

分置

米国における地層処分システムに関する技術調査

(動力炉・核燃料開発事業団 委託研究概要報告書)

1988年3月

石川島播磨重工業株式会社

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせ下さい。

〒107 東京都港区赤坂1-9-13

動力炉・核燃料開発事業団
技術協力部 技術管理室

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to: Technical Evaluation and Patent Office, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 9-13, 1-chome, Akasaka, Minato-ku, Tokyo 107, Japan

動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)

1988年 3月

米国における地層処分システムに関する技術調査 *1

玉井輝雄 *2 梅田俊雄 *2
八田昌久 *2 若松久夫 *2
中村平一郎 *3 大野昭 *2

要 旨

我が国で高レベル地層処分に使用される廃棄物パッケージの研究開発を進める上の参考とするため、米国でこれまで実施されてきた玄武岩層、凝灰岩層及び岩塩層の3種類の岩層に対する地層処分研究のうち、廃棄物パッケージの研究開発に関連する分野を調査した。

本調査では、玄武岩プロジェクト及び凝灰岩プロジェクトを中心に、高レベル廃棄物の廃棄体仕様、各処分場の地質条件、地下水条件、プロジェクト体制、開発スケジュール、廃棄物パッケージの設計指針・設計仕様・設計内容（材料選定・解析手法・耐食性評価・緩衝材・代替案）に関連する法規・基準、及び Waste Acceptance Preliminary Specificationを調査した他、岩塩層プロジェクトについても材料選定、耐食性評価、及び代替案を調べた。

*1 本報告書は、石川島播磨重工業（株）が動力炉・核燃料開発事業団の委託により実施した研究の成果である。

契約番号：6200088

事業団担当部課室および担当者名：環境工学開発部廃棄物処分技術開発室
（野高昌之）

*2 石川島播磨重工業株式会社 原子力事業部

*3 石川島播磨重工業株式会社 船舶海洋事業本部 新技術開発部

PNC TJ4150 88-001(1)
March, 1988

Technical Review on Geologic Disposal System
in the United States *1.

Teruo Tamai *2
Toshio Umeda *2
Masahisa Hatta *2
Hisao Wakamatsu *2
Heiichiro Nakamura *3
Akira Ohno *2

ABSTRACT

To develop waste packages to be used for geologic disposal of high-level radioactive wastes, the research and development status of waste packages for three repository projects (basalt, tuff and rock salt) in the United States was surveyed.

In this study, waste form specification, geologic and hydrologic conditions of repositories, project organization and schedule for waste package development, design requirements, specifications and details (material selection, analysis methods, corrosion evaluation, buffer materials, and alternate designs), related codes and regulations, and Waste Acceptance Preliminary Specifications were investigated for basalt and tuff repository projects and design details (material selection, corrosion evaluation, and alternate designs) for salt repository project.

*1: Work performed by Ishikawajima-Harima Heavy Industries Co., Ltd. under contract with Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation.

PNC Liaison: Waste Isolation Technology Section,
Waste Management Technology Development Division (Masayuki Nodaka).

*2: Nuclear Power Division, Ishikawajima-Harima Heavy Industries Co., Ltd.

*3: Technical Development Department, Shipbuilding and Offshore, Ishikawajima-Harima Heavy Industries Co., Ltd.

1. 目 的

我が国において高レベル放射性廃棄物の地層処分の研究開発を進める際に、放射性核種の閉じ込めバリアとして主要な機能を担う人工バリアのうち、廃棄物パッケージの研究開発を効率的に進める為には海外の研究開発内容を調査する事が必要となる。

本調査は米国で最近まで平行して進められてきた玄武岩層、凝灰岩層、及び岩塩層の3種の岩体における処分場研究開発プロジェクトにおける廃棄物パッケージの研究開発内容の調査を目的として実施した。

2. 廃棄体仕様

(1) 玄武岩プロジェクト

本プロジェクト (Basalt Waste Isolation Project, BWIP) のレファレンス設計で考慮されている廃棄体は、使用済燃料 (Westinghouse 型15×15 PWR用燃料集合体) 及び West Valley ガラス固化体 (West Valley High-Level Waste, WVHLW) である。

このうち、使用済燃料は、燃料集合体そのままの Intact Spent Fuel (ISF) 及び ロッドコンソリデーションを行った Consolidated Spent Fuel (CSF) の2種類を対象としており、廃棄物パッケージには燃料集合体4体分が収められている。

CSF 及び ISF の発熱量は廃棄物パッケージ当たり 2,069W (最大)、WVHLW の発熱量は 255W (最大) を処分場受入時に想定している。

(2) 凝灰岩プロジェクト

本プロジェクト (Nevada Nuclear Waste Storage Investigations, NNWSI) のレファレンス設計で考慮されている廃棄体は、玄武岩プロジェクトと同じ CSF, ISF, WVHLW の他に、軍用再処理施設から出される高レベル廃棄物のガラス固化体 (Defence High-Level Waste, DHLW) の4種類である。

使用済燃料は玄武岩プロジェクトと異なり、PWR 燃料だけでなく BWR 燃料も対象としており、CSF の場合 PWR 燃料は 6体分、BWR 燃料は 18体分、また、ISF の場合、PWR 燃料は 3体分、BWR 燃料は 6体分が廃棄物パッケージに収められる。

DHLW は WVHLW と同じ寸法・形状のキャニスタに入っており、異なる点は DHLW の方が WVHLW より発熱量が大きい (423W) ことだけである。(図2-1 参照)

使用済燃料の発熱量は PWR 燃料集合体 1体当たり 550W、BWR は 1体当たり 190W である。

3. 処分場の地層条件

(1) 玄武岩プロジェクト

本プロジェクトの処分場はWashington州 HanfordのGrande Ronde玄武岩のうち、地下 912m～ 992mに分布するCohasette 層に計画されている。(図3-1 参照)

Grande Ronde玄武岩には、主に輝石、斜長石、チタン鉄鉱、カンラン石等の鉱物が含まれている。

処分場水平坑道が予定されている地下 969.6m深さの温度は51.8℃、水圧は9.4M Paである。また、Grande Ronde玄武岩層グループの地下水はpH9.6 で還元性(酸化還元電位約-300mV)である。

(2) 凝灰岩プロジェクト

本プロジェクトの処分場はNevada州 Yucca Mountain のTopopah Spring凝灰岩中に計画されており、地表面より約 350m下で、地下水面より200～400 m上の不飽和水帯にあるのが特徴である。

Topopah Spring層凝灰岩には、主に、アルカリ長石、石英、クリストバライト等の鉱物が含まれている。

処分場の予定される地下約 350mでの温度は26℃である。不飽和帯にあるので水圧は無い。又、本処分場不飽和帯に含まれている水分と同様な成分であろうと考えられている地下水はpH 7.1で若干酸化性である。

4. 廃棄物パッケージ

4.1 プロジェクト体制

(1) 玄武岩プロジェクト

本プロジェクトの廃棄物パッケージはDOE よりプロジェクト全体の管理・研究・開発を委託されたRockwell Hanford Operations（現在ではWestinghouse Hanford Co.）のBasalt Waste Isolation Project(BWIP)の中のWaste Package Design and Developmentのセクションが開発及び設計を担当した。

(2) 凝灰岩プロジェクト

本プロジェクトの廃棄物パッケージの開発は当初ONWI(Office of Nuclear Waste Isolation)、その後、DOE のNevada Operations Officeに属するWaste Management Project Office より委託されたLLNL(Lawrence Livermore 国立研究所)が担当した。

4.2 開発スケジュール

(1) 玄武岩プロジェクト

廃棄物パッケージの開発は1970年代後半より開始され、1984年に短い水平埋設孔にパッケージを1個ずつ埋設する現在の案の基本が完成した。1985年から約2年間Site Characterization Planの一環としての概念設計が行われ、レファレンス設計のフィージビリティの確認、今後必要な研究開発の確認等を実施した。

(2) 凝灰岩プロジェクト

当初処分場が地下水面より下にあるという条件で、1982年にONWIの委託でWestinghouse社が設計した。この時のレファレンス設計は厚肉の炭素鋼の外側にチタン合金を巻いたオーバーパックであった。(代替案は自己遮蔽型パッケージ)

その後、パッケージ開発はLLNLによって行われ、地下水面より上の処分場用として、1984年に現在のレファレンス設計となっているステンレス鋼製パッケージが開発された。その後、内部構造や直径は若干変更になっているが、基本的な設計は変わっていない。

4.3 設計指針

廃棄物パッケージの設計に当っては基本的に10CFR60 の諸要求を考慮している。

- 閉じ込め性 閉鎖後 1,000年間核種閉じ込めを保証
- 隔離性 閉じ込め期間後の核種のインベントリのうち、地層への放出が毎年10万分の1 とをこえぬ事を保証
- 放射線安全性 閉鎖前には10CFR20 を満足すること。
- 臨界安全性 $K_{eff} \leq 0.95$ であること
- 火災・爆発 燃焼を発生させたり持続させぬこと
- 再取出性 埋設後50年間再取出性を保持すること
- 運搬・ハンドリング 輸送、埋設、再取出中の閉じ込め性の保持
- 機械的強度 輸送、ハンドリング、埋設、再取出、地震時の荷重下で構造健全性を保持

4.4 廃棄物パッケージの仕様

(1) 玄武岩プロジェクト

本プロジェクトの廃棄物パッケージは、廃棄体、キャニスタ（WVHLW のみ）、コンテナ（オーバーパックに相当）、緩衝材、及びシェルで構成される。

（図4-1～図4-3 参照）

このうち、シェルは水平埋設孔に緩衝材とコンテナを挿入する作業を容易にするために設置される。

コンテナの材質はASTM A27-84, Gr. 60-30炭素鉄鋼である。この材質は溶接性が良く、厚肉のコンテナを安価に製造できる事、又、玄武岩処分場環境下の耐食性も良い事から選ばれた。

コンテナの板厚は放射線遮蔽、外圧（水圧）に対する強度、腐食性を考慮して決められた。CSF 及びISF 用パッケージの板厚（円筒部の例）は85mm、WVHLW 用パッケージの板厚は89mmである。

緩衝材は25%Naベントナイト、75%玄武岩粉末の組成で予め成型されたブロックがシェルとコンテナとの間に設置される。この材質が選ばれたのは文献サーベイによってであるが、その後伝熱特性、膨潤圧などのデータを得ると共に、核種吸着実験が行われている。

緩衝材の板厚は 152.4mmである。これもエンジニアリング・ジャッジメントによって決められた。

(2) 凝灰岩プロジェクト

廃棄物パッケージは廃棄体、キャニスタ、及びオーバーパックから構成される。玄武岩プロジェクトと異なり、本プロジェクトの処分場は地下水位より上にある為、緩衝材は使用されないし、水圧も無い為、オーバーパックの板厚は薄い。

(図4-4 参照)

オーバーパックの材質は304Lステンレス鋼である。耐食性、コスト、強度及び溶接性の観点から10mmとされた後、強度上の確認が行われた。耐食性の検証は現在も進行中である。

4.5 廃棄物パッケージの設計

(1) 玄武岩プロジェクト

a) 廃棄物パッケージの性能

パッケージの発熱量の経年変化を考慮した熱解析を2次元過渡解析及び1次元定常解析の2段階に分けて行った。

図4-5 にCSF の場合の例、表4-1 に各部ピーク温度と許容温度との比較を示す。同表から、緩衝材の熱伝導率が廃棄物パッケージの温度に与える影響が大きいことがわかる。

図4-6 にWVHLW の温度変化を示す。発熱量が低い為、許容温度に対する余裕は大きい。

構造強度については、ASMEコードSec. III, class-1 機器に対する要求を適用して、外圧に対する座屈評価及び破壊力学的検討を行った。

b) オーバーパックの耐食性評価

埋設後50年間は水蒸気腐食、その後は水腐食を仮定して、次の腐食評価式を用いた。

水蒸気腐食

$$P=134.5t^{0.2} \exp(-2900/T) \text{ (mm)}$$

t : 時間 (yr)

T : 温度 (K)

水腐食

$$P=5.03 \times 10^{-3} t \text{ (温度が } 125^\circ\text{C 以上の場合)}$$

$$P=46.71 \times 10^{-3} t \text{ (温度が } 125^\circ\text{C 以下の場合)}$$

他に、実験で 125℃以上での照射による腐食の加速が認められたので、上記 P に増倍係数をかける。

c) オーバーパック

オーバーパックのカバーのシール方法について検討された。

有望な方法としては、電子ビーム溶接、ミグ又はフラックスコアによる狭開先溶接、及びろう付けの3種類である。このうち、本プロジェクトでは、溶け込み量の少なさ、溶接スピードの早さ、遠隔操作性等を考慮して電子ビーム溶接をレファレンスとした。

d) 廃棄物パッケージの代替案

将来放射性核種の放出を遅らせる為に、現レファレンス設計よりも厚い緩衝材が必要となった時に備えて図4-7 に示す案が考えられてる。

本案は緩衝材厚さが1m（レファレンス設計では152.4mm）としている為、廃棄体の制限温度を超えぬように廃棄体数をCSF用の場合3体分（レファレンス設計では4体分）に減らして発熱量を下げている。

その他のコンテナ板厚等はレファレンス設計と同じである。

(2) 凝灰岩プロジェクト

最新のレファレンス設計の形状・寸法では詳細な設計検討は行われておらず、以前のレファレンス設計（図4-8 参照、オーバーパック外径70cm）に対する検討がほぼ適用できると考えられている。今後、最新の設計に対する詳細な検討が行われる。

a) 廃棄物パッケージの性能

熱解析は3次元過渡解析と2次元定常解析の2段階で行われた。

図4-9 にCSF(PWR 燃料)の埋設後の各部の温度変化を示す。

この他、地上施設内での火災に関する熱解析も実施した。

構造強度については廃棄物パッケージの落下(9m)、火災時、取扱い時及び水位上昇による浸水を考慮した解析を実施して健全性を確認した。

b) オーバーパックの耐食性評価

初期には蒸気環境下、1,000年後以降水環境下になると仮定して評価した。両方の環境下で1年以上にわたる腐食試験を実施し、ステンレス鋼の腐食量は無視しうる位に小さい（水環境下では0.04~0.21 μ m/年）結果が得られた。又、照射は腐食速度を下げる事も実験によって明らかになった。

c) 廃棄物パッケージ代替案

レファレンス設計の他に代替案としてISF用パッケージ（レファレンス設計に比べて径が若干大きく、中の区画配置が異なる）および銅合金製パッケージの2種類が今後の検討対象とされている。

前者は将来全くロッドコンソリデーションを行わない事になった場合を想定したものである。（図4-10参照）

又、後者はレファレンス材料の応力腐食割れが問題となる場合に備えたものである。

(3) 岩塩層プロジェクト

a) オーバーパック材料の選定

AISI Type 1018低炭素鋳鋼と同等品がレファレンス材料とされている。この材料はコストが安く、実証された材料である事から選ばれた。（図4-11参照）

b) オーバーパックの耐食性評価

岩塩中のかん水（brine）が熱源の方へ移動し、移動した量（30リットル）が全てアノード反応で消費されるケース、及び無制限にかん水が消費されるとして速度論的アプローチによって評価するケースを考えた。前者の場合、最大19mmである。後者の場合

$$P=267\exp(-2,850/T) t^{0.76} \text{ (mm)}$$

ここで、T : 温度 (K)

t : 時間 (yr)

の式で評価する。

c) 廃棄物パッケージ代替案

代替案として、表面線量率を100mrem/hr以下にする為に厚肉な自己遮蔽型パッケージ（図4-12参照）、及び将来、炭素鋼パッケージの耐食性に問題が生じ場合の対策としてのチタン被覆炭素鋼パッケージ（図4-13参照）が考慮されている。

前者は追加の遮蔽が必要ないので、処分坑道内に横置きにでき、再取出し性に優れている。材料は炭素鋳鋼を使用し、板厚は30cm～47cmと厚い。

後者は岩塩のクリープ圧に対する座屈強度を安価な炭素鋼に持たせ、耐食性のみを外面に巻いた薄肉のチタン合金（TiCode-12）に期待する構造となっている。チタン合金の板厚は2.5mmを考えている。

5. 関連法規・基準

本調査では10CFR60, 40CFR191及び米国NRCのGeneric Technical Positionを対象とした。

廃棄物パッケージの設計に現在実際に考慮されているのは上記のうち10CFR60である。10CFR60と玄武岩プロジェクト及び凝灰岩プロジェクトとの対応を次のページに示す。

6. Waste Acceptance Specification

DOEで処分場に受け入れられる為にガラス固化体が備えるべき仕様として、Defence Waste Processing Facility及びWest Valley Demonstration Projectの両方の固化体に対して規定されているWaste Acceptance Preliminary Specificationsの内容を調査した。

10CFR60 との対応

10CFR60	玄武岩プロジェクト	凝灰岩プロジェクト
111(a) 放射線に対する安全性	<ul style="list-style-type: none"> 作業員被曝(5Rem/年), ALARA 適用 	<ul style="list-style-type: none"> 同 左
111(b) 再取出性能	<ul style="list-style-type: none"> 詳細検討未実施 (シェルにコンテナ・緩衝材等全てが入った状態で引き抜き地上のホットセル内でコンテナを引き出す) 	<ul style="list-style-type: none"> 再取出時にパッケージにかかる力による応力が材料の降伏強さ(at 260℃)より十分下まわることを確認
113(a)(ii)(A) 閉じ込め性	<ul style="list-style-type: none"> 座屈強度を解析によってチェックし、更に腐食代を考慮 	
113(a)(ii)(B) 隔離性	<ul style="list-style-type: none"> まだ報告なし 	<p>今までに報告なし</p>
113(b)(1) 自然現象等からの防護	<ul style="list-style-type: none"> 特に考慮なし 	
131(b)(2) 動的荷重	<ul style="list-style-type: none"> 未 検 討 	<ul style="list-style-type: none"> 落下に対して、動的弾塑性構造解析を行ってチェック 低温下の延性及び衝撃吸収エネルギーを材料使用に規定
131(b)(3) 火 災	<ul style="list-style-type: none"> 未 検 討 	<ul style="list-style-type: none"> 火災時の温度・構造解析を行ってパッケージの健全性をチェック 800℃での降伏強さを材料仕様に規定

10CFR60 との対応

10CFR60	玄武岩プロジェクト	凝灰岩プロジェクト
131(b)(6) 検査試験・保守	<ul style="list-style-type: none"> ・パッケージに定期検査等は該当せず 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 同 左
131(b)(7) 臨界安全性	<ul style="list-style-type: none"> ・ CSF は稠密に入っているので問題なし ・ ISF では粉末玄武岩が詰められており、水が侵入してもスペースが殆んどないので問題なし 	<ul style="list-style-type: none"> ・ CSF の場合、稠密に入っていれば問題ない。そうでない場合には B₄ C 入りジルカロイ管も一緒に入れる。
135(b)(1) 爆発性・発火性物質等	<ul style="list-style-type: none"> ・ CSF, ISF, WVHLW は該当せず 	<ul style="list-style-type: none"> ・ CSF, WVHLW, DHLWは該当せず
135(b)(2) 自由流体	<ul style="list-style-type: none"> ・ 同 上 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 同 上
135(b)(3) ハンドリング	<ul style="list-style-type: none"> ・ 処分場におけるコンテナのハンドリングはまだ規定されていない為、未検討 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 上記131(b)(2) で検討
135(b)(4) 標 識	<ul style="list-style-type: none"> ・ 未 検 討 	<ul style="list-style-type: none"> ・ パッケージつかみ部上面につける (刻印エッチング等による)
135(c)(1) 固 化	<ul style="list-style-type: none"> ・ CSF, ISF, WVHLW は満足する 	<ul style="list-style-type: none"> ・ CSF, WVHLW, DHLWは満足する
135(c)(2) コンソリデーション	<ul style="list-style-type: none"> ・ 該 当 せ ず 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 同 上
135(c)(3) 可燃性物質	<ul style="list-style-type: none"> ・ 該 当 せ ず 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 同 上

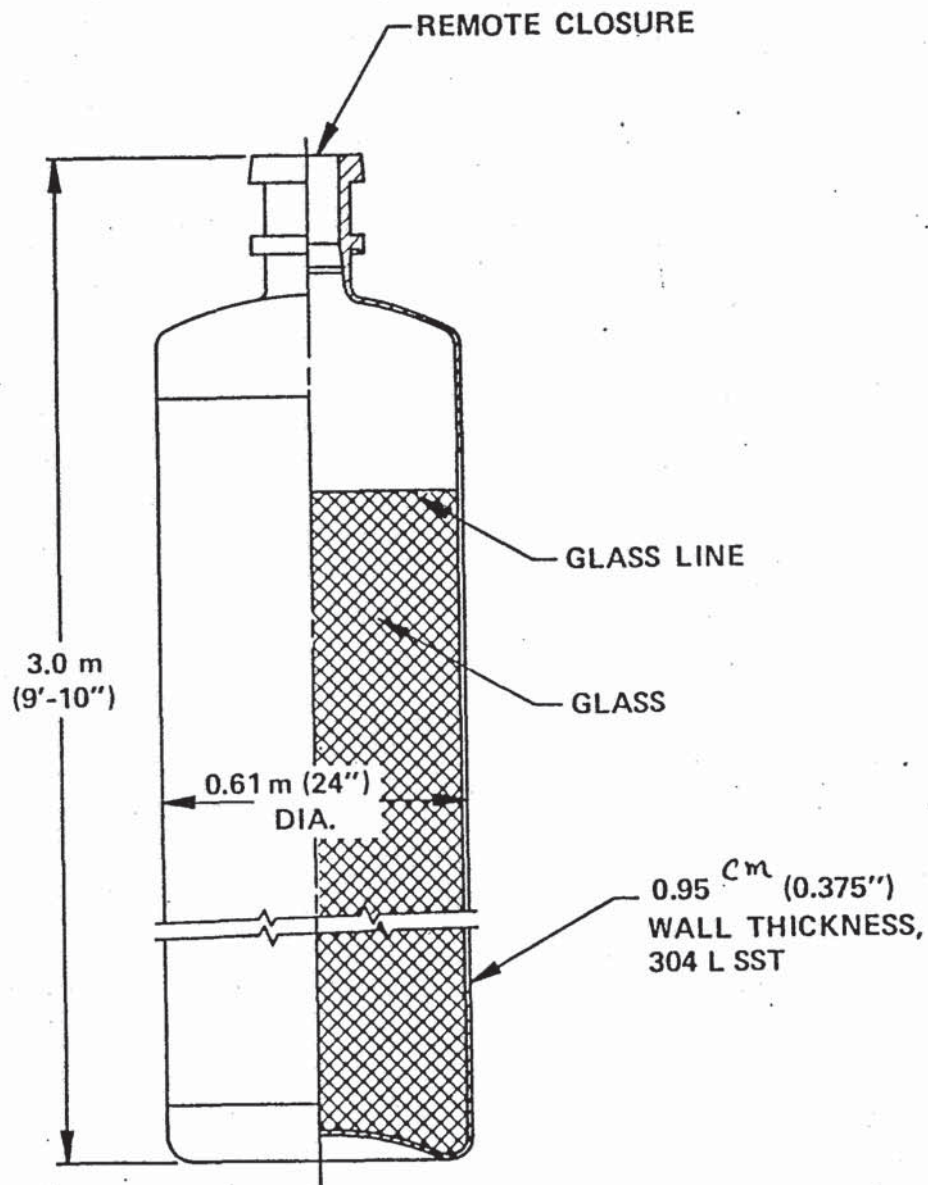


図 2-1 West Valley ガラス固化体

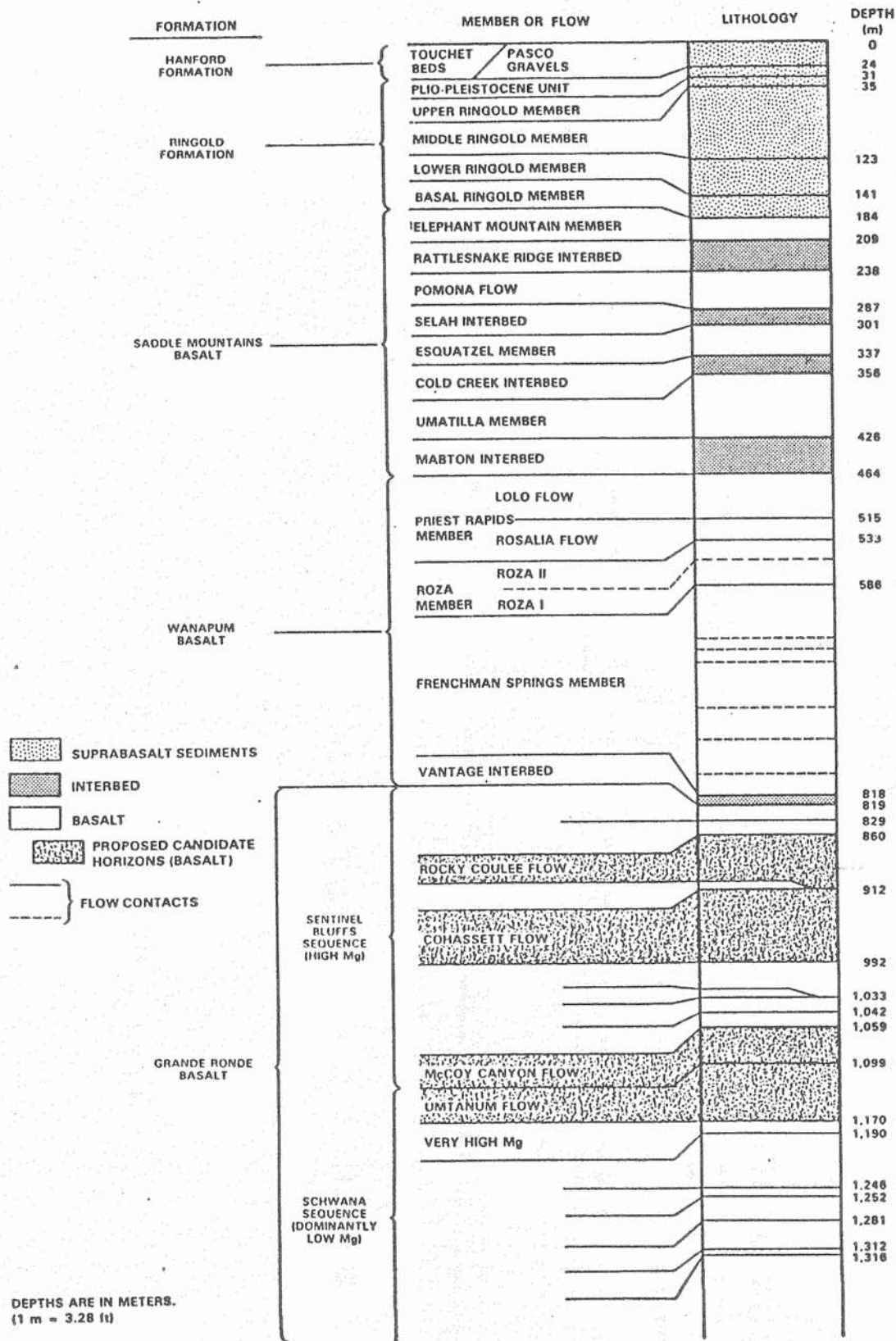


図3-1 玄武岩プロジェクト処分場の地層断面

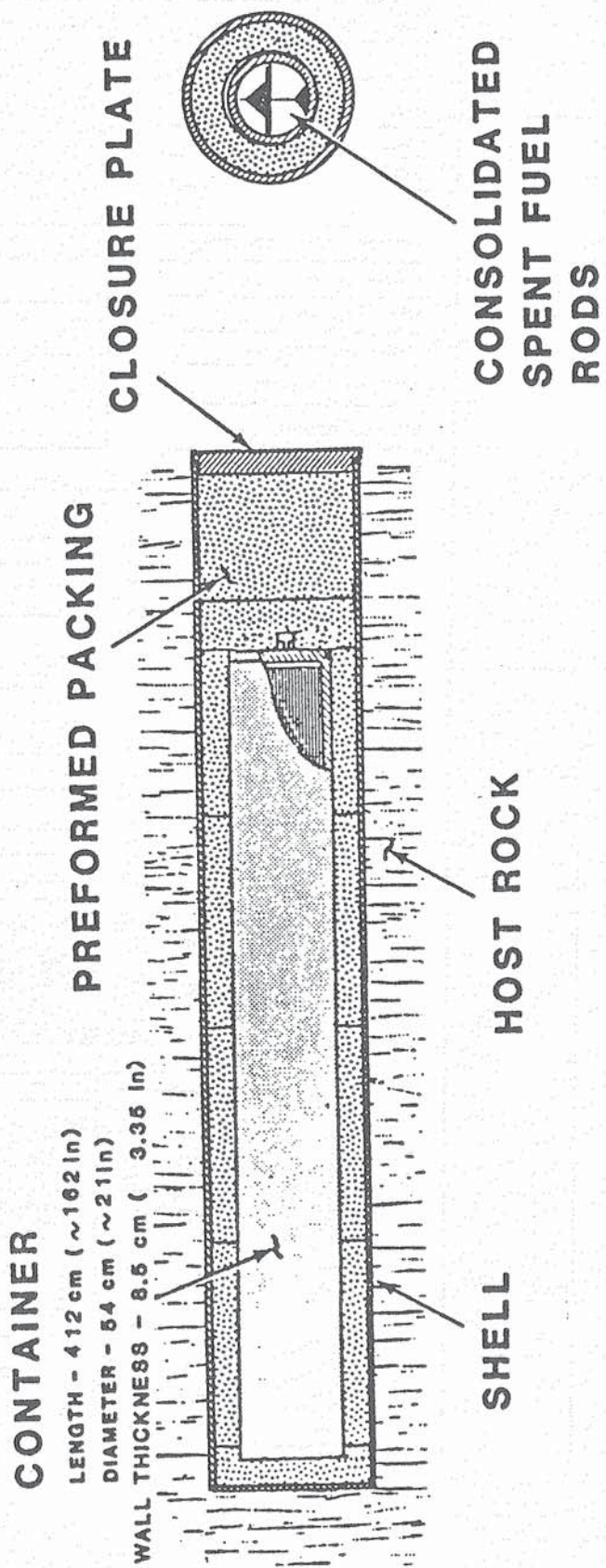


図4-1 廃棄物パッケージ (CSF)

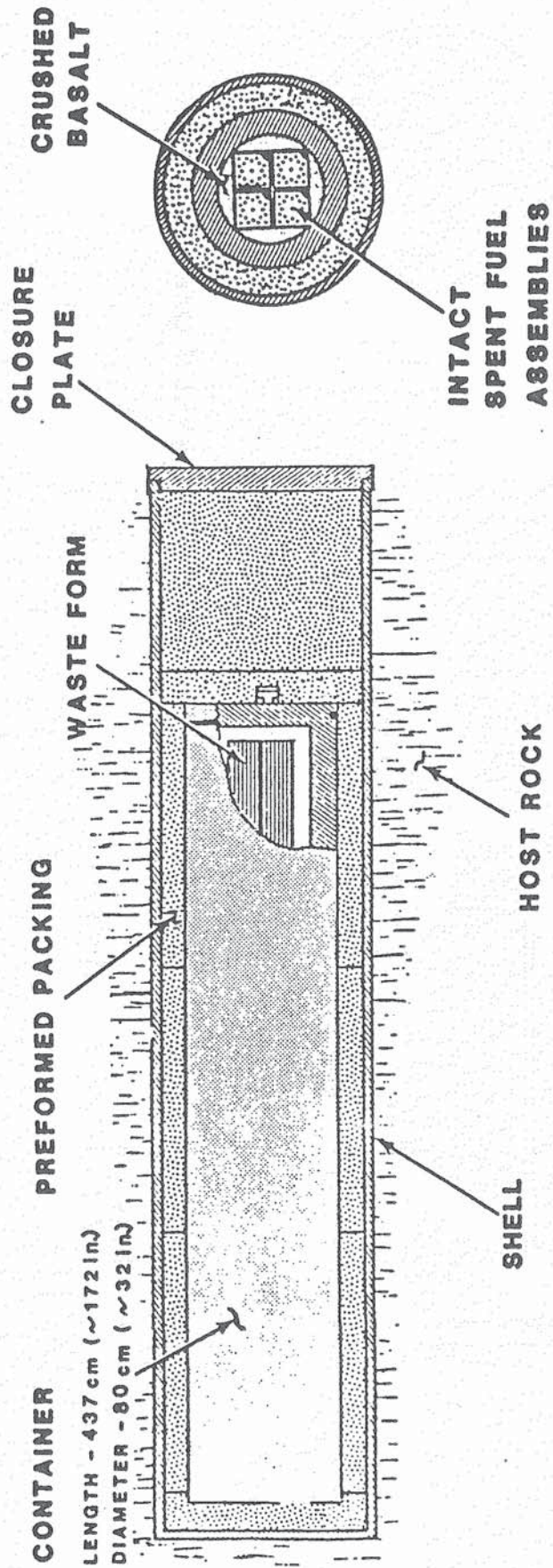


図4-2 廃棄物パッケージ (ISF)

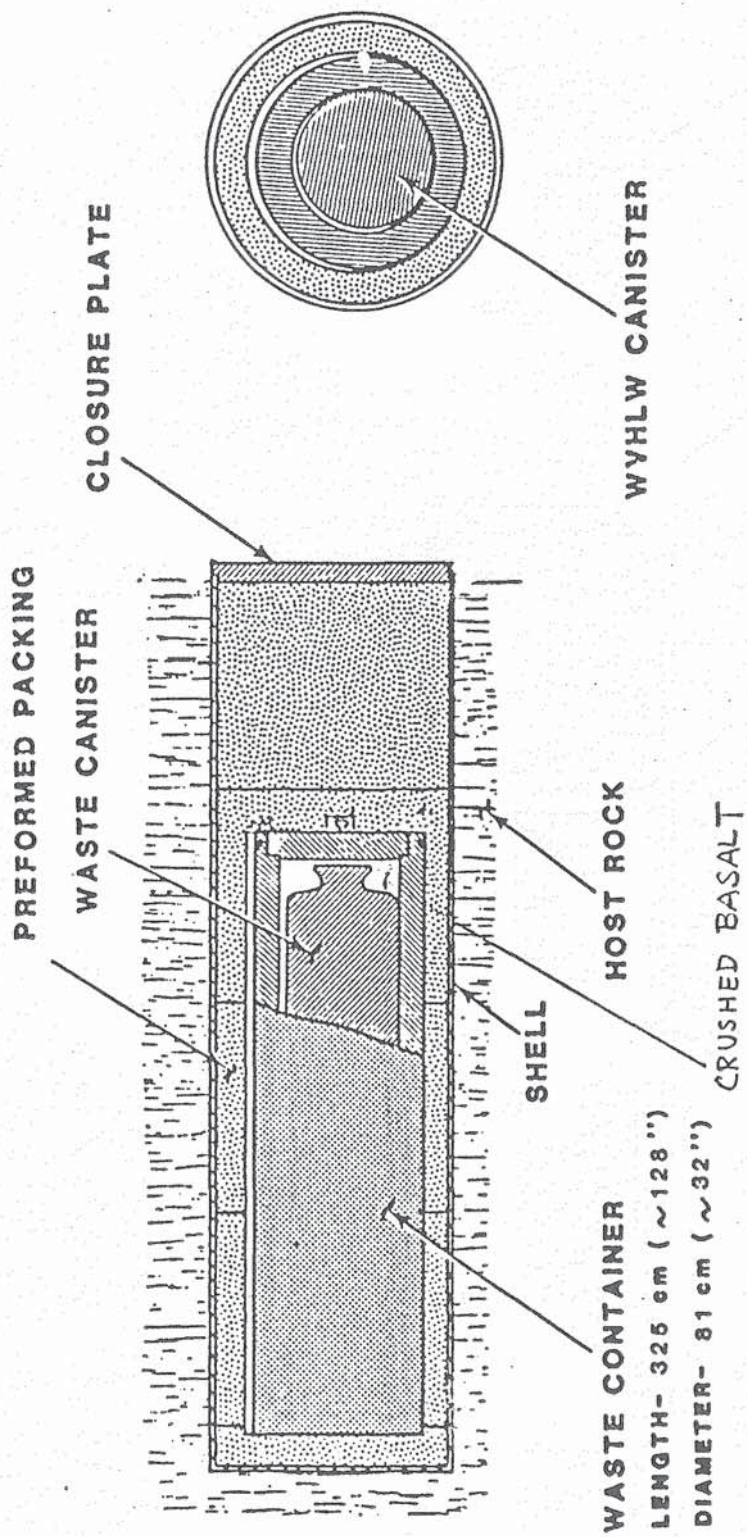


図4-3 廃棄物パッケージ (WVHLW)

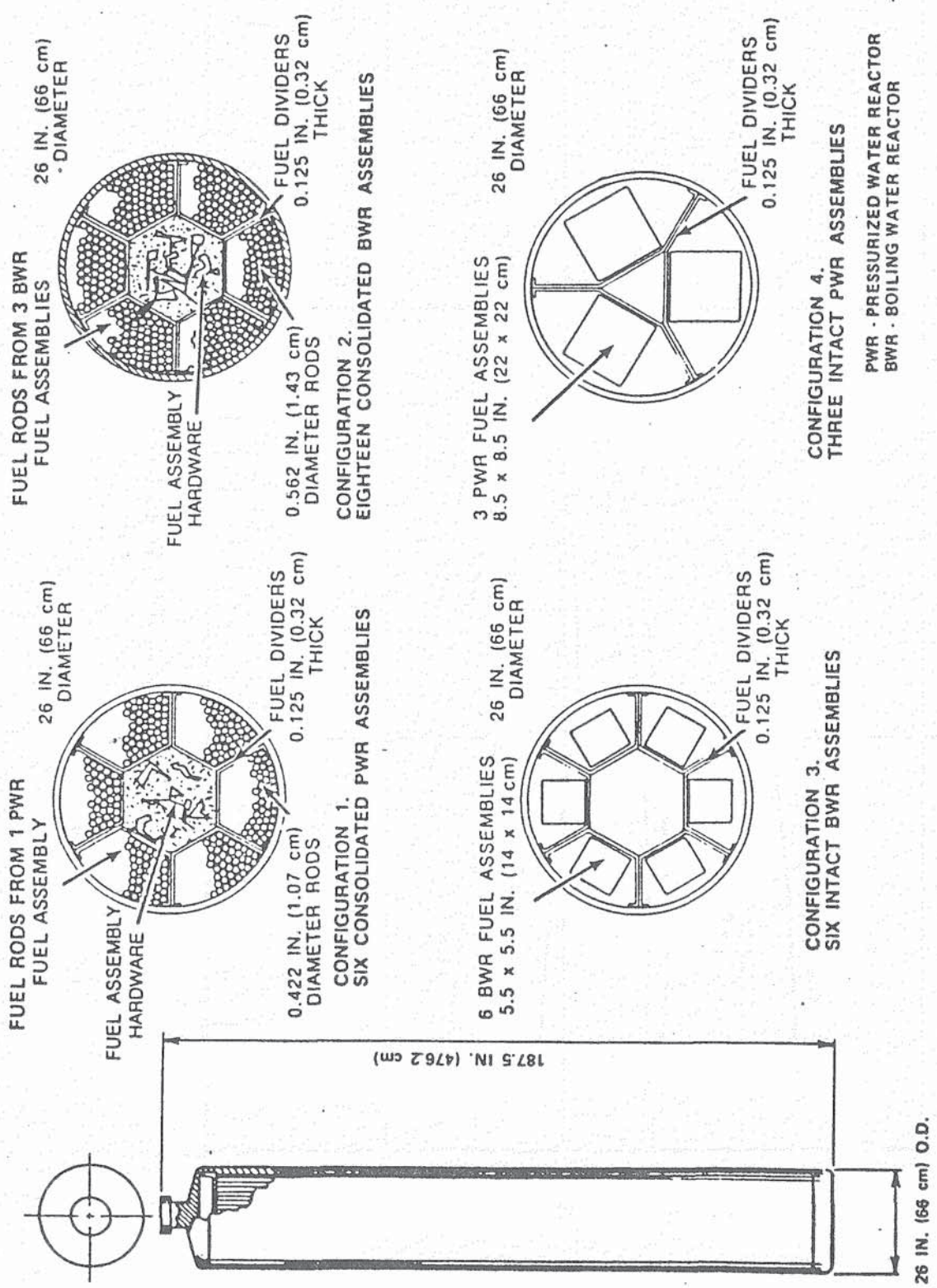


図 4-4 凝灰岩プロジェクト・使用済燃料用パッケージ

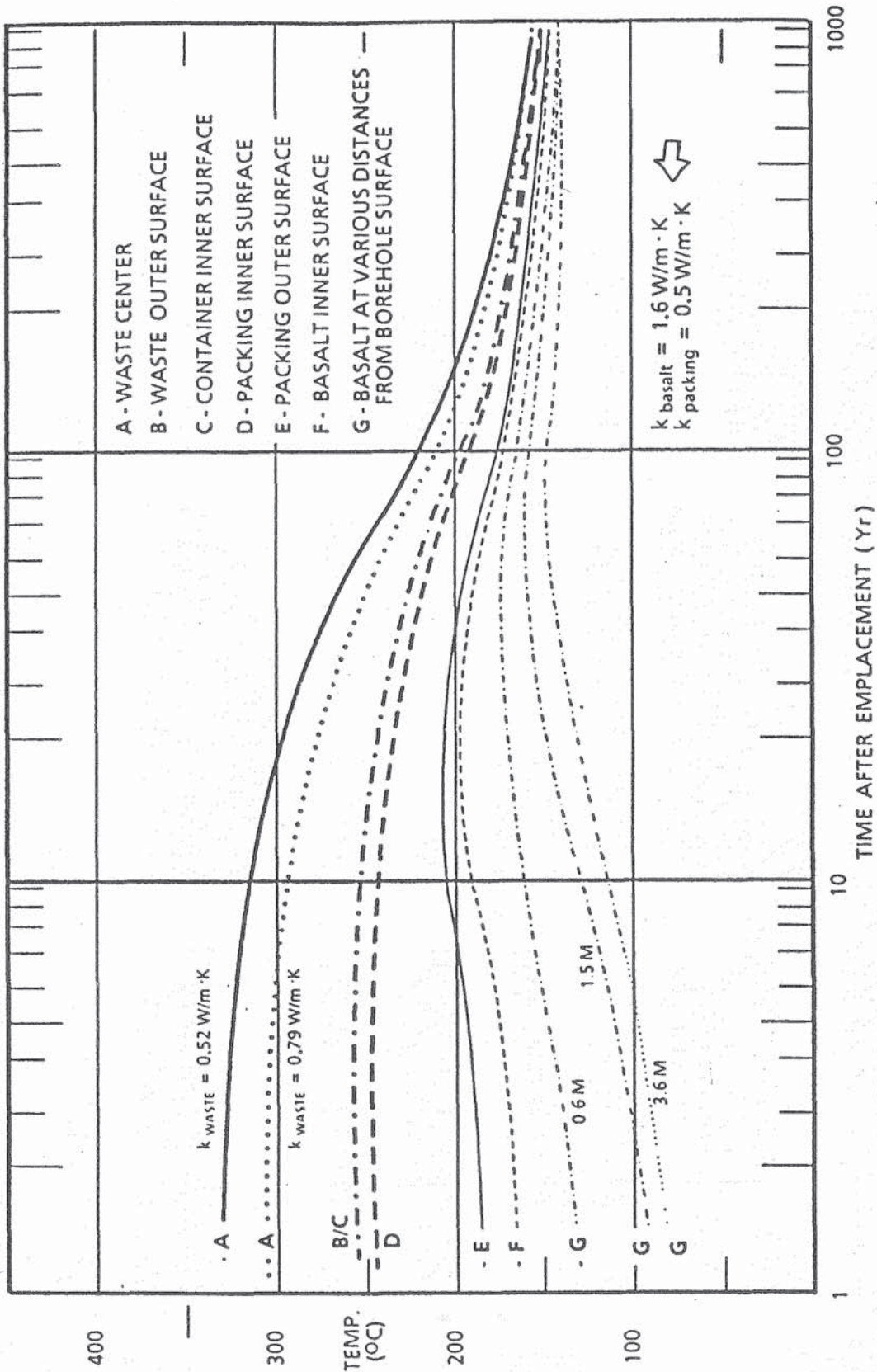


図4-5 温度変化 (CSF)

Points	Temperature (°C)		
	Maximum allowable ^a	Peak calculated	Margin
Thermal conductivity			
Packing = 0.35 W/m-K			
Basalt = 1.42 W/m-K			
Fuel Rods	400	366 ^b	34
Container	430	295	135
Packing	370	286	84
Basalt	450	207	243
Thermal conductivity			
Packing = 0.5 W/m-K			
Basalt = 1.42 W/m-K			
Fuel Rods	400	340 ^b	60
	--	316 ^c	84
Container	430	271	159
Packing	370	261	109
Basalt	450	207	243

^aFailure modes for excessive temperatures

^bWaste Form effective conductivity = 0.52 W/m-K

^cWaste Form effective conductivity = 0.79 W/m-K

表4-1 各部ピーク温度(CSF)

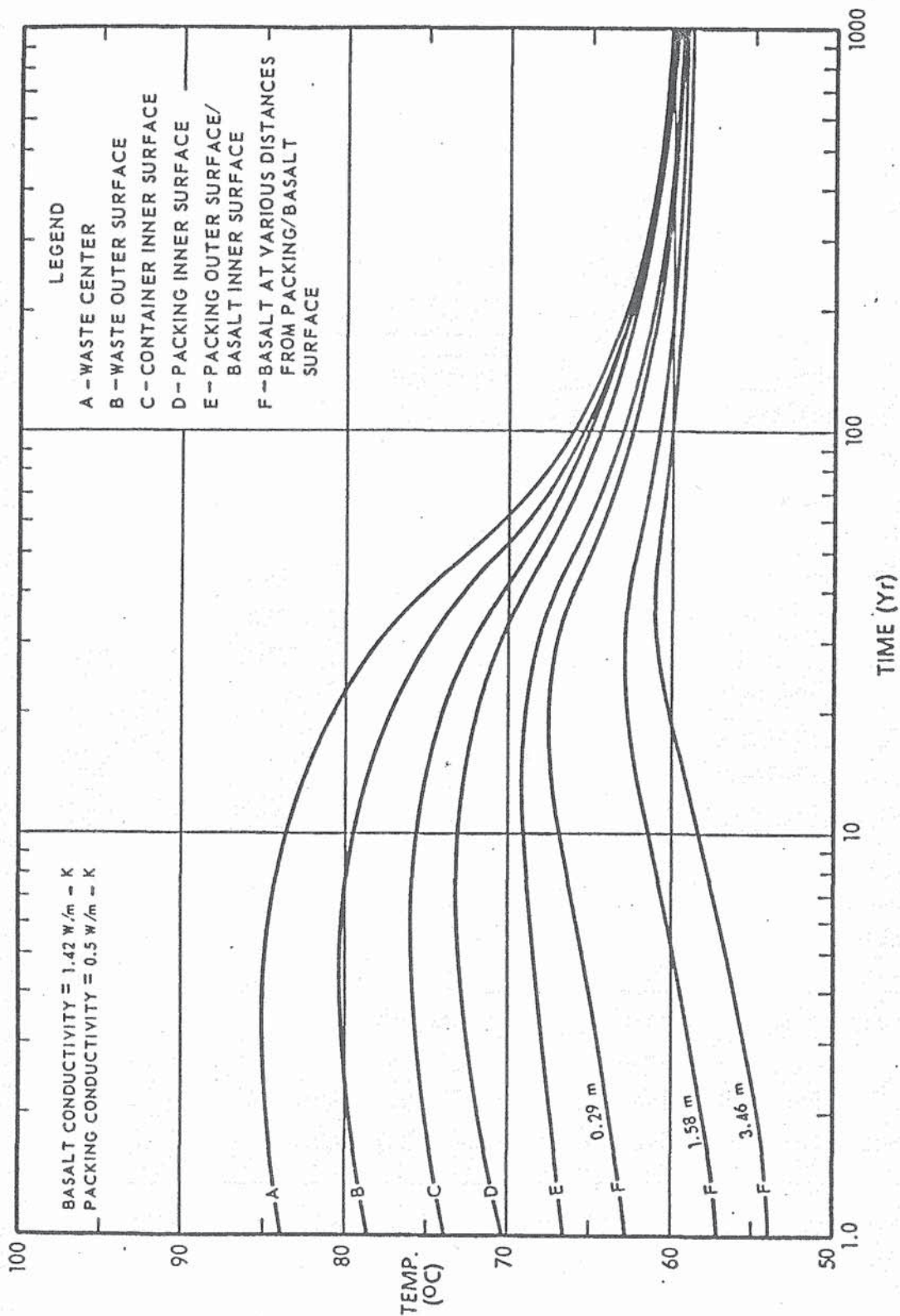


图 4-6 温度变化 (WVHLW)

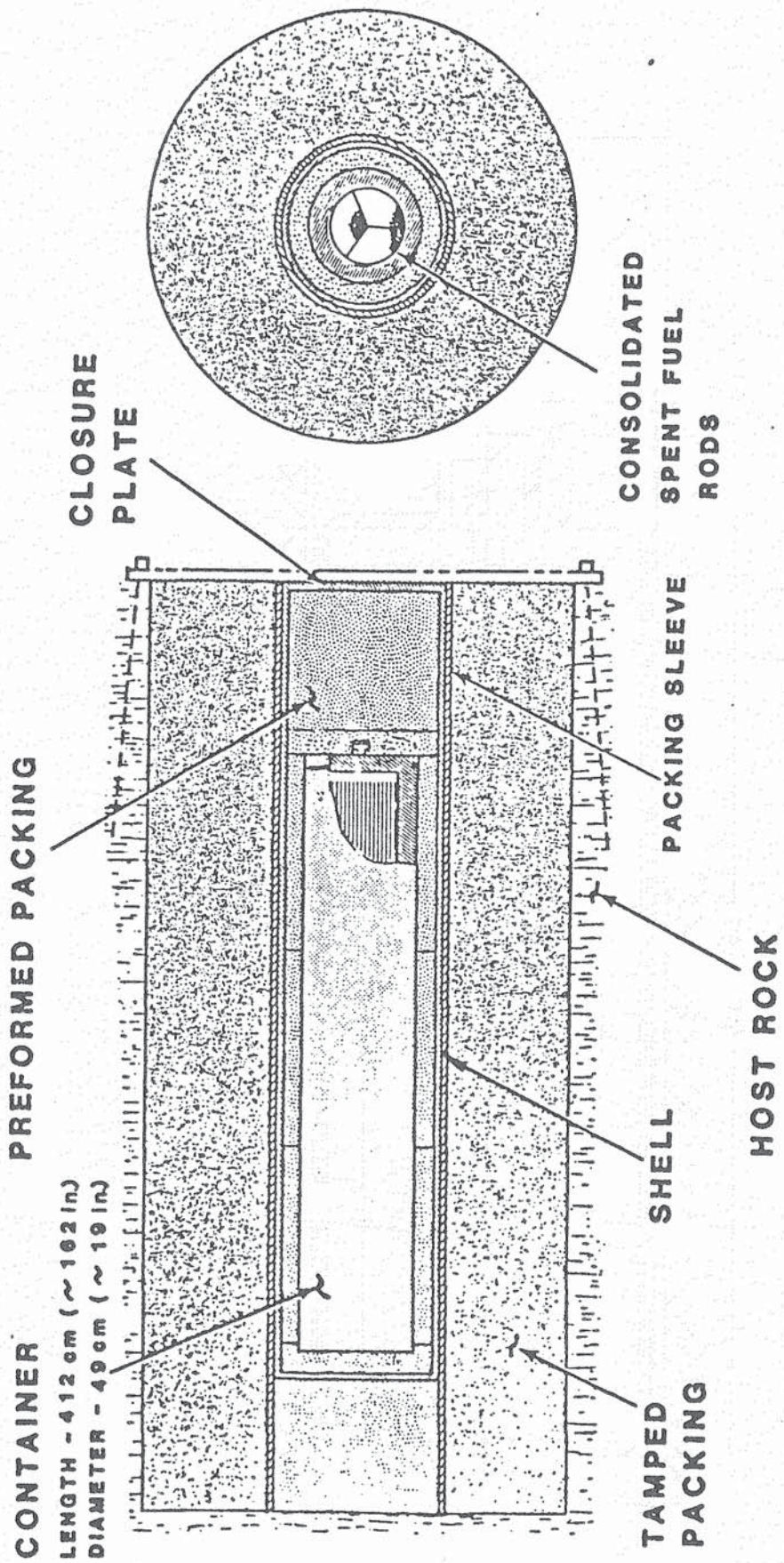


図4-7 廃棄物パッケージ代替案

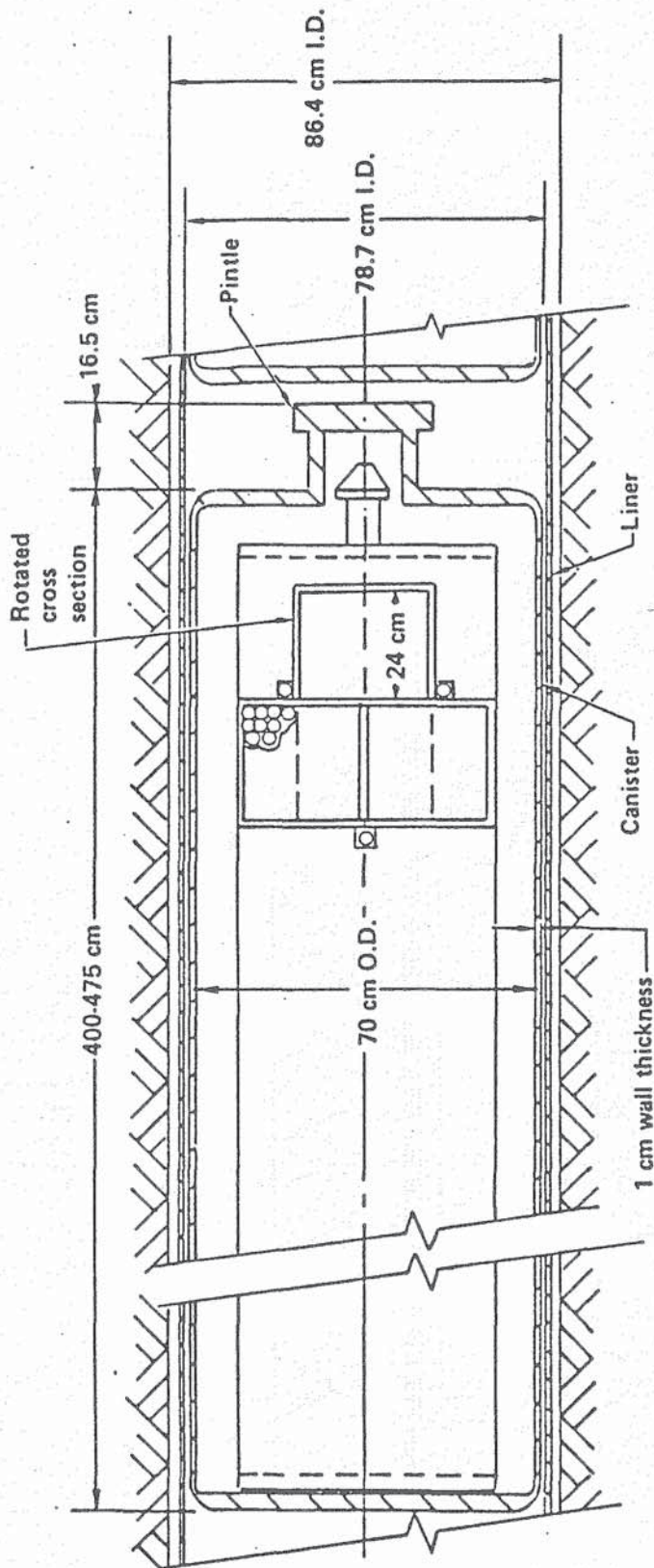


図4-8 解析対象廃棄物パッケージ

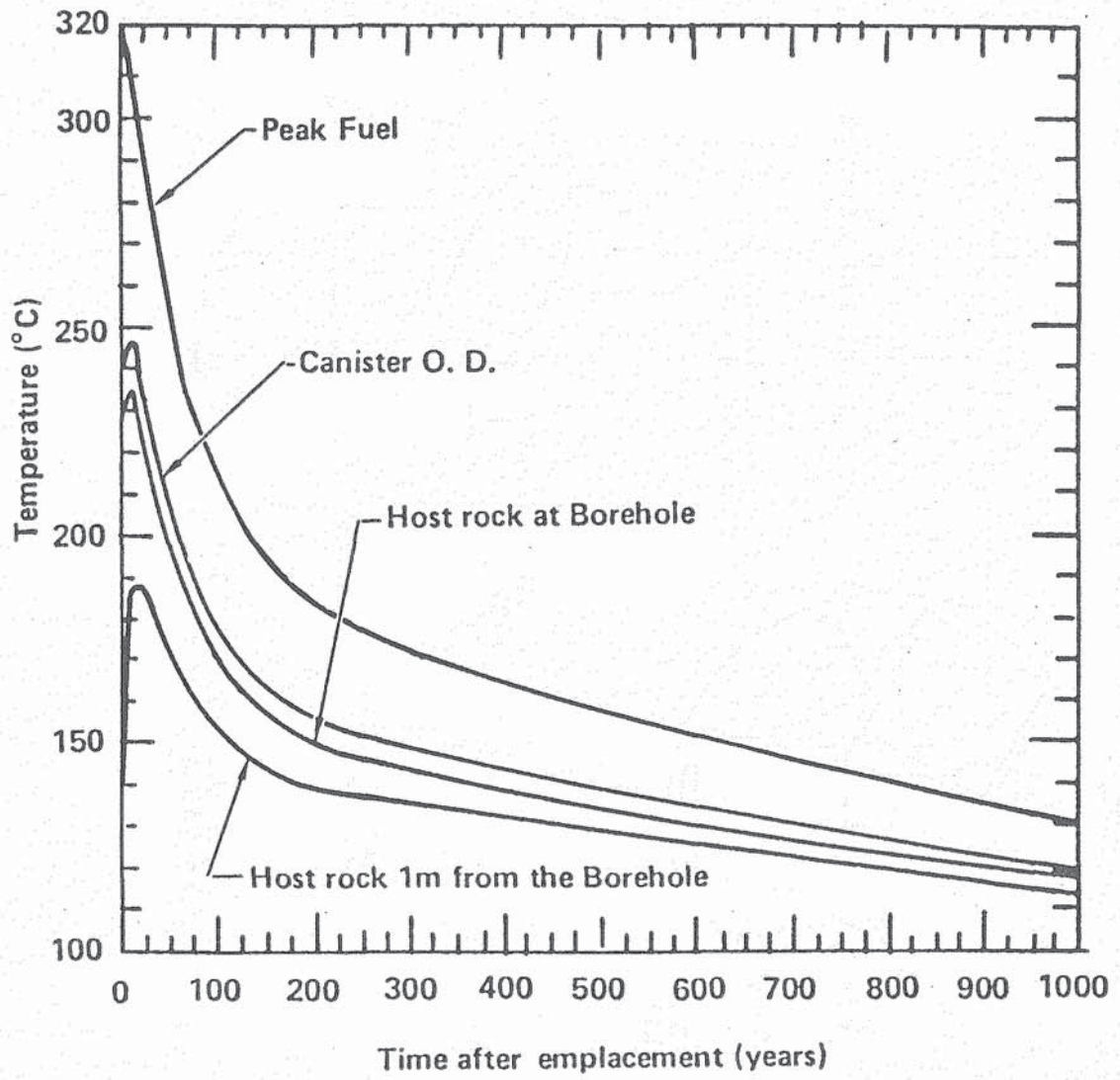


图4-9 温度履歴 (CSF)

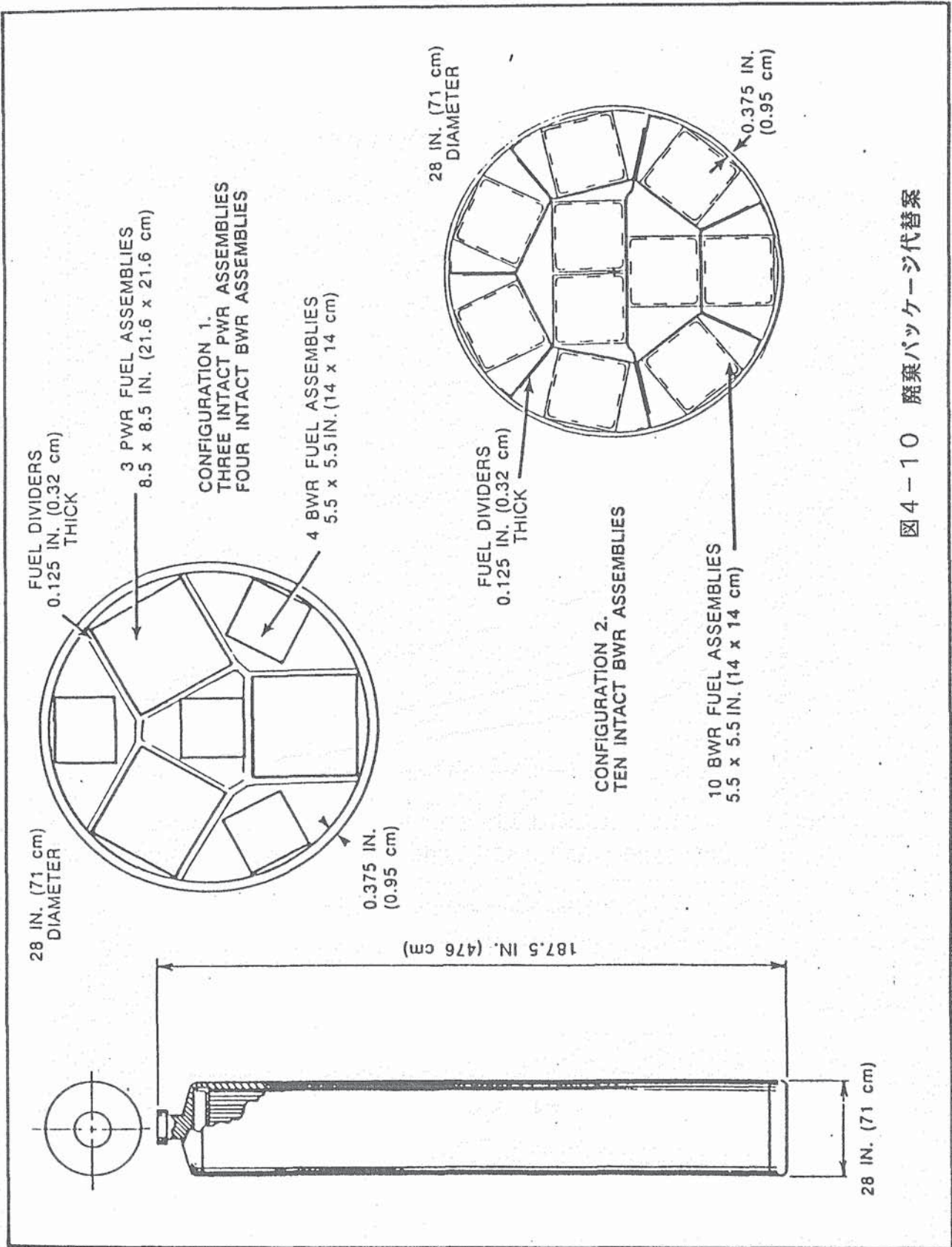


図 4-10 魔棄パッケージ代替案

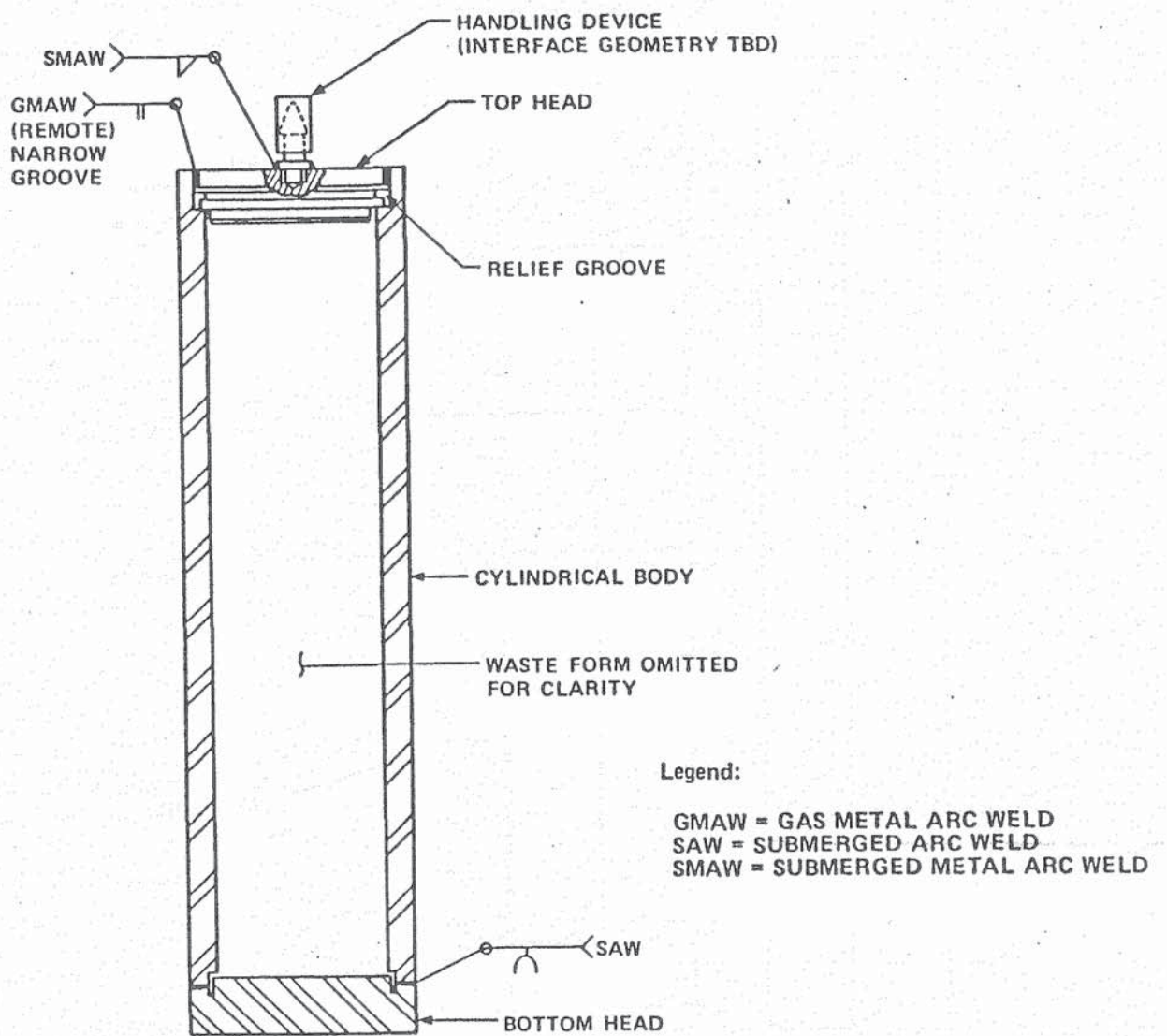


図4-11 岩塩層プロジェクト・廃棄物パッケージ

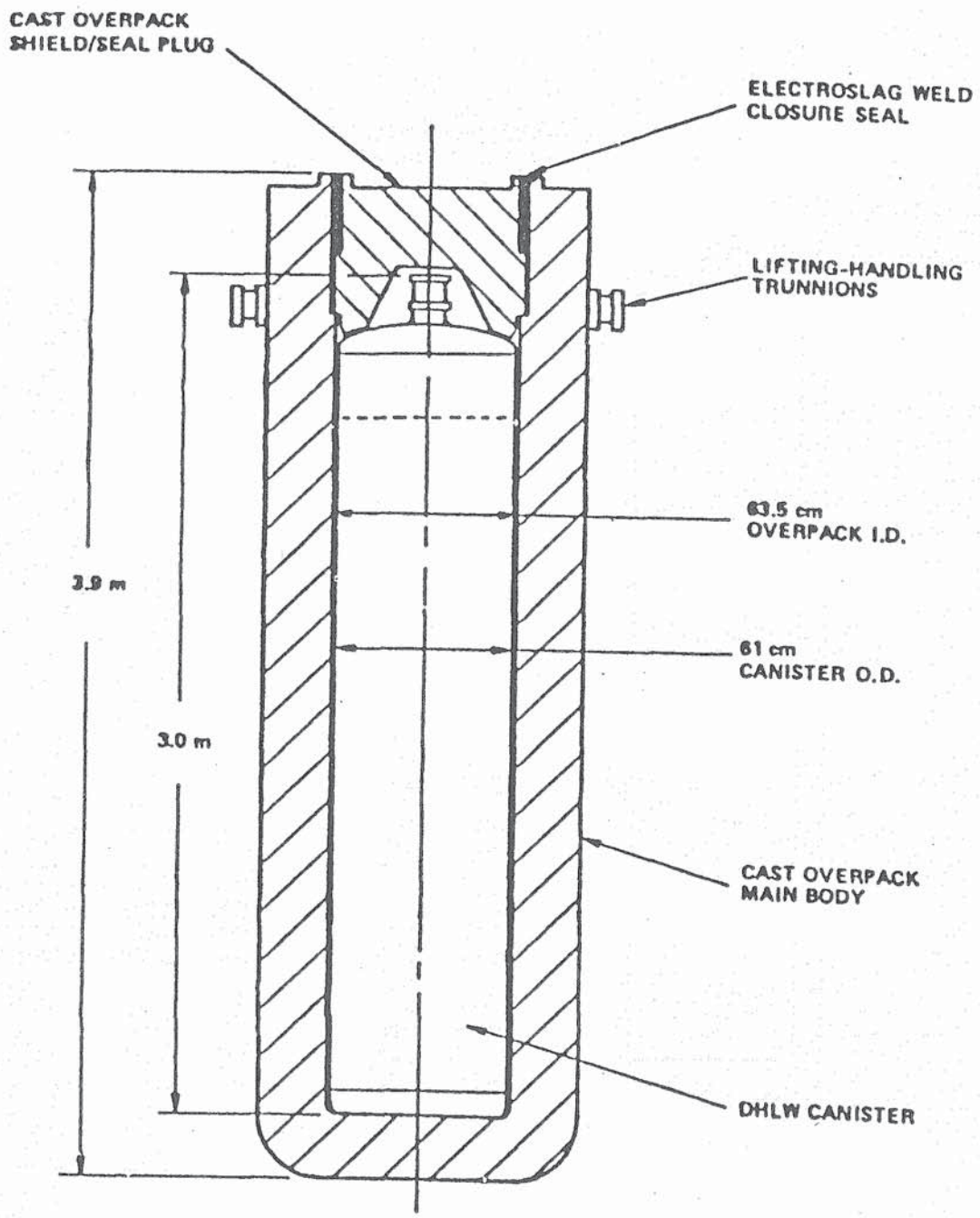


図4-12 DHLW用自己遮蔽型パッケージ

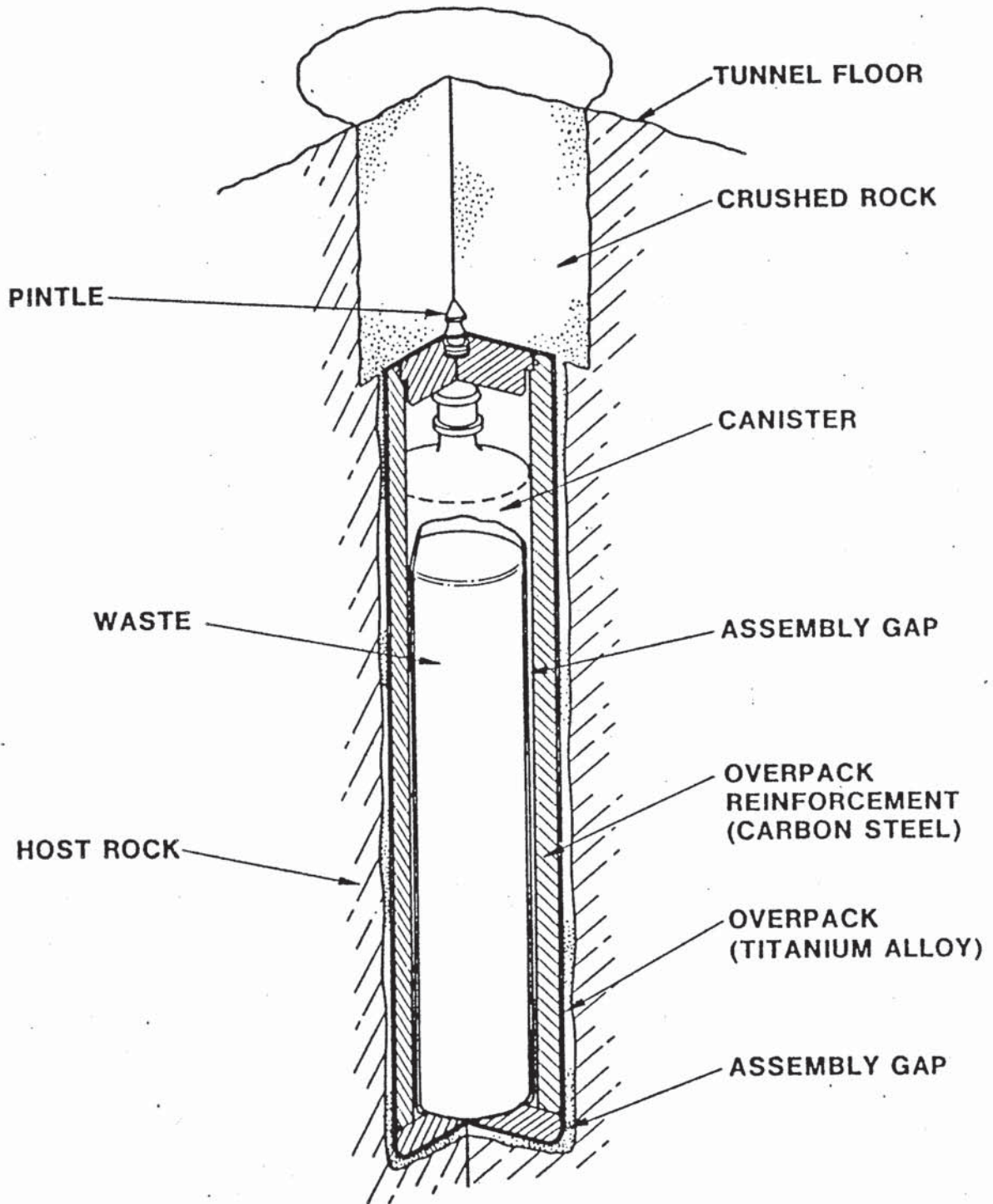


図4-13 チタン被覆炭素鋼製パッケージ概念