

高レベル放射性廃棄物処分場の埋戻しの検討[†]古市光昭^{††} 奥津一夫^{†††} 平和男^{††††} 原啓二^{†††††}

高レベル廃棄物の地層処分では処分地点の選定・調査後の作業段階を建設・操業・埋戻しの3段階に大別することができる。このうち、埋戻しとは処分場に廃棄体を定置した後、立坑・坑道および周辺岩盤の緩み域が核種の卓越移行経路とならないように埋戻し材、プラグおよびグラウトにより適切にシールし、処分場の安全性を長期にわたり確保することである。

本論文では、処分場の埋戻しの設計方法を提案した。

Keywords: 放射性廃棄物処分, シーリング, 放射性核種移行, プラグ, ベントナイト

In high level radioactive waste disposal project, the workstages after the selection and the investigation of the disposal site can be divided into the three phases of construction, operation and sealing. Among these phases, the purpose of sealing is the securing of long-term safety for the repository to prevent the radionuclide migration speed increasing at shaft, tunnel and disturbed zone of host rock, by means of backfill, plugs and grout after waste has been positioned in the repository.

This report proposes a design method of sealing system.

Keywords: radioactive waste disposal, sealing, radionuclide migration, plug, bentonite

1 はじめに

世界人口は開発途上国を中心に今後さらなる増加が予想され、2050年には100億人を超えると言われており、これに伴い電力需要の急増が予測されている。一方、地球環境問題は深刻化しており、1997年12月の地域温暖化防止京都会議では2008～2012年の間に二酸化炭素など六種類の温室効果ガス排出量を90年比で6%削減するとの目標が日本に課された。このような状況下で原子力は大量のエネルギーを供給できることおよびクリーンなエネルギーであることから今後のエネルギーの柱として位置づけられている。しかし、原子力開発における課題も山積しており、最重要課題の1つとして高レベル放射性廃棄物(以下高レベル廃棄物)処分が挙げられている[1]。

高レベル廃棄物の地層処分は処分地点の選定・調査後の作業段階を建設・操業・埋戻しの3段階に大別することができる。このうち、埋戻しとは立坑・坑道および周辺岩盤の緩み域が核種の卓越移行経路とならないように埋戻し材、プラグおよびグラウトを組み合わせたシステム(以下シーリングシステム)により適切にシールし、処分場の安全性を長期にわたり確保することである。

本報告は、日本の一般的な地質を対象にシーリングシステムの設計の基本的な考え方を提案し、モデル地質に対する具体的なシーリングシステムの仕様を例示する

とともに、実験によってベントナイトプラグと周辺岩盤との間のシール性能を明らかにしたものである。

2 地層処分の概念と安全評価の考え方[2,3]

高レベル廃棄物の地層処分の概念は、廃棄物を地下数百メートル以深の安定な地層中に埋設し、核種移行に対する対策として、人工バリアと天然バリアを組み合わせた多重バリアシステムにより長期の安全性を確保することを基本としている。このため、シーリングシステムにおいては、掘削した空間を適切に埋戻し、多重バリア内に核種移行速度が周辺の健全岩盤部よりも速くなる部分を作らないことが求められる。そこで、立坑・坑道を埋戻した後、この領域には健全岩盤部と同等の難透水性と核種移行遅延性が求められることになる。

これまでの研究では、人工バリアおよび周辺岩盤(ニアフィールド)には核種の封じ込め性能が大きく期待できるとされており、天然バリアの核種封じ込め性能に影響を与えるような大きな断層・破砕帯に至るまでの天然バリアの核種移行評価が重要とされている(Fig.1 [2,10,14])。この際の評価においては、廃棄体から溶出した核種が、破砕帯に遭遇したならば直ちに地上へ漏洩するものとし、それに至るためにFig.2に示すように処分坑道から立坑を通り断層・破砕帯に到達する経路か、岩盤を通過後に到達する経路が考えられる。

シーリングシステムの性能評価においても多重バリアとしての機能を期待する範囲(以下評価点: Fig.1における点線の内側部分)の評価が重要である。このため、本研究ではこの範囲を取り上げ、核種移行の観点からシーリングシステムの基本要素を検討する。

[†] The Study of the Sealing System of High Level Radioactive Waste Repository, by Mitsuki Furuichi (furuichi@pub.kajima.co.jp), Kazuo Okutsu, Kazuo Taira and Keiji Hara

^{††} 鹿島建設(株) 建設総事業本部 原子力室 Kajima Corporation, Nuclear Power Dept. 〒107-8502 東京都港区赤坂 6-5-30

^{†††} 鹿島建設(株) 建設総事業本部 土木設計本部 Kajima Corporation, Civil Engineering Design Dept. 〒107-8502 東京都港区赤坂 6-5-30

^{††††} 鹿島建設(株) 技術研究所 Kajima Technical Research Institute. 〒182-0036 東京都調布市飛田給 2-19-1

^{†††††} 動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation. 〒107-0052 東京都港区赤坂 1-9-13

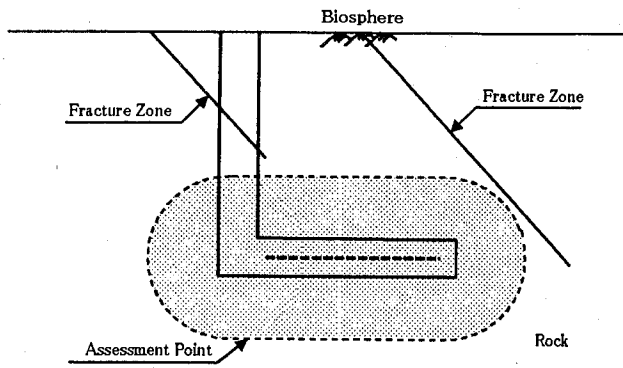


Fig.1 Multibarrier zone

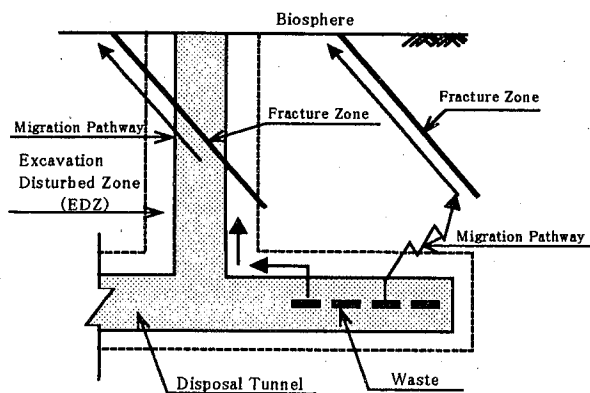


Fig.2 Concept of radionuclide migration pathways

3 シーリング仕様の検討

3.1 シーリング方法

シーリングシステムによって処分場の安全性を確保するためには、立坑・坑道を通る核種の移行遅延性をいかに担保させるかが重要であり、そのためのキーポイントは岩盤緩み域をいかに処理するかにあると考えられる。これに対する現実的なシーリング方法としてはこれまでの研究から以下の2案が挙げられる。

- ① グラウトによる立坑・坑道周辺岩盤緩み域の透水性の改善（プラグを用いない）
- ② プラグとグラウトの組合わせによる岩盤緩み域の地下水流れの遮断

なお、以下においては立坑を例として検討を進めることとする。

- (1) グラウトによる立坑周辺岩盤部の透水性の改善（以下グラウト案）

本案は Fig.3 に示すとおり、岩盤を極力緩ませない掘削方法を採用し、さらに掘削によって生じた岩盤緩み域

の透水性を粘土系グラウトで改善しようとするものである。すなわち、以下の要素技術を組み合わせたシーリング方法である。

- ① 高精度掘削による岩盤緩み域発生の抑制
 - ② 難透水性／膨潤性材料による立坑の充填
 - ③ グラウトによる立坑周辺岩盤緩み域の透水性の改善
- (2) プラグによる岩盤緩み域に沿う地下水流れの遮断（以下プラグ案）

下記に示す3つの要素技術を合理的に組み合わせて核種の移行を遅延しようとするものであり、現時点では最も信頼性の高いシーリング方法と考えられる。

- ① 難透水性／膨潤性材料による立坑の充填
- ② 難透水性／高膨潤性材料のプラグによる岩盤緩み域及び埋戻し材と岩盤の境界部の止水
- ③ グラウトによるプラグ周辺岩盤緩み域の透水性の改善

3.2 シーリングの概略止水性能解析

シーリング効果は厳密には核種移行解析によって確認すべきであるが、概略的にはシーリング部の透水係数から評価できる。この評価法をここでは概略評価と呼ぶことにする。

立坑のシーリングは掘削による緩み域を含んだ立坑部分が健全母岩と同オーダーの難透水性を有することを目標性能と考え、掘削前の健全岩盤の透水係数と掘削後のシーリング部の透水係数を比較することでシーリング効果を評価する。

ここでは目安として廃棄体から評価点までの距離(L)を100mと設定して、グラウト案およびプラグ案のシーリング性能を評価することとする。

(1) 解析用物性値

解析上重要なパラメータとなる岩盤部透水係数は日本の標準的な岩盤を想定し、 10^{-8} m/sec オーダーとした[2]。また、掘削による岩盤緩み域は健全な岩盤より透水係数が2オーダー大きくなり、さらにグラウトで改良することにより透水係数が1オーダー小さくなるものと仮定した[4]。岩盤緩み域の範囲は既往研究[5,6]より立坑壁面から1m深さとした。また、埋戻し材の透水係数は $k=10^{-9}$ m/sec と設定した[3]。

なお、Fig.4においてA部はプラグ掘削による応力集中が小さいため、岩盤緩み域がほとんど発生しないとの報告[7]がなされており、透水係数は健全岩盤と同等として $k=10^{-8}$ m/sec とした。また、ベントナイトプラグの透水係数は $k=10^{-10}$ m/sec とした[3]。

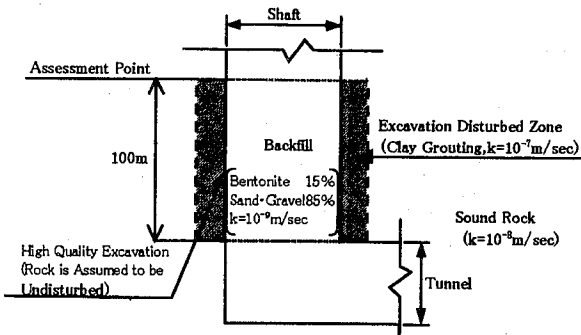


Fig.3 Option of lower shaft sealing (Grouting)

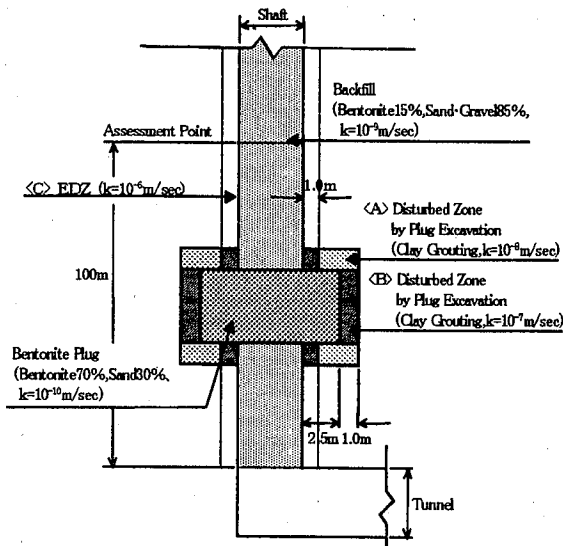


Fig.4 Option of lower shaft sealing (Plug)

(2) シーリング部の平均透水係数

プラグ設置部周辺の形状寸法および透水係数の分布を Fig.5 に示す。プラグおよび緩み域を含む立坑部分の軸方向の平均透水係数は次式で定義できる。

$$\bar{K} = \frac{A_b K_b + A_d \bar{K}_d}{A_b + A_d} \quad (1)$$

ここに、 $\bar{K}$: 平均透水係数

K_b : 立坑埋戻し部の透水係数 (10^{-9} m/sec)

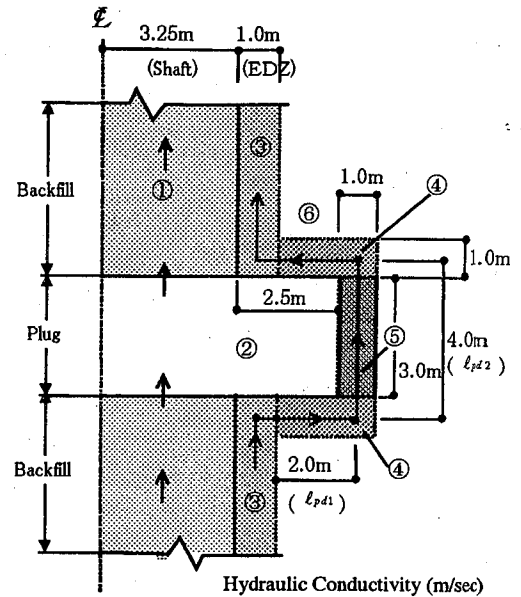
A_b : 立坑埋戻し部の面積 ($3.25^2 \times \pi$ m²)

$\bar{K}_d$: 緩み域の平均透水係数

A_d : 緩み域の断面積 ($(4.25^2 - 3.25^2) \times \pi$ m²)

また、立坑周辺の地下水は、以下の各部 (Fig.4 における <A>, , <C>) を通るものと仮定する。

<A> : プラグ掘削による岩盤緩み域 (延長 ℓ_{pd1} , Fig.



- Hydraulic Conductivity (m/sec)
- ① Backfill : $K_b = 10^{-9}$
 - ② Plug : $K_p = 10^{-10}$
 - ③ EDZ by Shaft Excavation <C> : $K_d = 10^{-6}$
 - ④ Disturbed Zone by Plug Excavation <A> : $K_{pd1} = 10^{-8}$
(Rock is Assumed to be Undisturbed)
 - ⑤ Disturbed Zone by Plug Excavation : $K_{pd2} = 10^{-7}$
(Hydraulic Conductivity is improved by Clay Grouting)
 - ⑥ Sound Rock : $K_r = 10^{-8}$

Fig.5 Section of shaft sealing

5 で④に相当)

(緩みが少なく透水性がほとんど変化しない部分)

 : プラグ掘削による岩盤緩み域 (延長 ℓ_{pd2} , Fig.5 で⑤に相当)

(グラウトにより透水性を母岩より 1 オーダー大きい程度まで改善できる部分)

<C> : 立坑掘削による岩盤緩み域 (延長 ℓ_d , Fig.5 で③に相当)

緩み域の平均透水係数 ($\bar{K}_d$) は(2)式で表わす。(プラグ部は拡張されており、(2)式は厳密には正確でないがシーリング効果を透水係数のオーダーで概略評価することが目的であるので便宜的に用いた。)

$$\frac{L}{\bar{K}_d} = \frac{\ell_d}{K_d} + \frac{\ell_{pd1}}{K_{pd1}} + \frac{\ell_{pd2}}{K_{pd2}} \quad (2)$$

ここに、 L : 水みち延長

- ℓ_d : 立坑掘削による緩み域の長さ
 ℓ_{pd1} : プラグ掘削による緩み域の長さ
 (Fig.5で④に相当)
 ℓ_{pd2} : プラグ掘削による緩み域の長さ
 (Fig.5で⑤に相当)
 K_d : 立坑掘削による緩み域の透水係数
 K_{pd1} : プラグ掘削による緩み域の透水係数 (透水性がほとんど変化しない部分)
 K_{pd2} : プラグ掘削による緩み域の透水係数 (透水性が変化するがグラウトによって母岩より1オーダー大きい程度まで改善できる部分)

Table 1は式(1)及び(2)を用いて平均透水係数を求めた結果である。No.0は立坑部に埋戻しのみを実施した場合である。No.aは立坑下部全域の立坑周辺岩盤の緩みをグラウトで改良する案(グラウト案)である。No.b-1～No.b-5はプラグを設置し、さらにプラグ周辺の岩盤緩み域をグラウトで改良する案(プラグ案)である。これによると、埋戻しのみを実施する場合、立坑とその周辺の岩盤緩み域の平均透水係数は $4.2 \times 10^{-7} \text{m/sec}$ である。これに対しグラウト案の場合、平均透水係数は $4.2 \times 10^{-8} \text{m/sec}$ となり、埋戻しの場合(No.0)に比べて1/10まで透水性が改善される。一方、プラグ案についてはプラグを1個設置することにより、平均透水係数は $7.9 \times 10^{-8} \text{m/sec}$ となり埋戻しの場合(No.0)に比べて約1/5まで透水性が改善される。すなわち、両案とも健全母岩と同オーダーの透水性まで改善されることがわかる。

グラウト案とプラグ案を比較すると、粘土グラウト技術がまだ開発途中であることからグラウト案については、グラウトの止水性能において不安が残る。一方、プラグ案については粘土グラウトを用いるがその範囲はプラグ周囲のみに限定され、岩盤条件によってはプラグの個数を増やすことも可能である。また、プラグ性能については実験的に確認されており[9]、原位置においてもプラグ性能を実証すべく動力炉・核燃料開発事業団とAECL(カナダ原子力公社)の共同研究としてAECLの地下研究施設で実験の準備が進められている[15]。

これらを勘案して、ここでは実証が進んでいるプラグ案に対して核種移行の観点からシーリング性能の評価を行うこととする。

3.3 シーリングの核種封じ込め性能解析

3.2において立坑下部にプラグを1個設置し、プラグ設置のための掘削部分をグラウトで改良することで健全岩盤と同オーダーの難透水性を確保できることを

Table 1 Average hydraulic conductivities of shaft components

No.	Number of Plug	ℓ_d (m)	ℓ_{pd1} (m)	ℓ_{pd2} (m)	L (m)	EDZ Average $\bar{K}_d$ (m/sec)	Shaft (m/sec)	Average of EDZ+ Shaft $\bar{K}$ (m/sec)
0	0	100	0	0	100	1.0E-06	1.0E-09	4.2E-07
a	0	100	0	0	100	1.0E-07	1.0E-09	4.2E-08
b-1	1	96	4	4	104	1.9E-07	1.0E-09	7.9E-08
b-2	2	92	8	8	108	1.1E-07	1.0E-09	4.6E-08
b-3	3	88	12	12	112	8.0E-08	1.0E-09	3.3E-08
b-4	4	84	16	16	116	6.3E-08	1.0E-09	2.6E-08
b-5	5	80	20	20	120	5.3E-08	1.0E-09	2.2E-08
c					100	1.0E-08	1.0E-08	1.0E-08

No.0 : Plug is Not Considered, Grout is Not Considered

No.a : Plug is Not Considered, Grout is Considered

No.b-i : Plug is Considered, Grout is Not Considered

No.c : Sound Rock

確認した。

ここでは、さらに核種の移行解析によって評価点での核種濃度を健全岩盤の場合と比較することによってシーリングシステムの有効性を確認することとする。

(1) 解析手法[8]

解析は有限要素法による3次元・水理・核種移行解析コードFEMCOUP/MIGRATIONを用いて実施した。以下にその概要を示す。

$$S \frac{\partial H}{\partial t} = \nabla(k \cdot \nabla)H + Q \quad (3)$$

$$U = -(k \cdot \nabla)H / 6 \quad (4)$$

ここに、 S : 貯留係数 [1/L]

H : 全水頭 [L]

k : 透水係数 [L/t]

Q : 湧水および給水割合 [L³/L³t]

U : 地下水流速 [L/t]

θ : 間隙率 [-]

式(3)により水頭 H を求め、式(4)により地下水流速が求められる。

一方、核種移行の支配方程式は、移流拡散、核種自身の崩壊、親核種からの崩壊、浸出率を考慮に入れて、式(4)で得られる地下水流速を用いて、次式で表される。

$$\theta R_m \frac{\partial C_m}{\partial t} + \theta(U \cdot \nabla)C_m = \theta \nabla \cdot (D_L \nabla C_m)$$

$$-\theta R_m \lambda_m C_m + F_m \quad (5)$$

$$R_m = 1 + K_{dm} \rho (1 - \theta) / \theta \quad (6)$$

$$D_L = \alpha_L \cdot V_L + D \quad (7)$$

ここに, R_m : 第m番目の核種の遅延係数 [—]
 K_{dm} : 第m番目の核種の分配係数 [L^3/M]
 C_m : 第m番目の核種濃度 [M/L^3]
 D_L : 分散係数 [L^2/t]
 α_L : 分散長(漏洩点と評価点との距離の10%を想定) [L]
 V_d : ダルシー流速 [L^2/t]
 D : 拡散係数 [L^2/t]
 λ_m : 第m番目の核種の崩壊定数 [$1/t$]
 F_m : 核種放出率 [M/L^3t]
 m : 核種番号 ($m=1,2,3,4,5$) [—]
 ρ : 真の密度 [M/L^3]

なお, ここでの F_m : 核種放出率とは, いわゆるガラス固化体の溶解速度や核種の溶解度によって規定されるものではなく, 解析上の仮定として, 人工バリアから溶出した核種が核種漏洩点(Fig.6 参照)において立坑へ流出する割合を想定したものである。

以上の水理に関する支配方程式と核種移行に関する支配方程式を有限要素法を用いて解析し(ただし, 本報告では親核種からの崩壊は考慮しない), 地下水流速と核種濃度分布を求める。

(2) 解析条件

a) 解析に用いた核種

地層処分システムの性能評価において重要とされている核種のうち分配係数が小さく, 比較的半減期の長い代表的な核種である Tc-99 (半減期 : 21.3 万年) と Np-237 (半減期 : 214 万年) を用いる。

b) 解析用物性値

Table 2 に解析に使用した物性値を示す[2,3].

c) 解析モデル

解析上の核種漏洩点は Fig.6, Fig.7 に示すように立坑下部とし, 立坑上部に向かって等分布で一定量の核種を対象核種の半減期まで継続的に浸出させた。

モデルは軸対称を仮定し, 解析領域の範囲は軸方向には核種漏洩点から評価点まで ($L_1=100m$), 半径方向には $L_2=50m$ (寸法の比は 2:1) とした[8].

(3) 解析結果

解析結果を Fig.8, Fig.9 に示す。核種濃度は評価点にお

Table2 Properties of materials

	Hydraulic Conductivity (m/sec)	Bulk Density (t/m ³)	Porosity	Distribution Coefficient (m ³ /kg)		Diffusion Coefficient (m ² /sec)
				Np-237	Tc-99	
Rock (Undisturbed)	10 ⁻⁸	2.7	0.01	0.001	0.0001	5 × 10 ⁻¹⁰
Rock (Disturbed)	10 ⁻⁶	2.7	0.05	0.001	0.0001	5 × 10 ⁻¹⁰
Rock (With Grout A)	10 ⁻⁸	2.7	0.05	0.001	0.0001	5 × 10 ⁻¹¹
Rock (With Grout B)	10 ⁻⁷	2.7	0.05	0.001	0.0001	5 × 10 ⁻¹⁰
Plug	10 ⁻¹⁰	1.8	0.4	0.1	0.001	5 × 10 ⁻¹¹
Backfill	10 ⁻⁹	1.8	0.3	0.1	0.001	5 × 10 ⁻¹¹

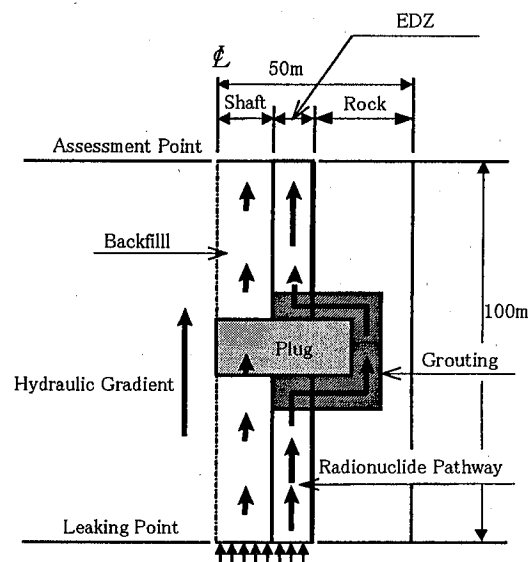


Fig.6 Schematic picture of radionuclide pathway

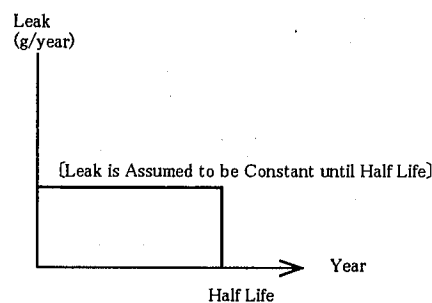


Fig.7 Leak of radionuclide from assessment point

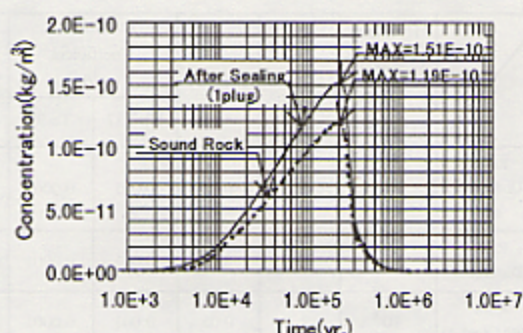


Fig.8 Evaluation of plug effect as to Tc-99 migration

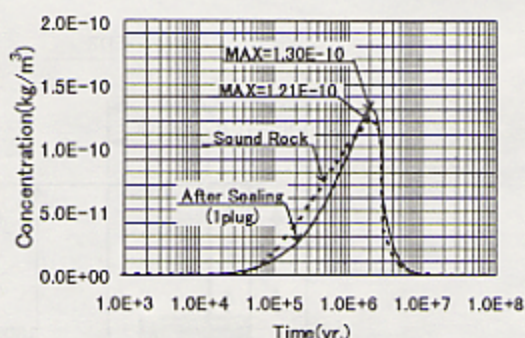


Fig.9 Evaluation of plug effect as to Np-237 migration

ける立坑部分と岩盤緩み域の平均的な濃度で評価している。

Fig.8は、Tc-99に対する健全母岩の核種濃度の最大値が $1.19 \times 10^{-10} \text{ kg/m}^3$ 、プラグ案シーリング部の核種濃度の最大値が $1.51 \times 10^{-10} \text{ kg/m}^3$ を示しており、Fig.9はNp-237に対して前者が $1.21 \times 10^{-10} \text{ kg/m}^3$ 、後者が $1.30 \times 10^{-10} \text{ kg/m}^3$ を示している。すなわち、評価点での核種濃度の最大値は立坑下部にプラグ1個を設置し、プラグ周辺の掘削による岩盤緩み域にグラウトを注入することで、Tc-99、Np-237共に健全岩盤と同オーダーに抑えられることがわかる。概略評価では健全母岩とプラグ案シーリング部の透水係数の比は $K_r : \bar{K} = 1 : 8$ であったのに対し、核種移行評価における健全母岩とプラグ案シーリング部の最大核種濃度の比はNp-237において $C_r : \bar{C} = 1 : 1.3$ 、Tc-99において $C_r : \bar{C} = 1 : 1.1$ であり、核種の分配係数の効果によって最大核種濃度の差はほとんどなくなった。

以上より、提案したプラグ案で目標とするシーリング性能が確保できることが確認できた。また、立坑部の地

下水流れが軸方向に卓越していることから、概略評価でシーリング性能を保守的に評価できることが確認できた。

4 プラグと周辺岩盤間のシーリング性能の評価

プラグと周辺岩盤間のシーリング性能はシーリングによって処分場の安全を確保する上で極めて重要である。そこで、プラグと周辺岩盤間のシーリング性能を評価するために以下の室内透水実験を実施した[9]。

4.1 試験体

プラグの施工方法として、圧縮ブロックを坑道内に積み重ねることを想定し、Fig.10に示すように、7つに分割した砂・ベントナイト混合土の圧縮ブロック集合体を鋼製試験容器に設置した。

直径50cm、厚さ5.3cmの試験容器の中に厚さ5.0cmの7個の圧縮ブロックを設置した。厚さ方向に合計3mm、直径方向に合計4mmの隙間ができたが隙間には何も充填せずに試験に供した。

4.2 使用材料

使用材料は、山形県産Naベントナイトとケイ砂(3号と5号の1:1混合)であり、ベントナイトとケイ砂を7:3の割合で混合し、初期含水比は10%とした。

圧縮ブロックは、初期乾燥密度 $\rho_d = 1.8 \text{ g/cm}^3$ になるように、10MPa程度の圧力で圧縮して製作した。

4.3 試験方法

試験体(圧縮ブロック集合体)に対し、0.01MPaの通水圧で吸水させた後、通水圧を4.0MPaまで増加させ、試験体を通ずる透水量を測定し透水係数を算定した。Fig.11は高水圧透水試験機の概念を示したものであり、Fig.12は試験状況である。

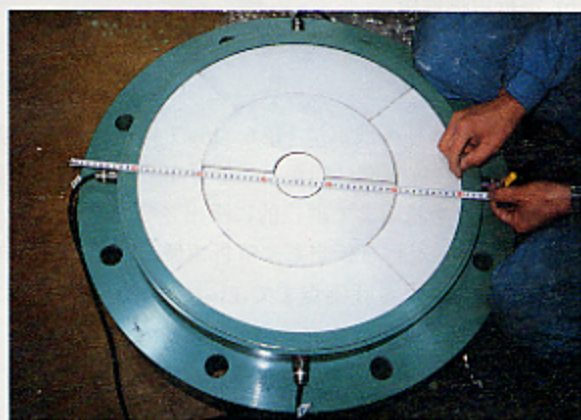


Fig.10 Compacted bentonite block

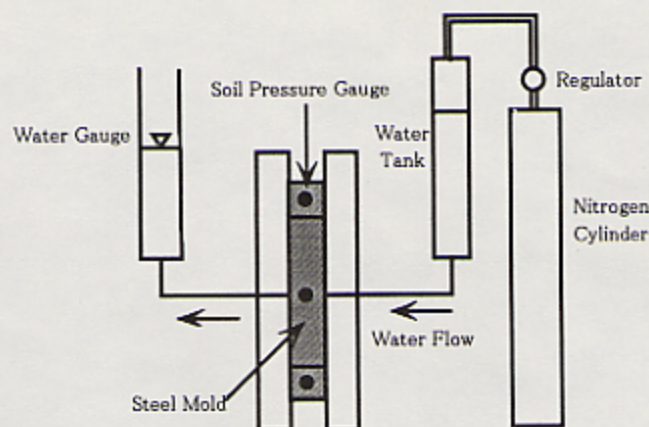


Fig.11 Schematic picture of high pressure hydraulic conductivity test

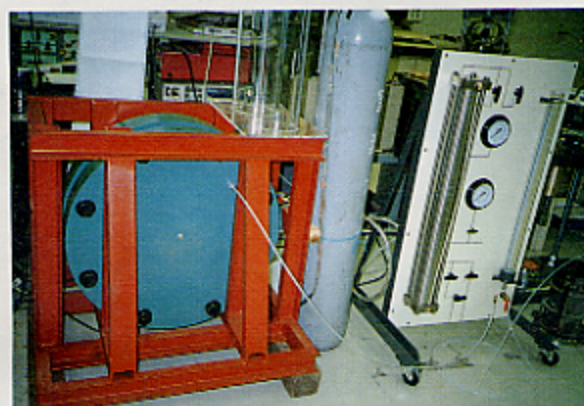


Fig.12 Hydraulic conductivity test

4.4 試験結果

Fig.13は、通水圧と透水係数の経時変化を示したものである。通水圧 0.4MPa まではベントナイトが吸水するだけで排水は見られなかったが、通水圧 0.8MPa で初めて排水が見られた。さらに 4MPa まで通水圧を増加させても通水量はほぼ一定で、最終的に通水圧 4MPa での透水係数は $6 \times 10^{-13} \text{ m/sec}$ であった。このとき、圧縮ブロックの乾燥密度は、初期の隙間を考慮すると $\rho_d = 1.68 \text{ g/cm}^3$ であった。

以上のように、隙間を考慮した乾燥密度 $\rho_d = 1.68 \text{ g/cm}^3$ の砂・ベントナイト混合土の圧縮ブロック集合体の透水係数は 10^{-12} m/sec 程度で、十分な遮断性を有しており、ベントナイトの膨潤によってブロックと容器の隙間は十分にシールされているものと評価できた。

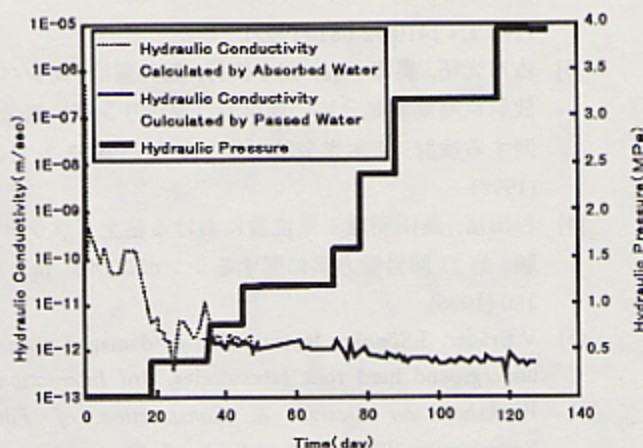


Fig.13 Change of hydraulic conductivity

5 結論

処分場の安全性は、廃棄体から漏出する放射性核種の人体への影響を十分低いレベルに抑えることで確保される。立坑は核種移行経路になりやすいと考えられるが、立坑下部にプラグを設置することにより、周辺健全岩盤と同等の核種移行遅延性が得られることをモデル地質で例示した。また、シーリング性能を確保するためには、設置したプラグが所定の機能を発揮することが前提となる。これに対し、プラグを模擬した室内規模実験を行い、止水性能に影響するプラグと周辺岩盤の間および圧縮ベントナイトブロック間のシール性能が確保できることを実験によって確認した。

今後実サイトを対象に処分場のシーリングを設計する上では、

- 「地質の不均質」
- 「断層の存在」
- 「処分システムの長期的安定性」

などの不確定な要素への対応を検討し、その結果をシーリングシステムに反映していくことが重要と考えらる。

謝辞

本研究は動力炉・核燃料開発事業団からの受託研究として実施したものであり、御指導頂いた関係各位に深く感謝する次第である。

参考文献

- [1] 原子力委員会：原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画（1994）。
- [2] 動力炉・核燃料開発事業団：高レベル放射性廃棄物地層処分研究開発の技術報告書—平成3年度—。

- PNC TN 1410 92-081 (1992).
- [3] 古市光昭, 奥津一夫, 田中俊行, 棚井憲治: 高レベル放射性廃棄物処分場の埋戻し (シーリング) 概念に関する検討. 土木学会論文集 VII, No.594/VII-7, 21-33 (1998).
 - [4] 杉田裕, 藤田朝雄: 原位置における粘土グラウト試験. 第27回岩盤力学に関するシンポジウム. pp.276-280 (1996).
 - [5] V.Bräuer, J.Sönke: Investigation of damaged zone in underground hard rock laboratories. *3rd International Workshop on Design & Construction of Final Repositories "Plugging and Sealing"*, Toroyes, France, October 18-20, 1995 (1995).
 - [6] 松井裕哉, 杉原弘造, 佐藤稔紀, 吉岡尚也: 堆積岩地山における立坑周りの力学的・水理学的な特性変化. PNC TR/GE 92-06 (1992).
 - [7] AECL: Tunnel sealing experiment at URL, AECL Technical Report (in press).
 - [8] A.Saotome, et al: Study of the performance of sealing systems for access shafts in a high-level waste repository. *Scientific Basis for Nuclear Waste Management XVI (Mater. Res. Soc. Symp. Proc. Vol.294)* (Interrante, C.G. and Pabalan, R.T. ed.), Pittsburgh, Pennsylvania, U.S.A., November 30-December 4, 1992, pp.475-480 (1993).
 - [9] 菅野毅, 棚井憲治, 平和男, 末吉隆信: 圧縮ベントナイトブロック集合体の透水性. 日本原子力会 1997 秋の大会, 沖縄, 10月14~17日, pp.2009-2010 (1997).
 - [10] SKB: Final storage of spent nuclear fuel, KBS3 (1983).
 - [11] SKB: Final disposal of spent nuclear fuel, Importance of the bedrock for safety, SKB Technical Report 92-20 (SKB91) (1992).
 - [12] AECL: Environmental impact statement on the concept for disposal of Canada's nuclear fuel waste, AECL-10700, COG-93-1 (1994).
 - [13] NAGRA: Project Gewähr, NGB85-09 (1985).
 - [14] NAGRA: Safety assessment report (Kristallin-I), Nagra Technical Report 93-22 (1994).
 - [15] 動力炉・核燃料開発事業団: 地層処分研究開発の現況(平成8年度). PNC TN 1410 96-071 (1996).