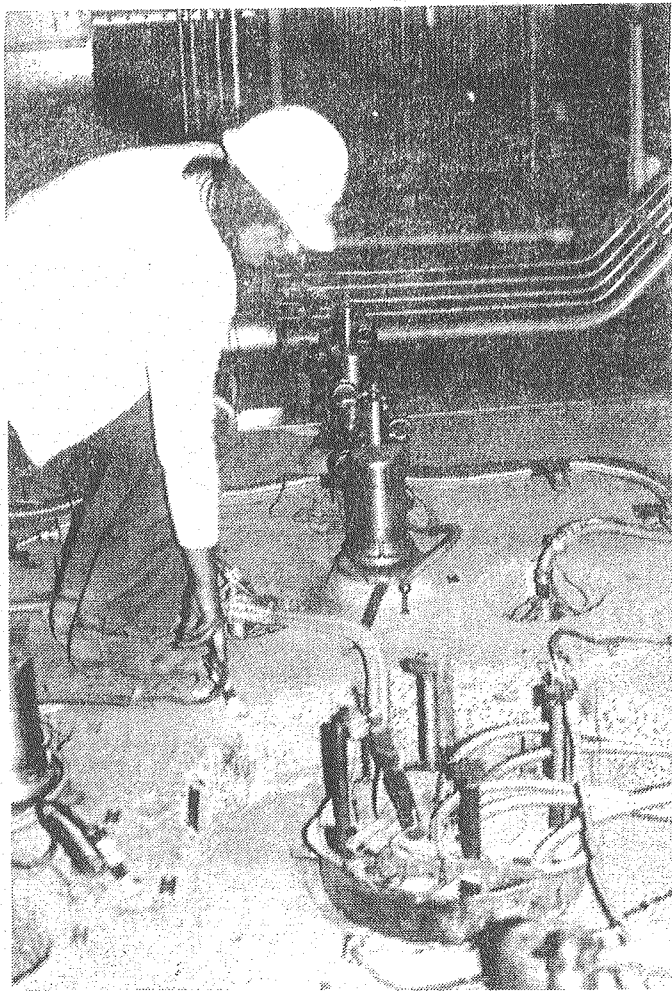
テストのプログラム

Phase I ヒーターテスト

- 実規模試験 #1 定常な運転条件2 kWの実規模キャニスターを模擬。
- 実規模試験 #2 過負荷条件・最大5 kWの実規模キャニスターを模擬。
- ブロックテスト #1 } ロック・マスの物性を温度と応力の関数として測定する。
#2 }

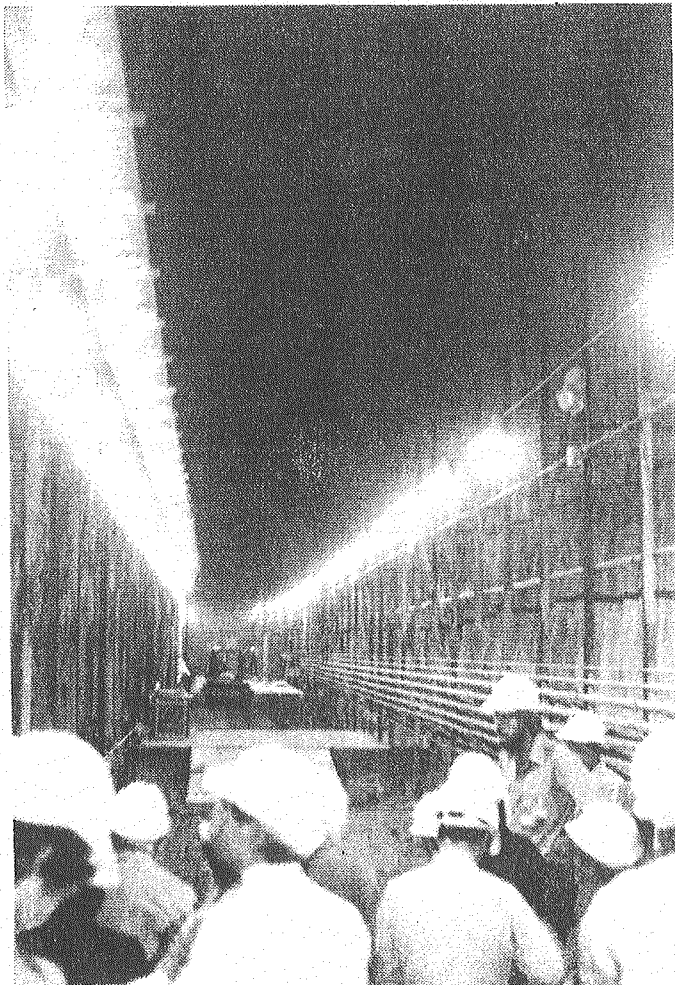
Phase II 使用済燃料テスト

- 使用済燃料テスト #1.#2
 実際の使用済燃料を用いて温度、圧力、放射線の影響に関するデータを集める。#1では1 kW、#2では3 kWの使用済燃料を用いる。
- ガラス固化体試験 ガラス固化体を使って使用済燃料テスト#2と同様の試験を行う。

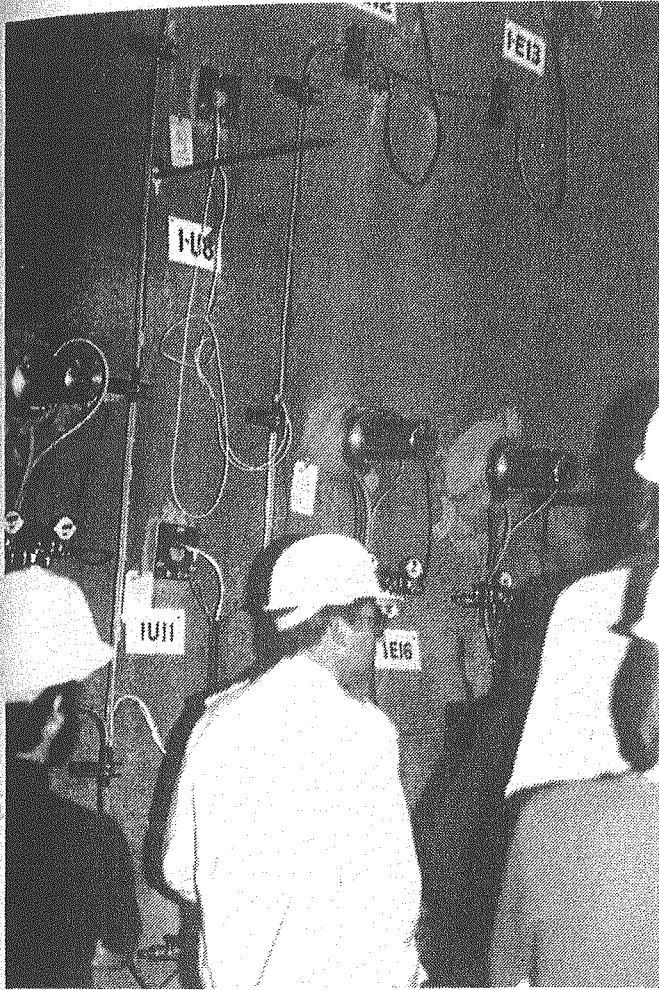


←岩盤内変位測定器等計測点

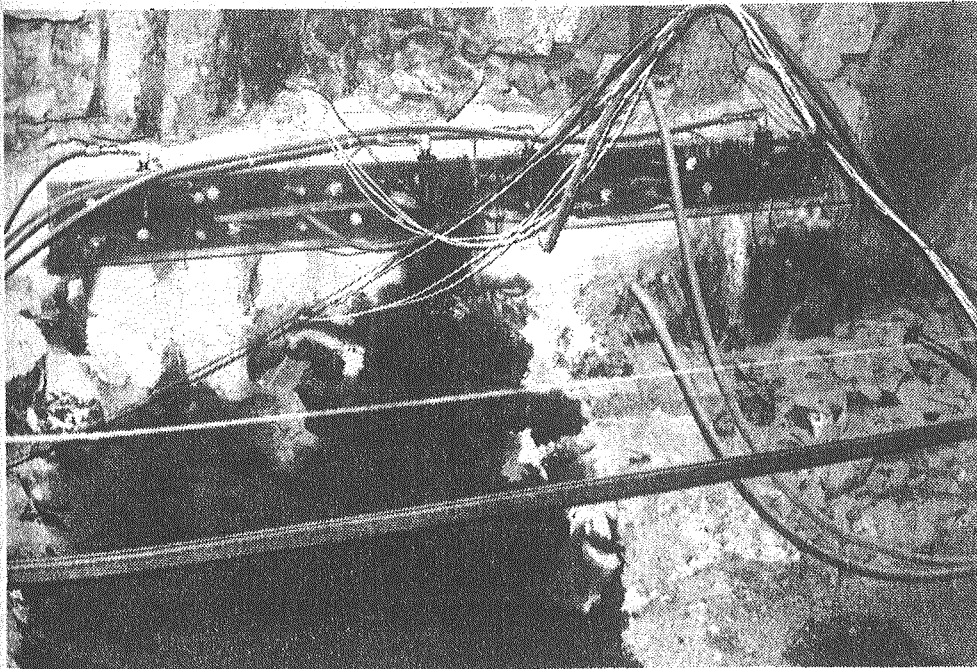
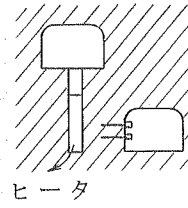
←模擬キャニスター



←使用済燃料試験用試験ルーム



温度，岩盤内変位測定



ブロックテスト

(Phase II キャニスター仕様)

寸 法：178ℓ×12.75 OD×0.25インチ (スケジュール40)

材 料：炭素鋼

収 容 数：キャニスター1本当り PWR 燃料1体あるいはガラス固化体1体

ライナー：16インチ・スケジュール40×16ℓ フィート

炭素鋼

ヒータ及び計装

	Heaters	Thermocouples	USBM Gauge	IRAD Gauge	Radiation Monitors	Displacement Gauges	Other
Full-Scale #1	8	161	12	18		22	
Full-Scale #2	1	212	16	22		29	
Block Test #1	29	127	4				6
Block Test #2	29	127	4				6
Spent Fuel #1		112	3	9	9	6	
Spent Fuel #2		112	3	9	9	6	
Vitrified Waste Test		112	3	9	9	6	

試験開始日程

実規模試験 # 1	1980年 6 月
" # 2	1980年 6 月
ブロックテスト # 1	1981年 5 月
使用済燃料テスト	1982年 春
ブロックテスト # 2	1982年 夏

3.3 カリフォルニア大学パークレー校

原子力工学科の、Pigford 教授を訪ねNRC及びEPAの基準についてディスカッションを行った。

席上、OECD/NEAニア・フィールド・ワークショップでのPNCレポートに対する反響、即ち、コンテナの寿命1000年に対する疑問について説明したところ、Pigford教授より次のコメントがあった。

- 1) 還流時間が10年以上あれば、確かに、コンテナの寿命を長くする効果は小さい。しかし、それはmigrationによる場合であって、halogen intrusion を考慮すると必ずしもそうではない。

- 2) また, migration の場合においても, 重要な因子である retardation factor に不確実性が大きいため, 1) と合せて考えると 1000 年というのは妥当であろう。
- 3) NRC の他の基準, 即ち, 浸出率 10^{-5} / 年, 還流時間 1000 年という値もデータの不確実性を考慮するとほぼ妥当と考える。

この NRC の基準に対する意見に関連して, EPA の基準及びその考え方の説明を受けた。概要は次の通りである。

E P A Safety Goal ;

LWR の使用済燃料 10^5 MT からの廃棄物を収容した処分場からの放射性物質が健康に与える影響 (ガン発生率の放射線による増加分) は, 10,000 年*1 間で 1000 人*2 とする。

Safety Standard

Safety Goal を達成するための放射性物質放出限界値

例えば, Pu-239 の場合, 使用済燃料 10^3 ton 当り 10,000 年間で 100 Ci である。

Table 1 参照。

この場合次のような仮定に基づいている。

- (1) 人口は, 10,000 年間で現在の人口の 3 倍となる。
- (2) 飲料水 600 ℓ / yr · person.

*1 1 万年で時間を限ることに関しては, まだ議論のあるところである。

*2 バックグラウンド (自然放射能) が 10,000 年間にわたって 1 mrem / yr 高いと米国におけるガンによる死亡者は 1×10^4 年間で 4×10^5 人の増加となる。

Table 1, — Cumulative releases to the accessible
environment for 10⁴ yr after disposal

	<u>Curies per 10³ Mg of heavy metal (i. e., original uranium in reactor fuel), Lil</u>
C --14	200
Sr --90	80
Tc --99	2000
Sn --126	80
I --129	900 (?)
Cs --135	2000
Cs --137	500
Ra --226	3
Np --237	20
Pu --238	400
each of Pu-239, 240, 242,	100
Am --241	10
Am --243	4

3.4 ローレンス・バークレー研究所 (L B L : Lawrence Berkley Laboratory)

(1) 出席者

LBL : Willium Thur
C. F. Tsang
Thormas Doe
Charlie Wilson
D. J. Watkins
K. Karasaki

Finland : H. Niine
E. K. Peltonen

Japan : A. Fujita (日揮, 現在U. C. Berkleg)
M. Makino (日揮)
K. Maekawa (三菱金属株)
M. J. Hwang (エネル総合工学研究所)
T. Mano (PNC)

(2) LBL説明

Dr. C. F. Tsang から LBL 全体及び Earth Sciences Division の活動について説明があったが 残念ながら Witherspoon には Washington D. C. に出張中で会えなかった。

また, Dr. T. Doe より, Fracture flow の modeling, D. J. Watkins より, Ultra large sample を使った Fracture flow に関する試験方法及び結果について説明があった。その概要を以下に示す。

(3) 日本の状況の説明

事業団より, 55年12月に出された放射性廃棄物対策専門部会の報告を中心に, 事業団が実施している研究内容及び今後の研究開発の方針について説明した後, 三菱金属から, 下川で実施中の輝緑岩に関する原位置試験の試験計画及び55年度の試験結果について報告した。

これに対して, LBLのメンバーから次のようなコメントがあった。

- 1) 研究計画そのものは, 他の各国と同様であり, 特にコメントはないが, その具体的な進め方が重要となろう。

- 2) Integrated Model については、LBLでも着目してやっている。
- 3) 研究開発を進めるに当って、それぞれの成果を有機的に組み入れていくようなプログラミングが必要であろう。

(4) 施設見学

LBLで実施している Ultra large sample による fracture flow 試験の試料及び装置を見学した。

試料は、寸法が94cm^φ×150 cm^Hであり、fractureのモードとして、切断したもの、新鮮な割れ、鉱物を含むもの等を選んで透水性の試験を行っている。

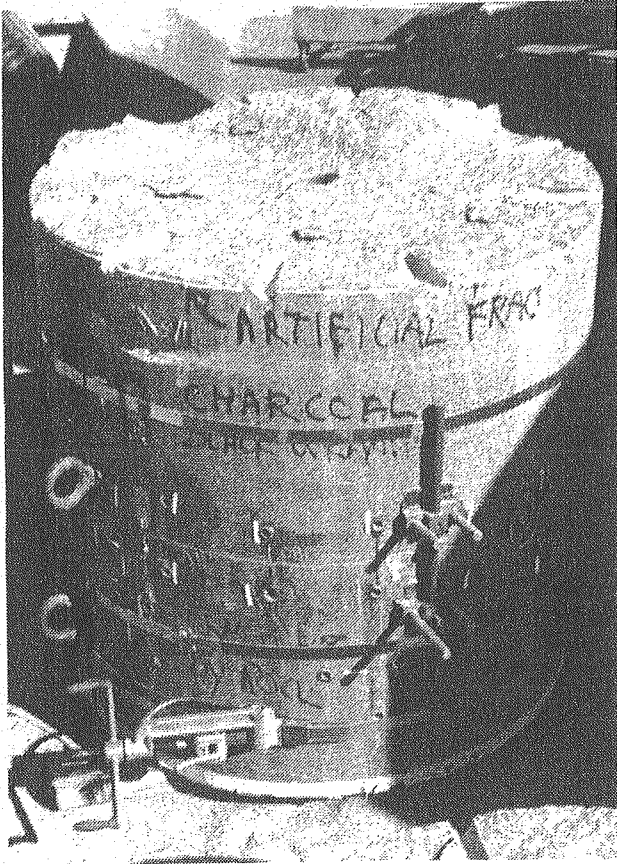
この方法のメリットは、

- ① 形状効果が無視でき、原位置との対応が取りやすい。
- ② 多くの計装が可能である。

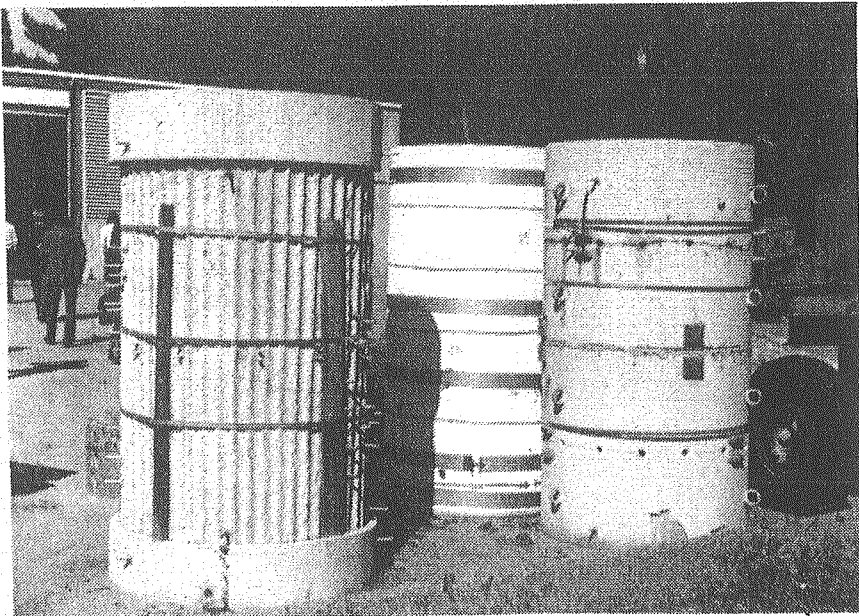
欠点としては、

- ① 試料の採取が難しい。
- ② 試料が高価である（繰り返し試験が出来ない）
- ③ 装置が大がかりである（LBLの場合、たまたま別目的の装置があいていた）

なお、本テーマの試験は、1～2年のうちに終了する予定とのことである。



Ultra large sample
人口的な割れ



Ultra large sample

附 録 1

ワークショップ報文要約

廃棄物処理場のニア・フィールドにおけるアクチニドの溶解度

D. Rai, B. J. Wood

放射性核種の放出と移動速度は、一般に浸出と吸着のデータを使ってモデル化される。このようなデータ、特に吸着のデータを採る試験では、不確かな、また、時によっては再現性のない結果が出る。逆に、溶解度の測定では、処分場からの放射性核種の放出率の最大値に関する情報を直接的に得ることが出来る。どのような核種もその溶解限度以上には溶けない。

これまで、最大放出率を出すための溶解度の研究は数多く報告されているが、処分場における地球化学的条件下でのデータはほとんどない。

ここでは、環境への最大放出率を求めるために、U, Np, Pu, Am の酸化物及び水酸化物の溶解度に関する実験データに溶液形成の熱力学的データを合せて考えた。玄武岩や花崗岩と接触する地下水の条件である、ほぼ中性で低い Eh では酸化物の溶解度は、 10^{-8} M (U, Pu), 10^{-10} M (Np), 10^{-11} M (Am) である。これらの濃度は、MPC より低いあるいは同程度なので、地球化学的環境下では放出率を現在認められているレベル以下に抑えることが可能である。硬質岩の処分場から10万年間に放出される量は、処分量のわずかに 10^5 分の 1 である。表面に近い酸化条件下では、Pu(IV) や Am(III) 化合物は大きく変わらないが、 UO_3 と NpO_2 はかなり溶けやすくなる。

地下水理系におけるアクチニド元素

Ingmar Grenthe and Diego Ferri

放射性物質は、地下水に溶け出し、運ばれることによって放射性廃棄物処分場から生物圏に放出される。有害な物質が人間に到達する量を予測するためには処分場のいろいろな構成要素が互いに、また、地下水と如何に作用するかを知る必要がある。このような解析の第一段階は、一般に熱力学的データを使った平衡特性を調べることである。ここでは、以下の項目について議論を進める。

- ① 地下水中におけるアクチニド元素の化学組成
- ② 地下水中におけるアクチニド元素の酸化還元特性
- ③ アクチニド元素の地下水への溶解度

使用済 UO_2 燃料の核種のソースターム

B. W. Goodwin, D. M. Wuschke, L. H. Johnson

カナダにおける核燃料の地層処分の概念は、先カンブリア期の結晶質岩の中の深地下空洞の中に廃棄物を隔離することである。放射性物質を環境中に放出するメカニズムとして最も起り易い事象は、地下水による輸送である。従って、環境分析の第1ステップとして放射性核種のソースタームを推定した。

今回の環境分析の研究で使ったソースタームでは、 UO_2 燃料マトリックスは深地層環境下においてウランの熱力学的溶解限度まで溶けるという仮定にたっている。このモデルは、CsとI以外のすべての核種のソースタームを求めるのに使っている。CsとIは、「instantaneous release」を考慮した項がさらに必要である。基礎的な実験により、このアプローチの正当性が示されている。

総合的なニア・フィールドモデルに必要なデータ

F. J. Pearson, Jr, C. R. Faust, A. Brecher and R. E. Wilems

ニア・フィールドにおいては種々なプロセスが重なり合っているために、Waste package や処分場の長期間にわたる性能を評価するためには、総合的なモデルが必要になってくる。これらの総合的なモデルで考慮すべきプロセスとしては thermal, thermomechanical, thermohydrogic, thermomechanical-hydrologic, thermochemical and radiochemical effect がある。そのモデルの中で考慮されなければならない様々なプロセスの組合せの程度は、攪乱要素（廃棄物あるいは開削）からの距離、評価する問題の大きさと処分してからの時間によって変ってくる。

Waste Package の総合モデルでは、前記の全てのプロセスについて各 Waste Package バリアの状態、あるいはおかれている条件を考慮して考えなければならない。処分場の総合モデルで考えなければならないのは、(1)人工物（バックフィルあるいはシールした孔、シャフト、ボアホール及び長期モニタリング用埋設物）(2)人工物の近く及びモデルの組合せが必要なまで廃棄物あるいは開削の影響が見られる範囲の岩盤 である。

ニア・フィールドのモデルとファーフィールドのモデルとは密接な関係がある。前者は、時間依存性の水理的な境界条件や自然にあるいは人為的な原因で生じるニア・フィールドの環境の攪乱を知るには後者によらなければならない。逆に、ニア・フィールドのモデルにより、ファーフィールドへの放射性核種や元素のフラックスが与えられる。

ニア・フィールドモデルでは、長期予測に伴う不確実性と予測に必要なデータの利用度との trade-off を考えることが必要である。

ここでは、総合的なニア・フィールドモデルの性質、ニア・フィールドモデルとファーフィールドモデルの境界、最後に、総合的なニア・フィールドモデルに必要なデータについて話す。

地下実験施設

カナダにおける核燃料廃棄物管理プログラム

G. R. Simmons

カナダの核燃料廃棄物管理プログラムの全体的な目的は、放射性廃棄物を安全に管理することである。研究開発プログラムは、深地層処分の概念を明確にし、処分の概念を実現するのに必要な技術を開発することを目的として進められている。現在研究を進めている主な地層は、先カンブリア期の貫入性結晶質岩層である。

選択された処分概念を進めるに当っては、デモンストレーション用の燃料処分場を設計し、許認可の後、オンタリオ地方のサイトに建設されることになる。これを行うには、サイトの選定、処分場及び周囲の地層の熱的、機械的、水理的、地球化学的挙動及び処分場のシーリングのための技術が確立されておらねばならない。地下実験施設（URL）は、これらの技術を開発し、評価するための中心となるものとして、Whiteshell Nuclear Research Establishment at Pinawa, Manitoba の近くに建設が予定されている。

URL での地下実験の包括的なプログラムは現在検討中であるが、次の分野での理解を深めることを目的としている。

- 1) 地下の周囲の温度およびもっと高温での岩石機構、水理地質及び地球化学
- 2) 処分孔の境界条件をコントロールする手段としてのシーリング技術
- 3) 地層中のモニタリングのための計装機器
- 4) 地層中における事象の数学的モデリング

いずれの実験も実際の核燃料廃棄物を URL に埋めることはしない。

それぞれの実験の計画立案には、Geomechanics, Hydrogeology, Geochemistry, Vault Sealing Program から技術及び数理解析の専門家が参加する。また、計画された実験から必要なデータを得るためには、geology, geophysics, analytical and testing laboratories 及び機器開発プログラムの人達の協力が必要である。

URL で計画されている試験は次の通りである。

- 1) Rock Mass に対する開削の影響 — rock mass への影響を見るために、計装を施して開削を行う
- 2) 開削損傷の評価 — いろんな開削法を使って、シャフトや坑道の進行に伴って生

じる rock mass の物性の変化を調べる。

- 3) ヒータ及び熱坑道テスト — rock mass の thermal mechanical な挙動の評価, 熱による割れや剝離の調査及び割れを含む岩盤物性の温度依存性を評価するための一連の試験
- 4) ブロックあるいはスラブテスト — 岩盤のバルクとしての変形及び熱物性を評価するため及び不連続な割れにおける hydrogeological and 地球化学的性質の温度・圧力依存性を調べるための一連の試験
- 5) Hydrogeology and Geochemistry 試験 — URL の建設による地下水位の低下の測定, 地下水の塩水性程度と組成の確認及び rock mass の透水性の方向性及び hydrodynamic dispersion parameter を求めるためにモニタリング及びボアホールのネットワークを張りめぐらす。
- 6) Flowing System Nuclide Migration Test — 水流のある割れ目中のトレーサの物質移動を調べ, かつその挙動を予測技術を開発するための一連の試験
- 7) シャフト及びボアホールのシールテスト — グラウト, シャフトシール及びボアホール・シール技術開発のための一連の試験
- 8) 大規模多目的試験 — すべての相関するシステムの挙動を予測するための数学モデルを開発し, 評価するために, 実現性のある果質中の処分場において考えられるほとんどの事象をとり入れた試験を1~2回

このプログラムの進展により, 我々のニア・フィールド現象及び処分場の設計及び安全性に及ぼす影響に関する理解が, 許認可関係者, 政府及び公衆に対して, オンタリオにおいて処分のデモンストレーションを行うに充分であると認めさせるまでに深まることを期待している。

花崗岩類におけるニヤフィールドプロセスと Release モデルについて

N. A. Chapman, P. J. Dudson, I. G. Mckinley and D. Savage

ニヤフィールドを構成する工学的バリヤ・システムは、多数あるバリヤ・システムの一部であり、又、廃棄物による影響をいろいろ直接コントロール出来るシステムである。ニヤフィールド構成要因を入念な実験計画のもとに実験を行えば、理論的に実際のな、release source term を予測することが出来る。即ち、廃棄物による“熱”が問題である時期、及び熱が問題とならなくなった後の時期における各種自然条件下での release 挙動が予測出来る。

此の論文では、硬岩で割目がある Granite の場合に適用されるニアフィールド・システムについて論じたもので、英国では室内実験用プログラムで裏付けしている。したがってガラス固化体の浸出現象を、ニアフィールド・システムに於ける地下水の溶解性に関連づけ得るので、廃棄物—岩石—地下水間の熱水的相互作用に関する実験の結果を source-term モデルのベースとしている。特に浸出した核種と悪条件となった Granite —破砕部や、ホスト岩体で高透水性の部分—との相互作用から得られた吸着に関するデータは、ニアフィールドでの或種の核種移行現象を求めるために利用されている。浸出核種が吸着の型で凝集する結果は此のモデルで説明出来る。廃棄物 2 次生成鉱物の成長をもたらすニアフィールド相互作用の効果および地下水化学作用を条件づけることが出来る効果についても述べた。

結晶質中における核種保留に関して岩石の割目中の鉱物と沈澱物
およびそれ等鉱物の影響について

B. Allard, S. A. Larsson, E. L. Tullborg, M. Karlsson,
K. Andersson and B. Torstenfelt.

割目のある母岩に埋設した放射性物質から放出された核種の移動に関するモデルでは、岩と放出された核種間の化学反応に関するインプットが必要である。その結果、環境条件下の地質媒体に吸着する核種に関する研究が世界中の廃棄物貯蔵プロジェクトで行われている。

或種の核取込みに関して、関係のある化学的、物理的パラメーター（地下水の成分、温度、核凝集、時間等）のもつ影響のみならず、代表的な Host rock と目されている岩石およびその成分鉱物の研究が行われている。しかし、核種移行は、主として岩石内の割目通して行われ、岩石成分鉱物より、割目内生成物の方が、どの程度化学的核種保留力を持つことになるかを定めるものである。

少なくとも、次の3種の鉱物が割目の中に発見されると考えられる。

- ① 固化物或はキャニスターを原因とする処分場近傍で生ずる沈澱物 例えば、金属水酸化物（Pb, Cu, Fe等）
- ② 地中水を原因とした沈澱物 例えば、炭酸塩、核酸塩（Calcite, dolomite, prehnite, chloprite, Zeolites等） 但、Host rock の成分鉱物と地下水が接触して生成したものではない。
- ③ Host rock 風化や環元による生成物（粘土鉱物） 例えば、金属水酸化沈澱物の構成は勿論、廃棄物のマトリックスとキャニスターの材料に直接関係するもので、地下水を原因とした沈澱物は、開坑や埋戻をともなった地層処分の進行で影響を受けた地下水流や地下水成分の変化には直接的に関係はないものと考えられる。

此の論文では、次の様なデータを示した。

- 結晶質岩の割目中の天然鉱物、特に地下水を原因とした沈澱物
- キャニスター材を原因とする場合、考えられ得る沈澱生成物
- 此等沈澱物を包含した地下水で被はれる岩石面での或種核種の吸着

結晶質硬岩中の処分空洞に関するニヤフィールド熱帯留と熱応力
解析について

K. K. Tsui, A. Tsai and C. F. Lee

The Canadian Nuclear Fuel Waste Management Program では、Canadian Shield の深成岩中に地下 1 km の深度で処分空洞の開坑を行っている。此のプログラムでは The ATOMIC ENERGY OF CANADA LIMITED への ONTARIO HYDRO の技術協力として、処分空洞のニヤフィールド挙動に関する放射性崩壊熱の影響についての研究を進めている。

- ① IW (固化廃棄物) 空洞, IF (使用済燃料) 空洞の周辺岩盤における熱応力的応答を埋設後の初期 50,000 年について求めた。
- ② 岩石熱応力的観点からみた 2 種類の廃棄物埋設概念の差。2 種類とは、床面に設けた垂直孔中に廃棄物を埋設した場合と側壁の水平坑に埋設した場合
- ③ 熱による割目発生プロセスと経時解析をもとにした熱破碎 (熱による割目発生) に対する処分空洞周辺岩盤の感応度
- ④ 処分空洞のニヤフィールドにおける熱応力的挙動に関して、非線型、3 次元的材料のもつ影響の評価。

研究の結果、空洞の熱応力的安定性に関しては、水平方向に大きな応力が発生することがわかった。しかし此の程度の応力状態は Ontario では通常であり得るもので、土被りにより空洞周辺岩盤に生ずる垂直応力の約半分である。

岩石における熱による経時的破碎或は、割目発生について考えられる熱による割目発生機構と過程を例をあげて集約し検討した。

放射性廃棄物処分場のニアフィールドの硬岩のクリープ変形の重要性

James D. Blacic

硬岩中に掘削した空洞中の放射性廃棄物の長期間の隔離を保証するためには、これらの岩石の長期的健全性と輸送特性を知ることが必要である。通常の短期の工学テストでは、例えば水のある応力腐食や、限界に近いクラックの成長のような全ての現象を知ることにはできない。

処分場の運転期間を越えると歪率は $10^{-12}/s$ となる。我々は処分場のニアフィールドの条件下で、花崗岩、玄武岩、凝灰石の脆性クリープ破壊の性格を評価した。非常に低い歪率に適用できるデータは少ないが、最近の概念設計のパラメータに基づいて硬岩中ではクリープ破壊の可能性のあることを示した。

高レベル放射性廃棄物処分場の環境条件では岩石のクリープ変形には3つの基礎的メカニズムがある。

1. 時間による外張マイクロクラッキング
2. ゆっくりと連続するまたは突然の摩擦による滑りや不連続
3. 弱いまたは熱弾性的に不安定な物質の変形

水は3つのメカニズム全てに非常に重要な影響を与える。例えば、水に漬けた花崗岩の25°Cの一軸クリープ破壊時間は乾燥下のそれと比べて2ケタ低くなる。乾燥条件下で得られた実験室データを外挿して考えると、処分場の運転期間後は硬石の圧縮強度は、30~50%、引張強度は100%まで低下すると思われる。水の存在はこの劣化を促進する。

適用できるデータは少ないから、処分場を設計するまでに硬岩の脆性クリープ変形について更に詳しく研究しなければならないが、重要な複合効果を評価するのは急には不可能である。例えば、マイクロクラッキングが拡大すると時間につれて熱伝導率が低下し、時間の影響を組込まない予測モデルよりも高い岩盤温度になる。

プレカンブリア期の基盤岩中の使用済燃料処分場の安全評価
におけるニアフィールド解析の重要性

E. K. Peltonen (Technical Research Center of Finland)

高レベル放射性廃棄物処分の放射性安全性は、マルチバリアシステムを使って達成しようとしている。これは2つの重要な要素すなわち工学バリアと地質バリアから成る。

全ての安全評価を実施するため、異なるニアフィールド現象と工学バリアの挙動に特有のモデルが必要となる。更に、工学バリアが効果的な隔離システムとなるかどうか重要な問題である。その問題はサイトや概念に個有であると同時に一般的でもある。

ここでは、プレカンブリア期基盤の場合の諸問題を明らかにするためフィンランドで実施された研究の途中経過を報告する。使われるモデルと開発項目を示し、更に、データの必要性和妥当性を論ずる。工学バリアの一般的な隔離能力を判定するため、以下の解析を実施する。すなわち、放射性インパクトを仮定し種々の移行シナリオを使って、処分場からの核種の許容放出率と工学バリアに必要な機能を得る。工学バリアの能力と全体的安全性におけるその役割に関する途中経過を報告する。種々の現象と適用モデルの完成の重要性を論ずる。

クライマックスにおける使用済燃料試験のニアフィールドの
熱伝達：実測値と計算値の比較

Lawrence Livermore National Laboratory

DOE ネバダテストサイトのクライマックス花崗岩体の使用済燃料試験では、深地層内における使用済燃料の貯蔵と再取出しのフィージビリティを試験する。地表面下 420 m の 3 本の坑道に、11 の使用済燃料体が 6 の熱的に等価な電気ヒータと 20 の周囲のガードヒータと共に配列されている。この配列は、多数の廃棄物キャニスタのニアフィールドへの影響を模擬し、岩盤への熱、単独の影響および熱と電離放射線の影響を評価できるように設計された。

使用済燃料と電気ヒータからの熱伝達を調べるため、温度の計算と測定を実施した。使用済燃料試験の形状と熱源強度に対応した計算をし、配列間の各所で熱電対によって測定した値と比較した。空間的にはその比較は使用済燃料キャニスタから配列の外側数 m までを含む。時間的には、埋設から数年の試験の初年度分である。

放射性廃棄物処分時の発熱によって処分場を横断する亀裂内に自然対流が誘発されて生じる放射性核種の移動

A. Barbreau, A. Coudrain, P. Goblet, J.M. Hosanski, G. de Marsily

1. 本研究は E. C. およびフランス原子力委員会の共同出資によるものである。
2. 放射性廃棄物処分サイトの安全性解析をする場合には、廃棄物の発熱の影響を考慮しなければならない。自然対流による水の循環はこれに接触した核種の媒体となり得る。
3. 均一に分布する亀裂の微量の透水性よりも、処分場を横断する主要断層の存在やそれに伴う亀裂の偏在の方が危険性が高い。解析モデルは、鉛直な面と断層を持ち、適当な発熱量のサイトを想定した。
4. 数学的な解析モデルとしては、亀裂内の浸透流と熱移動を計算でき、岩塊内の熱伝導をも計算できるモデルとした。
5. 核種の挙動は処分場から地表への動きが卓越する。
6. 下記のパラメータの影響を試算した。
 - 亀裂の間隔と透水率
 - 水と岩の相互作用によって起り得る遅れ
 - 核種が溶出する時と場所

放射性廃棄物処分場近傍での高温下の水文学的条件における水の挙動

D. W. Pollock, E. G. Lappala

1. 永遠に浸透流が存在する領域に立地する高レベル放射性廃棄物処分場を評価し管理するには、処分場内外の水、水蒸気、空気、熱の挙動を把握することが必要である。このような、混在する流体と熱の移動システムを定量的に把握する問題は、非線形で非均質なモデルの方程式に帰着し、これは、数値解析によらなければならない。

2. 上記の問題を解析する数値モデルは実験データで検証し、種々の熱的、水文的条件について、数百年後までシミュレートした。

乾燥、半乾燥状態の環境における許容熱負荷の決定に重要な下記の点についてシミュレートした。

- (1) 自然放出率
- (2) 処分場と地表との距離
- (3) 不飽和領域の水文学的特性
- (4) 促進要因の大きさ、期間、頻度

浸透流および移行モデルを用いた放射性廃棄物処分場のホストロックの解析

R. G. Baca, R. L. England, D. W. Langford

1. near-fieldにおける放射性廃棄物処分の適性は、host rockの特微的な水文特性と工学バリアの設計に関連する地質工学的なファクターに最も支配される。処分場埋戻し後の数百年間は host rock と廃棄物の擾動 (perturbation) を種々に誘発する点で、最も危険度が高い時期である。この期間は、放射性廃棄物の崩壊熱が host rock に熱応力を生じさせるだけでなく、水と廃棄物と岩の相互作用をも低下させてしまう。near-field の水文学的条件下での熱の影響は、地下水流の浮揚性の点でも重要である。地下水流の浮揚性 (buoyancy) は、host rock 内の廃棄物の浸透度を強める傾向を持っている。
2. 最近の解析モデルは、亀裂がありポーラスな媒体中の浸透流と移行プロセスを両方シミュレート可能なようになってきている。これらのモデルによって、near-field における熱伝導、地下浸透流、核種移行の相互作用の基礎的な研究が可能である。このモデルはワシントン州 Hanford site において Columbia River 玄武岩に立地する処分場に適用されてきた。

このモデルの主要テーマは以下の3つである。

 - (1) 卓越的な浸透流の道筋の推定
 - (2) 核種の移行度と host rock および backfill 材との関係のシミュレーション
 - (3) far-field モデルに拡大適用するための核種浸出率の限界値の研究
3. 本報告は、host rock の適性を前もって評価するために研究されたものである。コンピュータ解析モデルは、Grande Rondo 玄武岩層中の Umtanum 玄武岩脈に焦点を考えている。熱伝導、浸透流そして核種移行の非定常解析によって、処分システムの near-field における挙動を計算してきたが、その結果は、バリアの重要な設計因子となっている。

ニアフィールド現象の実験と評価：ベルギーの取組み

R. Heremans, A. Bonne, P. Manfroy

放射性廃棄物を長期的に保持できる岩体として、1975年以来地下深物の第三紀粘土層が調査されている。

岩石と廃棄物の相互影響は、可能性あるサイトで実施されたコアドリリングのサンプルを使って始められた。最初の実験研究の主要目的は間隙水を含む粘土の特性調査だった。同時に粘土の特性に及ぼす温度と γ 放射の影響が調査された。また、腐食や浸出試験が実施され、粘土物質の吸着性能が特に着目された。

1979年粘土採掘場の浅い所で実規模の模擬体を使って熱伝達試験が開始され、現在は同じ場所で原位置腐食試験が実施されている。ニアフィールド現象の最終的な実証試験は今から2年以内に開始されるだろう。選択された粘土層の地下220 mに設けられる地下施設は現在建設中であり、運転開始は1983年に予定されている。

実験室、屋外 (field)、原位置 (in situ)、実サイト (in place) 試験の結果は、一般に確立されたシステム解析の種々のモデルに導入されている。サイトの最終的安全評価では、決定論的および蓋然性のある評価研究が複合されるだろう。

溶結凝灰岩内の放射性廃棄物処分場周辺の温度と応力

Parrish, D. K., Waldman, H., and Osnes, J. D.

RE/SPEC Inc. Rapid City, SD 57709

地表面下 800 m, 地下水面下 330 m の溶結凝灰岩内の放射性廃棄物処分場のフィージビリティを評価するため, 有限要素の熱応力モデルが使われた。これらのモデルは, 間隙水の蒸発や岩盤の割目の効果を含んでいる。

現実の蒸発プロセスは非常に複雑で, 十分に複合された熱水力学モデルが必要になるとの認識を踏まえて, 使用済燃料処分場の周辺の温度分布を求めるために, 2つの単純化モデルが開発された。しかし, これらのモデルはいずれも現実の解釈に適合できるものではなく, 凝灰岩の熱力学的挙動における異なる掘削率や全体の熱負荷の影響を評価するために有効であった。間隙水の蒸発(沸騰)は最初は温度上昇率を減ずるが, 脱水後の熱特性の変化のため熱を速く伝える沸騰モデルは, 間隙水の蒸発のない(沸騰しない)モデルよりも高い温度になり, 速く冷却される。2,3次元の有限要素モデルは廃棄物埋設孔を除いて, 実質的に同じ温度を計算する。従って, 使用済燃料からの熱による凝灰岩の熱力学反応の解析には2次元の熱解析で充分である。

掘削とその後の熱による力学的影響を評価するためには, 健全な岩石と割目にDrucker-Pragerの破壊基準を組み込んだ平面応力有限要素モデルが使われた。応力が破壊基準の一つに達した領域の大きさは, 温度分布により, 温度分布は全体の熱負荷と間隙水の蒸発の関数となる。掘削中の応力再分配を予測するモデルによると, ルームの壁面の破壊領域は小さい。この領域はその後の熱負荷によってわずかだけ広がる。

凝灰岩内放射性廃棄物処分場の廃棄物パッケージに対する
温度環境の影響のパラメトリックスタディ

SAND 81-1260 A

J. K. Johnstone, W. D. Sundberg, J. L. Krumhansl

凝灰岩内放射性廃棄物処分場の廃棄物パッケージに対する時間によって変化する温度環境の影響のパラメトリックスタディが実施されている。まず、我々は対象廃棄物パッケージを、廃棄物、キャニスタ、オーバパック、バックフィルから構成されるものとした。また廃棄物は商業用の高レベル廃棄物 (CHLW) か使用済燃料とした。バックフィルの厚さは、122 cmの直径の埋設孔に対して40 cmとした。

変化するパラメータは、キャニスタ出力 (CHLW でキャニスタ当たり 2.16kW と1.08kW, 使用済燃料でキャニスタ当たり 0.55 kW), 面積当りの発熱密度 (100, 50kW/acre), バックフィルの熱伝導率 (0.30, 0.75, 1.1 W/m°C), 凝灰岩の熱伝導率 (1.55, 2.40 W/m°C) である。埋設孔の直径は 122 cmか61cmとした。熱的特性は温度依存性を持つものとした。2次元、軸対称の有限要素熱伝導モデルを使って、キャニスタ中心面の半径方向温度分布を計算した。全ての温度状態は 100 年まで計算され、いくつかのケースは1000年まで計算された。

廃棄物パッケージ要素 (特にバックフィル) の長期的安定性は、熱的・地化学的環境によって推論される。対象地下水の組成は周囲条件下で良質のものである。pHは中性か微塩基性である。Ehは不確定である。ナトリウム (~0.1) に対しカリウムの重量比が高いことから、水は富カリウム水に分類される。

システム解析によると、与えられた熱負荷に対する温度分布はバックフィルの熱伝導率に非常に影響を受ける。最も厳しい条件は商業用の高レベル廃棄物によるものである。ある場合には、廃棄物パッケージの熱水条件のためバックフィルの組成部分が分解し、その結果その後の崩壊熱によってバックフィルの組成や鉱物に重大な変化が起きる可能性がある。使用済燃料の場合には、それ程厳しくはなく、バックフィル組成の熱化学的変化は小さくなる。

岩塩ドーム処分場に関する安全性研究における開放孔
および閉鎖孔のバリア効果のモデル化

R. Störck, R. Buggemann, S. Hassain, T. Podtschaske

ドイツ連邦共和国ベルリン工科大学

ドイツ連邦共和国の「核燃料サイクルのバックエンドに関する安全性研究」(PSE)は、ゴルレーベンの塩ドーム中の核廃棄物処分場の安全性を扱ったものである。今日までに、作業段階で開放式鉱床中に水が流入した後に生じる放射性核種の処分層からの流出のアセスメントを行なう努力が、若干ではあるが払われてきている。

廃棄物固化体から水の流入場所への放射性核種の移動のモデル化を行なうに当たって、まず明確にしなければならないのは、廃棄物を充填した孔 (Bore hole) のバリア効果である。これらの孔は、高レベルおよび中レベルの廃棄物を収容しており、これら廃棄物は熱を生成する。孔は、充填の工程が進行中のためにまだ開放されているものもあれば、充填が完了した後に層状にした塩および塩—コンクリートの蓋で閉じられているものもある。

これらの孔のモデルをつくることによって、廃棄物固化体から回廊への核種の移動を明らかにし、それにより、回廊—モデルのための基礎式を得ることができるようになる。さらに、孔のモデルによって、ろ過流体の温度や補充に関するろ過モデル作成のための条件がいくつか得られることにもなる。

環状のすき間の収斂など、開放式の孔の (変化の) プロセスを明らかにするために、このすき間を通る流体の流れや孔の表面からの塩の溶解に関する調査も行なわれてきており、また、閉じた孔については、廃棄物固化体を通る流体の流れや誤って浸出する状態になった後での孔のシーリングの調査が行なわれてきている。

これらの調査にもとづいて、開放および閉鎖状態における孔のモデルが開発され、あふれた処分場の全体のモデル化に応用されている。廃棄物固化体についての単純なるろ過モデルを仮定した場合の回廊中への流出に関する予備的な計算の結果を示す。

岩塩中の柔軟性のある破砕面 (fracture) に関する諸条件の考察

M. Wallner

岩塩は、一般的にその柔軟性のゆえに、開いた割れ目の存在を防ぐ性質をもっている。この好ましい性質は、この物質が、漸動変形によって応力の蓄積を減らすことができることからくるものである。したがって、実際の条件下で岩塩に柔軟性のある破砕面が生じるのは、一定の状況の時だけに限られる。ここでは、塩層中に破砕面が生じてひろがるための条件と、その破砕面を治すプロセスについて検討する。

岩塩の破砕面の強度を確かめるための広範な実験プログラムが実施された。以下では、これらの実験結果を要約して示し、圧縮されている漸動破砕面に関する基準案について説明する。

ダイナミック・ネットワーク (DNET) モデル—岩塩の溶解過程における
岩塩の溶解速度を求め、フィードバック効果を織り込むためのモデル

R. M. Cranwell

ニューメキシコ州 87185, アルバ

カーク, サンディア国立研究所

James E. Campbell

コロラド州 80215, レークウッド,

INTERA 環境コンサルタント

放射性廃棄物が、深い地層中の廃棄物処分場から表面まで移動して来る場合の起り得る手段は、溶解して地下水によって運ばれることである。岩塩層中の処分場の場合には、廃棄物が地表に浮び上がるためには、まず、処分場のまわりをとり囲んでいる岩塩層の全部または一部が溶解することが必要である。この塩の溶解のプロセスのはじまりは、塩を囲んでいる比較的浸透性のない岩石の裂目や割れ目を通るか、あるいは掘削や採掘などで不注意に貫入した部分を通して水が岩塩層に達することによって起ることも予想される。

サンディア岩塩層危険探知法プログラムは、核規制委員会の資金で賄われる事業であるがその一部として、ダイナミック・ネットワーク (DNET) モデルが開発され、処分場近辺での放射性廃棄物の循環性地下水への流出に影響を及ぼし得る塩の溶解および塩の漸動などのプロセスの調査が行なわれた。この DNET モデルは、また、熱膨張、陥没、裂目の生成、および裂目の閉鎖など、処分場の近辺で生じるフィードバック・メカニズムの効果を調査するためのシステムティックな手段ともなるものである。これらのメカニズムは、塩の溶解のプロセスを加速したりあるいは減速したりする作用をもち、したがって、放射性物質の流出の可能性を高めたりあるいは低めたりし得るものである。

DNET では、このサンディア危険探知法プログラムのための基準現場として用いられる仮説的フロー・システムにほぼもとづいたネットワーク・フロー・モデルが用いられている。DNET は、塩の溶解率に影響を及ぼし得るフィードバック・メカニズムを調査するために開発されたものであるので、このシステムの水圧に関する諸性質は、時間と共に変化させることができる。

処理された高レベル廃棄物の温度域での岩塩中の水分
およびガス成分の移動現象

Robert Jockwer

ミュンヘン/石川環境研究所

深層研究室 / 学術部

テオドルーホイス通り 4,

D-3300 ブラウンシュヴァイク

高レベルの放射性廃棄物の処分に用いられる岩塩層は、少量の水を含んでいる。この水はその殆んどが、少量のポリハリットまたはキーゼリット鉱物と結合しているか、あるいは結晶境界面に吸収されているかのいずれかである。ドイツの塩ドームの岩塩中の負の結晶内部の流体包有物としての水は無視できる量である。その他、岩塩中には、 H_2S 、 CO_2 および気体炭化水素などの気体分も含まれている。

半減期の長い放射性核種の分布や移動に関して、これらの水分および気体分の浸透割りは重要である。その理由は、これらの成分が廃棄物の容器あるいは廃棄物から生成した固形状の物質と相互に作用し合い、また放射性核種の移動の媒体となり得るためである。

処分用孔の近辺の温度は $100^\circ C$ より高いため、解放生成物は、すべて気相を保っている。これらの生成物は、総圧、分圧、温度、湿度に勾配がある結果、微細なき裂や粒子間のすき間を通じて結晶境界面に移動してくる。岩塩中のこれらの解放生成物の移動現象を計算し、孔の中に放出・蓄積される量を推定するための式が開発された。多孔性、浸透性、拡散性など、この計算に必要なパラメーターは、実験室で岩塩の標本を用いて決定した。

モデル空洞中でのMLW/LLWと岩塩の相互作用の
シュミレーション研究

Wolfgang R. Fischle

ドイツ連邦共和国での低レベルおよび中レベル廃棄物の処分に関して従来とられてきた方法は、ドラムの中に充填してセメントで固めるというやり方である。こうしてできたものは、処分場内へ運ばれ、塩の部屋の中へ収められる。

BMFTの資金によって行なわれている研究プロジェクトでは、この投棄法に代る方法の調査研究が行なわれている。

「地下空洞中での MLW/LLW の貯蔵および固化」という名称のもとで、空洞中にセメントと放射性廃棄物を混ぜたものを直接充填して固めるプロセスの試験も行なわれている。

この方法の利点は、次の通りである。

- 空洞のスペースをより有効に利用できる。
- 輸送の経路が短くなる。
- 要員を節減できる。
- 放射能の残る危険が少くなる。
- コストを低くすることができる。

試験の最初の段階で、この方法のフィージビリティが確立された。

但し、地下での移動、硬化、温度上昇、およびろ過の関係については、まだ疑問が残っている。

これらの疑問に答えるためには、ASSE 鉱山での現場試験が必要不可欠である。海拔 800 メートルの約15メートル地下に、5つの10m³の小さいモデル空洞を掘坑した。

このモデル空洞の目的は、温度計算モデルのテストを行ない、固化体と塩の間の相互作用を調べることにある。

研究のテーマとしては、次のようなことが挙げられる。

- 新しいコンクリートの性質
- 硬化の過程での固化体中の温度の変化

— 固化体上の温度

— 荷重の結果としての周囲の岩による圧力

— 固化体のテスト・コアに対する機械的性質および水力的性質に関する実験室研究

これらの空洞を充填するための調査対象となる混合物は、次のようなもので構成されている。

— セメント 1 ・ペレット 1

これは、液状廃棄物を入れたもので、空洞内での水和作用による熱の発生を抑える。

— 特殊セメント

熱の生成が少く、硫酸塩に対する抵抗力が高いもの。

— メークアップ水

余分な水による孔の形成および溶解を抑える。W/C比は少く保たれる。

— 補助添加物

1000メートル以上の垂直降下による移割が予想される。この移動中に起り得る事故に対処する時間を早めるために、液化剤および抑制剤を添加する。

空洞の充填条件はさまざまである。

第1の空洞

空洞は、1回の注入で完全に充填する。

第2および第3の空洞

空洞は、注入の間に一定の間隔を置いて、層状に充填する。これらの層の間の温度の相互作用は、この方法で求められる。

第4および第5の空洞

前の試験の経験や測定値にもとづいて、注入は混合物にして行なう。

充填生成物と岩層の間の温度の均衡が得られた後、テスト・コアを固化体からとり出して、機械的性質や水力的性質を調べる。

核廃棄物処分場用岩塩層の熱クリープ分析

R. A. A. Todeschini, I. Kadar, C. L. Ww

核廃棄物処分用地下処分場の開口部の設計は、岩の力学的分析に大きく左右され、それによってさまざまな構造の設計がきめられることになる。この調査では、設置された廃棄物は、設置してから数年後に引き出すことを前提にして、各種地下室の構造の相対的なメリットを検討する。廃棄物パッケージを引き出すことができるかどうかは、地質的クリープが設置室の天井、床面、および壁面が内側へずれてくるような空間の変形あるいは閉塞の問題に関係する。分析は、在来式の室一柱掘削法を用いた1レベルおよび2レベル掘削に関して行なった。熱力学的負荷に応じて粘土シームおよび無水石膏層をともなう岩塩層媒質の中に掘削した一室および多室システムの分析も共に行なった。水平に粘土質がはさまれて断続しており、また弾性のある無水石膏層を含むような岩塩層の性質は、有限要素分析法に適している。したがって、この研究では、時間に応じた室内変形の問題を解くために、汎用有限要素法を用いることにする。この研究では、塩の熱力学的反応は、2次クリープ構成関係を用いてモデル化し、それに非線型温度依存性の材料行動を組み込んで分析を行なう。このクリープ・モデルでは2次クリープによって生じる変形が支配的であると仮定して、1次クリープの反応を無視することにする。

分析の結果は、変形プロット、温度、等応力・等圧力線プロット、温度時間変化、および全室閉塞の時間的変位グラフなどの形で示す。

岩塩層処分場中の室内反応を予測する能力を査定する場合 の水準基標 (Benchmarking) の果たす役割

R. V. Malalucci, H. S. Morgan, R. D. Krieg

ニューメキシコ州アルバカーキ, サンディア国立研究所

要旨

アルバカーキのサンディア国立研究所 (SNLA) は、廃棄物隔離パイロット・プラント (WIPP) プロジェクトを支援するために、性能アセスメント法を開発中である。この開発には、室内反応計算のために用いられるコンピュータ・コードが正確であり信頼できることを確かめるための手段も含まれる。最終コード条件を限定するためには、実験は究極的には必要なものであるが、実験だけで必要な信頼性を確かめることはできない。これには、いくつかの理由がある。第1に、各種の非線型性は、遊離して個々に調べることができない。第2に、獲られるデータが少く、しかも誤りを多く含みやすい。第3に、長期的な結果を得るために必要な資金・資源は、ぼう大なものとなる、ことである。実験による実証試験に先立つものとして有用且重要なのは、コードの相互比較である。この比較によって、コードが、その所定の機能の範囲内で境界値の問題などを解決する能力をもつという信頼性を確保することができる。この目的のために、今日までに2つの水準基標問題が解決されている。これらは、WIPPに関する室内反応計算の問題に似ているが、実際にはきわめて具体的な境界値の問題である。

この論文では、参加者が岩塩層処分場内の代表的な部屋の反応を計算するように求められた2回目の水準基標調査の概要を示す。この問題には、ニューメキシコ州南東部のWIPP現場の27層の層位の利用が含まれていた。この層位は、岩塩、無水石膏、ポリ岩塩、これら3つの混合物、高粘土岩塩およびクレーン・シームで構成されている。この研究で用いる7つの有限要素および1つの有限差異コードは、ANSALT (ドイツ連邦共和国のBG他), DAPROK (SNLA), JAC (SNLA), MARC (ベクテル・ナショナル社), MARC (SNLA), REM (セラタ・ジオメトリック社), SANCHO (SNLA), SPECTROM (RE/SPECC社), および STEALTH (サイエンス・アプリケーションズ社) である。

この論文では、水準基標調査に用いられる考え方および手段に力点を置いた。これには問題の定型表示および出力指定、参加者の選択、問題の記述が厳格に守られることを

保証するためにとられる手段，データ収集および処理手順，中間および最終評価に用いられる方法，結果の食い違いの解決，きわめて異種のコンピュータでのコード実行の連用効率を比較するために用いられる方法の検討などが含まれている。関係しているコードの間の可変性を明らかにするために，代表的な結果例を示した。論文は，最後に，WIPP プロジェクトに関する室内反応を予測するコードの能力の信頼性を確立するために，条件限定の過程の完了に必要な追跡調査の概要について述べている。

緩衝材 / バックフィル材の熱的性質とニアフィールドの
熱影響領域における影響

H. S. Radhakrishna and K. K. Tsui

Ontario Hydro, Toronto, Canada.

要約

核燃料廃棄物処分場内のニアフィールドの温度領域は、廃棄物容器を取り囲む媒体の熱特性と廃棄物の充填特性に依存する。温度上昇および温度勾配が種々の処分場の構成要素の地質力学的性能および地質化学的性能に影響を与える。従って、温度特性を考慮してバックフィルならびにバッファの材料を選らばなければならない。

本論文は、ベントナイト、カオリナイト、イライトおよびゼオライトの熱特性について、鉱物学的組成、密度、含水量、温度などの条件をいろいろ変化させて研究所で研究した結果を述べたものである。想定した処分場に関するニアフィールドの熱解析が行なわれ、処分場のニアフィールドの温度分布に与えるバッファやバックフィルの熱特性ならびに含水量の重要性が時間の関数として示されている。

高レベル廃棄物の地層処分隔離性能に及ぼすバリア効果の評価

S. Masuda, T. Mano (PNC)

M. Makino, T. Ikeda (JGC)

高レベル廃棄物の地層処分における隔離性能につき、固化体、工学バリア、地層の各々のバリア効果の評価するためにパラメータスタディを実施した。

廃棄物パッケージ、埋め戻し材等を含む固化体、工学バリアの効果を感度解析するために、ニア・フィールド現象の評価用に次のパラメータを選んだ。即ち(1)浸出開始時間：工学バリアがまわりの地下水に浸食され、閉じ込め機能が喪失し、固化体が地下水と接触するまでの時間、(2)浸出時間：固化体から環境へ放射性核種が放出されている期間。

ファール・フィールド現象の評価のために次のパラメータを選んだ。即ち(3)核種の移行距離、(4)地下水流速、(5)核種の滞留因子、(6)核種の拡散係数。

隔離性能は摂取毒性指数を用いて表し、それは個々の核種につき飲料水中の最大許容濃度で割った値として定義され、本研究では、地下水流に沿った放射性核種移行計算用のMGRATコードによって評価した。

本解析では、上述のパラメータを広範囲にふらせたパラメータ・サーベイを行い、例えば浸出開始時間については $1 \sim 10^7$ 年、浸出時間については $10 \sim 10^7$ 年の範囲を振らせている。

熱的、熱応力、熱水力、熱化学、放射線化学的效果の様な実際のニア・フィールド現象はここで採用したモデルに比べて非常に複雑な現象であるが、この研究で採用した広範囲なパラメータ巾はそれ等の現象を充分カバーしていると云える。

隔離性能の目標値を設定し、各々のパラメータ値の許容組合せを検討し、各々のパラメータ値についての研究目標値を示すことができた。

廃棄物パッケージの性能評価研究

D. H. Lester

Science Applications, Inc.

本論文は、地層処分場における高レベルおよび TRU 廃棄物パッケージに関する寿命の見込みと仮定した事故での核種の漏洩挙動を評価するために行なった研究を述べたものである。研究の問題点は、個々の現象のモデルを総合し処分後の廃棄物パッケージの挙動の推定を行なうための既存データを用いるという点にある。

使用した評価コード“BARIER”は、パッケージの挙動を表示するための計算を行なうために開発されたものである。BARIER モデルは、パッケージの完全性に与える廃棄物の熱発、処分場の静岩圧および静水圧、ならびに、コロージョンの影響を考慮している。パッケージが破損した後の核種の漏洩の計算は、核種の溶解度、バックフィル中の拡散および核種の吸着の影響を考慮して行なわれている。この計算は、一般に時間ゼロでの水びたしの処分場を基準としているが、この結果をきびしさを欠く、現実的シナリオに関連させる仕事が残っている。この結果は、パッケージの寿命を短かい側に推定する傾向にある。

BARIER を用いた計算は、リスクの評価のために後にもっと複雑なモデルを必要とするが、計画の案内と予備設計の指針を与える。このコードに関する研究は、もっとすぐれた解析モデルに必要なデータと条件の視点を与えた。長期間の腐食機構を温度と放射線場の影響としてとらえた。またバックフィル材の性能についての分析の必要性が考えられた。

予備的な検討では、長期にわたる隔離を廃棄物パッケージの設計で可能となることが示された。

廃棄物処分空洞におけるボアホールからの核種の拡散モデル

S. Cheung and G. W. Bird

二重シリンダーからの二次元拡散の解析を行った。これらの式は核燃料廃棄物の処分穴としてボアホールの設置概念をモデル化して使われている。計算結果は、バッファーマテリアルの外端での拡散によるフラックスが、放射方向のみしか考えない場合よりおよそファクター2だけ小さいことを示した。同時に、バッファ어의半径方向の厚さが、0.25 m以上になること、及び、設置の深さが、処分室の床より1 m以上低くなることは容器が破損した場合、放射性核種のフラックスを低減させるためにほとんど効果を持たないことが示された。

附 録 2

ワークショップ出席者リスト

OECD/NEA WORKSHOP ON NEAR-FIELD PHENOMENA
IN GEOLOGIC REPOSITORIES
FOR RADIOACTIVE WASTE

Dr. B. M. Allard
Department of Nuclear Chemistry
Chalmers Univ. of Technology
41296 Gothenburg
SWEDEN

Dr. R. G. Baca
Rockwell Hanford Operations
P.O. Box 800
Richland, WA 99352

Mr. A. Barbreau
Commissariat a l'Energie Atomique
Institut de Protection et de
Surete Nucleaire CSDR
Boite postale N° 6
F-92260 Fontenay-aux-Roses
FRANCE

Dr. J. D. Blacic
Los Alamos National Laboratory
P.O. Box 1663
Los Alamos, NM 87545

Dr. W. Bocola
Comitato Nazionale per l'Energia Nucleare
Laboratorio Rifiuti Radioattivi
CNEN-CSN Casaccia
CP 2400
I-00100 Roma
ITALY

Dr. H. C. Burkholder
Office of Nuclear Waste Isolation
Battelle Memorial Institute
505 King Avenue
Columbus, OH 43201

Mr. J. L. Cambon
Geostock
Tour Aurore
Cedex N° 5
92080 Paris La Defense
FRANCE

Mr. T. J. Carmichael
Rock Sciences Section - Civil Research Dept.
Ontario Hydro Research Division
KR 253 - 800 Kipling Avenue
Toronto, Ontario M8Z 5S4
CANADA

Dr. N. A. Chapman
Institute of Geological Sciences
Building 151
Harwell Laboratory
Didcot, Oxfordshire, OX11 0RA
UNITED KINGDOM

Mr. S. Cheung
Atomic Energy of Canada Limited
Whiteshell Nuclear Research Establishment
Pinawa, Manitoba R0E 1L0
CANADA

Dr. Michel Couairon
Commissariat A L'Energie
Atomique (C.E.A.)
C.E.A./Andra
31-33, Rue de la Federation
75015 Paris
FRANCE

Dr. R. M. Cranwell
Sandia National Laboratory
Division 4413
Albuquerque, NM 87185

Dr. Ing. W. R. Fischle
Gesellschaft fur Strahlen- und
Umweltforschung
Institut fur Tieflagerung
Schachanlage ASSE
D-3346 Remlingen
FEDERAL REPUBLIC OF GERMANY

Mr. Kenji Fukumitsu
Shimizu Construction Co.
16-1 Kyobashi 2-chome
Chuo-ku, Tokyo
JAPAN

Dr. F. Gera
ISMES
Via T. Taramelli 14
I-00197 Roma
ITALY

Mr. P. Goblet
Ecole des Mines de Paris
Centre d'Informatique Geologique
35, rue Saint-Honore
77305 Fontainebleau
FRANCE

Dr. B. W. Goodwin
Atomic Energy of Canada Limited
Environmental & Safety Assessment Branch
WNRE
Pinawa, Manatoba ROE 1L0
CANADA

Prof. I. R. Grenthe
Department of Inorganic Chemistry
Royal Institute of Technology
S-100 44 Stockholm
SWEDEN

Mr. R. H. Heremans
Centre d'Etude de l'Energie Nucleaire
(CEN/SCK)
Boeretang 200
B-2400 MDL
BELGIUM

Dr. M. J. Hwang
Senior Engineer
The Institute of Applied Energy
33rd Mori-Building
3-8-21 Toranomon
Minato-Ku
Tokyo
JAPAN

Mr. Takashi Ishii
Shimizu Construction Co.
16-1 Kyobashi, 2-Chome
Chuo-ku
Tokyo
JAPAN

Mr. H. Issler
NAGRA
Parkstrasse 23
CH-5401 Baden
SWITZERLAND

Mr. A. T. Jakubick
Rock Sciences Section - Civil Research Dept.
Ontario Hydro Research Division
KR 258 - 800 Kipling Avenue
Toronto, Ontario M8Z 5S4
CANADA

Dr. C. Jaoun
Societe Generale des Techniques
Nouvelles
St.-Quentin-en-Yvelines
FRANCE

Mr. B. S. Jensen
Risø National Laboratory
DK-4000 Roskilde
DENMARK

Dr. N. Jockwer
Gesellschaft für Strahlen- und
Umweltforschung
Institut für Tief Lagerung,
Theodor-Heuss-Strasse 4
D-3300 Braunschweig
FEDERAL REPUBLIC OF GERMANY

Dr. P. Johnston
Division of Radiation Protection
and Waste Management
Nuclear Energy Agency
38, Bd. Suchet
F-75016 Paris
FRANCE

Dr. J. K. Johnstone
Sandia National Laboratories
Division 4537
Albuquerque, NM 87185

Dr. Fred D. B. Karlsson
SKBF/KBS
Box 5864
S-102 48 Stockholm
SWEDEN

Mr. R. Koopmans
Rock Sciences Section - Civil Research Dept.
Ontario Hydro Research Division
KR 258 - 800 Kipling Avenue
Toronto, Ontario M8Z 5S4
CANADA

Dr. R. H. Koster
Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH
Institut für Nukleare Entsorgungstechnik
Postfach 3640
D-7500 Karlsruhe 1
FEDERAL REPUBLIC OF GERMANY

Dr. D. H. Lester
Science Applications, Inc.
P.O. Box 2351
LaJolla, CA 92038

Mr. Kazuhio Maekawa
Mining Engineer
Mitsubishi Metal Corp.
1-5-2, Otemachi
Chiyoda-ku
Tokyo
JAPAN 100

Mr. Tadashi Mano
Waste Management Office
Power Reactor & Nuclear Fuel
Development Corp.
1-9-13 Akasaka
Minato-ku
Tokyo
JAPAN

Mr. M. Makino
Team Manager, Nuclear and
Process Eng. Dept.
JGC Corporation
14-1
Bessho 1-chome Minami-ku
Yokohama 232
JAPAN

Dr. P. Masure
BRGM
Dept. De Genie Geologique
BP 6009, F-45060 Orleans
Cedex
FRANCE

Dr. R. V. Matalucci
Sandia National Laboratories
Division 4512
Albuquerque, MN 87185

Dr. C. McCombie
NAGRA (Nationale Genossenschaft fur de
Lagerung Radioaktiver Abfalle)
Parkstrasse 23
CH-5401 Baden
SWITZERLAND

Prof. J. K. Miettinen
Department of Radiochemistry
University of Helsinki
Unioninkatu 35
SF-00170 Helsinki 17
FINLAND

Dr. Anthony Muller
Division 4413
Sandia National Laboratory
Albuquerque, NM 87185

Mr. Heikki Niini
Geological Survey of Finland
Kivimiehentie 1
SF-02150 Espoo 15
FINLAND

Dr. D. K. Parrish
RE/SPEC, Inc.
P.O. Box 725
Rapid City, SD 57709

Dr. W. C. Patrick
Lawrence Livermore National Laboratory
L-204
P.O. Box 808
Livermore, CA 94550

Mr. E. K. Peltonen
Technical Research Centre of Finland
Nuclear Engineering Laboratory
P.O. Box 169
SF-00181 Helsinki 18
FINLAND

Dr. W. K. F. Pitz
Deutsche Gesellschaft zum Bau und Betrieb
von Endlagern für Abfallstoffe mbH (DBE)
Postfach 1169
D-3150 Peine
FEDERAL REPUBLIC OF GERMANY

Mr. H. S. Radhakrishna
Rock Sciences Section - Civil Research Dept.
Ontario Hydro Research Division
KR 258 - 800 Kipling Avenue
Toronto, Ontario M8Z 5S4
CANADA

Dr. D. Rai
Battelle Memorial Institute
Pacific Northwest Laboratory
P.O. Box 999
Richland, WA 99352

Mr. G. L. Rigby
Atomic Energy of Canada Limited
Whiteshell Nuclear Research Establishment
Pinawa, Manitoba ROE 1L0
CANADA

Dr. P. P. Rossi
IsmeS, Viale G. Cesare
29, 24100 Bergamo
ITALY

Mr. K. R. Shultz
Atomic Energy Control Board
P.O. Box 1046
Ottawa, Ontario K1P 5S9
CANADA

Mr. G. R. Simmons
Atomic Energy of Canada Limited
Whiteshell Nuclear Research Establishment
Pinawa, Manitoba ROE 1L0
CANADA

Dr. Ing. R. Storck
Inst. für Kerntechnik
Technische Universität Berlin
Marchstrasse 18
1000 Berlin 10
FEDERAL REPUBLIC OF GERMANY

Dr. R. A. Todeschini
Research and Engineering
Bechtel Group, Inc.
P.O. Box 3968
San Francisco, CA 94119

Mr. K. K. Tsui
Ontario Hydro
700 University Avenue
Toronto, Ontario M5G 1X6
CANADA

Mr. D. S. Tsyelenaoc
International Atomic Energy Agency
PO Box 100
1400 Vienna
AUSTRIA

Dr. Peter Herpmann
Gesellschaft für Strahlen-und-Umweltforschung
Institut für Tief Lagerung
Schachtanlage ASSE
D-3346 Remlingen
FEDERAL REPUBLIC OF GERMANY

Dr. Ing. M. Wallner
Bundesanstalt für Geowissenschaften
und Rohstoffe
Stilleweg 2, Postfach 51 01 53
D-3000 Hannover 51
FEDERAL REPUBLIC OF GERMANY

Dr. R. E. Wilems
INTERA Environmental Consultants, Inc.
11999 Katy Freeway, Suite 610
Houston, TX 77079

Mr. B. J. S. Wilkins
Atomic Energy of Canada Limited
Whiteshell Nuclear Research Establishment
Pinawa, Manitoba R0E 1L0
CANADA

附 録 3

作 業 部 会 報 告

附 録 4

PNC 発表論文及び質疑応答

附 錄 5

LAWRENCE BERKELEY LABORATORY
EARTH SCIENCES DIVISION
OVERVIEW