

高レベル放射性廃棄物地層処分施設の概要と その熱的問題の検討

DESIGN STUDY ON A GEOLOGICAL REPOSITORY WITH RESPECT TO HEAT GENERATED FROM HIGH LEVEL RADIOACTIVE WASTE FORMS

石井 卓*・樋田吉造**・今津雅紀***・新谷貞夫****
By Takashi ISHII, Yoshizo UTSUGIDA, Masanori IMAZU
and Sadao ARAYA

The Geological Disposal is a method of isolating high level radioactive wastes in deep geological formations. Disposal tunnels at depth of 1000 m were studied with respect to mechanical stability and seismic stability, and the layout of the repository was conceptually designed for efficient operations. After 30 yrs. cooling storage waste forms can be buried at intervals of 8 m, and after 100 yrs. they can be buried at intervals of 2 m. This paper has been presented in order to offer some considerations concerning heat generated from waste forms and to design a appropriate geological repository.

まえがき

わが国の原子力発電所の工学的安全性については、過去30年の実績から充分裏付けられる状況にあると考えられるが、放射性廃棄物の処理処分については、研究・開発すべき技術的課題が多く残されている。

使用済み核燃料から有用なウラン、プルトニウムを回収する再処理工程で生じる高レベル放射性廃液は、使用済み燃料に含まれている核分裂生成物 (Ru, Cs, Sr 等) とアクチノイド元素 (U, Np, Pu, Am 等) および再処理工程で使用する試薬品などを含んだ酸性溶液であり、わが国ではこの廃液をホウケイ酸ガラスによって安定した固化体 (以下、「高レベル廃棄物固化体」あるいは単に「固化体」と称す) にする方法で処理することが考えられている。

高レベル廃棄物固化体の発生量は少ないものの、きわめて高い放射能を有し、かつ半減期の長い放射性物質を

含むので、それらによる環境の汚染と公衆の放射線被曝を防止する目的で長期間にわたって生物圏から隔離する必要がある。高レベル廃棄物固化体は放射性物質の崩壊熱によって発熱するので、放射能および発熱量がある程度減衰するまでの間、冷却のため貯蔵を行い、その後最終的な処分によって生物圏から隔離する。処分法としては宇宙空間処分等も考えうるが、地下数百メートルより深い地層中に埋設処分する地層処分法がもっとも有力である。

地層処分は高レベル廃棄物を生物圏から隔離するためのバリア (障壁) としての工学的な処置 (ガラス固化体、容器、充填材等の人工バリア) と地層という天然バリアとによる隔離能力で対応する処分方法であるが、そのためには地下深部まで高レベル廃棄物固化体を安全に搬送、格納、埋設するための処分施設が必要である。地層処分施設の設計については各国とも概念設計の段階であり、スウェーデンの KBS プロジェクト¹⁾、米国の ONWI²⁾・BWIP³⁾・WIPP⁴⁾ 各プロジェクトをはじめとしてカナダ⁵⁾、西ドイツ⁶⁾ 等で研究が進められている。

地層処分技術の検討課題には、次のような研究開発項目が考えられる。

① 固化体を地上で受け入れて確実に地下深部の処分施設へ格納できる運搬格納設備の開発。

* 正会員 清水建設(株) 土木本部技術部
(〒104/東京都中央区京橋 2-16-11)

** 正会員 清水建設(株) 大崎研究室
(〒100/東京都千代田区内幸町 2-2-2 富国生命ビル)

*** 正会員 工修 清水建設(株) 大崎研究室
(同上)

**** 動力炉・核燃料開発事業団 核燃料部廃棄物対策室長
(〒107/東京都港区赤坂 1-9-13)

② 人工バリアのうち固化体中の放射性核種の密封性を高めるためのもの（ガラス固化体および容器、オーバパックと称する密閉容器、充填材）についての材料や加工技術の開発および耐久性、密封性の研究。

③ 地層中に存在する割れ目の多い部分や施設の建設に伴って性能劣化した岩盤部分を改良する人工バリアの開発。および処分施設を埋設処分するための充填材の開発とその施工方法の開発。

④ 処分施設を地下深部に建設する際、掘削によって周囲の岩盤のバリアとしての性能が劣化する問題の評価。および岩盤を劣化させずに施設を建設し、施設の安定性を確保する技術の開発。

⑤ 固化体はその発熱量が減衰するまで冷却貯蔵してある程度の発熱をするので、処分施設周辺の岩盤や地下水が加熱されることによる影響に関する問題。

⑥ 岩盤の中を浸透する地下水が固化体中の放射性核種を地表の人間環境へ輸送しうる能力の調査・試験・評価に関する研究。

上記の課題のうち③～⑥の項目は土木工学に深く関連する課題である。本報の前半では上記課題の①、④に関する概念的な検討として、施設の運転に関する機能面の検討および施設の安定性・耐震性の検討を行って、施設の概要を明らかにする。⑤および⑥の項目に関連する地下水問題の解析的検討の報告もいくつかあるが^{7),8)}、本報の後半では⑥に関連する熱的な問題に重点を置いて報告する。なお、熱的な問題は冷却貯蔵期間の最適化や人工バリアの研究の基礎データとなる熱的環境の予測にも関連する問題である。

1. 地層処分施設の概要⁹⁾

(1) 地層処分に要求される機能

貯蔵を目的とする施設には保管記録の保存・施設外への放射性各種漏出防止・監視・施設の性能低下時の復旧といった機能が要求されるのに対し、処分を目的とする施設への要求機能としては放射性核種の生物圏からの隔離機能のみが本質的なものと考えられている。ただし、地層処分施設に高レベル廃棄物固化体を搬入・格納・埋設する運転期間中においては前者の機能も要求されてくるので、施設的设计に際しては運転期間中と閉鎖後の2つの時期における要求を満たすものとして検討が行われなければならない。

(2) 高レベル廃棄物固化体の概要

高レベル廃棄物固化体の仕様は確定していないが、使用済み燃料1tを再処理した場合に生じる高レベル廃棄

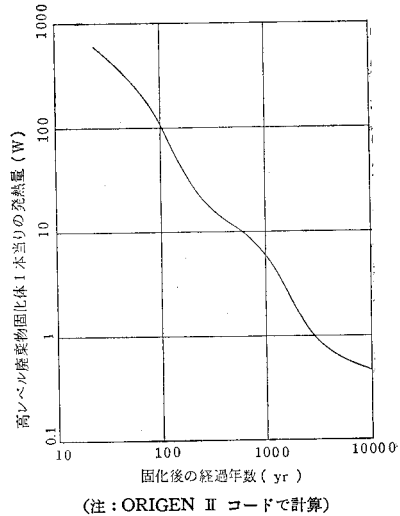


図-1 高レベル廃棄物固化体の発熱量の経時変化

物を外径約 400 mm、高さ約 1400 mm の円筒形ステンレス容器に容積約 0.11 m³ のガラス固化体として封入することが考えられており、重量は約 500 kg である。

平均的な燃焼条件として PWR 型軽水炉において次の条件で年間 275 日間づつ 4 年間発電し、

燃料濃縮度：3.5%

比出力：30 MW/MTU

燃焼度：33 000 MWd/MTU

炉から取り出した燃料を 3 年間冷却した後に実施する再処理において U・Pu の大部分が回収された後に残る放射性物質を再処理後 1 年で固化体にした場合、固化体 1 本あたりの発熱量は図-1 に示すような減衰特性を示す。たとえば固化直後では 1 本あたり 1900 W であったものが、30 年後では 490 W、100 年後では 110 W、500 年後では 12 W に減衰する。したがって、30～100 年の貯蔵を経て埋設すれば処分後の温度上昇は固化直後の処分の場合よりも、かなり低く抑えることができる。

(3) 地層処分施設的设计条件

a) 単位施設規模

原子力発電量の将来予測等を参考にして高レベル廃棄物固化体の発生本数を推定すると、最盛期には年間 2500 本以上の発生が予想される。初期 10 年間の発生本数は少なく、累積で 10 000 本程度である。地層処分施設の単位施設規模は 10 000 本で考えることとする。この規模の施設であれば西暦 2000 年ころまでの累積発生量を収容可能である。

b) 施設の運転取扱い数量

1 日あたりに施設が受入れ可能な固化体数は 12 本とした。年間稼働日数 220 日で年間発生量に対応できる。

c) 高レベル廃棄物固化体の冷却貯蔵期間

固化直後の固化体の発熱量はかなり大きいので、各国とも 20~40 年の貯蔵によって発熱量の減衰を待った後に処分を実施することで計画している。100 年程度冷却をしながら貯蔵を行えば発熱量が相当小さくなって、同規模の施設に多数の固化体を収容できる。また、500 年程度の後には、固化体中の核分裂生成物の放射能は著しく低下し、取扱いは容易になる。地層処分施設の概念的設計の条件としては 30 年間で標準として設定する。なお、処分施設における冷却管理を伴う最終貯蔵が 100 年および 500 年となる場合も想定する。

(4) 処分トンネルの形状・配置

高レベル廃棄物固化体を地下深部に埋設する方法として、地表付近から大口径の深部ボーリングを多数施工して、孔底部に埋設する案も海外では考えられているが、確実に地下深部に搬送格納するには地下深部に埋設作業用の処分トンネルを設ける案のほうが優れている。処分トンネルにおける搬送作業や埋設作業をスムーズに行うことを配慮するならば、スウェーデン KBS プロジェクト¹⁾の提案に代表されるような“トンネル床面下処分ピット内格納型”が最も標準的なものである。この他にも処分ピットを深くして固化体を多段積み格納する案や、処分トンネル相互の間を水平な大口径ボーリングで連絡させてこの水平孔の中に固化体を格納する案が考えられるが、本報告では 図-2 に示すような処分トンネルおよび処分ピットの形状を標準的なものとする。

処分トンネルの断面の大きさは、固化体を搬送格納埋設する機械装置の建築限界に近づけてできるだけ小さくすべきであるが、現時点では機械装置の諸元は明確になっていない。概念的な検討として高レベル廃棄物固化体の形状、重量および所要の遮蔽容器等を考慮して搬送機械の設計を行い 図-2 に示す断面寸法とする。

処分トンネル相互の間隔については、日比野ら¹⁰⁾の提案を充分満たす条件として離間距離をトンネル幅の 2 倍(中心間隔 10.5m)とする。

処分ピットの形状・寸法はピット内を埋め戻すための充填材やオーバパック(漏出抑止のための二重容器)等の所要厚、ピットの掘削やピット内固化体格納作業の施工性を考慮して決定すべきである。充填材やオーバパックについてはバリアとして要求される性能を決められる段階がないので遮蔽性のみについて検討を行う。処分トンネル床面における線量率が 1.25 mrem/h 未満になるために必要な充填材厚さを QAD コード¹¹⁾(点減衰積分法に基づく高速中性子およびガンマ線の遮蔽体内透過計算コード)を用いて計算し、処分ピットの深さを 4 m に設定する。

(5) 処分深度

高レベル廃棄物からの放射性核種の漏洩はガラス固化体、ステンレス容器、オーバパック、充填材等の人工バリアによって 1000 年程度の抑止は可能であると考えられるが、それ以上の長期の隔離機能は天然バリアに期待することになる。天然バリアとしての地層には 図-3 に示すような機能が要求されるので、できるだけ深い地層中に高レベル廃棄物固化体を埋設することが望ましい。

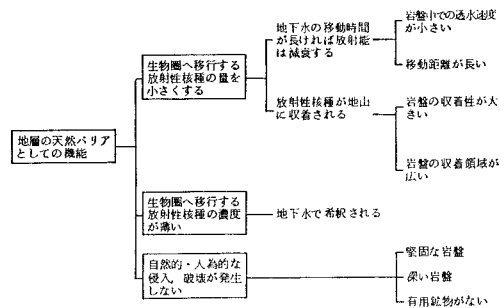


図-3 地層の天然バリアとしての機能

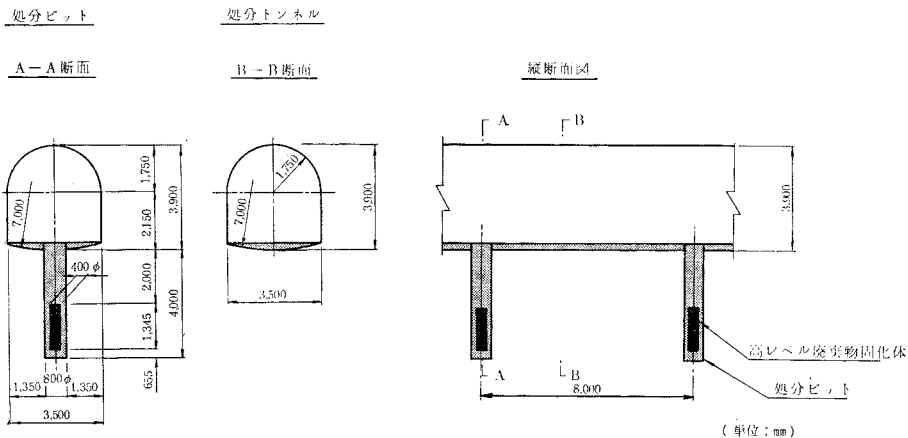


図-2 処分トンネル、処分ピットの概念図

処分トンネルを良好な岩盤条件（たとえば菊地・斎藤の岩盤分類¹²⁾でC_H級以上）の硬質岩中に掘削する場合には1500m以浅での山はねの心配は不要である。一方、わが国の平均的な地温勾配から推定すると深さ1500mでは60°C以上、1000mでは45°C程度と推定され¹³⁾、鉱山等における経験から1000m程度までならば坑内気象もコントロールしやすいと考えられる。処分トンネルの周辺岩盤にゆるみ領域が発達することは、岩盤の天然バリアとしての難透水性を劣化させることになるので、岩盤条件に見合った処分深度とすべきである。

弾塑性有限要素法（林・日比野の方法¹⁴⁾によって処分トンネルの掘削時応力に対する安定性およびS₂地震¹⁵⁾と等価な震度¹⁶⁾に対する耐震安定性を解析した結果¹⁷⁾では、硬質岩のC_H級以上の岩盤条件の場合の無支保の処分トンネルの安定性は深度1000mにおいても期待できる。

処分深度は岩盤の力学特性に対して安定性の検討をした後に天然バリアとしての隔離性能を評価して決めれば良いが、ここでは硬質岩の場合を対象として深度1000mの位置を処分深度として設定する。

(6) 施設の運転に必要な設備

処分施設は透水性の小さい岩盤に立地させることが望ましいが、深度1000mに処分トンネルが掘削されてから埋戻されるまでの施設運転期間中は、処分トンネルへ向う動水勾配は著しく増大するのでグラウト等で対処してもある程度の湧水は避けられない。湧水を地上へ排水する設備が必要である。また、深度1000mの地温を考慮すると大容量の通気設備が必要となる。固化体・資機材の搬送設備も安全性の高いものを設計すべきであり、これらの設備を適合させる施設としなければならない。

(7) 処分トンネル群の配置計画⁹⁾

高レベル廃棄物固化体10000本を処分するための処分トンネルの総延長は数十kmになるが、できるだけ狭い敷地内に配置することが望ましい。また次の理由から処分トンネル群を4区画に分割し、その周囲を搬送・通

気のための主要トンネルで連絡させる配置計画を標準とする。

- ① 敷地内に割れ目帯が何本か分布している場合には、それらを避けて小区画（広さ500m平方程度）に分離して配置できる。
- ② 処分トンネルへの格納作業の進展に合わせて区画ごとに埋戻しを完了させてけじめをつけることができる。
- ③ 区画別に建設作業、格納作業、埋戻し作業を併行して実施できるような配置に、変更することが容易である。

(8) 立坑および坑底施設、地上施設

地下1000mに配置される処分トンネル群と地上施設とは4本の立坑で連絡し、次のような用途とする。

- 立坑1：高レベル廃棄物固化体の搬入専用。
 - 立坑2：施設の管理人員や充填材などの資機材の昇降用。
 - 立坑3：トラブル発生時の緊急用の補助搬送装置、動力・通信・制御・排水の予備回路を設置。
 - 立坑4：排気立坑。排気ファンは坑口に設置。
- 立坑の配置については集中配置と対偶分割配置が考え

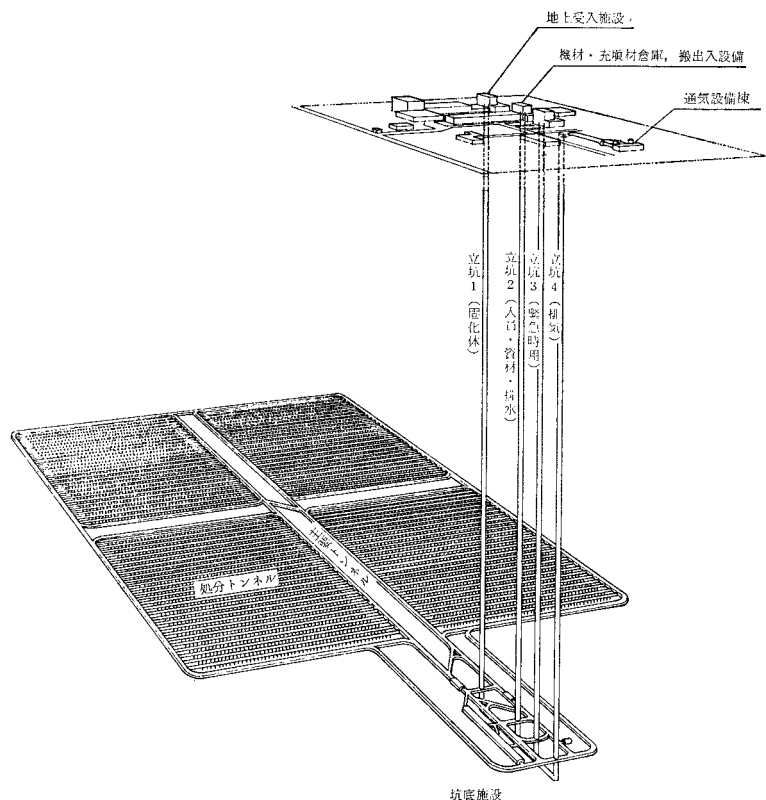


図-4 地層処分施設概念図

られる。排気立坑を入気立坑（立坑 1, 2, 3）の対偶に設置する場合には通気設計の面で有利となるが、地上施設と坑底施設を集約させることができず、かつ同規模の処分トンネル群を隣接して拡張することのしやすい集中配置を標準と考える。

坑底施設は固化体・充填材搬送設備、通気・排水のための諸設備および処分施設建設時に使用する坑底設備スペースを考慮して設計すればよい。

地上施設には固化体受入れ施設、資機材受入れ施設、通気設備、制御設備等を集約して配置する。

以上の検討結果として図-4に示す概念図を標準的な地層処分施設として提案することができる。

2. 地層処分施設的设计における熱的な問題

(1) 高レベル廃棄物固化体の発熱による影響

高レベル廃棄物固化体は、図-1に示すような発熱特性を有するので地下深部に埋設して処分した場合、固化体自身および充填材や周囲の岩盤は加熱されて温度上昇する。温度上昇による影響には次のような問題点が考えられる。

① ガラス固化体は450°Cを越えると結晶化作用が生じて性質が変化する。ステンレス容器の場合、許容表面温度は375°Cである¹⁸⁾。

② 充填材にはベントナイトのように止水性が高く吸水膨潤性のある土質材料が有望であると考えられているが、ベントナイトの特性は常圧では110°C前後で変化する。

③ 処分ピットの岩盤孔壁は300°C程度になると熱応力等の影響でデクレピテーション(decrepitation)と称する破壊現象が発生する¹⁹⁾。

④ 処分トンネル周辺の岩盤の安定性が熱応力により損われる可能性がある。

⑤ 地層処分施設周辺の岩盤全体の温度上昇の影響で、地表の変位や地下水流の変化などの環境問題が生じる²⁰⁾。

(2) 既応の研究

原位置加熱試験については、スウェーデンのStripa鉱山におけるJeffryら²¹⁾の例をはじめとして海外では多数行われており、地下水の影響がない場合には実測値と数値解析予測とは比較的一致するとされている。また国内ではKuriyagawaら²²⁾の試験例がある。彼らの岩盤熱物性の測定方法が数値解析によるトライアンドエラー法や、簡易モデルによる解に最小二乗法を適用する方法であるのに対し、羽根ら²³⁾の試験では測定式を理論的に

表-1 海外における許容上限温度の例^{24)~27)}

機関名	国	対象岩種	固化体表面温度	備考
KBS	スウェーデン	花崗岩	100°C	高レベル廃棄物
AECL	カナダ	花崗岩	150°C	発熱性廃棄物
NAGRA	スイス	結晶質岩	100°C	高レベル廃棄物
DOE	米国	玄武岩	300°C	使用済燃料
NNWSI	米国	花崗岩	150°C	使用済燃料

導入して適用している点に特色がある。

数値解析については、岩盤の熱物性の温度依存性を比較したTsuiら²⁴⁾の検討例や線膨張係数や変形特性の温度依存性を考慮して熱応力を検討したWaiら²⁵⁾の研究のほか、INFCE²⁶⁾、KBS²⁶⁾、ONWI²⁷⁾らのプロジェクトでの検討例がある。

(3) 許容上限岩盤温度

海外の概念設計例で設定されている許容温度条件は表-1に示すように容器(キャニスター)表面温度100~300°Cの範囲である。上限温度を100°Cとしている理由は、充填材中あるいは岩盤内における地下水の状態変化や充填材の材質変化の心配をせずに設計したほうが安全側であることによると考えられる。

海外では使用済み燃料の処分において300°C以上の許容温度の例が見られる。

概念設計においては許容上限温度を2条件設定し、条件1では岩盤温度100°C、条件2では300°Cとする。

(4) 熱的な問題に対する最適設計

上記のような熱的な問題に対して設計上対応しうる対策には次の3案がある。

① 固化体中に包含される廃棄物の量を少なくして1本あたりの発熱量を低くする。

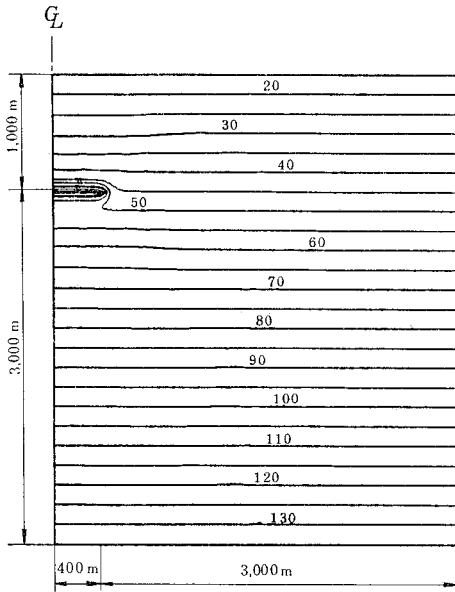
② 固化体の冷却貯蔵期間を長くし、1本あたりの発熱量が充分減衰するのを待つ。

③ 処分ピットの埋設間隔を大きくして熱拡散の向上を図り、温度上昇値が許容値以下となるよう施設設計する。

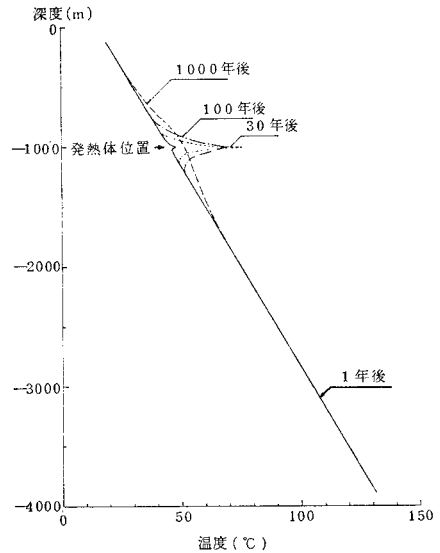
上記の3案は、いずれも工学的に対処できる対策であるが、①の条件については再処理工程、固化工程、輸送および貯蔵施設等と関係しているので前章1.(2)に述べた条件以外には変えないことが望ましい。そこで②および③の対策について最適条件を検討する。

3. 熱伝導解析による検討

高レベル廃棄物固化体の発熱を考慮した地層処分施設的设计検討として、次のような熱伝導解析を実施する。



(30年貯蔵の場合：処分後50年時点，軸対称モデル)
 図-5 地層処分施設全体を包含する岩盤の温度分布(°C)



(30年貯蔵の場合：軸対称モデル)
 図-6 地層処分施設中央部上下方向の温度変化

(1) 解析に用いる特性値

日本産岩石の熱伝導率については、Horai¹³⁾の測定例があり、例えば花崗岩では $6 \sim 9 \times 10^{-3} \text{ cal/s} \cdot \text{m} \cdot ^\circ\text{C}$ ($2.51 \sim 3.77 \text{ W/m} \cdot ^\circ\text{C}$) の範囲にあるとしている。比熱については理科年表を参考とし、表-2に示す物性値を解析に用いることとする。なお岩盤温度の初期値は地下1000mにおいて45°Cとし、固化体の発熱特性は、図-1による。

(2) 地層処分施設全体を包含する岩盤の温度

地層処分施設全体を等価な発熱量(固化後30年の高レベル廃棄物1万本相当)の円板とみなして有限差分法による軸対称モデルの解析を行った結果では、図-5に示すような温度分布が得られた。中心部分の深さ方向の温度変化は、図-6に示すように、30年後にピークに達するものの、温度の影響範囲は地層処分施設の周囲数百メートルに限られることがわかった。

(3) 処分ピット周囲の岩盤の温度^{33),34)}

熱的な問題がもっともクリティカルになる部分は処分ピット周囲の領域である。処分施設全体を包含するグローバルな領域の温度は軸対称モデル、あるいは二次元モデルで充分検討できるが、処分ピット周囲の領域の検討にはモデル化に注意を要する。

高レベル廃棄物固化体は、処分トンネルの軸方向に等間隔で処分ピット内埋設されるので、発熱源となる固化体をトンネル軸方向に連続する帯状発熱体とみなすこと

表-2 解析で用いた物性値

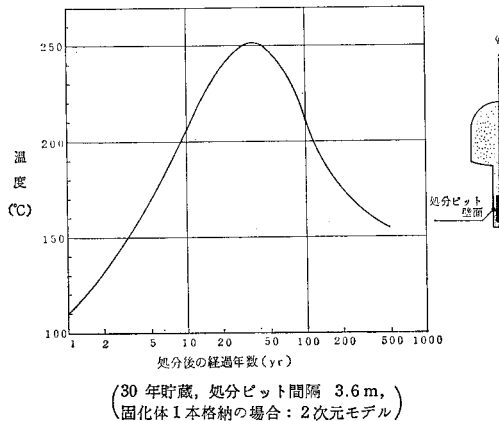
項目	物性値	密度 ρ (kg/m^3)	比熱 c ($\text{J/kg} \cdot ^\circ\text{C}$)	熱伝導率 λ ($\text{W/m} \cdot ^\circ\text{C}$)
高レベル廃棄物固化体*		2750	837	1.16
充填材		2000	800	2.00
岩盤		2650	920	2.91

* 固化体の発熱特性は図-1による。

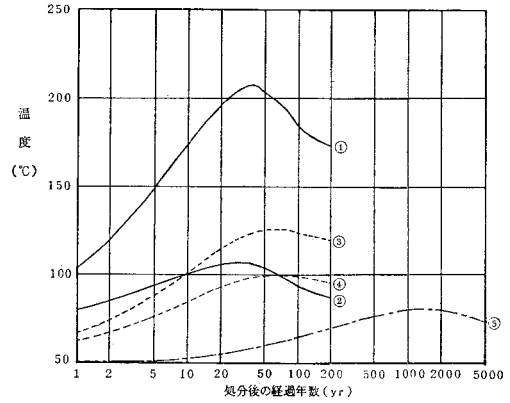
ができるならば、トンネル横断方向の二次元モデルとして解析することができる。しかし、この場合は発熱体近傍の温度が低目に計算される心配がある。この危険性を補う目的で固化体からトンネル横断面水平方向への伝熱領域を小さくして計算した例を図-7, 8に示す。処分トンネル相互の中心間隔は10m以上あるが、同例では水平方向の伝達領域をトンネル軸方向の処分ピット間隔に等しいと仮定して計算する。処分ピット壁面の温度は、30~40年後にピークを示し、250°C以上に計算された。一方、同様の二次元モデルにおいて、水平方向伝熱領域を固化体1本あたりが占有する岩盤体積が同等になるよう設定した場合には、100°C以下に計算された。実際の値は、両者の中間にあると考えられる。

処分ピット周囲に着目するならば軸対称モデルあるいは三次元モデルによる解析が望ましい。トンネル軸方向および横断方向の処分ピット相互の間隔がほぼ同等であるならば、軸対称モデルによってある程度の精度まで予測可能であるが、検討すべき設計条件は次のようなものであり三次元モデルによる検討が必要である。

- 条件 1: 固化体の冷却貯蔵期間; 30, 100, 500 年
- 条件 2: 処分ピットの間隔; 2, 4, 8 m

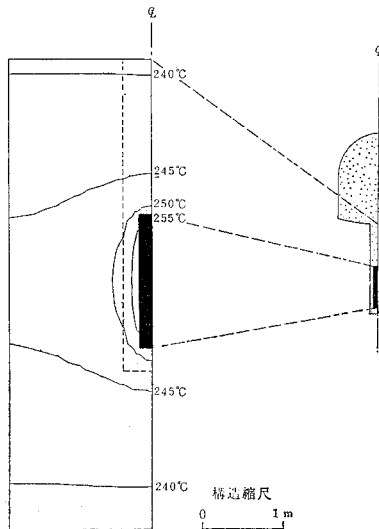


(30年貯蔵, 処分ピット間隔 3.6 m,
 固化体1本格納の場合: 2次元モデル)
 図-7 処分ピット岩盤壁面温度の経時変化



① 30年貯蔵, 処分ピット間隔 4 m, 固化体3本格納の場合
 ② 30年貯蔵, 処分ピット間隔 8 m, 固化体2本格納の場合
 ③ 100年貯蔵, 処分ピット間隔 2 m, 固化体3本格納の場合
 ④ 100年貯蔵, 処分ピット間隔 2 m, 固化体2本格納の場合
 ⑤ 500年貯蔵, 処分ピット間隔 2 m, 固化体3本格納の場合

図-9 処分ピット岩盤壁面温度の経時変化(3次元モデル)



(30年貯蔵, 処分ピット間隔 3.6 m, 固化体1)
 本格納の場合: 処分後 40年, 2次元モデル)
 図-8 埋設した高レベル廃棄物固化体周辺の岩盤の
 温度分布

条件 3: 処分ピット内の固化体

格納本数 (たて積み) ; 1, 2, 3 本

条件 4: 許容上限岩盤温度; 100, 300°C

三次元モデルによる熱伝導解析には多大の労力を要するので、前述の二次元モデルによる計算例をも参考にし、予備的な検討として有限要素法による軸対称モデルで処分ピット近傍の温度予測計算を実施し、許容上限温度に近い予測値を示すケースに対してのみ有限要素法による三次元モデルで計算する。軸対称モデルの場合には、実際の伝熱領域よりも小さい円柱状領域を対象として計算するので、三次元モデルにおける計算値に比べて高い温度値となる。三次元モデル解析による計算結果のうち、処分ピット岩盤壁面温度の経時変化を図-9に、また温度分布計算結果の一例を図-10に示す。図-10では、三次元的な温度分布を図示しにくいので、いくつかの断面における等温線図で示す。

三次元モデルでの数ケースの計算結果と軸対称モデルでの全ケースの計算結果とを整理して得られる温度予測結果を、表-3に示す。100年以上の冷却貯蔵の後に処分する場合には、処分ピット間隔 2 m, 処分ピットに固化体二段積み格納の場合でも、最高岩盤温度は 100°C 以下であり、500年貯蔵後の処分の場合には、より高密度の固化体格納も温度条件の面では可能であることがわかった。30年貯蔵後の処分の場合は、処分ピット間隔 8 m, 固化体格納本数 1 本の配置が望ましい。

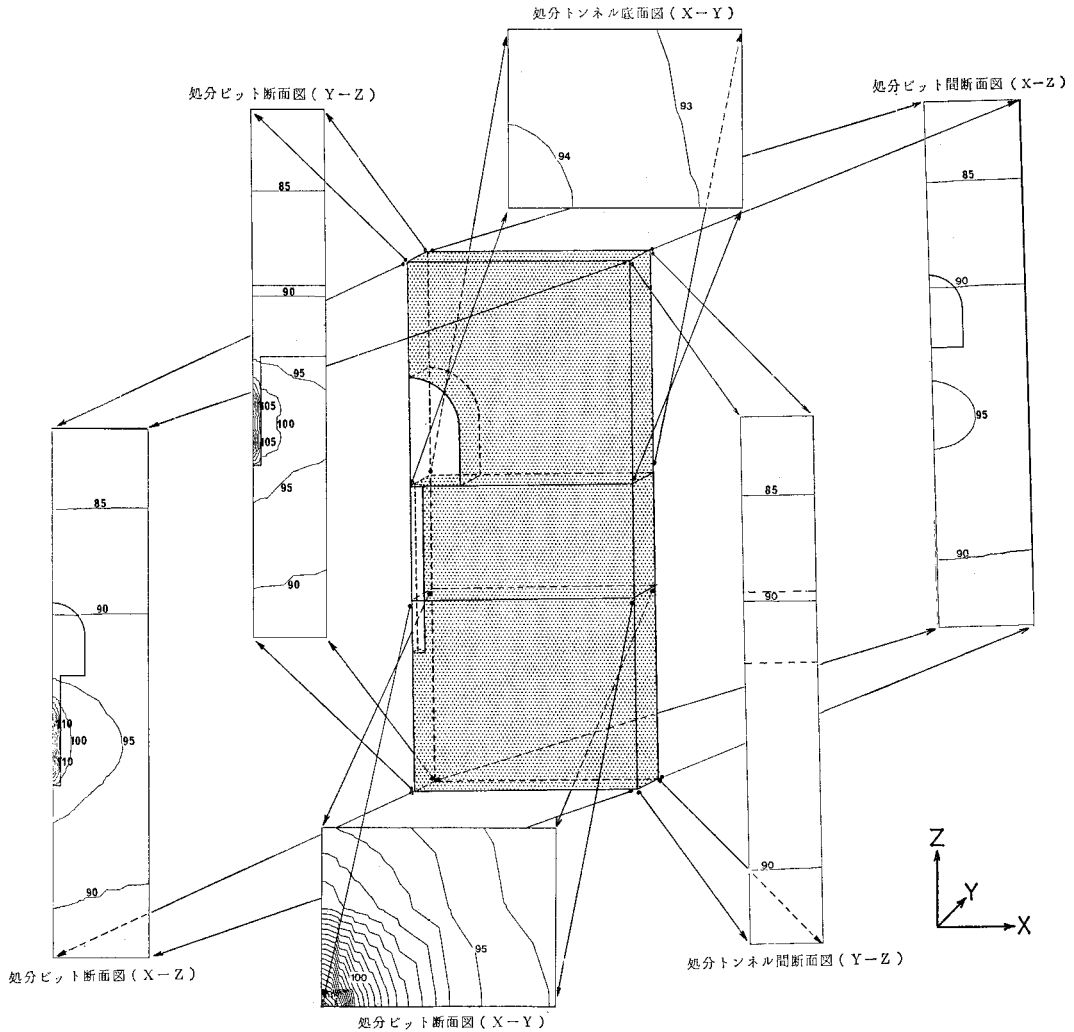
(4) 処分トンネル周囲の岩盤の温度^{33), 34)}

図-10の温度分布に示すように、処分ピット中段位置では高温領域が熱源付近に集中しているが、処分トンネル底面位置まで熱源から離れるとトンネル軸方向にはほ

表-3 3次元熱伝導解析による温度予測結果

冷却貯蔵期間	固化体本数	処分ピット間隔		
		2 m	4 m	8 m
30年貯蔵	1 本	△*	△*	○
	2 本	×*	△	△
	3 本	×*	△	△
100年貯蔵	1 本	○	○	○
	2 本	○	○	○
	3 本	△	○	○
500年貯蔵	1 本	○	○	○
	2 本	○	○	○
	3 本	○	○	○

○: 最高岩盤温度が 100°C 以下に分類される組合せ
 △: 最高岩盤温度が 100°C~300°C に分類される組合せ
 ×: 最高岩盤温度が 300°C 以上に分類される組合せ
 注) * は推定による分類



(30年貯蔵, 処分ピット間隔 8m, 固化体2格納の場合: 処分後 40年)

図-10 3次元熱伝導解析温度分布計算結果例

ほぼ均一な温度分布となっており、処分トンネル周囲の岩盤温度のみを問題とする場合にはトンネル横断面を二次元モデルで計算しても計算結果に大きな差異は生じないものと考えられる。

4. 熱的な問題に関連する事項

岩盤の熱伝導現象については、一般的な熱伝導方程式に基づく数値解析手法でほぼ予測でき、許容上限温度を設定できるならば地層処分施設の熱的な問題に対する最適な設計は一応可能であることは示すことができた。今後、実際に地層処分施設立地点の岩盤条件が明らかになった場合に設計上配慮すべき項目のいくつかについて、以下に記述する。

(1) 熱応力

許容上限岩盤温度を設定する場合には熱応力的な問題をも考慮する必要がある。処分ピット孔壁面のデクレピテーション現象は熱応力に起因する破壊現象であり、実物大の加熱試験を行って上限温度を設定すれば良い。一方、トンネル周囲の岩盤の安定性にも熱応力が影響を与えると考えられるが実物大の試験は容易ではないので数値解析で検討すべきであろう。岩盤を等方均質な連続弾性体とみなすならば、線膨張係数、変形係数および温度分布が既知の場合、熱応力は比較的簡単に計算できる。二次元平面ひずみモデルにおいて計算した例（岩盤温度 70~90°C）では熱応力は掘削に伴って生じる二次地山応力の1/7程度と小さく、若干の引張応力も二次地山応力で打ち消されるためトンネルの安定性の面では問題とはなら

ない。

ただし、処分トンネルの埋戻し材の特性が岩盤のそれと大きく異なる場合の影響や岩盤の変形係数、線膨張係数の温度依存性についての検討は必要であり、割れ目を有する岩盤の安定性問題における熱的影響の機構も明らかにはなっていない。今後の課題とすべきであろう。

(2) 岩盤の熱特性

本報告においては、代表的な岩盤特性として花崗岩類の値を用いて検討したが、岩の種類・温度・割れ目状態・含水状態等によって岩盤の熱特性はかなり異なる値を示すと考えられる。例えば、温度依存性による変動幅の例として熱伝導率 $\lambda=2.3\sim 3.5 \text{ W/m}\cdot^\circ\text{C}$ (±約20%)、単位体積あたりの熱容量 $\rho\cdot C=2.7\sim 2.2\times 10^6 \text{ J/m}^3\cdot^\circ\text{C}$ (±約10%)と仮定して、30年貯蔵後の固化体を4mピッチの処分ピットに2本づつ格納して処分するという条件において、岩盤のピーク温度を計算すると、 $158\pm 8^\circ\text{C}$ の変動幅で岩盤のピーク温度が得られた。

処分時には空洞はすべて埋め戻されるので 100°C を越えた場合の潜熱による温度上昇緩和や水蒸気圧発生等の現象は推定しにくい。容積含水率を岩盤5%、埋戻し材10%とした軸対称有限要素法モデルでの比較計算の例²⁵⁾では、地下水の潜熱を考慮した場合の岩盤温度は考慮しない場合よりも10%程度低い温度値が計算された。

岩盤の熱物性は温度依存性、潜熱の影響だけでなく割れ目分布等の影響も考慮すべきであるから、原位置における測定が望ましい。羽根ら²³⁾の測定法は原位置岩盤の平均的な熱物性を温度依存性をも評価して測定できるので、今後の調査技術に役立つものと考えられる。

(3) 岩盤内地下水浸透流の影響

地層処分施設の設計においては、そのバリア性能の評価として岩盤内を浸透する地下水の影響を重視しなければならないが、熱的な問題についても温度勾配に伴う地下水の対流や移動する地下水によって温度分布が変化する現象についても検討しておく必要がある⁸⁾。

あとがき

高レベル放射性廃棄物の地層処分施設の設計については、地下深部におけるトンネルの力学的安定性、原子力関連施設として要求される高い耐震性、廃棄物から発生する熱による影響、地下水中に溶出した放射性物質の挙動に対する安全性等多くの検討課題がある。本報告では力学的安定性・耐震性について一般的な検討を行って、施設の運転に関する機能面の設計について考慮し、熱的な問題に対する設計上の考え方と手法について一通りの

例を示すことができた。

数値解析の結果、現在わが国で考えられている廃棄物処理計画の場合、固化後30年程度の貯蔵期間を経て地層処分することで熱的な問題を生じさせずに済むことが明らかとなった。100年程度の貯蔵期間を経るならば高レベル廃棄物固化体の埋設密度を高くしても熱的な問題は生じないので経済的な施設設計にできることがわかったが、岩盤の許容上限温度、岩盤の熱物性、熱応力、地下水等についてさらに機構や特性の解明を進めることによって信頼性、経済性の向上を期待できるものと考えられる。本報告に関する大部分の検討は動力炉・核燃料開発事業団からの委託研究として実施した成果であり、設計条件の設定等研究の全般にわたって同事業団廃棄物対策室各位からご指導を受けた。また、本報告のとりまとめにあたり川本眺万名古屋大学工学部教授に貴重な助言をいただいた。数値解析には清水建設(株)保有のPR-ROCK(岩盤安定解析)、SHAKE(一次元波動解析)、TEMCON(有限差分法熱伝導解析)、HEAT(有限要素法熱伝導解析)の各コードを使用し、多数の人びとの協力を得た。ここに記して謝意を表します。

参考文献

- 1) KBS: Handling of Spent Nuclear Fuel and Final Storage of Vitrified High Level Reprocessing Waste, 1978.
- 2) Burns, F.L.: Sealing Nuclear Repositories, The State Waste Isolation in the U.S. and Elsewhere Advocacy Programs and Public Communications, Waste Management ANS Tropical Meeting '81, pp. 851~864, 1981.
- 3) Rockwell Hanford Operations Energy Systems Group: Basalt Waste Isolation Project Annual Report-Fiscal Year 1979, Rockwell International, 1979.
- 4) Frobenius, P.: The Waste Isolation Pilot Plant (WIPP) in Carlsbad, New Mexico, ROCK STORE 80, 1980.
- 5) Scott, J.S.: Canadian Geoscience Research and Design Concepts for Disposal of High-Level Waste in Igneous Rocks, Int. Conf. Radioactive Waste Management, IAEA, Vienna, Vol. I, pp. 413~442, 1980.
- 6) Röthemeyer: High-Level Waste Disposal, ANS TRANSACTIONS TANSO 37, Vol. 37, 1981.
- 7) 樋田・田中・石井: 有限要素法による核種移行問題の解法, 第6回岩の力学国内シンポジウム, 1984年.
- 8) Utsugida, Y.: Coupled Analysis of Flow and Heat around a High-Level Nuclear Waste Repository, 5th Int. Conf. on Numerical Methods in Geomechanics, NAGOYA, 1985.
- 9) 間野・石井他: 高レベル廃棄物地層処分システムの設計研究, 第20回日本原子力学会年会要旨集, Vol. 2, pp. 29, 1982年.
- 10) 日比野他: 水封式燃料地下貯蔵の技術開発に関する研究並設空洞の離開距離と安定性との関係, 電中研報告, No. 379001, 1979年.
- 11) Malenfant, R.E.: QAD, A Series of Point-Kernel General-Purpose Shielding Programs, Los Alamos Scientific Laboratory Report LA-3573, 1966.
- 12) 菊地・斉藤他: 耐荷力を対象とした岩盤分級基準の提案, 第9回岩盤力学に関するシンポジウム講演概要, pp. 66

- ～70, 1975 年.
- 13) Horai, K. : Studies of the Thermal State of the Earth, the 13th paper; Terrestrial Heat Flow in Japan, Bull. Earthg. Res. Inst, Vol. 42, pp. 93~132, 1964.
 - 14) 林・本島・日比野 : 岩盤掘削時の安定解析のための電子計算プログラムの開発, 電中研報告, No. 377012, 1978 年, ほか.
 - 15) 軽水炉改良標準化耐震設計小委員会 : 耐震設計の標準化に関する調査報告書 (建屋系) (昭和 55 年度), 通産省, 1981 年.
 - 16) Okabe, T., Kishi, K. and Ohtsuki, H. : Evaluation of Seismic Stability of Nonhomogeneous Soft Bed Rock, Proc. Int. Symp. ISRM, Tokyo, pp. 61~64, 1981.
 - 17) 間野・渡辺・石井 : 高レベル廃棄物地層処分トンネルの掘削時・地震時安定性, 第 21 回日本原子力学会年会要旨集, Vol. 2, p. 123, 1983.
 - 18) Scott, J.A. : Limits on the Thermal Energy Release from Radioactive Waste in a Mined Geologic Repository, ONI-4, UC-70, 1983.
 - 19) Hood, M. : Some Result from a Field Investigation of Thermomechanical Loading of a Rock Mass When Heaters Are Emplaced in the Rock, LBL-9392, SAC-02, 1978.
 - 20) Report of INFCE Working Group : Waste Management and Disposal, IAEA, pp. 208~222, 1980.
 - 21) Jettry, J.A. et al. : Determination of In-situ Thermal Properties of Stripa Granite from Temperature Measurements in the Full-Scale Heater Experiments, LBL-8423, SAC 24, 1979.
 - 22) Kuriyagawa, M. et al. : An In Situ Determination of the Thermal Conductivity of Granitic Rock, 5th Int. Symp. ISRM, Australia, pp. 147-150, 1983.
 - 23) 羽根・木下・石井・藤井 : 原位位置での温度伝導率の測定 (その 1), (その 2), 第 16 回岩盤力学シンポジウム講演概要, pp. 66~75, 1984 年.
 - 24) Tsui, K.K. et al. : Near-field Thermal Transient and Thermomechanical Stress Analysis of a Disposal Vault in Crystalline Hard Rock, Proc. OECD/NEA Workshop, Seattle, 1981.
 - 25) Wai, R.S.C. et al. : Thermal Stress Analysis in Rock with Nonlinear Properties, Int. J. Rock Mech. Min. Sci. & Geomech, Vol. 19, pp. 211~220, 1982.
 - 26) Stephansson, O. et al. : Modeling of Temperature Fields and Deformations for Radioactive Waste Repositories in Hard Rock, Proc. Symp. IAEA, Otaniemi, Vol. II, pp. 121~135, 1979.
 - 27) Maxwell, D.E. et al. : Thermomechanical Analysis of Nuclear Waste Repositories with Horizontal Emplacement, ONWI-210, 1982.
 - 28) SKBF : Radioactive Waste Management Plan 82, SKBF Teknisk KBS Rapport 82-09, 1982.
 - 29) Radhakrishna, H.S., Tsui, K.K. : Thermal Properties of Buffer/Backfill Materials and their Effects on the Near-Field Thermal Regime in a Nuclear Fuel Waste Disposal Vault, pp. 246~249, Proc. OECD/NEA Workshop, Seattle, 1981.
 - 30) Pfister, E. : Proposals for In-Situ Research in the Proposed Laboratory at Grimsel in Switzerland, Proc. OECD/NEA Workshop, Stockholm, pp. 220~229, 1982.
 - 31) Henry, K.H. : Reference Repository Conditions for a Repository in Basalt, RHO-BWI-80-100, pp. I. 22~I. 33, Rockwell Int., 1980.
 - 32) Ramspott, L.D. et al. : Technical Concept for a Test of Geologic Storage of Spent Fuel in the Climax Granite, UCRL-52796, Lawrence Livermore Labo., 1979.
 - 33) 間野・関島・今津・西尾 : 高レベル廃棄物地層処分後の熱解析, 第 21 回日本原子力学会要旨集, Vol. 2, pp. 124, 1983 年.
 - 34) 檀田・今津・石井他 : 高レベル放射性廃棄物地層処分場の 3 次元熱伝導解析, 昭和 59 年日本原子力学会秋の分科会要旨集, 1984 年.
 - 35) 檀田・今津・石井 : 高レベル廃棄物地層処分場に保わる熱的考察, 第 38 回土木学会年次講演会概要集, Vol. 3, pp. 257~258, 1983 年.

(1984.11.28・受付)

● ご案内 ●

土木学会論文集編集委員会第 VI 小委員会

『土木学会論文集・第 VI 部門』は年 2 回 (3 月, 9 月) の発行です. 別掲の投稿要項等をご覧のうえ. 多数の論文をお寄せ下さい.

なお, 不詳点等は事務局編集課 (電話 03-355-3441 番, 内線 156) までお願いします.