PNC TJ1211 98-005

複合オーバーパックの設計研究（Ⅱ）

（動力炉・核燃料開発事業団　研究概要）

1998年2月

三菱マテリアル株式会社

この資料は，動燃事業団の開発業務を進めるため，限られた関係者だけに配布するものです。従って，その取扱には十分注意を払って下さい。なお，この資料の供覧，複製，転載，引用等には事業団の承諾が必要です。また今回の配布目的以外のことには使用しないよう注意して下さい。

This document is not intended for publication. No public reference nor disclosure to the third party should be made without prior written consent of Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation.

本資料についての問合せは下記に願います。

〒107-0052　東京都港区赤坂１－９－13

動力炉・核燃料開発事業団

技術管理部　技術情報室

PNC TJ1211 98-005
1998年 2月

複合オーバーパックの設計研究（Ⅱ）

大迫顕彦*, 田中宏和*, 橋本知彦*, 下田收*

要　旨

高レベル放射性廃棄物地層処分の研究開発においては、人工バリアに要求される性能を確保し得る技術的方法を明らかにするため、人工バリアの設計、製作及び施工に関する工学的検討が行われている。

現在、人工バリアの構成要素の一つであるオーバーパックについては、炭素鋼単体構造からなる炭素鋼オーバーパックと、構造強度を維持するための炭素鋼本体にチタン、銅などによる耐食層を設けた二重構造からなる複合オーバーパックという二つのの概念が示されており、それぞれに対してその機能性、施工性の面から検討が進められている。

本委託研究では、銅を用いた複合オーバーパックについて海外における検討事例の調査および銅材料に関する調査とオーバーパック耐圧強度に関する検討等を実施し、これに基づいた構造概念の構築を行った上、詳細設計を実施した。次に、品質管理に関する検討ならびに放射線損傷に関する検討を行った。

本報告書は、三菱マテリアル株式会社が動力炉・核燃料開発事業団殿の委託により実施した研究内容である。

契約番号　：　090D0306

事業団担当部課室及び担当者　：

東海事業所　環境技術開発部　地層処分開発室（GIS）千葉恭彦殿

＊：　三菱マテリアル株式会社　原子力事業センター

PNC TJ1211 98-005
February 1998

Design Study of Composite Overpack(Ⅱ)

Akihiko Osako*
Hirokazu Tanaka*
Tomohiko Hashimoto*
Atsumu Simoda*

Summary

The engineering study has been performed concerning the design, manufacturing and construction of the engineering barrier in order to clarify the engineering method that can secure performances required to the engineering barrier in the field of R & D for high-level radioactive waste geological disposal.

The two concepts have been indicated and discussed their functions and manufacturing respectively so far. One of them is the carbon steel overpack simply structured from carbon steel. Another one is double structured composite overpack having corrosion free layer such as titanium or copper onto the carbon steel body which is expected to maintain the structural intensity.

This report presents the results of research on many cases of composite overpacks using copper material studied in oversea countries, and also gives the results of analyses on stress intensity of overpack, followed by detail design after making conceptual design based on those results. In the next place, studies of quality control and radiation damage to overpack have been carried out.

Work performed by Mitsubishi Material Corporation under contract with Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation(PNC).

Contract No. 090D0306
PNC Liaison : Geological Isolation Technology Section
Waste Technology Development Division
Takahiko Chiba

* :Nuclear Engineering Center

目　次

1．はじめに ---------- 1
2．海外における検討事例調査 ---------- 2
2.1　スウェーデン ---------- 2
2.2　カナダ ---------- 4
2.3　アメリカ ---------- 4
2.4　まとめ ---------- 7
3．銅材料に関する調査 ---------- 9
3.1　銅及び銅合金の種類 ---------- 9
3.2　銅の特徴 ---------- 11
3.3　銅及び銅合金の加工性 ---------- 13
3.4　オーバーパックに用いる銅材料 ---------- 14
3.5　銅の埋蔵量と最近の需要動向 ---------- 16
4．オーバーパック耐圧強度に関する検討 ---------- 17
4.1　MITI 告示 501 号と ASME Sec.Ⅲとの相違点について ---------- 17
4.2　オーバーパックの設計・解析に関する考え方について ---------- 17
4.3　安全率の設定に向けた方向付けの検討 ---------- 21
4.4　設計手法の確立に向けた方向付けの検討 ---------- 22
5．銅－炭素鋼複合オーバーパックの設計 ---------- 24
5.1　構造概念の構築 ---------- 24
5.2　詳細設計 ---------- 33
6．オーバーパックの品質管理に関する検討 ---------- 43
6.1　オーバーパック製作に関わる品質管理項目 ---------- 43
6.2　オーバーパック溶接部の検査法 ---------- 43
6.3　放射能濃度の確認方法 ---------- 45
7．オーバーパックの放射線損傷に関する検討 ---------- 46
7.1　はじめに ---------- 46
7.2　dpa（displacement per atom；材料原子当たりのはじき出し数） ---------- 46
7.3　オーバーパックの炭素鋼の dpa ---------- 47

7.4 オーバーパックの炭素鋼の放射線損傷 ---------- 59

7.5 まとめ ---------- 59

8．参考文献 ---------- 61

表 目 次

表 2.1－1　銅材選定理由 ---------- 2
表 2.4－1　海外における銅処分容器の検討一覧 ---------- 8
表 3.1－1　合金番号の表し方 ---------- 9
表 3.1－2　伸銅品の合金別分類と名称 ---------- 10
表 3.2－1　純銅の物理的・機械的性質 ---------- 11
表 5.1－1　オーバーパックの形状による比較 ---------- 24
表 5.1－2　外容器加工方法の比較 ---------- 28
表 5.1－3　各ハンドリング機構の比較 ---------- 30
表 5.2－1　内容器(炭素鋼製容器)強度計算式及び計算結果 ---------- 37
表 7.3－1(1)　計算に使用した物質の密度及び密度(1) ---------- 51
表 7.3－1(2)　計算に使用した物質の密度及び密度(2) ---------- 52
表 7.3－2　ガンマ線源のフラックス計算結果 ---------- 53
表 7.3－3　中性子線源の各計算ケースにおける全フラックス計算結果 ---------- 54
表 7.3－4(1)　中性子線源のフラックス計算結果(1) ---------- 55
表 7.3－4(2)　中性子線源のフラックス計算結果(2) ---------- 56
表 7.3－4(3)　中性子線源のフラックス計算結果(3) ---------- 57

図 目 次

図 2.1－1　キャニスター概念設計図（BWR 用） ---------- 3
図 2.2－1　カナダにおける処分容器概念図 ---------- 5
図 2.3－1　二重壁コンテナ概念図 ---------- 6
図 5.1－1　外層蓋部継ぎ目の溶接箇所概念図 ---------- 27
図 5.1－2　スカート方式の概念図 ---------- 28
図 5.1－3　脱着式ハンドリング治具概念図 ---------- 31
図 5.1－4　内容器を溶接構造とした場合とボルト止め構造とした場合の ---------- 32
加工手順例フロー図
図 5.2－1　インロー部強度評価モデル ---------- 35
図 5.2－2　外容器上部模式図 ---------- 35
図 5.2－3　インロー部模式図 ---------- 35
図 5.2－4　銅容器底の応力評価 ---------- 36
図 5.2－5　吊上げ部模式図 ---------- 36
図 5.2－6　吊上げ部の穴の模式図 ---------- 36
図 5.2－7　オーバーパックの詳細図 ---------- 38
図 5.2－8　製作・組立て・検査手順の概念 ---------- 39
図 5.2－9　縦置きの場合の解析結果 ---------- 41
図 5.2－10　横置きの場合の解析結果 ---------- 42
図 7.2－1　ガンマ線に対する鉄のはじき出し断面積 ---------- 48
図 7.2－2　中性子エネルギーの関数としてプロットされた ---------- 48
鉄のはじき出し断面積
図 7.3－1　フラックス計算モデル(円筒体系) ---------- 50
図 7.4－1　中性子照射損傷によって引き起こされる DBTT 変化 ---------- 60

1．はじめに

高レベル放射性廃棄物地層処分の研究開発においては、人工バリアに要求される性能を確保し得る技術的方法を明らかにするため、人工バリアの設計、製作及び施工に関する工学的検討が行われている。

現在、人工バリアの構成要素の一つであるオーバーパックについては、炭素鋼単体構造からなる炭素鋼オーバーパックと、構造強度を維持するための炭素鋼本体にチタン、銅などによる耐食層を設けた二重構造からなる複合オーバーパックという二つのの概念が示されており、それぞれに対してその機能性、施工性の面から検討が進められている。

本委託研究では、銅を用いた複合オーバーパックについて海外における検討事例の調査および銅材料に関する調査とオーバーパック耐圧強度に関する検討等を実施し、これに基づいた構造概念の構築を行った上、詳細設計を実施した。次に、品質管理に関する検討ならびに放射線損傷に関する検討を行った。

2．海外における検討事例調査

海外において放射性廃棄物（使用済み燃料、ガラス固化体）地層処分における最終処分容器の候補材料として銅を検討しているスウェーデン、カナダ、アメリカについて調査を行った。以下これらの調査結果を国別にまとめる。

2.1　スウェーデン

スウェーデンでは使用済み燃料の最終処分容器の材料として銅を最も有力な候補材料として研究が行われている。スウェーデンの検討についてはSKB（Swedish Nuclear Fuel and Waste management Company、スウェーデン核燃料・廃棄物管理会社）技術報告書を中心にまとめる。

参考文献(1)で検討された使用済 BWR 燃料用キャニスターの概念設計図を図 2.1－1に示す。

報告書により材料の組成に多少の違いは見られるが、参考文献(2)では、P：40-60ppm、H：＜0.6ppm、S：＜6ppm かつ粒径 180-360μm を付加条件とした UNS C10100（無酸素銅）材をベースの材料がキャニスターのリファレンス材料として検討されている。上記材料組成の選定理由を表 2.1－1に示す。

銅プレートを圧延成形により半円筒の形状に加工し、それらを電子ビームで溶接することによって円筒形状の銅製キャニスターを製作する手法を用いて 1995 年にフルスケールの試作を行った。その結果、実質的なレベルでの材料組織は条件を満たしており、実用化は可能としている。[2]

表 2.1－1　銅材選定理由

要求項目	理由
O＜10ppm[3]	濃度が高いと溶接性が低下するため[4]
H＜0.6ppm	濃度が高いと機械的特性が悪化するため（水素脆性）
S＜6ppm	濃度が高いと結晶粒界に濃縮された硫黄の析出により、機械的特性が悪化するため
P：40～60ppm	この濃度範囲の P は S の影響を低減するとともに、クリープ延性を増し、再結晶温度を上げ、溶接性にあまり悪影響を与えないから[3]
結晶粒径 180～360μm	この粒径範囲では、50mm 厚銅の超音波試験において X 線試験と同等の結果が得られるから[3]

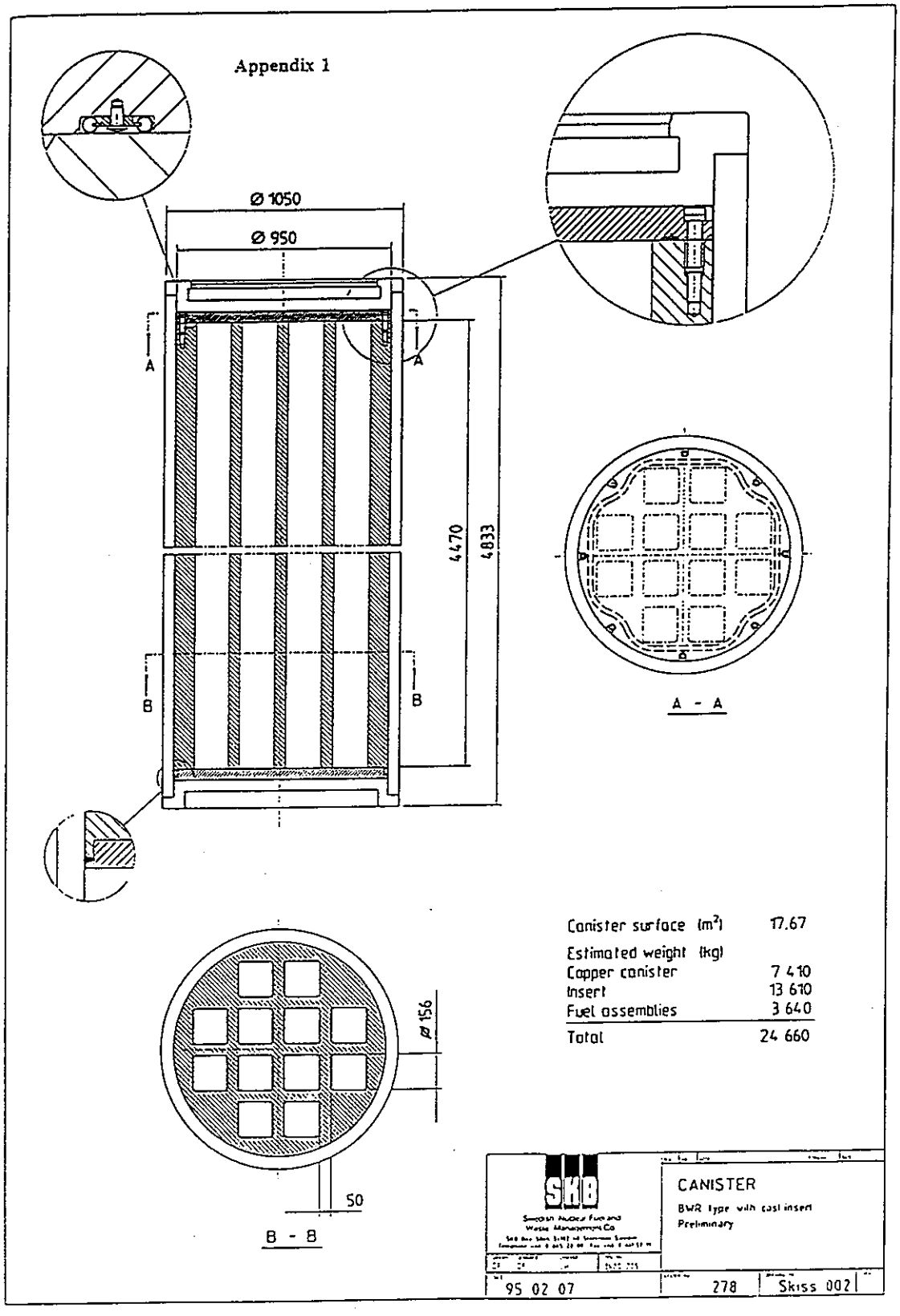


図 2.1－1　キャニスター概念設計図（BWR 用）(1)

2.2 カナダ

処分廃棄物は CANDU 炉使用済み燃料としている。また、処分容器１つにつき 72 バンドル収容するものとしている。[5]

カナダにおいて検討された銅を用いた使用済み燃料最終処分容器の概念図[6]を図 2.2－1 に示す。円筒部の材質には、無酸素銅（UNS C10100）を用いている。[5]

2.3 アメリカ

埋設地[7]にはネバダ州 Yucca 山を想定しており、地質は凝灰岩である。処分廃棄物の種類は、高レベル廃棄物を想定している。放射性各種のコンテナ閉じこめ期間は埋設終了後 300～1000 年と定めている。[8]

アメリカにおける銅製最終処分容器は、二重壁コンテナと単壁バイメタルコンテナの２種類が検討されている。[7] 二重壁コンテナの概念図を図 2.3－１に示す。1993 年段階では最終的な決定ではないとしているが、銅シェルの厚さは 50mm 以上必要としている。[7]

二重容器の場合の材質は、内部コンテナがアルミニウムブロンズ（UNS C61300）で外部コンテナが純銅である。バイメタル製容器の場合の材質は、シェル内側がニッケル-アルミニウムブロンズでシェル外側が純銅である。

二重容器は、圧延成形後溶接して製作される。[7] 溶接方法として、電子ビーム溶接、ガスタングステンアーク溶接（GTA）、摩擦溶接が検討されている。

バイメタル製容器[7]は、遠心鋳造により作製する。参考文献(7)によると、この手法でφ825.5mm×457.2mmH、厚さ 76.2mm、重量 360kg 以上の円筒の試作が行われている。

内部コンテナ（ブロンズ）の蓋及び底部を円筒部に接合する方法は、機械的な密閉（ボルト締め）または溶接、あるいはその両方としている。外部コンテナ（銅）についてはGTA 又は電子ビーム溶接としている。

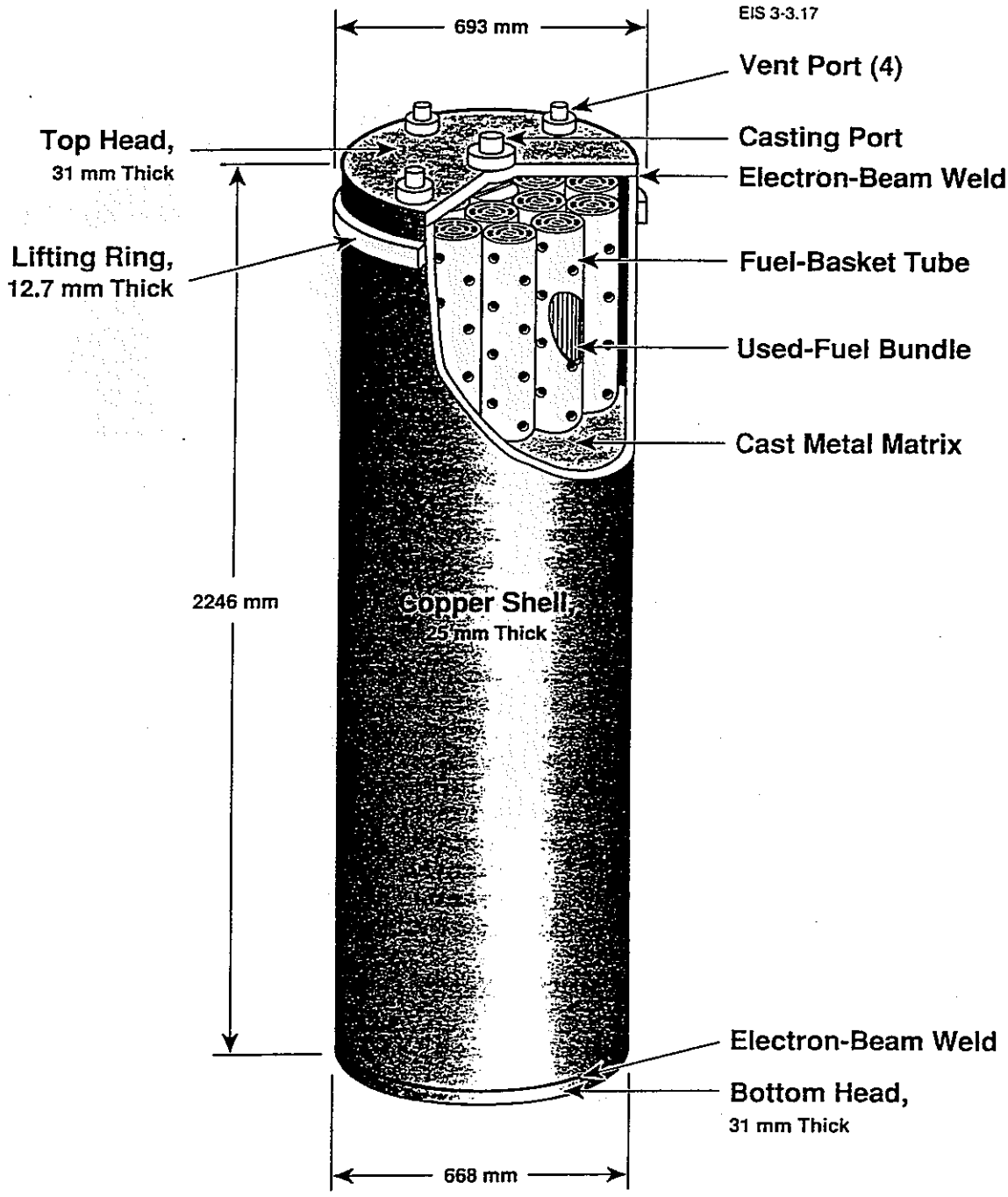


図 2.2－1　カナダにおける処分容器概念図[6]

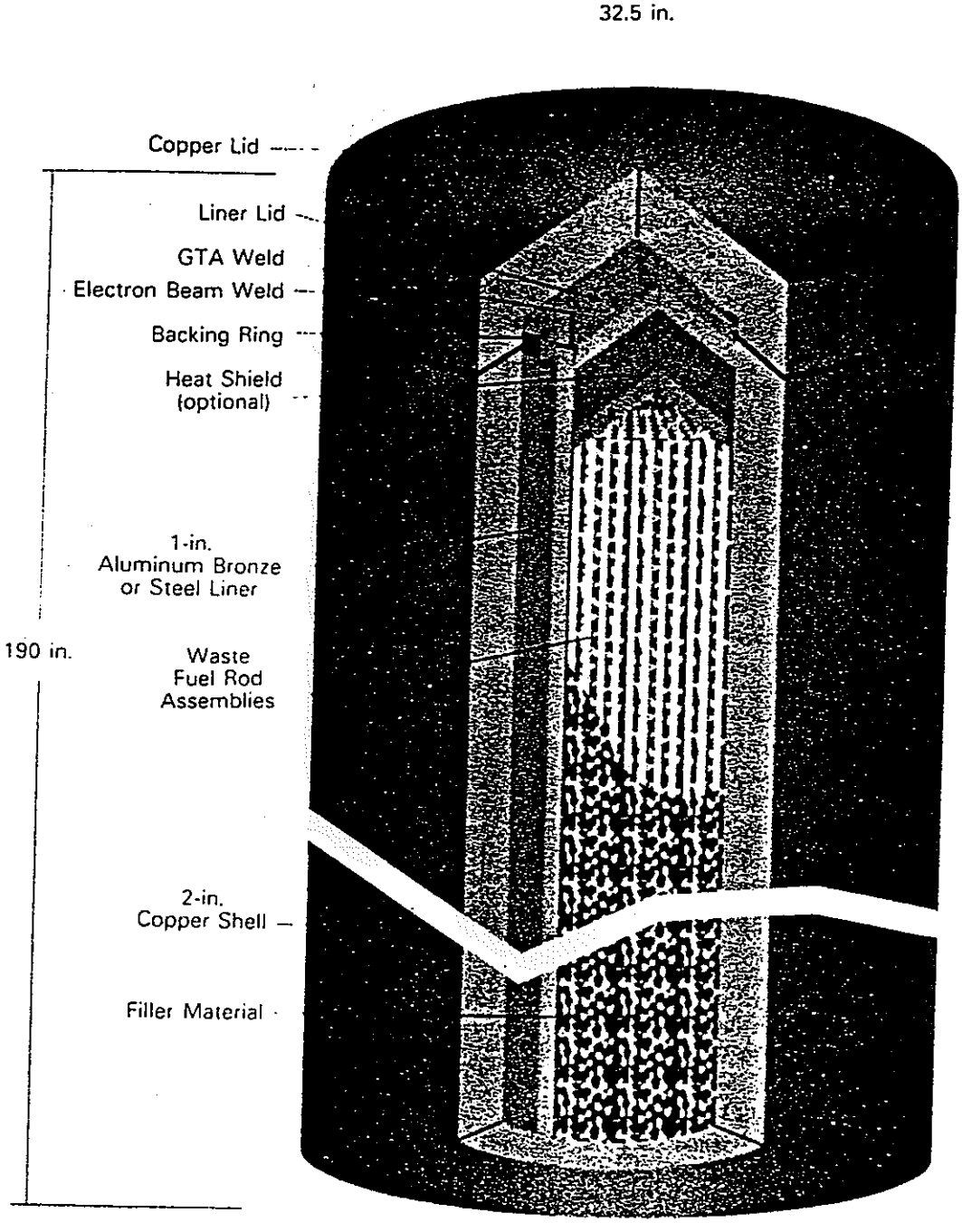


図 2.3－1　二重壁コンテナ概念図 (7)

2.4 まとめ

放射性廃棄物地層処分における最終処分容器の候補材料として銅を検討しているスウェーデン、カナダ、アメリカの３カ国についての調査を行った。上記３カ国以外にフィンランドにおいても銅製処分容器の検討は行なわれているが、スウェーデンと共同で研究を行っており内容もほぼ同様であるため、本調査ではフィンランドを調査の対象から外すこととした。

スウェーデン、カナダ、アメリカにおける調査で得られた知見を一覧にまとめたものを表 2.4－１に示す。

スウェーデン、カナダ、アメリカの３カ国の中では、銅製処分容器を第一候補としているのはスウェーデンのみであり、カナダ、アメリカにおいては予備的な候補という位置づけである。このような背景のため、他２カ国と比較するとスウェーデンに関する銅製処分容器の情報量が多く、研究開発も先行している。

本調査で得られた銅製処分容器に特徴的な事柄を以下に示す。

1. 耐食を目的にした外壁に検討されている銅材については、３カ国とも純銅（無酸素銅）を中心に検討されており、これら純銅の耐食性に対する評価はスウェーデンでは 10 万年、カナダでは３万年という結果が得られている。
2. 各国とも複数の加工方法について検討をしている。実規模での試作が行われた銅製処分容器は構造支持材と銅材がそれぞれ独立した加工であり、そのため、スウェーデン及びアメリカで検討されているような二重容器では、構造支持部と銅材との間に挿入のためのギャップが存在している。
3. 各部の溶接方法については、各国ともいくつかの候補を挙げているが、その中に共通して挙げられている溶接法は電子ビーム溶接である。これは電子ビーム溶接がアーク溶接と比べてエネルギー密度が高いため入熱量を少なくすることができ、結晶粒の粗大化を抑えることができる事に着目された結果であると考えられる。

表 2.4－1　海外における銅処分容器の検討一覧

国名		スウェーデン	カナダ	アメリカ
処分容器名称		canister	container	container
埋設地	想定埋設地	未定	未定	ネバダ州Yucca山
	地層	花崗岩	深成火成岩	凝灰岩
	深さ	500m[1] (400～700m[3])	500m～1000m	300～400m
	備考	特になし	カナダ盾状地	放射性各種が生活圏に到達するまで 100,000年以上
処分廃棄物	種類	軽水炉燃料	重水炉燃料	高レベル廃棄物
要求機能	最大外部圧力	10MPa[1] (15MPa[2])	9.8MPa	不明
	容器外部温度上限	90℃	100℃[6] 又は150℃[7]	230℃
	容器表面線量	500mGy/h	不明	不明
	銅厚さ	30mm	不明	不明
	耐久年数	1,000年	300～500年	300～1000年
処分容器	構造	二重容器	銅製外殻・粒充填型容器	二重容器/バイメタル製容器
	参考文献	文献2(1996)	文献6(1992)	文献8(1993)
	評価耐久年数	100,000年	30,000年	不明
	寸法	φ1050×4833H [mm] (BWR)	φ633×2246H [mm]	φ32.5×190H [in.] (二重容器)
	銅厚さ	50mm	25mm	50mm以上 (二重容器)
	材料	内部:鋳鋼又はダクタイル鋳鉄 外部:無酸素銅(UNS C10100)	外部:無酸素銅(UNS C10100)	二重容器 内部:アルミニウムブロンズ(UNS C61300) 外部:純銅 バイメタル製容器 外部:ニッケル-アルミニウムブロンズ 内部:純銅
	収容量(/容器)	BWR燃料の場合　12体 PWR燃料の場合　4体	CANDU炉使用済み燃料　72bundle	不明
製作方法	内部	鋳造	鋳造又は鍛造	鋳造
	銅円筒部分	圧延+電子ビーム溶接 管押し出し 熱間静水圧プレス 電着 溶射	不明	二重容器 圧延+溶接 バイメタル製容器 遠心鋳造
	底・蓋部接合	電子ビーム溶接	電子ビーム溶接 拡散接合	電子ビーム溶接 ガスタングステンアーク溶接(GTA) 摩擦溶接
備考		銅が第一候補	第一候補はチタン	

3．銅材料に関する調査

3.1　銅及び銅合金の種類[1]

JIS(日本工業規格)に規定されている伸銅品(圧延・押出し・引抜き・鍛造等の熱間又は冷間の塑性加工によって造られた銅及び銅合金の板・条・管・棒・線の製品の総称)の種類は 68 合金種である。その種類記号は、ASTM(American Society for Testing and Materials)規格と同じく CDA(Copper Development Association)の合金番号を参考として、第 1 位に伸銅品を示す C の記号、その次に 4 桁の数字で表す合金番号、そして形状記号が付される。4 桁の番号は第 2 位が合金系統を示し、第 2～4 位は CDA の合金番号で、第 5 位は CDA と等しい場合は 0、それ以外は 1～9 を用いて示す。

合金の系統は主要添加元素によって表 3.1－1 のように 7 分類される。

JIS 規格に規定されていないが、実際に生産されている高銅合金を含めて、伸銅品の合金別分類と名称を表 3.1－2 に示す。

表 3.1－1　合金番号の表し方[1]

第 1 位	第 2 位	第 3 位	第 4 位	第 5 位
C	×	×	×	×

C1×××	Cu・高 Cu 系合金
C2×××	Cu-Zn 系合金
C3×××	Cu-Zn-Pb 系合金
C4×××	Cu-Zn-Sn 系合金
C5×××	Cu-Sn 系合金・Cu-Sn-Pb 系合金
C6×××	Cu-Al 系合金・Cu-Si 系合金・特殊 Cu-Zn 系合金
C7×××	Cu-Ni 系合金・Cu-Ni-Zn 系合金

表 3.1－2　伸銅品の合金別分類と名称[1]

分類		合金系統	合金名称
純銅		Cu	無酸素銅(OFC)、タフピッチ銅、脱酸銅
高銅合金	非析出硬化型	Cu-As 系合金	ひ素銅
		Cu-Ag 系合金	銀入銅
		Cu-Te 系合金	テルル銅
		Cu-Cd 系合金	カドミウム銅
		Cu-Si 系合金	けい素(シリコン)銅
		Cu-Mn 系合金	マンガン銅
	析出硬化型	Cu-Be-Co 系合金	ベリリウム銅
		Cu-Ti 系合金	チタン銅
		Cu-Ni-Si 系合金	コルソン銅
		Cu-Cr 系合金	クロム銅
		Cu-Zr 系合金	ジルコニウム銅
		Cu-Fe 系合金	鉄入銅
黄銅		Cu-Zn 系合金	雷管用銅、丹銅、7/3 黄銅、6/4 黄銅、65/35 黄銅
		Cu-Zn-Pb 系合金	快削黄銅
		Cu-Zn-Sn 系合金	ネーバル黄銅、アドミラルティ黄銅
		Cu-Zn-Al 系合金	アルミニウム黄銅
		Cu-Zn-Mn-Al-Fe 系合金	高力黄銅
青銅		Cu-Sn 系合金	すず青銅
		Cu-Sn-P 系合金	りん青銅、快削りん青銅
特殊青銅		Cu-Al-Fe-Mn-Ni 系合金	アルミニウム青銅
		Cu-Si 系合金	シリコン青銅
銅･ﾆｯｹﾙ合金		Cu-Ni 系合金	白銅、キュプロニッケル
		Cu-Ni-Zn 系合金	洋白、快削洋白

3.2 銅の特徴

3.2.1 物理的・機械的性質[1]

銅は、周期表第Ⅰ族 B に属する一価金属であり、銀に次いで導電性に優れる金属として知られている。結晶構造は面心立方格子で、磁性的には反磁性体である。

純銅の物理的・機械的性質を表 3.2－1 に示す。表中の数値に範囲があるのは、塑性加工及び熱処理による変化である。

表 3.2－1　純銅の物理的・機械的性質[1]

項目	数値
原子番号	29
原子量	63.546
比重	8.89～8.96 g/cm^3
融点	1083 ℃
線膨張率	16.8～17.2 ×10^{-6}/K
電気伝導度	35～58 m/Ω·mm^2
熱伝導度	240～386 W/m·K
縦弾性係数	100～130 kN/mm^2
引張強さ	200～360 N/mm^2
0.2%耐力	100～250 N/mm^2
破断伸び	2～45 %
ブリネル硬さ	55～110 kg/mm^2
比熱	0.38～0.45 J/g·K
体積抵抗率	17～30 ×10^{-3}μΩ·m

＊数値の範囲は塑性加工及び熱処理による。

3.2.2 化学的性質[2]

銅及び銅合金の耐食性の特徴を列挙すれば次のようである。

① 電気化学列において水素よりも貴な電位を示すので、水素発生反応を基本とする腐食反応は起こらない。

② 溶存酸素を含まない水や非酸化性の酸に対して熱力学的に安定で腐食傾向を持たない。

③ 明瞭な不動態皮膜の存在は知られておらず、隙間腐食は一般に生じない。

④ 海水などの中性の塩類に対し充分耐食的である。激しい流動条件下では皮膜が剥離し衝撃腐食あるいは潰食と呼ばれる腐食を生じる。この場合、腐食速度は溶存酸素量と共に増大する。

⑤ 大気や天然水に対し耐食性を持つ。

⑥ 耐食性を示さない環境として次のものが知られている。

(a) CN^-やNH_4^+等、銅と錯塩を作る曝気溶液

(b) 硫化水素や硫化物

(c) 濃厚なアルカリ溶液(KOH・NaOH)

(d) 酸化性重金属塩、例えば$FeCl_3$・$Fe_2(SO_4)_3$・$Cu(NO_3)_2$

(e) 酸化性の酸(例えば硝酸・濃硫酸)、曝気した非酸化性の酸(例えば塩酸・希硫酸)

(f) 湿潤なガス、例えばCl_2・Br_2・CO_2

⑦ 合金の種類によっては脱成分腐食を生じる。(例えば黄銅の脱亜鉛腐食)

⑧ 銅合金の中にはアンモニア雰囲気中で一定以上の引張り応力が加わった場合、応力腐食割れを起こすことがある。

銅を含め全ての実用金属は酸素を含む水環境、酸やアルカリ水溶液ではイオンとなって溶解する。しかし、水溶液中での(含水)酸化物は安定であって、金属表面において保護的皮膜となる。この皮膜は「不動態皮膜」と呼ばれ厚さ数 10Åの薄膜(Passivity)とμm オーダーの沈澱生成物(Passivation)の 2 種類に区別でき、銅表面は専ら Passivation 皮膜に覆われるとされている。Passivation 皮膜は厚く、金属との密着性に劣るポーラスで脆い皮膜である。銅及び銅合金に隙間腐食が生じないこと、高流速の温水中や海水中で衝撃腐食が生じること、海水浸漬材の腐食電位が金属表面のそれとさほど変らず、かつ経時的な変化が少ないことは、いずれも Passivation 皮膜の特性によるものをとみなされる。

3.2.3　水素脆化[3]

銅中へのOの溶解度は、共晶温度でも0.008%と低く、銅中に過剰に含まれたOはCu_2Oの形で存在する。水素は原子半径と質量が小さいため金属結晶中の拡散速度が非常に大きい。

Oを多量に含む銅結晶中では気相から侵入してきた原子状のHは次の反応を起こす。

$$Cu_2O+2(H)_{Cu} \rightarrow 2Cu+H_2O \qquad (3.2-1)$$

H_2O は分子として銅結晶中に固溶することができず粒界等で気泡になる。このためかなりのOを含むタフピッチ銅(0.015～0.04%O)は、還元性雰囲気中で加熱されると脆化する。りん脱酸銅や無酸素銅では通常水素脆化は起こらないが、溶接やろう接時に酸化性雰囲気での加熱後、還元性雰囲気で加熱されると粒界割れが発生することがある。塑性加工中の中間焼なまし雰囲気にも注意が必要である。

3.3　銅及び銅合金の加工性

3.3.1　概要[1]

面心立方構造の銅は展延性が良好で絞り加工や曲げ加工も容易である。深絞り用途には純銅・黄銅・りん青銅・洋白等の板条が日用品・家庭用品・建築用品等に幅広く使われている。曲げ加工については合金の選定よりむしろ質別の選択が重要で、一般的に強度と曲げ加工性は反比例の関係にあることから、厳しい曲げ加工を行う場合には強度レベルを適正に選ぶ必要がある。

切削加工についても銅及び銅合金は被切削性の良い金属に分類される。特に鉛を少量添加した快削黄銅は最も切削性が優れる金属材料の一つであり、精密切削が要求される機械部品等に幅広く使用されている。

3.3.2　溶接性[4]

銅及び銅合金の接合方法を分類すると、溶接・圧接・ろう接・機械的接合・接着接合に大別される。

純銅は、熱伝導度が鉄の6倍以上、アルミニウムの2倍以上と高く、熱が放散しやすいために溶接、特にこの中でもアーク溶接を行う場合には大きな入熱及び予熱が必要となる。また、電気抵抗も低いため抵抗発熱が少なく抵抗スポット溶接や抵抗シーム溶接は困難を伴う。

黄銅・青銅・キュプロニッケル等の合金はその性質が純銅と大きく異なり、またその合金間でも性質が異なり接合性に影響するので、各種合金の接合を上手に行うためには、その材料の物性を十分把握しておくことが肝要である。

各種材料の接合に当たっては、その用途・目的及び接合される材料の種類に応じて、接合部に要求される特性を満足するために最も適した接合方法を選択する必要がある。

3.4 オーバーパックに用いる銅材料

銅は金属単体で鉱石中に含まれている場合がある数少ない元素の 1 つである。また、古代遺跡からは青銅器が発掘されており、材料の長期安定性についてのデータが存在する材料でもある。

オーバーパックの耐食層に用いる銅の材質を選定する上では、材料が地下約 1,000m の 25MPa～35MPa の圧力下、150℃で 1,000 年間の健全性を保証しなければならない。しかし、現状では上記の条件を満たすことを証明できるデータが取られていない。また、オーバーパックを製作時において銅材料に要求される項目には、以下のものがある。

- 溶接性が良いこと。→溶接による脆化（CuO の生成）を防ぐため、銅中の O 濃度が低いことが必要。
- 溶接時等の加熱によって水素脆化を示さないこと。→銅中の O 濃度、H 濃度が低いことが必要。
- 脆化の原因となる金属間化合物の粒界析出がないこと。→銅中の S 濃度が低いことが必要。
- 熱間加工中又は溶接時に結晶粒粗大化が起こらないこと。→粒径が大きいと蓋溶接後の超音波探傷試験の精度が低下する。再結晶温度が高くなるような成分調整が必要。

例えば黄銅の場合、一般的に無酸素銅よりも強度が高く、機械加工性が優れた合金種があるが、以下に示す点でオーバーパック材料として不適当である。

- 溶融時の脱亜鉛現象のため、溶接部分の組成が母材と異なる場合がある。
- 埋設条件によって、亜鉛が選択的に腐食溶解する脱亜鉛腐食が起こる可能性がある。
- 150℃程度の低温でも焼きなまし硬化現象を示す等、金属組織学的な安定性に問題がある。(析出物が生成している可能性がある。)
- 応力腐食割れ感受性が高い。

純銅は銅合金と比較して腐食電位が貴であるため、他の金属と接触した場合に純銅自身が腐食する可能性は他の銅合金よりも低い。

今回の設計で採用する銅の材質は、脆化層となる可能性がある金属間化合物を生じず、水素脆化を起こさない、無酸素銅ベースの材料から選定するのが安全であると思われる。銅オーバーパックを採用しているスウェーデンでは、無酸素銅に P を 40ppm～60ppm 添加した材料を選定している。P の効果は、クリープ特性に影響を与えると考えられる S や O の効果を抑えるとともに、再結晶温度を上昇させることであると報告されている。

P 以外に無酸素銅のクリープ特性向上・再結晶温度上昇・機械的性質の改善等に寄与する可能性がある添加元素には、Mg・Zr・Cr 等がある。

どの無酸素銅ベースの材料がオーバーパックに適しているかを評価することが今後の検討課題となる。オーバーパック製作に関わる評価項目として以下のものが考えられる。

- 溶接部の健全性評価
- 水素脆化試験
- 再結晶温度の評価
- クリープ性能試験

これとは別に埋設条件下における腐食に関する評価等を行って、オーバーパックに適した材料を選定する必要がある。処分環境は、埋設後の極初期には酸化環境で、その後還元環境に変化すると考えられる。耐食性評価は、酸化環境と還元環境のそれぞれに対して行うべきである。

酸化環境では、銅の局部腐食を考慮する必要がある。その評価方法として電気化学的な手法に基づいた定電位試験がある。定電位状態で長期浸漬試験を実施し、その時の電流の経時変化を測定する事によって、定電位分極曲線を描き、その条件における Passivation breakdown 電位を求める。この方法によって、Passivation breakdown 電位に及ぼすイオン濃度、pH の影響を明らかにできる。試験時における調査項目には以下のものがある。

- 腐食電流の時間変化測定
- 試験後試料の表面観察(光学顕微鏡、SEM 等による観察)
- 試験後試料の皮膜の XRD 解析、EPMA 等による定性分析
- 試験片断面の観察による侵食深さの測定

還元環境では、硫酸イオン等の酸化性イオンが存在しなければ銅は腐食しない。処分場条件下におけるこれらのイオンの処分場内への侵入速度で腐食量を評価する方法がある。

3.5 銅の埋蔵量と最近の需給動向

銅－炭素鋼複合オーバーパックを 1 体製作するのに必要な銅は、5 章で後述するように約 2t(正味使用量、機械加工で発生した切粉等は全て回収することとする。)である。従って、オーバーパックの年間生産量を 1,000 本とすると約 2,000t/y の銅が必要となる。現在の銅資源埋蔵量と最近の銅の需給動向を調査して、高レベル廃棄物埋設開始時期に、必要量の銅を確保し加工することが可能であるかを予測した。

3.5.1 銅の埋蔵量[5]

最近の調査によると、銅資源の可採埋蔵量は全世界計で銅分約 6 億 1000 万 t と集計されている。このうち、ペルーに連なる南米アンデス山脈のカッパーベルトに世界全体の 30.6%、アメリカに 14.8%、ザンビアからザイールにまたがる中央アフリカのカッパーベルトに 10.5%が賦存していると推定されている。

3.5.2 現在の銅需給動向[6]

最近の世界の銅地金生産量は、1200 万 t/y 程度で推移している。

最近の国内の銅地金生産量は、120 万 t/y～130 万 t/y で推移している。銅オーバーパックの素材となる無酸素銅等が含まれる伸銅品の生産量は 110～120 万 t/y である。

3.5.3 高レベル廃棄物埋設開始時期における銅需給動向の予測

単純に現在の銅資源埋蔵量を現在の世界の銅地金生産量で割ると約 45 年で資源が枯渇することになる。しかし、先に述べたように今後新たに銅鉱山が発見される可能性や低品位鉱からの製錬技術の開発が行われれば、銅資源の寿命は延びると考えられる。また今後、産業廃棄物等からの銅の回収率が高まることも予想されることから、高レベル廃棄物埋設開始時期においても世界の銅地金生産量は現在と比べて大きく変化することはないと思われる。銅－炭素鋼オーバーパックを生産するのに必要な銅の量は、現時点において国内の伸銅品生産量の 0.2%程度であるため、高レベル廃棄物埋設開始時期においてもオーバーパックの製造が銅の需給関係に大きな影響を与えることはないと考えられる。

4．オーバーパック耐圧強度に関する検討

4.1　MITI 告示 501 号と ASME Sec.Ⅲとの相違点について

(1)　機器の分類方法

①　「発電用原子力設備に関する技術基準(通産省告示第 501 号：以下 MITI 告示 501 号と略す。)」では第 1 条で機器等の区分として六つに区分しているが、ASME Sec.Ⅲ (American Society of Mechanical Engineers Section Ⅲ Division 1 Nuclear Power Plant Components)は機器形状での分類はしておらず、クラス設定とクラス毎の技術基準のみ設定している。

②　MITI 告示 501 号と ASME Sec.Ⅲでは機器の分類に関して、前者は体系別に機器を分類しているが、後者は機器分類がなく ASME の所掌外となっている。

③　MITI 告示 501 号第 2 条第 2 項では、第 2 種容器として、原子炉格納容器及びこれに接続する容器を指定しているが、ASME Sec.Ⅲに対応させると MC Components であって Class 2 Components ではない。

(2)　材料と物性値

①　MITI 告示 501 号では使用する材料を JIS 規格の中から指定しそれぞれについて物性値を規定しているが、ASME Sec.Ⅲでは UNS No.毎に物性値を与えている。したがって UNS No.とこれに対応する材料規格を調査しておく必要がある。

②　ASME では、材料の物性値に関するテーブルを全て Section Ⅱに収めている。

③　MITI 告示 501 号に規定する物性値を ASME Sec.Ⅲとダイレクトに比較したり適用したりすることはできない。ASME Sec.Ⅲでは温度は華氏、応力単位はポンドインチで規定しているため、各温度における許容応力等を MITI 告示 501 号で定める摂氏、N/mm^2 で求める場合、正確な換算は望めない。更に MITI 告示 501 号では ASME 規格の値を見直している部分があるため、MITI 告示 501 号で設計･解析する場合と ASME Sec.Ⅲで設計･解析する場合とでは多少の差が出て来る。

4.2　オーバーパックの設計･解析に関する考え方について

前項で述べたように、現在はまだオーバーパックの設計･解析に関する法規／技術基準がないため、安全上の観点からは、原子力プラント用に制定された MITI 告示 501 号ま

たは ASME Sec.Ⅲに準拠して設計･解析を行うことが、現行法規/技術基準の中では最も妥当な選択と考えられる。基本的には MITI 告示 501 号に準拠する場合、オーバーパックは第 2 種容器または第 4 種容器になり、ASME Sec.Ⅲに準拠する場合は、MC Components (Sub Scc.NE)または Class 3 Components (Sub Scc.ND)となる。

4.2.1 これまでの考え方の概要と妥当性及び問題点

(1) 設計手法について

従来の考え方を代表するものとして、動燃殿の「複合オーバーパックの設計研究」（PNC Z J1216 97-008）と「炭素鋼オーバーパックの試作」（PNC TN1410 92-059）を例にとる。

オーバーパックの設計及び解析に当たっては、先ず、法規上の機器分類が必要となるが、前者では平板（蓋及び底）の板厚計算で MITI 告示 501 号別表第 4 の許容応力を採用した第 2 種容器の計算式を使用しているので、第 2 種容器となっている。更に、胴の計算上の必要な厚さの式は第 2 種容器の式から求めていることからも第 2 種容器として扱っていることは明らかである。一方、後者は ASME Sec.Ⅲに準拠し MC Components (Sub Scc.NE)を準用するとして計算している。これは、MITI 告示 501 号の第 2 種容器に相当するもので考え方は前者と同じである。

しかし、MITI 告示 501 号および ASME Sec.Ⅲに照らして正確に分類する場合は、オーバーパックは第 4 種容器（ASME では Class 3 Components）に該当する。安全率の観点からは、第 4 種容器の方が第 2 種容器よりも大きいので耐圧強度ならびに腐食代のマージンが取れるという点では第 4 種容器とした方が安全側の選択と言える。しかし、製造コストは勿論、処分場地上施設での搬送、検査、ハンドリング等のコストならびに地下施設での搬送、ハンドリングコストおよび付帯設備のコストが高くなる。超長期にわたる処分状況を考えた場合、地圧に十分耐えられる一定の強度と合理的な耐食層があれば、オーバーパック本体（内容器）の肉厚の大小は処分システム上、決定的事項つまり支配的な因子とはならないと思われるので第 2 種容器に相当するとしても問題ないといえよう。

(2) 応力解析について

「複合オーバーパックの設計研究」（PNC Z J1216 97-008）では第 1 種容器で指定

されている別表を使用しているので、設計は第2種容器としながらも応力解析は第1種容器の基準で実施している。

一方、「炭素鋼オーバーパックの試作」（PNC TN1410 92-059）はやはり応力解析を行っているが、こちらの方は、MC Components (Sub Scc.NE)にしたがって MC Components が指定する許容値を用いて解析しているので首尾一貫して MC Components （MITI 告示 501 号の第2種容器）として評価している。

(3) 荷重条件の設定について

オーバーパックに作用する荷重としては従来から処分深度における岩盤の地圧のみを考慮している。

オーバーパックに作用する外圧は、地質環境、処分深度、定置方式、人工バリアの膨潤状況、オーバーパック自身の腐食状況、その他の状況によりに変わって来るが、現在までに検討されているオーバーパックへの外圧の考え方はおおむね次の通りである。

① 岩盤は堆積岩、結晶質岩を問わずクリープ変形し、岩盤の初期地圧が人口バリアに作用する。

② このうち垂直にかかる圧力（σ_v）は、オーバーパックにかぶさって来る岩盤の飽和密度(湿潤密度 ： ρ_s)とオーバーパックから地上までの高さすなわち処分深度（H）の積（$\sigma_v = \rho_s \times H$）として求め、水平にかかる圧力（$\sigma_h$）は、側圧係数をλとして垂直圧力のλ倍とする。（$\sigma_h = \lambda \times \sigma_v$）

③ 上記ρ_sおよびλの値については、動燃殿の過去の研究成果[1]では$\rho_s = 2.8 g/cm^3$、λ＝2を採用しているが、レファレンスケースとして$\rho_s = 2.65 g/cm^3$、λ＝1.32を提示されている。

④ 一方、INTEGRATE '97 で発表された外圧の考え方(東京電力)として、各種荷重の組合わせによりオーバーパックに作用する外圧を設定する提案がなされている。これによると処分場の地質を、岩盤がクリープすると考える堆積岩と、クリープしないと考える結晶質岩とに大別し、更にそれぞれを緩衝材（ベントナイト）がスウェリングした後とオーバーパックが腐食した後とに分けて、各ケース毎に各種荷重の組合わせを提案している。この考え方の特徴は、上記各ケースで選定した荷重に必ずオーバーパックの腐食ガス圧を加算していることである。

なお、本研究では膨潤圧やガス圧等の情報がないため上記提案は検討せず、③のレファレンスケースを採用した。

(4) 妥当性及び問題点

従来から第２種容器並みとして第１種容器相当としていないのは、第１種容器の要件である原子炉冷却材バウンダリを構成する機器に該当しないこと、また、第３種容器相当としていないのは、オーバーパックが原子炉を安全に停止するために必要な設備又は非常時に安全を確保するために必要な設備に該当しないためであろう。

第２種容器は原子炉格納容器及びこれに接続する容器と規定されており、その機能として放射性物質等の有害な物質の漏洩を防止すると定義されているので、オーバーパックはその機能が第２種容器の要件に該当するので、この点に着目して従来からオーバーパックは第２種容器相当と見なして来たと思われる。同じように考えるなら、オーバーパックはその性格上、最重要度分類に区分けし第１種容器相当としても妥当と思われる。一方、厳密に MITI 告示 501 号を解釈すると、第１種、第２種、第３種には該当せず、いずれにも該当しないもののグループである第４種容器とすべきかもしれない。現在これに該当する例としては、使用済燃料貯蔵プール、ほう素除去脱塩塔、使用済樹脂貯蔵タンクなどがある。

ただ、第４種容器の場合、応力解析はしなくても良いことなっており、解析に必要な許容応力値等の規定もないため、仮に第１種容器または第２種容器の許容応力値等を使って応力解析をしたとしてもその妥当性を立証するのにかなりの労力を要する。さりとてオーバーパックの特殊事情を考えた場合、応力解析は無視できず、結局、現在までのところ第２種容器に準拠してきたと思われる。

この場合、応力解析に用いる許容値の取り方としては、前述のように第２種容器のうちの解析を必要とするものに準拠してこれに規定された許容値を採用する方法と、第２種容器の特例条項を適用して第１種容器に規定されたものを採用する方法がある。

安全率の観点から見ると、第１種容器の方が第２種容器よりも安全率が小さいので、第１種容器なみに応力解析をする方が容器にとっては緩やかな評価となる。

製造コストの面から見ると第 1 種容器の基準を準用して設計する方が、解析に相当な労力を費やすもののオーバーパックの肉厚が少なくなる関係で、製造コストの面からも、処分に至る一連の工程における諸々のコストの面からも、経済性が優位とな

る。しかも、長期にわたる処分状況を考えた場合は、所定の地圧に十分耐える強度と合理的な耐食層があれば、必要以上のオーバーパック本体の肉厚の大小は処分システム上、決定的事項とはならなくなると思われるので、最初から第1種容器を準用するという考え方もできる。本研究ではこうした考え方に立って、重要度分類から見ても材料検査の徹底ぶりから見ても第1種容器に準じるのが適切と考え、これに準拠して設計および応力解析を実施した。

4.3 安全率の設定に向けた方向付けの検討

(1) ASME の安全率

ASME では設立当初から暫くの間、安全率を5としてきた。これはアメリカでボイラーの爆発事故がしばしばあったことが背景にある[(2)]。しかし、その後の材料の進歩や品質の向上等によって安全率は4に引き下げられた。更にその後の研究や試験等により、安全率の見直しが行われてきた。現在は次のようになっている。

（ASME 制定から暫くの間　安全率5）[(2)]

Sec.Ⅲ	Class 1 Components	安全率3
	Class MC Componentes	安全率 4/1.1 = 3.64
	Class 2 Components	安全率4
	Class 3 Components	安全率4

Class 1 Components の設計手法は解析による設計（Design by Analysis）で、起こり得る破壊様式をすべて考え、それぞれのケースに対する Components の健全性を解析によって詳細に評価し、各ケースとも定められたそれぞれの応力強さの限度に入っていることを確認する手法である。したがって、見かけ上、安全率が小さくても健全性が損なわれることはない。

(2) MITI 告示 501 号の安全率

既述のように MITI 告示 501 号は ASME Sec.Ⅲをベースとしているので基本的には同じ考え方になっている。現在の安全率は次の通り。

第1種容器	安全率3
第2種容器	安全率 4/1.1 = 3.64
第2種容器のうち特例条項（第29条）を適用する場合	安全率3

第３種容器　　安全率４

第４種容器　　安全率４

第１種容器の設計手法はASME Sec.Ⅲ同様、解析による設計（Design by Analysis）の思想に基づいており、起こり得るあらゆる破壊様式をすべて考え、それぞれのケースに対する容器の健全性を解析によって詳細に評価し、それぞれに規定された応力強さの限度に入っていることを確認する手法である。したがって、見かけ上は安全率が小さくても健全性が損なわれることはない。これは、他の容器の検査内容に比べ非常に厳しい規制になっていることからも裏付けられる。

なお、安全率３を与えられた第１種容器では基本的には弾性領域ではあるが、シェイクダウンで見られるように部分的に塑性領域に達することが許容されており、塑性ひずみを容認している。また、解析の結果、所定の許容応力（応力強さ含む）を満足しない部分がある場合に備えて救済規定が設けられている。これから分かるように、安全率３は必ずしも裕度のある値ではなく最低限度の規定であることを示している。したがって、これ以下の安全率は望めない。

また、逆に、ASME 設定当初の安全率５では、必要以上の肉厚となる結果、製造コストは勿論、処分に至るあらゆる工程でのコストが高くなり経済性が問題となる。

以上の考察の結果から、オーバーパックの適切な安全率の設定に向けた方向付けとしては、現行 MITI 告示 501 号第１種容器並みの材料検査と解析による設計を前提とした第１種容器の安全率、すなわち３をベースとした基準体系が望ましいと思われる。

4.4　設計手法の確立に向けた方向付けの検討

(1)　参考とすべき現行の技術基準の選定

オーバーパックの設計に関して新しい技術基準の制定を検討する場合は、やはり放射性物質を閉じ込め人間環境へ放射線障害を及ぼさないようにとの安全上の観点に立って原子力プラント用に制定された ASME Sec.Ⅲベースの MITI 告示 501 号を参考にるのが望ましい。この場合、オーバーパックが半減期の長い大量の高レベル放射性廃棄物を収納しているこのに鑑み、重要度分類の最上位にある第１種容器相当と位置づけ、解析による設計を導入することが賢明である。多大な労力を費やす応力解析や徹底した各種材料検査が義務づけられるが、安全率が３に設定できる結果、オーバー

パックの肉厚が少なくなって経済的に有利である。したがって、オーバーパックの設計手法としては、前章の 4.3 で述べて安全率の点からも、MITI 告示 501 号の第 1 種容器をベースとしたものが望ましく、且つ、半減期の長い高レベル放射性物質を多量に含むというオーバーパックの特殊事情項に適合させるべく、次項に掲げる追加要件と変更事項とを満足した新たな技術基準を確立する必要ががある。

(2) 考慮すべき追加要件および変更事項

MITI 告示 501 号第 1 種容器では、使用環境に伴う環境効果の評価基準が示されていない。また、時間に依存する現象に関しても対応していない。一方、オーバーパックは長期にわたり深地層に処分されるので、かかる環境におけるオーバーパックの健全性を評価するめの基準体系が必要となる。そして第 1 種容器と同様、これに基づいた解析による設計が求められる。したがって、MITI 告示 501 号第 1 種容器の技術基準をベースに追加すべき要件、すなわち、オーバーパックの強度および構造評価に必要な準備すべき基本事項を以下に示す。

① 深地層環境下での耐食性・侵食性に関する解析指針と評価基準の設定
② 放射線照射による材料劣化に関する解析指針と評価基準の設定
③ クリープ疲れ、クリープ坐屈に対する解析指針と評価基準の設定
④ 他の人工バリアとの相互作用に対する解析指針と評価基準の設定
⑤ 材料の不安定化に対する解析指針と評価基準の設定
⑥ 地殻変動に対する解析指針と評価基準の設定
⑦ その他

また、現行第 1 種容器の運転状態として、「運転状態Ⅰ」、「運転状態Ⅱ」、「運転状態Ⅲ」および「運転状態Ⅳ」が規定されているが、オーバーパックの深地層処分に適合するような言葉と定義に変更することが必要ある。例えば、「正常状態」および、腐食･侵食等が強度に及ぼす影響を評価するための「仮想的損傷状態」等に分類し各状態の定義をする必要がある。

以上の検討結果から、オーバーパックの設計手法の確立に向けた方向付けとして、現行 MITI 告示 501 号をベースに、上記に示す新たな解析指針と評価基準を準備して総合的な基準体系を作るべきと思われる。

5．銅 － 炭素鋼複合オーバーパックの設計

5.1 構造概念の構築

5.1.1 オーバーパックの形状について

オーバーパックの現実的な形状である円筒形と角柱形の比較を表 5.1－1 に示す。

表 5.1－1　オーバーパックの形状による比較

	円　筒　形	角　柱　形
耐圧性の良い構造	○	×
製造コストが低い	○	×*
コンパクトな形状	○	×
定置時の安定性	△	○
ハンドリング性	○	○
ベントナイトブロックの施工が容易	○	○
総 合 評 価	○	×
備　　考	構造がコンパクトになり、加工コスト上も有利。但し、横置きにした場合の安定性に欠けるが、円筒半割り型のベントナイトを事前に施工する等で対応は可能。	定置の際の安定性では優れているものの所定の耐圧性を持たせようとした場合、円筒形よりも大きな構造となってしまう。また、加工コストにおいても円筒形の方が有利である。

* 角柱形の製造コスト増の主な要因としては下記のようなものが考えられる。
1) ガラス固化体が円筒形であり角柱型では収納効率が悪くなってしまう。そのため容器が大きくなりベントナイト等も含めた処分費用が大きくなる。
2) 耐圧性を考慮すると円筒型と比べ容器が厚肉構造となってしまう。
3) 溶接箇所が増えてしまう。

以上の比較より、形状は円筒型とする。

5.1.2 外層の加工方法及び構造の検討

(1) 複合材曲げ加工を用いた加工手順

複合材曲げ加工を用いた加工手順において最も問題となるのが、複合材の曲げ加工である。本検討において内容器の厚み設定の見直しを行っているもののその厚みは、120mm と厚く(5.2 章参照)所定の径に曲げることは不可能である。したがって、本加工手順での適応は不可と考える。

(2) 被膜加工を用いた加工手順

被膜加工を用いた加工手順において最も問題となるのが被膜加工技術の銅 – 炭素鋼複合オーバーパックへの適応の可否である。現行の技術においてはオーバーパックに求められる被膜の厚み(数十 mm)への適応は非常に困難である。また健全な耐食層の生成との観点から、酸素の混入を防ぐため窒素雰囲気で加工を行う等の新規開発要素を加味する必要もある。したがって、本加工手順での適応は非常に困難であると考えられる。

(3) 熱間等方圧加圧(HIP) を用いた加工手順

熱間等方圧加圧(HIP) を用いた加工手順において最も問題となるのが熱間等方圧加圧(HIP)加工技術の銅 – 炭素鋼複合オーバーパックへの適応の可否である。熱間等方圧加圧(HIP)加工技術についての説明を表 5.1-3 に示す。現行国内の設備においては、円筒部の加工は不可である。また加工において加圧・加熱後に徐冷(約 800℃から常温まで約７～９時間かけて冷却)を行う必要があり、銅の粒径が大きくなることが避けられず、外層継ぎ目部の溶接加工後の検査が著しく困難になることが予想さる。したがって、本加工手順での適応は非常に困難であると考えられる。

(4) 爆着を用いた加工手順

爆着を用いた加工手順において最も問題となるのが、爆着加工技術の銅–炭素鋼複合オーバーパックへの適応の可否である。銅の爆着は技術的には不可能ではないもののほとんど実施されていないため本技術を実施するためには、爆着加工の際の適正条件を求めることから行う必要がある。また、円筒部における爆着は他の金属においても実施されておらず、現実的ではないと考えられる。更に、ガラス固化体を収納後に遠隔で本加工を実施することは現実性に乏しい。以上のことから、本加工手順での適応は現実的でないと考えられる。

(5) 焼きばめを用いた加工手順

焼きばめを用いた加工手順において最も問題となるのが焼きばめ加工である。焼きばめ加工は一般に広く行われている技術であり、複合オーバーパックの大きさを考慮した場合でも、量産時におけるコストダウンを図りにくい技術ではあるものの十分対

応可能な技術であると考えられる。銅-炭素鋼複合オーバーパックへの適応性を考えた場合、加熱による銅粒子の成長が問題となるが、熱間等方圧加圧(HIP)と比べた場合、加熱温度も低く加工後の冷却についても徐冷を行う必要はないため銅粒子の成長を抑えることが出来る可能性は高い。従って、本加工手順は適応し得る可能性があるものと考えられる。

(6) 内層・外層を別構造とした加工手順

内層・外層を別構造とした加工手順において問題となるのが外層円筒部の加工方法と底部及び蓋部の加工方法(溶接方法)である。外層円筒部の加工方法については現行の国内設備において対応不可の加工方法もあるが将来対応は可能と考えられる。また、溶接方法では、溶接棒を使わず酸素の溶け込みも防ぐことの出来る電子ビーム溶接を用いることにより健全な耐食層の加工が可能と考えられる。従って、本加工手順は適応し得る可能性があるものと考えられる。

(7) 加工手順の選択

(6)項までの検討において「焼きばめを用いた加工手順」と「内層・外層を別構造とした加工手順」が銅-炭素鋼複合オーバーパックの加工手順として適応し得る可能性があるとの検討結果が得られた。そこで、この両者の比較を行いいずれの手順で行うかを選択する必要がある。

「内層・外層を別構造とした加工手順」における内外層間の隙間が陥没等で問題となるようなものでなければ、量産化においてコストダウンを図りやすいかを考慮し加工方法を選択すれば良いことになる。

「内層・外層を別構造とした加工手順」における内容器・外容器間の隙間については、加工方法(コスト)により大幅に変わってしまう可能性があるが、5.2 項の検討のように 2mm とした場合、廃棄体の体積に占める空隙の割合は、下記の様になる。

廃棄体有効長さ：1,845mm=1,955mm(ｵｰﾊﾞｰﾊﾟｯｸ全長)－110mm(ﾊﾝﾄﾞﾘﾝｸﾞ部長さ)

廃　棄　体　径：φ770mm

廃 棄 体 体 積：858,712cm^3＝π×770^2×1,845／(4×1,000)

空　隙　外　径：φ684mm

空　隙　内　径：φ680mm

空 隙 部 長 さ： 1,765mm

空 隙 部 体 積：7,559 cm^3＝$\pi\times(684^2-680^2)\times1,765/(4\times1,000)$

空　　隙　　率：0.88％＝7,559／858,712

となり、低レベル廃棄体の最大 10%程度の空隙と比べても非常に小さくの陥没等の原因となる可能性はない。

一方、量産化時のコストを考慮した比較において下記の様な点から、「内層・外層を別構造とした加工手順」の方が有利と考えられる。

① 寸法増分は径方向、長手方向とも数十㎜程度で大幅な寸法増にはならない。

② 寸法増に伴う材料費等のアップ分はそれほど大きくない。

③ 焼きばめ加工は自動化を図ることが非常に困難で量産化を行う場合でもコストダウンが図りにくい。

④ 焼きばめ構造ので、蓋にクラッド材を使う場合外層蓋部継ぎ目の溶接箇所は、図 5.1－１の様な構造としなければならず、遠隔化が図りにくい。

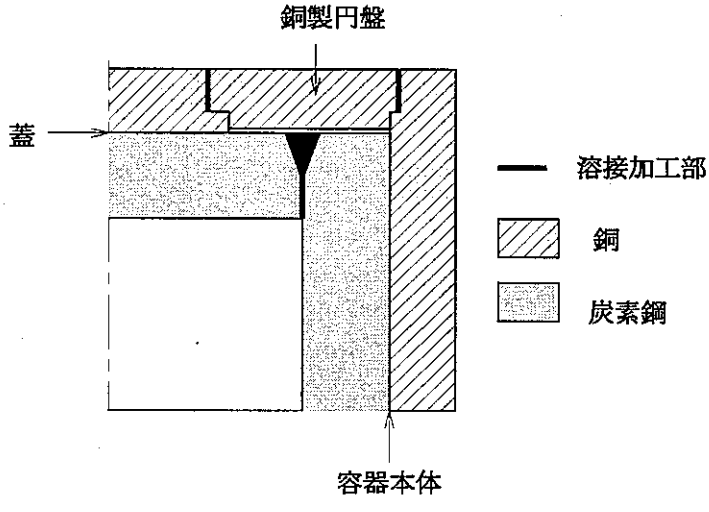


図 5.1－１　外層蓋部継ぎ目の溶接箇所概念図

⑤ 内容器の蓋をボルト締めする等の構造の上でも選択肢が増える。

以上により「内層・外層を別構造とした加工手順」を選択することとする。

(8) 外容器の製作方法の選択

外容器の製作方法としてどの加工方法を選択するかについては、設備等の投資を含む加工に係るコストにより決める必要がある。現時点においてはこれらを定量的に評価することは困難であるため表 5.1－２各要素の相対比較を行った。

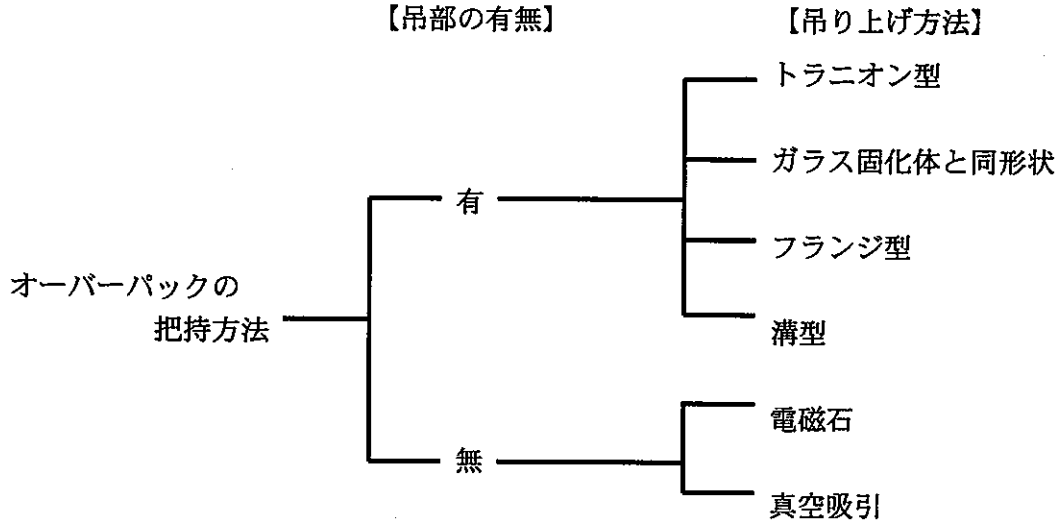
本検討では、溶接箇所が少なく溶接部検査箇所も少ないことに着目し、押し出し加工による容器一体化加工が有望であると考え、この加工方法に基づき設計検討を行うこととした。

表 5.1－２ 外容器加工方法の比較

	円筒曲げ溶接	円筒押し出し溶接	円筒鍛造溶接	押し出し一体加工
加工数	×	△	△	○
溶接箇所	×	△	△	○
検査の難易度	△	○	○	○
設備投資	○	△	△	△
総合評価	△	○	○	◎

(9) ハンドリング機構の選定

ハンドリング機構としては、動燃殿既研究において下記の形状が検討されている。



本検討においてはこれらに加えチタン製複合オーバーパックで検討を行った着脱型

及び外層円筒部を延長しハンドリング用の穴を付けた機構（図 5.1－2参照，以下本機構をスカート方式と称する）を加えて検討を行うこととする。

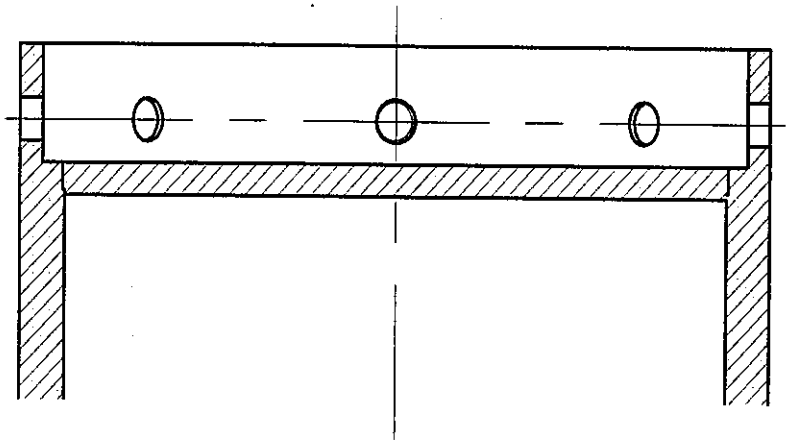


図 5.1－2 スカート方式の概念図

また、外層部である銅は磁化しないことから、電磁石方式での取り扱いは困難と考えられるため検討の対象からは除外した。

各ハンドリング機構の比較を表 5.1－3に記す。

定置時縦置き姿勢にする場合は、充填材の施工も含めて考えた場合、スカート方式が最も良い方式であると考えられる。しかし、定置時横置き姿勢にする場合は、容器蓋側のみにハンドリング機構を取り付ける方式では対応出来ない。円筒部にハンドリング機構を取り付ける場合は、脱着方式が好ましいと思われるが、動燃殿既研究における脱着方式については、横置き姿勢における容器下部において容器よりハンドリング治具の方が出ているため容器の定置及び治具の取り外しが著しく困難である。また、ハンドリング機構が円筒部横側に付いているため、ベントナイトの施工性も必ずしも良くない。そこで、横置き姿勢時においてもベントナイトの施工性の良いと思われるスカート方式をベースに底部に図 5.1－3のような脱着治具を取り付け取り扱うこととする。なお、容器蓋側については容器製造及びガラス固化体挿入時等の取り扱い性を考慮し、容器直付けとする。

表 5.1－3　各ハンドリング機構の比較

吊部の有無		有					無	
吊り上げ方法		トラニオン型	ガラス固化体と同形状	フランジ型	溝型	スカート型	着脱型	真空吸引
構造概念		・オーバーパック本体の胴部にトラニオンを設ける →トラニオン部に吊具を固定し、吊上げる	・オーバーパック上部にガラス固化体と同形状の吊部を設ける →吊部に吊具を固定し、吊上げる	・オーバーパック上部をフランジ型にして吊部を設ける →フランジ部に下方から吊具を固定し、吊上げる	・オーバーパック胴部に溝を設ける →溝部に吊具を挟み込み、吊り上げる	・オーバーパック上部にスカートを付け吊部を設ける →スカート部の穴に吊具を固定し、吊上げる	・オーバーパック胴部に着脱可能な吊部を設ける →吊部に吊具を固定し、吊上げる	・オーバーパックに吊部は不要 →オーバーパック上部を真空吸引し、吊り上げる
ハンドリング性	吊部	・特に問題なし	・銅の場合強度不足のため銅のみで作った場合吊部が大型化してしまう(特に定置時横置き姿勢の場合)	・定置後の吊具開放機構等の検討が必要	・定置後の吊具開放機構等の検討が必要	・定置時横置き姿勢の場合の取り扱い方法の検討が必要	・定置時に支障のない形状の検討 ・定置後に吊部を外すことの可能な方式の検討	・特に問題なし
	処分孔への影響	・吊具の開放スペースが必要 → 処分孔拡大	・特に問題なし	・特に問題なし	・吊具の開放スペースが必要 → 処分孔拡大	・吊具の開放スペースが必要 → 処分孔拡大	・吊部の取り外しのスペースが必要 → 処分孔拡大	・特に問題なし
	緩衝材への影響	・トラニオン部周囲のベントナイトの施工が困難	・吊部の緩衝材の施工が困難	・吊具取り外し用のスペースへの緩衝材の施工が困難	・溝部及び吊具取り外し用のスペースへの緩衝材の施工が困難	・吊具周辺の緩衝材施工方法の工夫が必要	・吊部取り外しのスペース周辺の緩衝材の施工が困難	・特に問題なし
安全性(停電時の対応)		・特になし → 機械的構造を採用(フェルセイフ機能の確保)	・特になし → 機械的構造を採用(フェルセイフ機能の確保)	・特になし → 機械的構造を採用(フェルセイフ機能の確保)	・特になし → 機械的構造を採用(フェルセイフ機能の確保)	・特になし → 機械的構造を採用(フェルセイフ機能の確保)	・特になし → 機械的構造を採用(フェルセイフ機能の確保)	・電源喪失時でもO/P を落下させない措置が必要
製作性		・トラニオンの取付けは困難	・銅単体での施工であれば比較的容易(吊部は大型化) ・他の材料で補強を行う場合は施工が困難	・製作は容易	・製作は容易 ・容器の径または長さは大きくなってしまう	・製作は容易	・製作は容易 ・着脱機構の検討要	・製作は容易

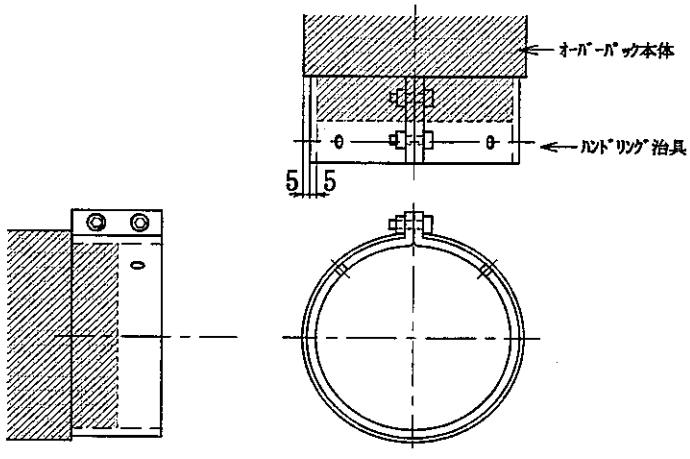


図 5.1－3 脱着式ハンドリング治具概念図

本方式であれば、容器の着脱及びベントナイトの施工は比較的容易に行えるものと考えられる。

これらのハンドリング治具における今後の検討課題としては、

① 横置き姿勢に於けるハンドリング治具の着脱性/隙間へのベントナイトの施工性等から治具取付部の容器本体段差の見直し

② 治具の抜け防止として容器に溝の施工等の検討

等が上げられる。

但し、ハンドリング機構及び手順については容器への施工性だけでなく処分坑道の大きさ、機器等の検討を加えながら決定を行う必要があり、今後の課題と考えられる。

5.1.3 内容器の構造検討

内容器の構造を検討するに当たり本体と蓋の接合方法についてどの様な方式とするかを検討し構造を決定する。

本体と蓋の接合方法については、溶接とボルト止めの二つの方式が考えられる。5.2 項で後述する通りボルト止めを行うことによる寸法増はほとんどなく、溶接によるメリットは出ない。従って、内容器は、ボルト止め構造とする。

図 5.1－4 に内容器を溶接構造とした場合とボルト止め構造とした場合の加工手順例フロー図を示す。

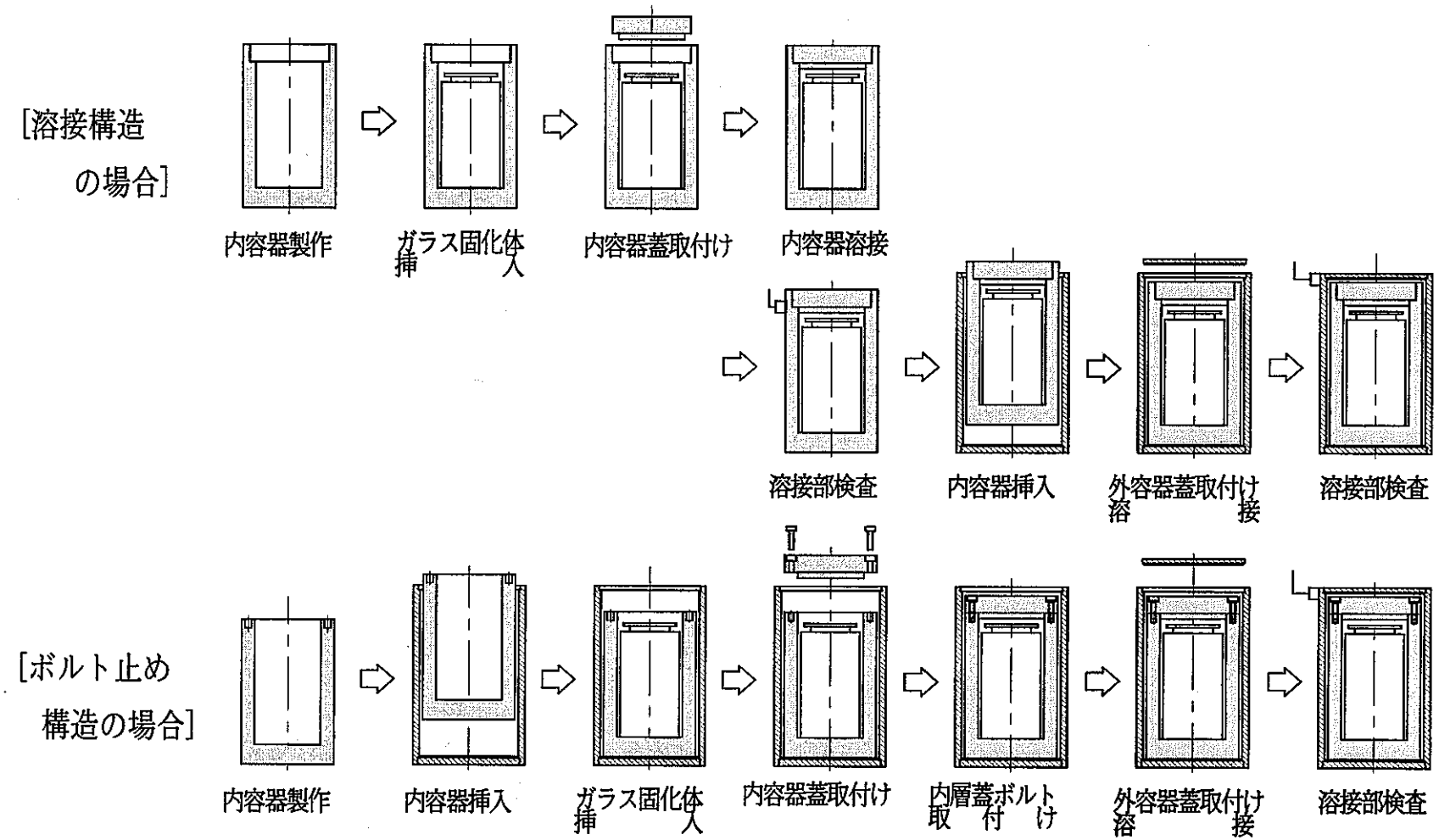


図 5.1－4　内容器を溶接構造とした場合とボルト止め構造とした場合の加工手順例フロー図

5.2 詳細設計

5.2.1 オーバーパック（最終製品全体）の形状と材質

(1) 内容器（炭素鋼製容器）の形状と材質

本研究では、内容器は鍛造によって底と胴体とを一体型に成形し機械加工により所定の寸法に仕上げることとした。また、蓋は、内容器が密封性の機能を必要としないためボルトによって内容器と固定することとしガスケットは使用しない。ボルトの締付けは、遠隔操作によりガラス固化体を内容器に収納した後、ボルト自動締付機によって施工する。

材質は、加工の面から鍛鋼品を選定する。さらに、前章４の検討結果を踏まえ、内容器の材質は圧力容器用炭素鋼鍛鋼品 SFVC2B とする。

(2) 外容器（銅製容器）の形状と寸法

外容器には、加工のプロセスで必要とする肉厚を確保すると同時に、オーバーパック組立て品としてハンドリングする場合に必要な肉厚を確保しなければならない。したがって、腐食代として必要な肉厚よりもかなり厚くなることが予想される。

予備的計算の結果、上記外容器吊り上げ部の肉厚は 23 mm 必要となる。（図 5.2－７参照）また、遠隔操作により銅の蓋を外容器と電子ビーム溶接するには、ビームの特性上、溶接個所から一定の範囲には障害物があってはならない。さらにビームの突き抜けを防止するためのフラット部も必要となる。したがって、胴の厚みはこれらを考慮して決定しなければならない。（図 5.2－７参照）また、底の厚みも予備的計算から 50 mm となる。

(3) 外容器（銅製容器）と内容器（炭素鋼製容器）とのクリアランス

銅容器とオーバーパックとの片側クリアランスは、最近発表された SKB の使用済燃料を処分するための Canister（2.1 項参照）で用いられているクリアランス（片側 2 mm = (φ950－φ946)/2）を適用する。

5.2.2 内容器（炭素鋼製容器）肉厚計算の前提条件

(1) ガラス固化体の仕様

① 大きさ： φ430×1340H

② 150℃における熱膨張： 径方向　0.91 mm (PNC ZJ1216 97-008 より)

軸方向　2.82 mm (　　同　上　　)

(2) 処分地の条件

① 岩盤の湿潤密度　2.65 g/cm^3

② 側圧係数　1.32

③ 処分深度　1,000 m

(3) 内容器の材質

SFVC2B　(JIS G 3202　圧力容器用鋼炭素鋼鍛品)

(4) オーバーパック耐食層（以下、外容器）の材質

無酸素銅 (外圧に対する強度は考えない)

(5) 内容器（炭素鋼製容器）の内寸

上記(1)よりガラス固化体の熱膨張値を考慮しφ440×1345 とする。

(6) 外圧（地圧）の設定

上記(2)より鉛直方向の圧力は、 26.0 MPa

水平方向の圧力は、 34.3 MPa

5.2.3 内容器（炭素鋼製容器）の肉厚算出

(1) 内容器（炭素鋼製容器）胴肉厚の算出

MITI 告示 501 号第 13 条第 2 項第 1 号イ（ロ）に示す Pa の式より t を求める。その結果、t＝113.6 mm　ラウンドアップして 120 とする。

(2) 内容器（炭素鋼製容器）底板の厚み算出

第 1 種容器には平板の式がないので第 2 種容器に規定されている平板の式（第 24 条）を用いる。(第 2 種～第 4 種容器の平板は同じ式)

t＝158.6　よって 160 mm とする。

(3) 内容器（炭素鋼製容器）の蓋の厚さ算出

ボルト座ぐり下面より蓋底面までの厚さが 160 mm 、座ぐり部を除く蓋の厚さが 193.2 mm 以上とする。(設計の結果、200 mm となった。)

(4) 内容器蓋インロー部の強度評価

内容器蓋はインロー部がオーバーパック内面に浅く入り込んでいるので上蓋が外圧によって水平に移動した場合、内容器トバクチ（A 部）に対しせん断が作用する。又、蓋のインロー部にもせん断力が作用する。

水平外力 ＝ 4.665×10^6 N

(イ) 側圧による胴部 A 面の剪断応力評価

A 部の剪断応力 τ ＝ 44.43 N／mm^2 となる。

一方、SFVC2B の許容剪断応力は MITI 告示

501 号 13 条第 1 項第 1 号チより

τ_a＝0.6×147*＝88.2N／mm^2 であるから

$\tau_a > \tau$ となる。したがって、A 部が剪断で降伏することはない。

*MITI 告示 501 号別表第 2 at 150℃

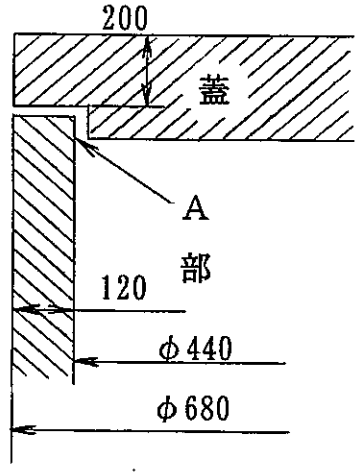


図 5.2－1 インロー部強度評価モデル

(ロ) 側圧による胴部 B 面の剪断応力評価

B 部の剪断応力 τ： ＝61.38 N／mm^2

一方、SFVC2B の許容剪断応力は(イ)と同様に

τ_a＝88.2N／mm^{2}であるから $\tau_a > \tau$ となる。

したがって、B 部が剪断で降伏することはない。

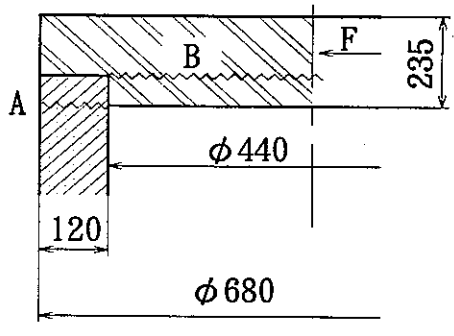


図 5.2－2 外容器上部模式図

(ハ) インロー部圧縮応力評価

圧縮応力 σ＝67.51 N／mm^2

SFVC2B の設計降伏応力は MITI 告示 501 号別表 9 より

σ_y＝220 N／mm^{2}であるから$\sigma_y > \sigma$ となる。

したがって、インロー部が圧縮で降伏することはない。

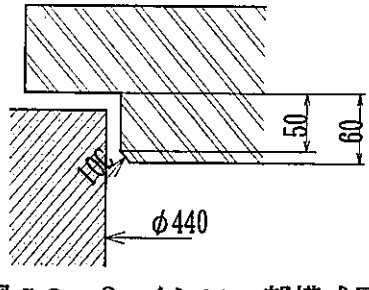


図 5.2－3 インロー部模式図

(5) ボルトの太さと本数

JIS B 2220 より 30K閉止フランジ（外径φ630）の場合、ボルトは M36×3 で本数は 16 本となっているのでこれを採用する。ボルト材質を Ni-Cr 合金鋼(高張力鋼 ：JIS G 4108)の SNB24-1 を用いることとする。

以上の計算式と計算結果を表 5.2－1 に示す。

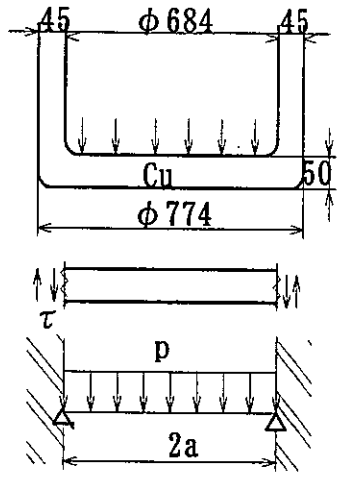


図 5.2－4 銅容器底の応力評価

5.2.4 外容器（銅製容器）の肉厚算出

(1) 銅容器底の応力評価

許容剪断応力は、$\tau_a = 30\ N/mm^2$ となる。

廃棄体全荷重 6,000 kg f が、底板にかかると仮定すると、底板の付け根に働く剪断力 τ は、

$$\tau = 0.55 N/mm^2 < \tau_a$$

最大曲げ応力 $\sigma_{bmax} = 4.08 N/mm^2 < \sigma_y$

以上の結果より、銅の底が降伏することはない。

(2) 吊上げ部（スカート）の引張り応力評価

吊上げ部（スカート）にかかる引張り応力は、

$$\sigma = 1.16 N/mm^2 < \sigma_y$$

したがって、銅の吊上げ部（スカート）が引張り応力で降伏することはない。

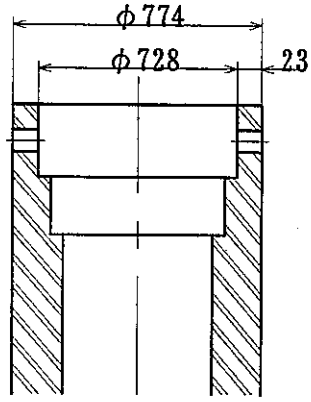


図 5.2－5 吊上げ部模式図

(3) 吊上げ部（スカート）の穴の応力評価

吊り穴にかかる剪断応力を下記により求める。

吊り用の穴 4 個で取り扱うので、

$$\tau = 12.8 N/mm^2 < \tau_a$$

従って、銅製吊上げ部（スカート）の穴は剪断で降伏することはない。

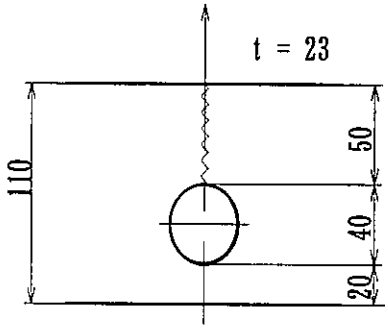


図 5.2－6 吊上げ部の穴の模式図

以上の計算結果を踏まえて設計したオーバーパックの詳細図を図 5.2－7 に示す。また、前項 5.1 で検討した結果を考慮した製作･組立て・検査手順の概念を図 5.2－8 に示す。

表 5.2－1 内容器（炭素鋼製容器）強度計算式及び計算結果

	算出根拠	計算式	計算結果
内容器胴部	通商産業省告示 501 号（発電用原子力設備に関する構造等の技術基準、以下 MITI 告示 501 号）第1種容器 Pa の式より t を求める。（ここで求めた t の式は、結果的に第 2 種容器～第 4 種容器で示されている t の式と同じになる。）	次の 2 式のうち t の大きい方を選ぶ。 $t = \frac{D_o(\frac{P_a}{B} + 0.0833)}{2.16}$ $t = \frac{D_o}{2}(1 - \sqrt{1 - \frac{2P_a}{S}})$ ここに Do は胴外径、Pa は外圧、 S は1.5×別表2又は0.9×別表9の小さい値、 B は別図 5 ～24 から求める値	t = 113.6 mm これを丸めて t =120.0 mm とする。
内容器底板	MITI 告示 501 号第2種容器で示されている平板の式から t を求める。 （第 1 種容器には平板の式がないため）	$t = d\sqrt{\frac{KP}{S}}$ ここに、 d は内径 K は平板の取付け方法による係数 P は最高使用圧力 S は別表 4 に規定する許容引張応力	t=158.6mm これを丸めて t =160.0 mm とする。
内容器蓋	同　上	同　上 一方、d を内径φ440 の代わりにピッチサークルダイヤφ536 として厳しく評価すると、 t = 193.2 mm となる。 設計の結果、蓋の厚みはインロー部（60 mm）を除いて 200 mm となった。（インロー部を含むと 260 mm）	同　上
蓋インロー部	通常の構造解析用の一般式を用い、許容せん断応力は MITI 告示 501 号による。	$\tau = \frac{F}{A} < \tau_a$ ここに F：インロー部に作用する水平外力 A：せん断を受けるインロー部の面積 τ_a：MITI 告示 501 号より 0.6×別表第 2	胴及び蓋共、 τ_a＝88.2N/mm^2 を超えない。
ボルトの強度	通常の構造解析用の一般式を用い許容せん断応力 τ_a は MITI 告示 501 号ボルト材の最小降伏点×0.6 とする。	蓋の構造上、ボルトには引張り応力もせん断応力も働かないが、インロー部がないとした場合のボルトに作用するせん断応力を求め、これが τ_a 以下であることを確認する。式は同上。ただし、A はボルトの谷の面積。	ボルト 1 本当りのせん断応力は最小降伏点×0.6 を超えない。

蓋ボルト締め_外周無酸素銅押出し容器式オーバーパック

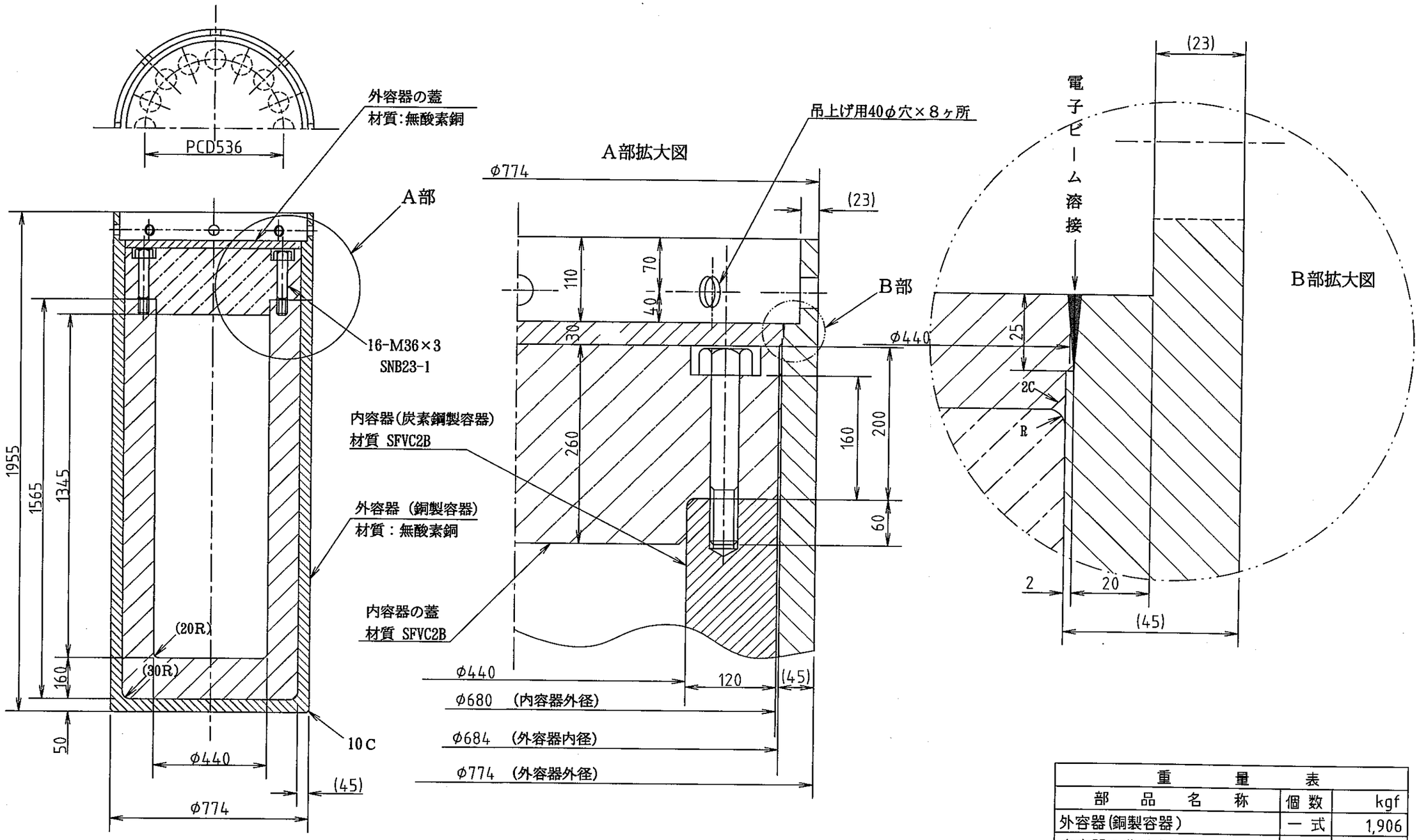


図 5.2−7 オーバーパックの詳細図

(鉛直外圧26.0MPa, 水平外圧34.3MPaのリファレンスケース)

重　量　表		
部　品　名　称	個 数	kgf
外容器(銅製容器)	一 式	1,906
内容器の蓋（炭素鋼）	1 個	671
内容器（炭素鋼製容器:蓋除く）	一 式	2,689
小計（オーバーパック合計）	一 式	5,266
ガラス固化体	一 式	約 500
総合計(廃棄体全重量)	一 式	約5,800

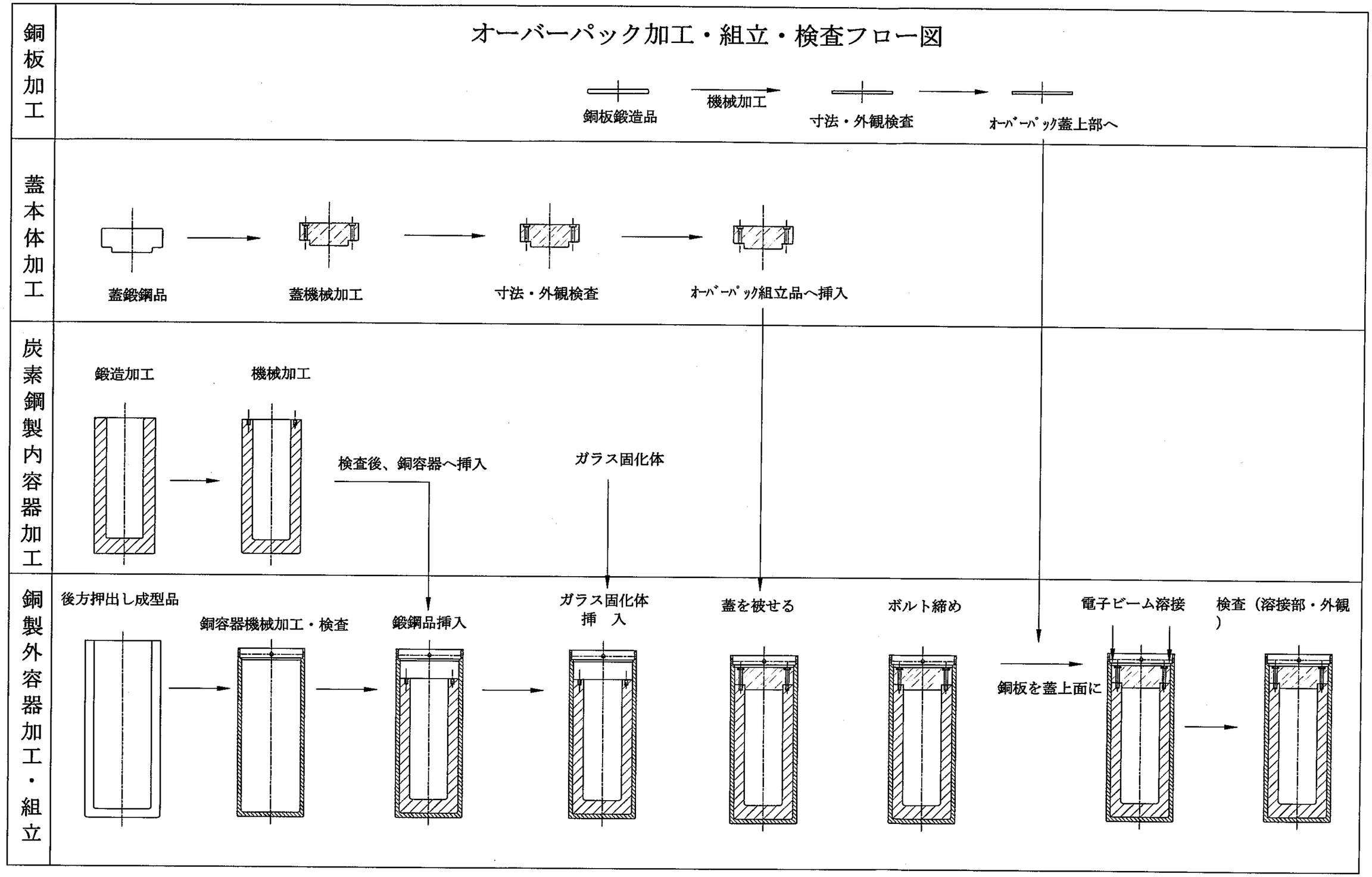


図5.2−8 オーバーパック加工・組立・検査フロー図

5.2.5　オーバーパックに生じる応力解析

(1)　縦置きの場合

(a)　解析条件

①　計算コード：　NASTRAN

②　解析モデル：　軸対称（90°）1/4 ソリッドモデルとする。

③　SFVC2B 物性値：　ヤング率 1.95×10^5 N/mm^2、ポアソン比　0.3

設計応力強さ 147 N/mm^2 at 150℃（MITI 告示 501 別表第 2）

④　外圧荷重：　垂直荷重　26.0 Mpa、　水平荷重　34.3 ＭＰａ

(b)　解析結果

解析結果を図 5.2－9 に示す。どの要素も設計応力強さを下回っていることが示されている。

(c)　応力評価

応力評価の結果、一次一般膜応力強さは設計応力強さ未満であり、一次一般膜応力と一次曲げ応力を加えて求めた応力強さも設計応力強さの 1.5 倍未満であるので、オーバーパックの健全性は維持される。

(2)　横置きの場合

(a)　解析条件

①　計算コード：　NASTRAN

②　解析モデル：　軸対称（90°）1/8 ソリッドモデルとする。

③　SFVC2B 物性値：　ヤング率 1.95×10^5 N/mm^2、ポアソン比 0.3、

設計応力強さ 147 N/mm^2 (at 150℃) (MITI 告示 501 号別表第 2）

④　外圧荷重：　垂直及び水平荷重共、最大圧力 34.3ＭＰａとする。

(b)　解析結果

解析結果を図 5.2－10 に示す。同図からどの要素も設計応力強さを下回っていることが分かる。

(c)　応力評価

応力評価の結果、一次一般膜応力強さは設計応力強さ未満であり、一次一般膜応力と一次曲げ応力を加えて求めた応力強さも設計応力強さの 1.5 倍未満であるので、オーバーパックの健全性は維持される。

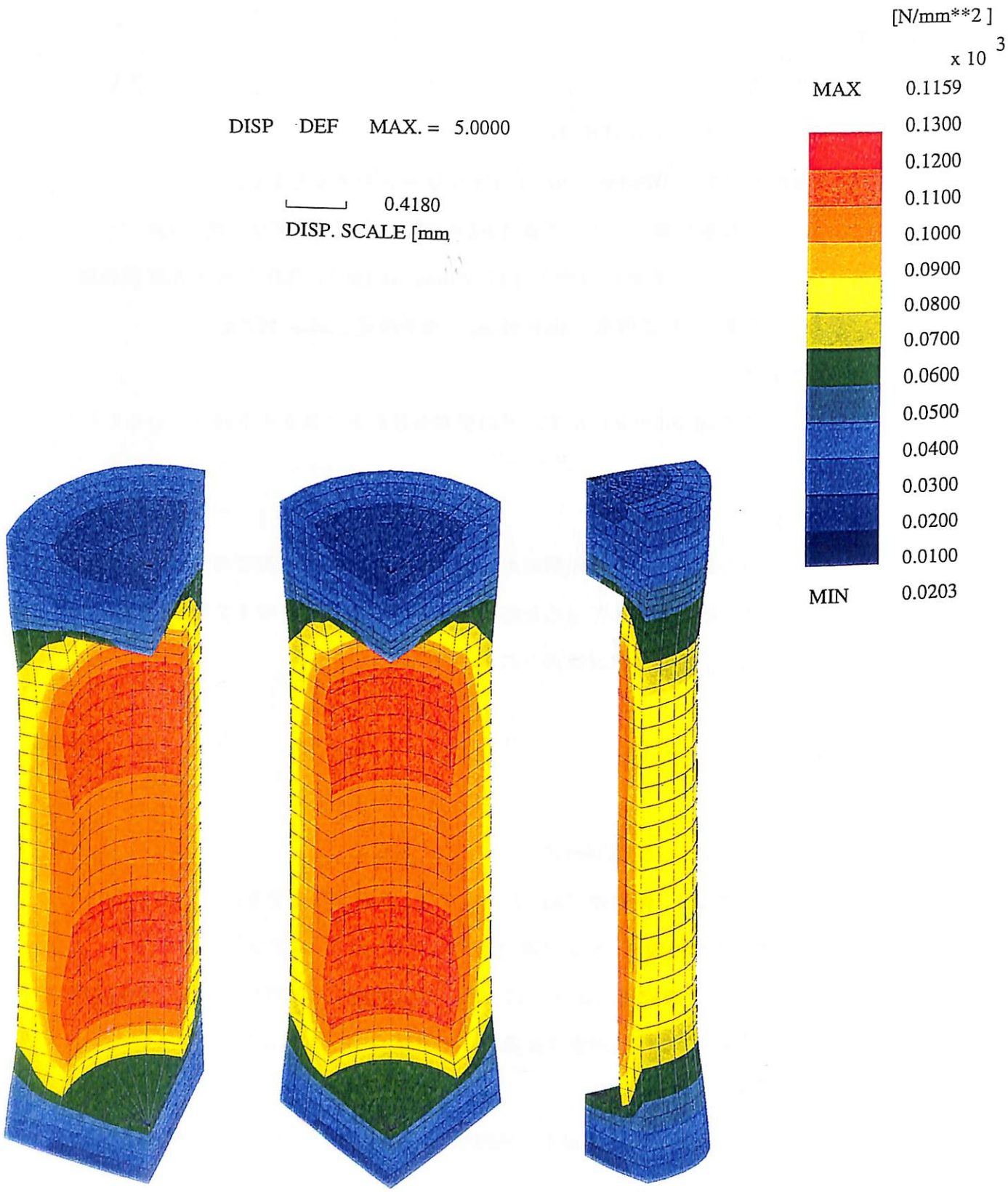
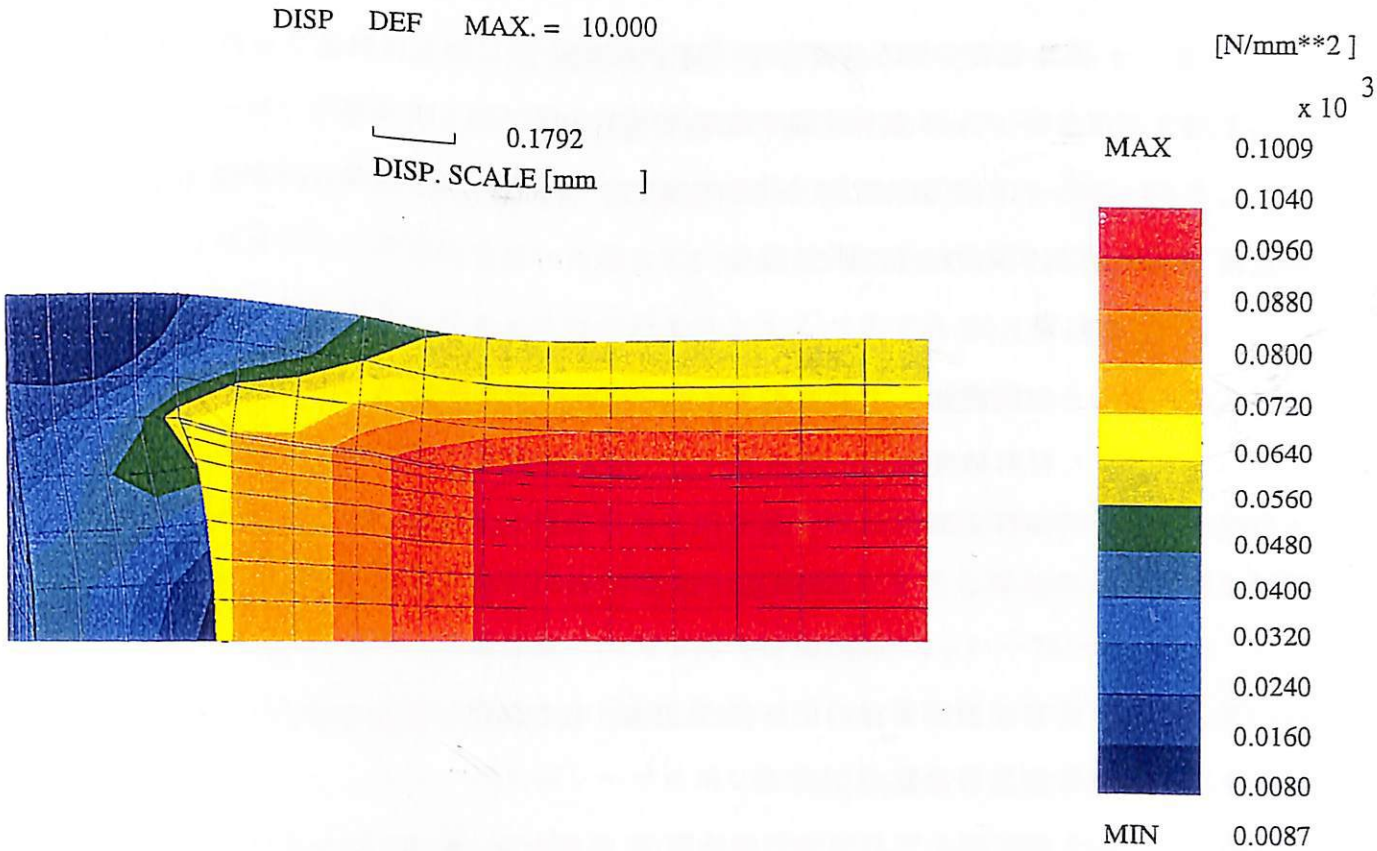


図 5.2－9　縦置きの場合の解析結果



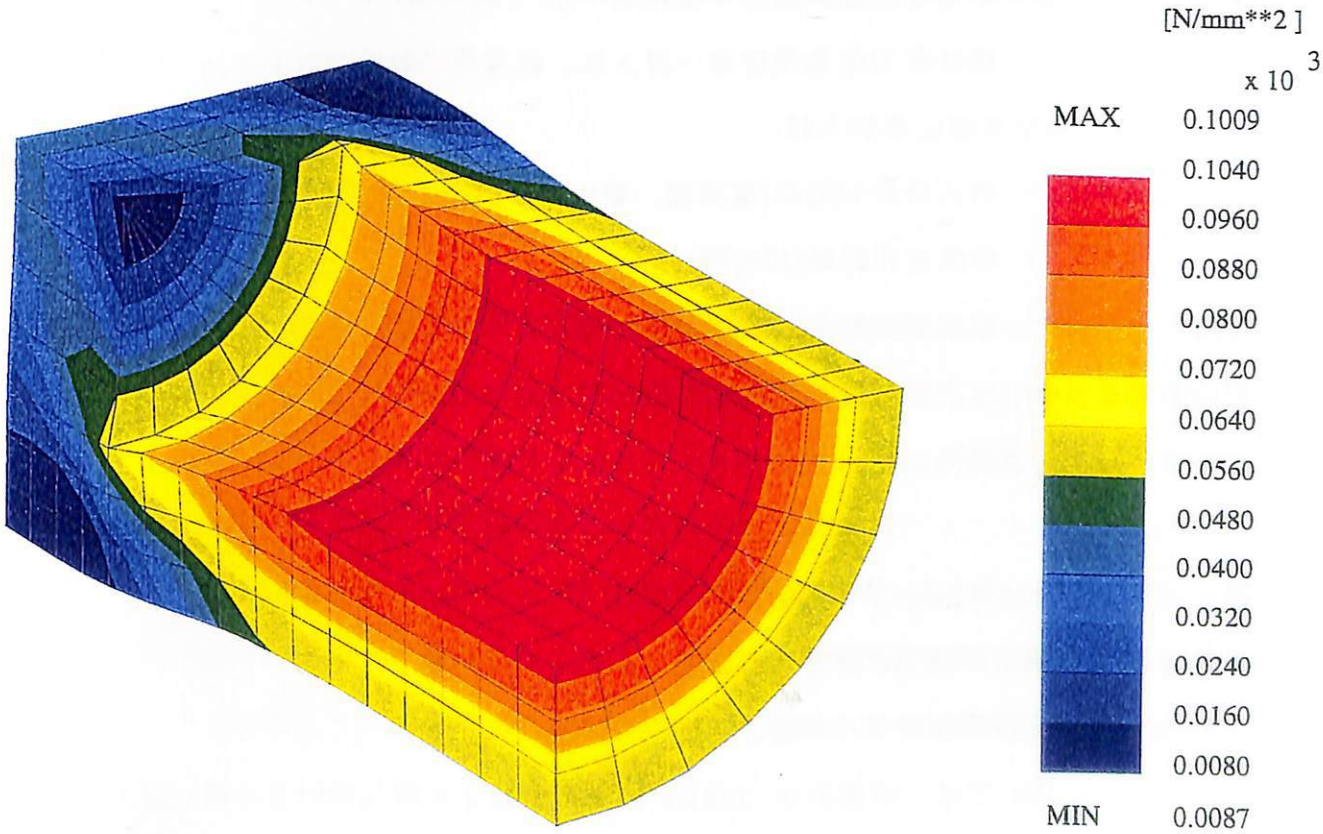


図 5.2－10　横置きの場合の解析結果

6．オーバーパックの品質管理に関する検討

6.1 オーバーパック製作に関わる品質管理項目

オーバーパック製作に伴う品質管理は、材料購入時、オーバーパック容器製作時、ガラス固化体封入時の3段階で行われる。

① 材料購入時

- 材質確認　…納品メーカーが発行する書類(ミルシート等)で確認する。
- 材料強度確認…納品メーカーが発行する書類(ミルシート等)で確認する。
- 材料寸法確認…納品メーカーが発行する書類(寸法実測データ等)と受入時の抜取検査で確認する。

② オーバーパック容器製作時

- 容器製作条件の記録(加熱温度、加熱時間、加工圧等)
- 作業者の記録(氏名等)
- 容器部品完成後の外観検査(限度見本以上の傷の有無等)
- 容器部品完成後の寸法検査(所定寸法の測定値)
- 溶接部の健全性検査…封入性、腐食代、強度が担保されているか確認する。

③ ガラス固化体封入時

- 封入条件の記録(電流値、電圧値、溶接速度等)
- 作業者の記録(氏名等)
- 溶接部の健全性検査…封入性、腐食代が担保されているか確認する。
- 封入後の放射能濃度確認…封入後、オーバーパックの放射能濃度を測定し、記録する。

6.2　オーバーパックの溶接部の検査方法

6.2.1　超音波探傷試験法 [1]

(1)超音波探傷試験法の概要

JIS では、周波数が 20kHz 以上の音波と定義している。鋼・銅・チタン等の金属材料の超音波探傷試験では、0.5～10MHz の周波数が使われることが多い。超音波は固体中を伝播しボイドや介在物などにあたると、一部は反射して超音波発生源に戻り、一部は入射ビームに対して特定の角度で反射し、一部は減衰し、一部は屈折する。この超音波の反射や減衰を利用すると、金属部品の様々な傷の有無を検出できる。

(2) オーバーパック最終封止時に超音波探傷試験を適用する際の留意事項

オーバーパック最終封止時に超音波探傷試験を適用する場合の留意事項を示す。

① 容器形状と測定方法との組合せで決まる検出感度を把握する必要がある。

② 直接接触法の垂直法を用いる場合は、表面近傍に不感帯が生じるため、横方向からの検査が可能となるような容器設計とするべきである。

③ オーバーパック表面温度が 100℃以上になる場合、水浸法は水の気化の影響で精度が低下することが予想される。

④ オーバーパック最終封止時の超音波探傷試験は、強い放射線環境下での測定となる。遠隔自動測定は現状技術の応用で対応可能であると思われるが、耐放射線を考慮した試験方法や機器類の開発を行う必要がある。

⑤ 非接触法は、直接接触法や水浸法と比較して一般産業界ではあまり広く用いられていない。しかし、例えばレーザを用いる方法は試験体表面状態の影響を受けず、試験体表面から数 m～数十 m 離れた距離からでも探傷できる[1]ことから、今後の技術開発によってはオーバーパックの検査に適用できる有望な超音波探傷試験法となり得ると思われる。

6.2.2 漏洩試験法 [2]

(1) 漏洩試験法の概要

漏洩試験には、アンモニアリーク試験・ヘリウムリーク試験・ハロゲンリーク試験等がある。試験後の残留ガスが容器本体の素材との間に生じる長期にわたる化学作用で、容器寿命等にどのような影響を与えるかが不明なため、化学的に安定なヘリウムガスを用いたヘリウムリーク試験が各国で検討されている。

ヘリウムリーク試験はヘリウムガスと質量分析計型ヘリウム漏れ検出器を用い、漏れ量と漏れ箇所を検出する漏れ試験である。非常に微少な 1×10^{-12} Pa·m^3/sec 程度の漏れまで検出することが出きる上に非常に手軽で正確でしかも検査時間も短いので広範囲に適用されている。

(2) オーバーパック最終封止時にヘリウムリーク試験を適用する際の留意事項

オーバーパックの最終封止を行った後に超音波探傷試験では検出できない微少な貫通穴の有無を評価するためにはヘリウムリーク試験が適用できる。以下にヘリウムリ

ーク試験を適用する際の留意事項を示す。

・加圧法または減圧法を採用した場合、耐食層を貫くヘリウム注入孔の設置が必要となる。試験終了後、注入孔の密閉・検査を遠隔で行う必要があり、現状の技術では実施が困難である。

・最終封止溶接法に電子ビーム溶接を選定した場合、通常は真空中で溶接を行うため、溶接前にヘリウムの充填を行うことができない。

6.3 放射能濃度の確認方法 (3)(4)

放射性廃棄物の放射能濃度確認方法には、以下に示すものがある。

① 一般に知られているデータに基づいて、計算・推定する。

② 一つの廃棄体について線量率測定を行い、その他の廃棄体も同位体組成が同じと仮定し、放射能濃度を計算・推定する。

③ それぞれの廃棄体について全放射能または特定核種(キー核種)の比放射能を測定し、標準試料を用いてそれぞれの核種の放射能濃度を計算・推定する。キー核種には、測定しやすい核種やスケーリングファクターの値が得られている核種を選定する。

放射性廃棄物の放射能測定方法には、非破壊分析法(Non-Destructive assay 法)がよく用いられる。非破壊分析法は、測定精度の上では破壊分析法(Destructive assay 法)よりも劣るが、装置の簡略化・自動化・オンライン化が図りやすく、コストと測定時間の面で有利である。

非破壊分析法には、パッシブγ線法・パッシブ中性子同時計数法・パッシブ－アクティブ中性子法などがある。

一般にガラス固化体に適用される非破壊分析方法としてパッシブ中性子法、アクティブ中性子法、熱量分析等が挙げられる。ガラス固化体には熱中性子吸収物質であるホウ素が多量に含まれているため、中性子検出感度が極めて低い。(5) オーバーパック最終封止後の放射能濃度確認では、オーバーパックによる検出感度低下が考えられる。測定方法を選定するに当っては、検出限界や検出精度に関する基礎データを予め収集する必要がある。

オーバーパック最終封止後に行う放射能濃度測定は遠隔自動測定で行われることが想定される。遠隔自動測定技術は、本章で紹介した各測定方法について現状技術の応用で対応可能であると考えられる。

7. オーバーパックの放射線損傷に関する検討

7.1 はじめに

7.1.1 炭素鋼の機械的性質に影響を及ぼし得る放射線

ガラス固化体から放出されるガンマ線と中性子だけが、原子のはじき出しにより炭素鋼の機械的性質に影響を及ぼす可能性があると考えられる。

7.1.2 炭素鋼の放射線損傷[(2),(3),(4)]

放射線による原子のはじき出しに起因する炭素鋼の機械的性質の変化として、一般に照射脆化と照射硬化が挙げられる。主に前者は延性－脆性遷移温度（DBTT：Ductile-Brittle Transition Temperature）の上昇、後者は強度の上昇として検出される[(1)]。

7.2 dpa（displacement per atom；材料原子当たりのはじき出し数）[(2),(3),(5)]

材料の DBTT 変化は、放射線の種類、エネルギー、照射量と非常に関係が深いが、材料原子当たりのはじき出し数（dpa）の概念を導入することにより、これらの異なる放射線環境下での DBTT 変化を比較することができる。

dpa は以下の式で表される。

$$dpa = \int_0^{t_r} \int_0^{\infty} \sigma_d(E)\phi(E,t)dEdt$$

ここで、

$\sigma_d(E)$　：はじき出し断面積

$\phi(E,t)dE$　：時刻tにおけるエネルギーEとE＋dEの間の入射粒子のフラックス

t_r　：照射時間

もし、$\phi(E,t)$が時間に依存せず$\phi(E)$で一定で、エネルギーが幾つかの群に離散化されているとすると、dpaは以下のように記述される。

$$dpa = t_r \int_0^{\infty} \sigma_d(E)\phi(E)dE \approx t_r \sum_{i=1}^{N} (\sigma_d)_i \phi_i \Delta E_i = t_r \sum_{i=1}^{N} (\sigma_d)_i (\phi_{tot})_i$$

ここで、

$(\sigma_d)_i, \phi_i$　：エネルギー$E_i < E < E_{i+1}$のi群の平均値

ΔE_i　：i群のエネルギー幅$(E_{i+1} - E_i)$

$(\phi_{tot})_i$　：i群の全フラックス

N　：群の総数

ガンマ線及び中性子に対する鉄（炭素鋼に適用できる。）のはじき出し断面積について以下に述べる。

7.2.1　ガンマ線に対する鉄のはじき出し断面積

ガンマ線に対する鉄のはじき出し断面積を図 7.2-1 に示す。ここで、はじき出し断面積は鉄の電子当たりの値となっている。はじき出し断面積はガンマ線のエネルギーの上昇とともに上昇する傾向がある。

7.2.2　中性子に対する鉄のはじき出し断面積

中性子に対する鉄のはじき出し断面積を図 7.2-2[5]に示す。中性子の場合、ガンマ線の場合とはかなり傾向が異なる。

7.3　オーバーパックの炭素鋼の dpa

7.3.1　フラックス計算

7.3.1.1　計算方法

ガラス固化体の線源条件及びその他の主な条件は、報告書(6)記載のものを使用した。以下に各条件について示す。

(1)　線源

(a)　線源の仕様

線源として想定する使用済燃料の初期濃縮度及び燃焼度は、4.5wt%、45,000MWd/t とし、炉取出し後再処理までの冷却期間を 4 年とする。また、再処理後の中間貯蔵期間については、最も保守的な結果を与える 30 年とする[7]。

(b)　線源強度

報告書(7)により、線源強度は以下の値を使用した。

ガンマ線源強度：4.117×10^{15}（γ/sec/本）

中性子線源強度：1.93×10^{8}　(n/sec/本)

(c)　エネルギースペクトル

ガンマ線と中性子のエネルギースペクトルは、参考文献(6)に記載されている値を使用した。

(2)　計算コード及び核データ

ガンマ線源及び中性子線源の計算にはともに、２次元輸送計算コード DOT-3.5 を使用し、核データとして DLC-23E ライブラリを使用した。

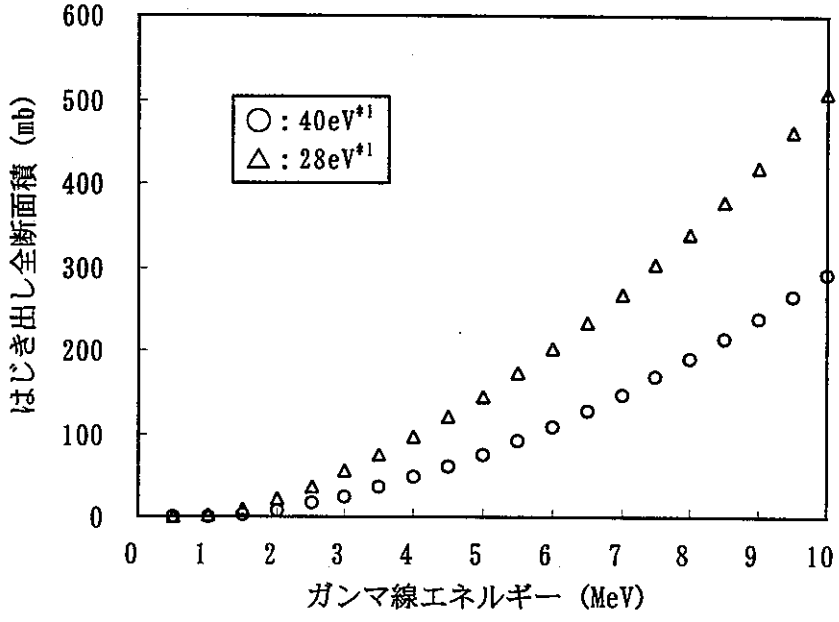


図7.2-1 ガンマ線に対する鉄のはじき出し断面積
(*1：はじき出しのしきいエネルギー)

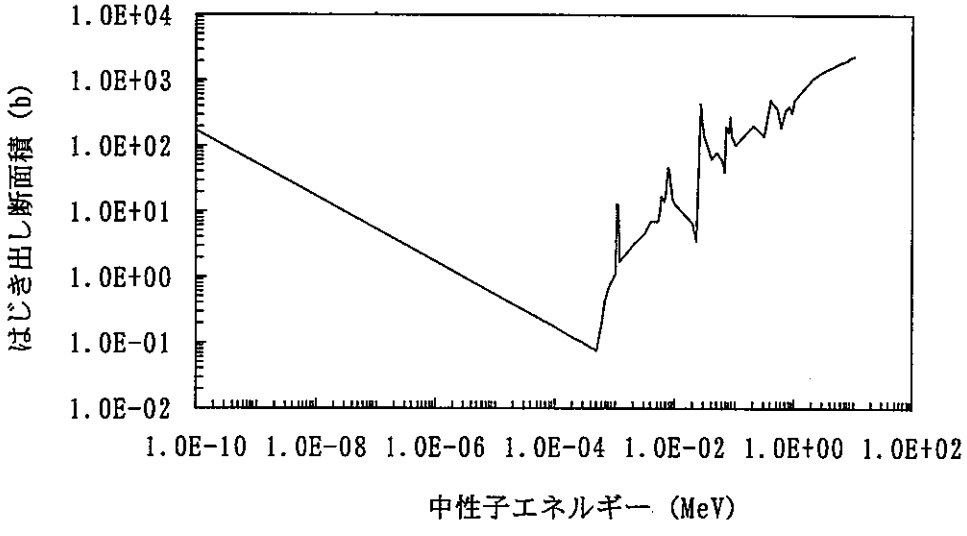


図7.2-2 中性子エネルギーの関数としてプロットされた
鉄のはじき出し断面積[5]

(3) 計算モデル

地層処分後のオーバーパックを模擬し、円筒体系として計算のモデル化を行った。ガラス固化体の形状及び寸法については、六ヶ所 高レベル廃液固化・貯蔵施設のガラス固化体キャニスターにおける外形寸法とし、キャニスターの機器厚みは考慮しない。腐食を想定しオーバーパックの銅容器部分を考慮する場合としない場合の２条件を設定した。反射材としての影響を比較するために、オーバーパックの周囲を全て緩衝材とした場合と全て岩盤とした場合の２条件を設定した。フラックスの計算点としては、ガンマ線源の場合、炭素鋼の周囲を銅、さらにその周囲を岩盤と、一意的に設定するものとした。

以上による計算モデルを図 7.3-1 に示す。

(4) 物質の組成及び密度

計算に使用した物質の組成及び密度を表 7.3－１に示す。

計算ケース		
線源	岩盤または緩衝材の選択	ｵｰﾊﾞｰﾊﾟｯｸの銅の有無
ガンマ線	岩盤	有
中性子	岩盤	有
	緩衝材	有
	岩盤	無
	緩衝材	無

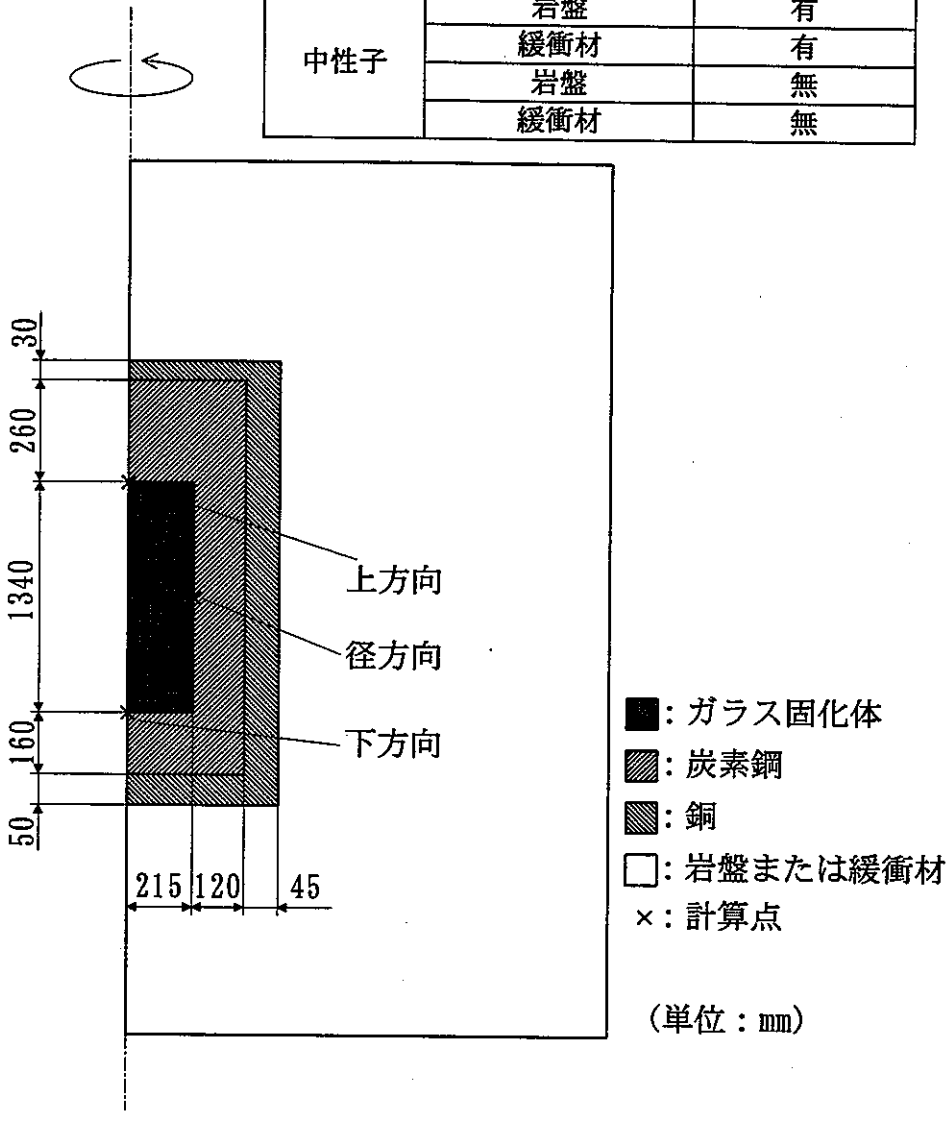


図7.3-1 フラックス計算モデル（円筒体系）

表 7.3－1 (1)　計算に使用した物質の組成及び密度 (1)

ガラス固化体

(密度：2.6g/cm³)

元素	組成比 (wt%)	密度 (g/cm³)	原子個数密度 (atoms/b·cm)
Ｌｉ*1	1.39	—	—
Ｂ*2	4.44	0.115	1.26E-03
Ｏ	47.7	1.24	4.66E-02
Ｎａ	7.42	0.193	5.05E-03
Ａｌ	2.65	0.0689	1.54E-03
Ｓｉ	21.8	0.566	1.21E-02
Ｃａ	2.14	0.0556	8.35E-04
Ｚｎ*1	2.40	—	—
Ｍｏ*3	10.2	0.265	1.66E-03

*1：DLC-23E ライブラリにないＬｉ，Ｚｎは計算上では考慮しない。
*2：ＢはDLC-23E ライブラリにＢ-10 しかないため、計算上では 100% Ｂ-10 とする。
*3：ＦＰ及びアクチニド酸化物をＭｏで代用する。

炭素鋼

(密度：7.85g/cm³)

元素	組成比 (wt%)	密度 (g/cm³)	原子個数密度 (atoms/b·cm)
Fe	100	7.85	8.465E-02

(注1) SFVC 2B (JIS G 3202)，密度の出典は、熱間圧延鋼板及び鋼帯の形状、寸法、質量及びその許容差 (JIS G 3193)

銅

(密度：8.94g/cm³)

元素	組成比 (wt%)	密度 (g/cm³)	原子個数密度 (atoms/b·cm)
Cu	100	8.94	8.472E-02

(注1) C1011 (JIS H 3510)，密度の出典は、日本伸銅協会：「伸銅品データブック」，平成 9 年 8 月 1 日

表 7.3－1 (2)　計算に使用した物質の組成及び密度 (2)

岩盤（平均火成岩組成）

(密度：2.6g/cm³)

元素	組成比 (wt%)	密度 (g/cm³)	原子個数密度 (atoms/b·cm)
H	1.29E-01	3.35E-03	2.00E-03
C	2.73E-02	7.10E-04	3.56E-05
O	4.69E+01	1.22E+00	4.59E-02
Na	2.85E+00	7.41E-02	1.94E-03
Mg	2.10E+00	5.46E-02	1.35E-03
Al	8.12E+00	2.11E-01	4.71E-03
Si	2.76E+01	7.18E-01	1.54E-02
P*1	1.31E-01	3.41E-03	6.62E-05
K	2.60E+00	6.76E-02	1.04E-03
Ca	3.63E+00	9.44E-02	1.42E-03
Ti	6.29E-01	1.64E-02	2.06E-04
Mn	9.29E-02	2.42E-03	2.65E-05
Fe	5.11E+00	1.33E-01	1.43E-03

(注1) 出典：無機地球化学（培風館）
*1：DLC-23E ライブラリにないＰは計算上考慮しない。

緩衝材（ベントナイト：クニゲル V1）

(密度：2.13g/cm³)

元素	組成比 (wt%)	密度 (g/cm³)	原子個数密度 (atoms/b·cm)
H	1.75E+00	3.73E-02	2.23E-02
O	5.61E+01	1.20E+00	4.50E-02
Na	1.66E+00	3.53E-02	9.25E-04
Mg	1.17E+00	2.50E-02	6.19E-04
Al	6.76E+00	1.44E-01	3.22E-03
Si	2.95E+01	6.30E-01	1.35E-02
K	1.79E-01	3.82E-03	5.89E-05
Ca	1.31E+00	2.80E-02	4.20E-04
Fe	1.56E+00	3.33E-02	3.59E-04

(注1)　クニゲル V1 の組成は、製品カタログ記載値。密度は、圧縮密度 1.8g/cm³（乾燥密度）、含水比 18.5%（飽和状態）として算出した。

7.3.1.2　計算結果

(1) ガンマ線源

フラックスの計算結果を表 7.3－2 に示す。表中の dpa は次の項で説明する。

(2) 中性子線源

各計算ケースの全フラックスを表 7.3－3 にまとめた。また、全フラックスが最大となる[岩盤＋銅有]のケースについて、そのフラックスのエネルギースペクトルを表 7.3－4 に示す。表中の dpa は次の項で説明する。

表 7.3－2　ガンマ線源のフラックス計算結果

上限ｴﾈﾙｷﾞｰ (MeV)	径方向		上方向		下方向	
	フラックス (γ/s/cm^2)	dpa (1000年)	フラックス (γ/s/cm^2)	dpa (1000年)	フラックス (γ/s/cm^2)	dpa (1000年)
1.00E+01	2.18E+00	5.24E-13	2.14E+00	5.14E-13	2.14E+00	5.14E-13
8.00E+00	1.39E+01	2.18E-12	1.37E+01	2.15E-12	1.37E+01	2.15E-12
6.50E+00	8.17E+01	8.55E-12	8.10E+01	8.48E-12	8.10E+01	8.48E-12
5.00E+00	7.70E+01	4.76E-12	7.65E+01	4.73E-12	7.65E+01	4.73E-12
4.00E+00	3.26E+02	1.26E-11	3.26E+02	1.26E-11	3.26E+02	1.26E-11
3.00E+00	3.85E+02	7.82E-12	3.87E+02	7.85E-12	3.87E+02	7.85E-12
2.50E+00	1.04E+03	1.35E-11	1.05E+03	1.36E-11	1.05E+03	1.36E-11
2.00E+00	9.37E+06	6.40E-08	9.48E+06	6.47E-08	9.48E+06	6.47E-08
1.66E+00	1.26E+08	4.82E-07	1.28E+08	4.88E-07	1.28E+08	4.88E-07
1.33E+00	2.44E+08	4.02E-07	2.48E+08	4.08E-07	2.48E+08	4.08E-07
1.00E+00	2.83E+08	5.10E-08	2.87E+08	5.17E-08	2.87E+08	5.17E-08
8.00E-01	1.18E+10	1.27E-06	1.18E+10	1.27E-06	1.18E+10	1.27E-06
6.00E-01	2.17E+10	7.82E-07	2.21E+10	7.97E-07	2.21E+10	7.97E-07
4.00E-01	8.89E+09	0.00E+00	9.33E+09	0.00E+00	9.33E+09	0.00E+00
3.00E-01	1.54E+10	0.00E+00	1.62E+10	0.00E+00	1.62E+10	0.00E+00
2.00E-01	2.06E+10	0.00E+00	2.17E+10	0.00E+00	2.17E+10	0.00E+00
1.00E-01	2.20E+09	0.00E+00	2.27E+09	0.00E+00	2.27E+09	0.00E+00
5.00E-02	3.54E+08	0.00E+00	3.53E+08	0.00E+00	3.53E+08	0.00E+00
合計	8.15E+10	3.05E-06	8.43E+10	3.08E-06	8.43E+10	3.08E-06

表 7.3－3　中性子線源の各計算ケースにおける全フラックス計算結果

岩盤または緩衝材の選択	ｵｰﾊﾞｰﾊﾟｯｸの銅の有無	計算点	全フラックス（#/s/cm²）		dpa（1000年）		
			中性子	2次ガンマ線	中性子	2次ガンマ線	合計
岩盤	有	径方向	7.89E+04	1.07E+04	1.24E-06	5.93E-11	1.24E-06
		上方向	6.86E+04	9.48E+03	1.08E-06	4.89E-11	1.08E-06
		下方向	6.84E+04	9.45E+03	1.08E-06	4.84E-11	1.08E-06
緩衝材	有	径方向	7.54E+04	1.04E+04	1.19E-06	5.54E-11	1.19E-06
		上方向	6.72E+04	9.31E+03	1.06E-06	4.69E-11	1.06E-06
		下方向	6.66E+04	9.25E+03	1.05E-06	4.61E-11	1.05E-06
岩盤	無	径方向	7.63E+04	1.08E+04	1.20E-06	6.15E-11	1.20E-06
		上方向	6.75E+04	9.39E+03	1.07E-06	4.83E-11	1.07E-06
		下方向	6.68E+04	9.37E+03	1.05E-06	4.81E-11	1.05E-06
緩衝材	無	径方向	6.91E+04	1.01E+04	1.09E-06	5.44E-11	1.09E-06
		上方向	6.47E+04	9.06E+03	1.02E-06	4.46E-11	1.02E-06
		下方向	6.30E+04	8.97E+03	9.93E-07	4.37E-11	9.93E-07

表 7.3－4(1)　中性子線源のフラックス計算結果*1(1)

径方向					
中性子			2次ガンマ線		
上限ｴﾈﾙｷﾞｰ (MeV)	ﾌﾗｯｸｽ (n/s/cm²)	dpa (1000年)	上限ｴﾈﾙｷﾞｰ (MeV)	ﾌﾗｯｸｽ (γ/s/cm²)	dpa (1000年)
1.50E+01	0.00E+00		1.00E+01	3.04E+01	7.28E-12
1.22E+01	0.00E+00		8.00E+00	1.41E+02	2.20E-11
1.00E+01	0.00E+00		6.50E+00	8.37E+01	8.76E-12
8.18E+00	0.00E+00		5.00E+00	7.04E+01	4.35E-12
6.36E+00	0.00E+00		4.00E+00	1.39E+02	5.39E-12
4.96E+00	3.55E+02		3.00E+00	1.52E+02	3.09E-12
4.06E+00	2.91E+03		2.50E+00	2.09E+02	2.70E-12
3.01E+00	4.01E+03		2.00E+00	5.03E+02	3.44E-12
2.46E+00	1.31E+03		1.66E+00	2.92E+02	1.12E-12
2.35E+00	4.01E+03		1.33E+00	5.29E+02	8.70E-13
1.83E+00	6.56E+03		1.00E+00	4.60E+02	8.29E-14
1.11E+00	9.46E+03		8.00E-01	6.08E+02	6.58E-14
5.50E-01	2.63E+04		6.00E-01	2.33E+03	8.42E-14
1.11E-01	1.76E+04		4.00E-01	1.08E+03	0.00E+00
3.35E-03	4.18E+03		3.00E-01	1.76E+03	0.00E+00
5.83E-04	1.51E+03		2.00E-01	2.13E+03	0.00E+00
1.01E-04	3.93E+02		1.00E-01	1.54E+02	0.00E+00
2.90E-05	1.30E+02		5.00E-02	6.80E-01	0.00E+00
1.07E-05	7.01E+01		合計	1.07E+04	5.93E-11
3.06E-06	2.46E+01				
1.12E-06	9.08E+00				
4.14E-07	1.15E+00				
合計	7.89E+04	1.24E-06			

*1：表 7.3-6 から、全フラックスが最大となる[岩盤＋銅有]のケース

表 7.3－4(2)　中性子線源のフラックス計算結果*1(2)

上方向					
中性子			2次ガンマ線		
上限ｴﾈﾙｷﾞｰ (MeV)	ﾌﾗｯｸｽ (n/s/cm²)	dpa (1000年)	上限ｴﾈﾙｷﾞｰ (MeV)	ﾌﾗｯｸｽ (γ/s/cm²)	dpa (1000年)
1.50E+01	0.00E+00		1.00E+01	2.47E+01	5.93E-12
1.22E+01	0.00E+00		8.00E+00	1.10E+02	1.73E-11
1.00E+01	0.00E+00		6.50E+00	6.63E+01	6.93E-12
8.18E+00	0.00E+00		5.00E+00	5.58E+01	3.45E-12
6.36E+00	0.00E+00		4.00E+00	1.19E+02	4.62E-12
4.96E+00	3.52E+02		3.00E+00	1.38E+02	2.80E-12
4.06E+00	2.97E+03		2.50E+00	1.93E+02	2.50E-12
3.01E+00	3.99E+03		2.00E+00	4.85E+02	3.31E-12
2.46E+00	1.26E+03		1.66E+00	2.73E+02	1.04E-12
2.35E+00	3.94E+03		1.33E+00	4.90E+02	8.06E-13
1.83E+00	6.33E+03		1.00E+00	4.19E+02	7.57E-14
1.11E+00	8.59E+03		8.00E-01	5.53E+02	5.99E-14
5.50E-01	2.19E+04		6.00E-01	2.01E+03	7.24E-14
1.11E-01	1.42E+04		4.00E-01	9.55E+02	0.00E+00
3.35E-03	3.41E+03		3.00E-01	1.57E+03	0.00E+00
5.83E-04	1.22E+03		2.00E-01	1.89E+03	0.00E+00
1.01E-04	3.13E+02		1.00E-01	1.39E+02	0.00E+00
2.90E-05	1.03E+02		5.00E-02	6.20E-01	0.00E+00
1.07E-05	5.47E+01		合計	9.48E+03	4.89E-11
3.06E-06	1.87E+01				
1.12E-06	6.75E+00				
4.14E-07	9.25E-01				
合計	6.86E+04	1.08E-06			

*1：表 7.3-6 から、全フラックスが最大となる[岩盤＋銅有]のケース

表 7.3－4(3)　中性子線源のフラックス計算結果*1(3)

下方向					
中性子			2次ガンマ線		
上限ｴﾈﾙｷﾞｰ (MeV)	ﾌﾗｯｸｽ (n/s/cm²)	dpa (1000年)	上限ｴﾈﾙｷﾞ (MeV)	ﾌﾗｯｸｽ (γ/s/cm²)	dpa (1000年)
1.50E+01	0.00E+00		1.00E+01	2.44E+01	5.84E-12
1.22E+01	0.00E+00		8.00E+00	1.09E+02	1.70E-11
1.00E+01	0.00E+00		6.50E+00	6.54E+01	6.85E-12
8.18E+00	0.00E+00		5.00E+00	5.52E+01	3.41E-12
6.36E+00	0.00E+00		4.00E+00	1.19E+02	4.59E-12
4.96E+00	3.52E+02		3.00E+00	1.37E+02	2.79E-12
4.06E+00	2.97E+03		2.50E+00	1.93E+02	2.49E-12
3.01E+00	3.99E+03		2.00E+00	4.84E+02	3.31E-12
2.46E+00	1.26E+03		1.66E+00	2.73E+02	1.04E-12
2.35E+00	3.94E+03		1.33E+00	4.89E+02	8.06E-13
1.83E+00	6.33E+03		1.00E+00	4.19E+02	7.56E-14
1.11E+00	8.60E+03		8.00E-01	5.52E+02	5.98E-14
5.50E-01	2.18E+04		6.00E-01	1.99E+03	7.20E-14
1.11E-01	1.41E+04		4.00E-01	9.51E+02	0.00E+00
3.35E-03	3.38E+03		3.00E-01	1.56E+03	0.00E+00
5.83E-04	1.20E+03		2.00E-01	1.88E+03	0.00E+00
1.01E-04	3.02E+02		1.00E-01	1.38E+02	0.00E+00
2.90E-05	9.69E+01		5.00E-02	6.17E-01	0.00E+00
1.07E-05	5.02E+01		合計	9.45E+03	4.84E-11
3.06E-06	1.69E+01				
1.12E-06	6.00E+00				
4.14E-07	8.19E-01				
合計	6.84E+04	1.08E-06			

*1：表 7.3-6 から、全フラックスが最大となる[岩盤＋銅有]のケース

7.3.2　dpa 計算

7.3.2.1　ガンマ線

ガンマ線に対する鉄のはじき出し断面積は、ガンマ線のエネルギーの上昇とともに上昇することから、各エネルギー群のはじき出し断面積は、過小評価を避けるため、群の上限エネルギーに対応するはじき出し断面積として図 7.2-1 から内挿もしくは外挿することにより求めた。

先のフラックスとはじき出し断面積から算出した炭素鋼の dpa は、表 7.3－2、表 7.3－4 中に既に示してある。ここで、放射線の照射時間は、オーバーパックによる核種の閉じ込め機能保持の目安である 1000 年[7]とした。表 7.3－2 ではガンマ線源からのガンマ線フラックス、表 7.3－4 では中性子線源から（n，γ）反応によって生じるガンマ線のフラックスと分けて示してあるが、後者は前者に比べ非常に小さく無視でき、炭素鋼が地層処分後 1000 年間でガンマ線により受ける dpa の最大値は、上方向あるいは下方向で 3.08E-06 dpa と見積もられる。

7.3.2.2　中性子

図 7.2-2 から中性子に対する鉄のはじき出し断面積は、中性子のエネルギーが 5E-04MeV 以上においてかなりバラツキがみられる。したがって、計算により求めた表 7.3－4 の中性子の平均エネルギーが約 1MeV となることから、このエネルギーに対応するはじき出し断面積約 500b を全てのエネルギー群のはじき出し断面積として適用し、照射時間を 1000 年として dpa を計算し、これを表 7.3－4 には示してある。表 7.3－4 から、炭素鋼が地層処分後 1000 年間で中性子により受ける dpa の最大値は、径方向で 1.24E-06 dpa と見積もられる。

以上により、炭素鋼が地層処分後 1000 年間でガンマ線と中性子により受ける dpa は、4.32E-06dpa 以下と見積もられる。ただし、これには 1000 年間におけるガラス固化体中の放射性核種の減衰、及び炭素鋼中でガンマ線によって生じる電子（陽電子）の減衰を考慮しておらず、実際にはこれよりずっと低い照射レベルであると考えられる。

7.4　オーバーパックの炭素鋼の放射線損傷

炭素鋼（ASTM A212,A285,A537）について、照射レベルが 1.0E-05 から 1.0E-02 dpa の範囲における DBTT 変化を図 7.4-1[1]に示す。図中の PORTER と記されたプロットは、多くの鋼の中性子照射データに関する傾向線[8]を表している。

傾向線は次の式で表される。

$$T_F = 31.084\left(\frac{\phi}{10^{17}}\right)^{\frac{1}{3}} + 2.087$$

$$\approx 31.084\left(\frac{dpa}{1.5\times10^{-4}}\right)^{\frac{1}{3}} + 2.087$$

ここで、

T_F: DBTT変化（°F）

ϕ：中性子フルエンス（>1MeV）（nvt）

また、図 7.4-1 からこの傾向線は下限として約 2.0E-05 dpa までは代表点として適用できると考えられる[1]。

オーバーパックの炭素鋼について、地層処分後 1000 年間における DBTT 変化を先の傾向線の外挿により推測した。炭素鋼は最大 3.42E-06 dpa の放射線照射を受けると先に見積もったが、これに対応する炭素鋼の DBTT 変化は 10.9° F（6.1℃）であり、dpa を非常に保守的に評価したことも考え合わせて、実際にはもっと小さく十分無視できるレベルであると推測される。したがって、オーバーパックの炭素鋼における機械的性質の変化も無視できるレベルであると推測される。

7.5　まとめ

オーバーパックの炭素鋼が、地層処分後 1000 年間にガラス固化体から放出される放射線により受ける損傷は最大で 4.32E-06 dpa と見積もられた。ただし、これには 1000 年間におけるガラス固化体中の放射性核種の減衰、及び炭素鋼中でガンマ線によって生じる電子（陽電子）の減衰を考慮しておらず、実際にはこれよりずっと低い照射レベルであると考えられる。

鋼についての多くの中性子照射データから統計解析によって導出された傾向線の外挿により、4.32E-06 dpa に対する炭素鋼の DBTT 変化は 6.1℃と算出された。これは dpa を非常に保守的に評価したことも考え合わせて、炭素鋼の DBTT 変化は実際にはもっと小さく

十分無視できるレベルであると推測される。したがって、地層処分後の温度の影響のみを考慮すればよいと考えられる。

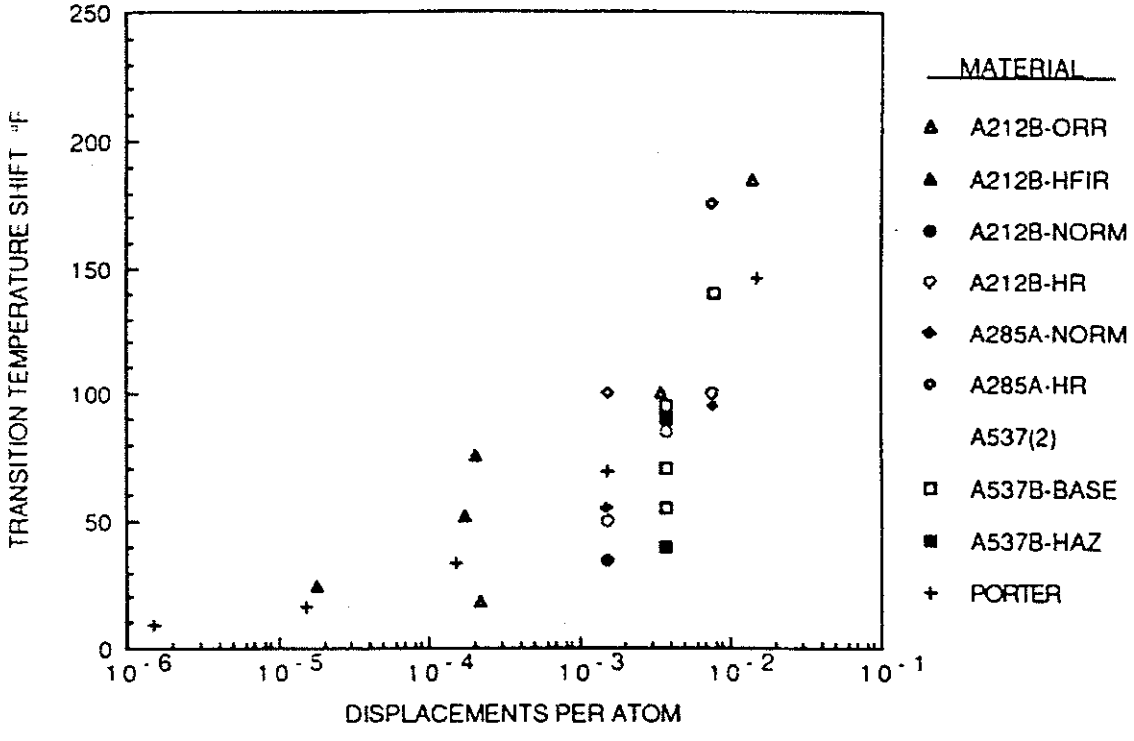


図 7.4-1　中性子放射線損傷によって引き起こされる DBTT 変化[1]

8．参考文献

（2．の参考文献）

1. SKB, "Assessment of A Spent Fuel Disposal Canister. Assessment Studies for A Copper Canister with Cast Steel Inner Component", SKB TECHNICAL REPORT 97-19, P 3-5, 1997
2. SKB, "SKB ANNUAL REPORT 1996", SKB TECNICAL REPORT 96-25, P.63-76, 1997
3. SKB, "Treatment and Final Disposal of Nuclear Waste", SKB RD & D Programme 95, P 73-92, 1995
4. SKB, "Production Methods and Costs of Oxygen Free Copper Containers for Nuclear Waste Disposal", SKB TECHNICAL REPORT 91-38, 1991
5. H. Y. S. Ko, L. J. Hosaluk, "Conceptual Design of Copper Metal-Matrix Fuel Waste Container", ATOMIC ENERGY OF CANADA LIMITED TR-380, 1987
6. L. H. Johnson, J. C. Tait, D. W. Shoesmith, J. L. Crosthwaite and M. N. Gray, "The Disposal of Canada's Nuclear Fuel Waste: Engineered Barriers Alternatives", AECL-10718, COG-93-8, P 88, 1994
7. Dale T. Peters, Konrad J. A. Kundig, David F. Medley, Paul A. Enders, "Multibarrier Copper-Base Containers for High-Level Waste Disposal", NUCLEAR TECHNOLOGY, Vol. 104, P 219-232, 1993
8. R. D. McCright, "An Annotated History of Container Candidate Material Selection", DOE rep. UCID-21472, 1988

（3．の参考文献）

1. 「伸銅品データブック」，1-116 頁，日本伸銅協会，1997
2. 「伸銅品データブック」，117-168 頁，日本伸銅協会，1997
3. 村上陽太郎，亀井清，「非鉄金属材料学」，1-52 頁，朝倉書店，1983
4. 「伸銅品データブック」，253-285 頁，日本伸銅協会，1997
5. 「資源エネルギー年鑑 1997/1998」，819 頁，840 頁，858 頁，通産資料調査会，1997
6. 「銅 COPPER & BRASS」，No.147，10-11 頁，社団法人日本銅センター，1998

（4．の参考文献）

1. 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)
2. 安藤良夫，岡林邦夫，「原子力プラントの構造設計」，4-7 頁，東京大学出版会，1977

（6．の参考文献）

1. 石川勇五郎 編著、「新版 非破壊検査工学」、238-283 頁、産報出版、1993
2. 石川勇五郎 編著、「新版 非破壊検査工学」、318-329 頁、産報出版、1993
3. "Characterization of Radioactive Waste Forms and Packages", IAEA Technical Reports Series №383, P.52-72, 1997
4. 関口晃、「放射線計測概論」、51-125 頁、東京大学出版会、1979

5. 財団法人高度情報科学技術研究機構、「原子力百科事典 ATOMICA」ホームページ (http://atomica.rist.or.jp/index.html) "放射性廃棄物中の核物質の測定技術"

（7．の参考文献）

1. G. R. Caskey, R. L. Sindelar, J. K. Thomas : "Potential for Radiation Damage to Carbon Steel Storage Tanks for High Level Radioactive Waste", NACE International Annual Conference(Corrosion'94), WSRC-MS-93-300, 1994
2. 日本金属学会：「原子力材料」，講座・現代の金属学 材料編８，1989
3. 石野 栞：「照射損傷」，原子力工学シリーズ８，東京大学出版会，1979
4. エネルギー特別研究（核融合）総合総括班：「核融合材料としてのフェライト系ステンレス鋼の適性」，昭和 60 年度 文部省科学研究費補助金 研究成果報告書，1986
5. "Standard Practice for Characterizing Neutron Exposures in Iron and Low Alloy Steels in Terms of Displacements Per Atom(DPA), E706(ID)", ASTM Designation E 693-94(reapproved 1985), Annual Book of ASTM Standards, Vol 12.02, 1992
6. 「複合オーバーパックの設計研究」，動力炉・核燃料開発事業団 研究委託成果報告書，PNC ZJ1216-97-008, 1997
7. 「人工バリアの信頼性向上及び高度化技術の研究（II）」，動力炉・核燃料開発事業団 研究委託成果報告書，PNC ZJ1150 96-001, 1996
8. L. F. Porter : "Radiation Effects in Steel", ASTM Special Publication No.276, Materials in Nuclear Applications, American Society for Testing Materials, Philadelphia, Pa, P.163-174, 1960