JNC TJ8400 99-051

オーバーパックの構造健全性に関する研究

（核燃料サイクル開発機構　研究委託内容報告書）

－研究概要－

１９９９年２月

三菱重工業株式会社

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は，下記にお問い合わせ下さい。

〒319-1184　茨城県那珂郡東海村大字村松 4-49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部　技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:

Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184
Japan

©核燃料サイクル開発機構（Japan Nuclear Cycle Development Institute）1999

JNC TJ8400 99-051
1999年2月

オーバーパックの構造健全性に関する研究

前田　一人*1、内川　高志*1、河原　憲一*1、鴨　和彦*2
重　　隆司*3、中村　和博*4、瀬戸口 貞幸*5

要旨

本研究では、オーバーパックの技術基準策定に資するため、構造設計手法やオーバーパック製作時の品質管理手法に対する考え方を検討し、合理的な技術基準策定のための課題を整理するとともに、その課題を解決するためのアプローチをまとめ、今後の研究計画を策定した。各項目の成果は下記の通りである。

1）オーバーパック技術要件の検討

海外文献調査及び性能評価モデルからの前提条件を整理し、オーバーパックとして最低限満足すべき技術事項を抽出した。

2）製作上の前提条件の検討

前提条件の検討としてハンドリング方法及び製作工法を調査･整理した。この成果から、構造強度を勘案しリファレンスケースを設定した。

3）構造健全性の考え方に関する検討

埋設後の荷重条件と破損モードを検討し、オーバーパックに対する構造設計手法を試案した。さらに、設定した技術要件を満足するためのオーバーパック検査項目を検討した。

4）破壊試験

構造設計手法のベースとなるFEM解析の精度等を検証するため、破壊試験を実施した。結果、FEM解析と破壊試験結果は良好な一致を示し、FEM解析の十分な精度が確認できた。

5）品質管理手法の検討

総理府令 73 号の考え方を体系的に整理し、開発課題を抽出した。今後、超音波探傷試験を主として、開発を行い、遠隔操作による測定精度を確認する必要がある。

6）研究計画の作成

技術基準策定のための研究計画を WBS（Work Breakdown Structure；階層構造）として作成した。

本報告書は、三菱重工業株式会社が核燃料サイクル開発機構の委託により実施した研究成果に関するものである。
契約番号：100D0247
機構担当部課室：東海事業所　環境保全・研究センター　処分研究部
処分バリア性能研究グループ　千葉恭彦

*1　三菱重工業株式会社　原子力プラント技術部　新型炉・燃料サイクル技術課
*2　三菱重工業株式会社　プラント工作部　開発グループ
*3　三菱重工業株式会社　高砂研究所　製造技術開発センター
*4　三菱重工業株式会社　高砂研究所　構造研究室
*5　三菱重工業株式会社　品質保証部

JNC TJ8400 99-051
February , 1999

Study on the Structural Integrity of Overpacks

Kazuto Maeda*1, Takashi Uchikawa*1, Kazuhiko Kamo*2,
Takashi Sige*3, Kazuhiro Nakamura*4, Sadayuki Setoguchi*5

ABSTRACT

In this study, a research and development plan for overpacks has been proposed by identifying issues for developing overpacks and organizing approaches for resolving them, as well as investigating a structural design methodology for overpacks and a quality control method in manufacturing them. The results are summarized as follows:

1) Technical Requirements for Overpacks
Tentative technical requirements for overpacks are summarized on the survey of overseas literatures and performance assessment models discussed so far.

2) Determination of Reference Design
Handling and manufacturing methods for overpacks are discussed. Reference overpack structures are determined considering the discussion on the structural strength.

3) Approach to assuring structural integrity of overpacks
Load conditions and rupture modes after backfill are reviewed. A structural design methodology for overpacks was discussed based on FEM analyses. In addition, inspection items, which are necessary to assure that technical requirements are satisfied.

4) Destructive test
Destructive test is carried out in order to validate FEM analysis and others for basing a structural design methodology. As a consequence of the test, we could verify the sufficient reliability of FEM analysis and conservatism of the design methodology.

5) Quality control method
R&D items for quality control of overpacks are summarized based on the ideas of the order No. 73 issued by the Prime Minister's Office. Validation of measurement reliability for ultrasonic tests is the major R&D items in the future.

6) Preparation for R&D plan
A R&D plan for developing technical criteria for overpacks is summarized.

This report refers to the study results by Mitsubishi Heavy Industries, LTD.(MHI) under contract with Japan Nuclear Cycle Development Institute(JNC).

JNC Liaison: Tokai Office, Environmental Conservation and Research Center, Waste Isolation Research Division, Barrier Performance Group, Takahiko Chiba

*1 MHI Advanced Nuclear Plant & Nuclear Fuel Cycle Systems Engineering Section
*2 MHI Development Group, Machinery & Electronic Equipment Manufacturing Department
*3 MHI Manufacturing Technology Center, Takasago Research & Development Center
*4 MHI Structure Laboratory,Takasago Research & Development Center
*5 MHI Quality Assurance Department

目　　次

1.は　じ　め　に …… 1
2.オーバーパック技術要件の検討 …… 2
2.1要求事項の整理 …… 2
2.1.1海外における要求事項 …… 2
2.1.2性能評価モデルにおける要求事項 …… 4
2.2オーバーパック技術要件の設定 …… 6
2.2.1技術的要件設定の考え方 …… 6
2.2.2低レベル放射性廃棄物の技術基準 …… 6
2.2.3オーバーパックの技術的要件 …… 6
3.製作上の前提条件の検討 …… 8
3.1ハンドリングからの要件抽出 …… 8
3.1.1構外輸送の場合 …… 8
3.1.2構内輸送の場合 …… 8
3.2製作工法の検討 …… 12
3.2.1製造方法の調査 …… 12
3.2.2オーバーパック内部温度の試算 …… 12
3.2.3操業スケジュール及び定性的なコスト評価 …… 13
3.2.4合理的な製造方法 …… 14
3.3製作オプション工法の検討 …… 19
4.構造健全性の考え方に関する検討 …… 21
4.1健全性の考え方の構築 …… 21
4.1.1荷重条件の検討 …… 21
4.1.2破 損 モ ー ド …… 21
4.1.3構造設計の考え方 …… 24
4.1.4今後の検討課題の整理 …… 38
4.2健全性検査項目の整理 …… 39
4.2.1検査項目摘出の考え方 …… 39
4.2.2検　査　項　目 …… 39
5.破　壊　試　験 …… 41
5.1試　験　目　的 …… 41
5.2試　験　概　要 …… 41
5.3試験計画の立案 …… 41
5.4試　験　条　件 …… 41

5.5試 験 の 実 施 …… 41
5.6評　　価 …… 42
6. 品質管理手法の検討 …… 46
6.1検査方法の検討 …… 46
6.2今後の検討課題 …… 46
7. 研究計画の作成 …… 50
8. お わ り に …… 53

謝　　辞 …… 54

図　表　目　次

図 3.1.2-1	カム部詳細図	9
図 3.1.2-2	カムロック機構	9
図 3.1.2-3	カム駆動機構	10
図 3.2.4-1	合理的と考えられるオーバーパック	15
図 3.2.4-2	炭素鋼単体のオーバーパック基本製造フロー	16
図 3.2.4-3	リファレンスケースとするTi複合オーバーパック構造	17
図 3.2.4-4	Ti複合構造（圧延・クラッド＋焼きばめ）オーバーパックの製造フロー	18
図 3.3-1	海外における処分容器構造の特徴を取り込んだオーバーパック代替構造案	20
図 4.1.1-1	埋設後、地下水シナリオでオーバーパックに作用する荷重	22
図 4.1.1-2	埋設後、天然事象シナリオでオーバーパックに作用する荷重	22
図 4.1.2-1	単体落下	23
図 4.1.2-2	ＯＰ同士衝突	23
図 4.1.2-3	板厚不足	23
図 4.1.2-4	亀裂による破損	23
図 4.1.2-5	溶接欠陥の破損	23
図 4.1.2-6	応力腐食割れ	23
図 4.1.3-1	解析に使用したオーバーパックのリファレンス構造	29
図 4.1.3-2	弾性解析結果の応力分類図（リファレンス構造）	30
図 4.1.3-3	崩壊解析における変形図（リファレンス構造）	30
図 4.1.3-4(1/3)	変位一負荷荷重（リファレンス構造：断面１外表面）	31
図 4.1.3-4(2/3)	変位一負荷荷重（リファレンス構造：断面３外表面）	31
図 4.1.3-4(3/3)	変位一負荷荷重（リファレンス構造：断面４外表面）	32
図 4.1.3-5	解析に使用したオーバーパックの合理化構造案	33
図 4.1.3-6	弾性解析結果の応力分類図（合理化構造案）	34
図 4.1.3-7	崩壊解析における変形図（合理化構造案）	34
図 4.1.3-8(1/5)	変位一負荷荷重（合理化構造案：断面１外表面）	35
図 4.1.3-8(2/5)	変位一負荷荷重（合理化構造案：断面２外表面）	35
図 4.1.3-8(3/5)	変位一負荷荷重（合理化構造案：断面３外表面）	36
図 4.1.3-8(4/5)	変位一負荷荷重（合理化構造案：断面４外表面）	36
図 4.1.3-8(5/5)	変位一負荷荷重（合理化構造案：断面５外表面）	37
図 5.2-1	オーバーパック外圧付加模式図	42

図 5.3-19　試験体形状の選定フロー（解析結果も含む）……43
図 5.4-8　試験体据え付け模式図及び試験体写真……44
図 5.5-1　圧力と時間の関係……44
図 5.5-2　試験後の試験体外観写真（治具も含む）……45
図 5.6-3　周方向ひずみ分布の比較……45
図 6.1-1　総理府令 73 号における溶接検査の考え方……48

表 2.1.1-1　オーバーパックに関する海外及び国内の調査結果 …… 3
表 2.1.2-1　核種移行解析からの要求事項…… 5
表 2.2.3-1　オーバーパックの技術的要件…… 7
表 3.1.2-1　溶接後の O/P のハンドリング方法比較表……11
表 3.2.3-1　各溶接方法における操業期間……13
表 4.2.2-1　検査項目の検討……40
表 6.2-1　各種非破壊検査方法のオーバーパックへの適用性 ……49
表 7.3-1　オーバーパックの技術基準策定のための研究工程（案） ……51
表 7.3-2　オーバーパックの構造健全性に関する開発課題 ……52

1. はじめに

核燃料サイクル開発機構殿（以下，JNC 殿という。）では，高レベル放射性廃棄物の処分容器であるオーバーパックについて，これまでに設計例を提示するとともに，製作や検査に関する適用技術について検討されいる。しかしながらこれらは，オーバーパックの技術基準が制定されていないため，現有する規格・基準に基づいたものとなっており，製品に対して要求される品質については，一般論または定性的な検討となっている。

一方，原子力委員会からは『高レベル放射性廃棄物処分懇談会』にて，高レベル放射性廃棄物処分のための法整備の基本的考え方が示され，今後関係者により検討が進められるものと考えられる。また，サイクル機構殿においては，地層処分の安全性を示すことが原子力長期計画で述べられており，安全基準策定に資する技術的拠り所としての成果が求められている。

このような背景から，将来的にオーバーパックの技術基準を設定するためには，その技術基準が妥当であること，即ち合理的な工法により製作が行えること，さらにその品質の保証が可能であることを確認する必要がある。

本研究は，オーバーパックの技術基準策定に資するため，構造設計手法やオーバーパック製作時の品質管理手法に対する考え方を検討し，合理的な技術基準策定のための課題を整理するとともに，その課題を解決するためのアプローチをまとめ，今後の研究計画を策定する。

2. オーバーパック技術要件の検討

2.1 要求事項の整理

2.1.1 海外における要求事項

オーバーパックの技術要件検討の参考とするため、海外の研究事例を調査した。研究事例の調査は、オーバーパックに要求する性能、及び要求を満たすように試作された容器形状を中心に実施した。調査結果を表 2.1.1-1 に示す。オーバーパック構造に対する技術基準は、米国で一部規定されているのみである。また、文献調査結果から、オーバーパックに要求される基本的機能は、ガラス固化体の放射性核種が十分減衰するまで、放射性核種を物理的に封じ込めることであり、そのためには、耐食性、耐圧性、耐熱性、耐放射線性が必要となることがわかる。さらに、耐圧性に対する容器の概念設計については、腐食量を除いた容器形状に対して、負荷が作用しても破損しないような設計にする必要がある。

しかしながら、現在ある圧力容器基準を用いると、上記の要求は満足するが過度に余裕を含んだ容器を設計している可能性があり、試験等による余裕の確認、及びオーバーパック専用の設計基準が必要と考えられる。

表2.1.1-1 オーバーパックに関する海外及び国内の調査結果

国名	密封性	候補材料	処分深度	外的負荷	オーバーパック容器の設計例		容器設計基準	構造強度的特徴
					形状	容器種類		
アメリカ	300年～1000年の密封性	・ステンレス鋼 ・鋳鉄 ・ジルコニウム合金 ・ニッケル合金 ・チタン合金 ・銅合金	約350m	15.4MPa （外圧）	円筒形 （炭素鋼胴厚95mm＋チタン胴厚2.5mm）	オーバーパック容器 （鉛直空洞処分用）	ASME Code Section. Ⅲ Division1	かなりの設計余裕を含んでいると考察
					円筒形 （鋳鉄等、胴厚305mm）	処分用キャスク （処分＋輸送・一時貯蔵）		
スイス	約1000年の密封性 （放射能減衰の観点から耐用年数1000年が目安）	・鋳鋼(GS40)	約1200m （結晶質岩層） 約850m （堆積岩層）	30MPa 外圧	円筒形 （ふた部が半球状） （円筒胴部肉厚250mm） （半球部肉厚150mm）	オーバーパック容器 （ガラス固化体用）	ASME Code Section. Ⅲ Division1に対し、十分安全な設計となっていることを確認している。	溶接部が低応力と成るように設計
カナダ	500年～1000年の密封性	・チタン ・銅（代替案）	約500～1000m （深成岩）	10MPa 外圧	円筒形 （チタン胴厚6.35mm） （銅胴厚25mm）	使用済燃料用	———	———
スウェーデン	1000年以上の密封性 ハンドリング時の遮蔽機能	・チタン＋鉛 ・銅＋鉛	約500m （結晶質岩層）	16MPa （外圧）	円筒形 （チタン厚6mm＋鉛充填）	ガラス固化体用	———	初期製作欠陥率を1/1000とし、欠陥部からの鉛の浸食により500～1000年後に貫通と評価
フィンランド	1万年以上の密封性	銅＋鋼	約300～700m （結晶質岩層）	15MPa （外圧）	円筒形 （銅厚50mm＋鋼厚55mm）	使用済燃料用	———	———
旧西ドイツ	最低500年の機密保持及び遮蔽機能	鋳鉄 ＋15Mn-6.3Ni鋼	———	30MPa 外圧	円筒形	使用済燃料用	———	———
日本	1000年の密封性	・炭素鋼 ・銅 ・チタン	約1000m	15.3MPa （外圧）	円筒形	ガラス固化体用	通産省告示501号 ASME Section Ⅲ Division1	———

2.1.2 性能評価モデルにおける要求事項

ここでは、核種移行解析上の要求事項として、性能評価モデルの前提条件を整理し、耐圧性、耐食性など、オーバーパックに要求される技術事項を整理する。なお、ハンドリング性、製作性等は核種移行解析に関連しないため、ここでは、検討対象外とする。

(1)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年度の報告書(PNC TN 1410 92-081)の"第4章　性能評価研究－地下水シナリオに対する多重バリアシステムの性能－"を参照し整理した。

核種移行解析からの要求事項は次のとおりとなる。

・設計寿命1000年間(ガラス崩壊熱が問題とならないよう、地下水とガラス固化体の接触が1000年間ないこと)
・オーバーパック表面温度100℃未満(緩衝材の変質防止)
・還元性雰囲気を維持すること(ガラス固化体の溶解速度を抑制)
・オーバーパック腐食ガスの発生速度は緩やかであること(緩衝材性能の確保)

(2)地層処分研究開発　第2次取りまとめ　第1次ドラフト

平成10年度の報告書(PNC TN1412 98-013)の"第Ⅴ章　地層処分システムの安全評価"を参照し整理した。基本的には、(1)項と同様であるが、一部、追加、変更されている。以下に追加、変更された要求事項を示す。なお、腐食と破損が緩やかであることは、平成3年度の報告書においても示唆しているため、ここで改めて記述しないこととする。核種移行解析からの要求事項は次のとおりとなる。

・ 品質検査を実施すること。(核種移行評価にて想定している破損頻度範囲となるよう品質を確認)
・ ガラス固化体の健全性を確保すること。(ガラス固化体の接液面積の関連)

(3)核種移行解析からの要求事項

前項までの整理結果をもとに、表 2.1.2-1 に核種移行解析からの要求事項を示す。また、材質選定においては、次の事項が要求されている。

・ オーバーパックの腐食反応により地下水組成を変化させ核種移行を促進させないこと。
・ 腐食及び腐食ガスの発生速度が緩やかであること。
・ 処分環境が還元性雰囲気を維持する材質であること。
・ 表面温度が100℃を超えないよう適切な材質を選定すること。

表2.1.2-1　核種移行解析からの要求事項

要求事項	備考
設計寿命1000年間(ガラス崩壊熱が問題とならないよう、地下水とガラス固化体の接触が1000年間ないこと)	緩衝材の膨潤圧や地圧等を考慮し設計寿命を1000年以上とする必要がある。
オーバーパック表面温度100℃未満(緩衝材の変質防止)	ガラス固化体の発熱量も含め、表面温度が100℃未満となるよう、オーバーパックの材質選定(例:熱伝導度の高い材質)などを行う必要がある。
還元性雰囲気を維持すること(ガラス固化体の溶解速度を抑制)	地下水との接触により腐食した場合において化学反応により地下水中の酸素を消費し、還元性を維持する必要がある。また、腐食生成物も含め、還元性が維持できるよう、オーバーパック材質を選定する必要がある。
オーバーパックの腐食速度及び腐食ガスの発生速度は緩やかであること(緩衝材性能の確保)	オーバーパックは炭素鋼以上または同等の耐腐食性を有し、地下水との反応により、急激に腐食ガスが発生しないよう材質を選定する必要がある。
品質検査を実施すること。(核種移行評価において想定している破損頻度が許容範囲となるよう品質を確保)	ガラス固化体収納・溶接後のオーバーパックに対し、品質検査を実施し欠陥が許容範囲内であることを確認する必要がある。このためには、検査項目、検査精度、非破壊検査等を検討し、品質検査手法を確立せねばならない。
ガラス固化体の健全性を確保すること。(ガラス固化体の表面積の確保)	溶接時の熱影響がないことやハンドリング時においても、ガラス固化体に割れが生じないよう、ガラス固化体の健全性を担保するオーバーパック構造とする必要がある。

2.2 オーバーパック技術要件の設定

ここでは、文献調査結果、核種移行解析からの要求事項を整理した結果をもとに、オーバーパックに要求される技術的要件を検討する。

2.2.1 技術的要件設定の考え方

高レベル放射性廃棄物の技術基準は、現状、国内では未制定である。しかしながら、低レベル放射性廃棄物については、技術基準が制定されており、オーバーパックの技術的要件を検討する上では参考となる。

そこで、放射性廃棄物処分全般に対する国の考え方を整理し、低レベル廃棄物の技術基準を踏まえ、オーバーパックの技術的要件を検討する。

2.2.2 低レベル放射性廃棄物の技術基準

低レベル放射性廃棄物の廃棄体(容器に固型化した廃棄体)の技術基準は、廃棄体の物理的安定性/化学的安定性、汚染拡大防止措置、放射線作業従事者の被曝低減を目的として、以下の項目を廃棄体の技術基準(「核燃料物質又は核燃料物質によつて汚染された廃棄物埋設の事業に関する規則」　昭和六三年一月十三日　総理府令第一号)として規制している。

国の考え方によれば、放射能レベルに応じた技術的要件が要求される。このため、高レベル放射性廃棄物は、低レベル放射性廃棄物に比べ放射能レベルが高いため、低レベル放射性廃棄物で定める技術基準を満足する必要がある。

よって、オーバーパックを廃棄体として見なす場合には、低レベル放射性廃棄物の技術基準を満足するよう、技術要件を設定する必要がある。

2.2.3 オーバーパックの技術的要件

ここでは、上記の考え方にもとづき、オーバーパックを廃棄体として定義付けし、高レベル放射性廃棄物の廃棄体に要求される技術的要件を設定する。設定結果を表2.2.3-1 に示す。これらの項目は、10CFR60 を包括しており、国内外における要求事項を満足している。

表2.2.3-1　オーバーパックの技術的要件

	要求事項	具体例	備考	出典
核種移行評価からの要求事項	設計寿命1000年間(ガラス崩壊熱が問題とならないよう、地下水とガラス固化体の接触が1000年間ないこと)	水密性が1000年間確保されていること。すなわち、15.3MPaの外圧に耐え、貫通欠陥がなく、40mmの腐食代等が確保されていること。	緩衝材の膨潤圧や地圧等を考慮し設計寿命を1000年以上とする必要がある。	PNC TN1412 98-013(p.V-10) PNC TN 1410 92-081(p.4-92)
	オーバーパック表面温度100℃未満(緩衝材の変質防止)	材質を炭素鋼とし、ガラス固化体キャニスタ発熱量を350W以下とすること。	ガラス固化体の発熱量も含め、表面温度を100℃未満となるよう、オーバーパックの材質選定(例:熱伝導度の高い材質)などを行う必要がある。	PNC TN1412 98-013(p.V-6,11) PNC TN 1410 92-081(p.4-42)
	還元性雰囲気を維持すること(ガラス固化体の溶解速度を抑制)	材質を炭素鋼とするか、または、オーバーパックと接触後の地下水質について化学組成、Eh、Ph等を解析し還元性雰囲気が維持されていることを確認すること。	地下水との接触により腐食した場合において化学反応により地下水中の酸素を消費し、還元性を維持する必要がある。また、腐食生成物も含め、還元性が維持できるよう、オーバーパック材質を選定する必要がある。	PNC TN1412 98-013(p.V-11,18) PNC TN 1410 92-081(p.4-49)
	オーバーパックの腐食速度及び腐食ガスの発生速度は緩やかであること(緩衝材性能の確保)	材質を炭素鋼とするか、または、地下水と接触した場合の腐食速度が腐食代/設計寿命(mm/y)以下であること。	オーバーパックは炭素鋼以上または同等の耐腐食性を有し、地下水との反応により、急激に腐食ガスが発生しないよう材質を選定する必要がある。	PNC TN1412 98-013(p.V-1,12)
	品質検査を実施すること。(核種移行評価において想定している破損頻度範囲内となるよう品質を確保)	超音波探傷試験による結果、欠陥長さが数mm以下であること。	ガラス固化体収納・溶接後のオーバーパックに対し、品質検査を実施し欠陥が許容範囲内であることを確認する必要がある。このためには、検査項目、検査精度、非破壊検査等を検討し、品質検査手法を確立せねばならない。	PNC TN1412 98-013(p.V-42)
	ガラス固化体の健全性を確保すること。(ガラス固化体の表面積の確保)	ガラス固化体キャニスタとオーバーパック内寸法の隙間が数mm以下であること。	溶接時の熱影響がないことやハンドリング時においても、ガラス固化体に割れが生じないよう、ガラス固化体の健全性を担保するオーバーパック構造とする必要がある。	PNC TN1412 98-013(p.V-25) PNC TN 1410 92-081(p.4-99)
低レベル放射性廃棄物の技術基準	放射線障害防止のため、容器に固型化しているあること。(ガラス固化体に要求される要求事項である。)	固型化ガラスはホウケイ酸ガラスと同等の性能を有すること。	放射性物質の飛散防止のための基準であり、ガラス固化体に対する要求事項と考える。	原子炉等規制法　埋設規則(昭和六十三年一月十三日総理府令第一号) 第八条
	放射能濃度が申請書等に記載した最大放射能濃度を超えないこと。(ガラス固化体に要求される要求事項である。)	核種毎に政令で定める濃度上限値(Bq/ton)以下となっており、安全審査に認可した放射能濃度を超えないこと。	オーバーパックは放射能を含有していないため、ガラス固化体に要求される事項と考える。	
	表面汚染密度が限度を超えないこと。	α核種、β核種の汚染密度が長官の定める値の1/10以下であること。	ガラス固化体キャニスタの表面汚染密度が貯蔵時に制限されておれば、オーバーパックが汚染することは考え難いが、放射性物質を収納するため、汚染拡大防止対策として技術的要件になりうる項目である。	
	健全性を損なうおそれのある物質を含まないこと。(ガラス固化体に要求される要求事項である。)	化学的、物理的に安定な物質のみ収納すること。(消防法等で規定する危険物を収納しないこと。)	オーバーパックは化学的に安定な材質を用いており、本項はガラス固化体に要求される事項と考える。	
	埋設された場合において荷重に耐える強度を有すること。	埋設1000年後の外圧(15.3MPa)に耐える強度を有することを応力解析により確認すること。	低レベル放射性廃棄物では、段積みした場合の強度を有することが要求されているが、オーバーパックは埋設時に段積みはしない。しかしながら、1000年間の健全性を有するためには、地圧などに耐えうる強度が必要であるため、本項目はオーバーパックに要求される事項と考える。	
	著しい破損がないこと。	亀裂の無いこと及びガラス固化体キャニスタの露出が無いこと。	1000年間の健全性を維持するため、核種移行評価における要求事項と同様、オーバーパックに要求される事項と考える。	
	標識及び整理番号を表示したものであること。	発熱量等を記したガラス固化体キャニスタ仕様、廃棄体番号、10mSv/hを超えることを示す表面線量率の色表示、RIマーク表示、容易に剥がれないようラベリングを施していること。	廃棄物管理上、必要不可欠な項目であり、オーバーパックに対しても要求される項目であると考える。	

(注記)低レベル放射性廃棄物の技術基準は容器に固型化する廃棄体の技術基準とした。

3. 製作上の前提条件の検討

3.1 ハンドリングからの要件抽出

3.1.1 構外輸送の場合

ガラス固化体のオーバーパック状態で運搬することは、その成分核種からみると核燃料物質等（核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物）に該当する。運搬時には、工場又は事業所の内と工場又は事業所の外に大別され、それぞれ、運搬時に取るべき技術的措置が外運搬規則（総理府令第57号昭和53年12月28日）で定められている。

ガラス固化体キャニスタのオーバーパックは、放射能量から法令で定められているA_2値を超えるため、工場又は事業所外の輸送の際はＢＭ型輸送物又はＢＵ型輸送物として運搬する必要がある。

このため、ガラス固化体の発生元責任でオーバーパックにガラス固化体を収納し、発生元から処分場迄の事業所外運搬を行う際の技術的要件としては、次のＢＭ型輸送物に係わる技術上の基準を満足する必要がある。

① 容易かつ安全に取扱うためにオーバーパック本体及び蓋部に吊り上げ，下しする為のラグが必要となる。
② 内容物の漏えい量を確認する為にオーバーパック蓋取付後本体側テスト孔及び装置（通常リークテスト装置）が必要である。
③ 輸送車両との固縛装置が必要となる。

なお、輸送手続上は、オーバーパック一体毎に、その都度核燃料輸送物設計承認申請書，容器承認申請書等の手続が必要である。したがって、容器承認申請の手間及び経費を考慮すると、オーバーパックはあくまでも埋設物との考えをもってオーバーパックをキャスクに収納した形で輸送を行った方が総合的な判断をして得策と考える。

3.1.2 構内輸送の場合

本項では、オーバーパック胴部、蓋部、溶接後のオーバーパックについて、各々、ハンドリング方法を検討した。特に、オーバーパックに蓋を溶接後のハンドリングについては、縦抗処分および横坑処分の２通り考えられるが本研究では、横転操作等検討項目の多い横坑処分工法について検討を行った。検討結果を表3.1.2-1に比較表を一覧としてまとめた。

ここで問題となる技術項目は、オーバーパック横転操作方法であるが、本研究では、横転操作用に特殊機器であるオーバーパックジャケット(以下、O/J)を用いることによって対応を図った。

O/J内のオーバーパックの固定を図る必要があるが、O/J内は、オーバーパックが

ワンスルーできるような円筒形状としている。円筒形状だけでは、オーバーパックを保持して吊上げたり移動したりできないので次のような構造を検討した。

＜下部爪方式＞

0/J下部にオーバーパックを保持するためのカムを取付ける。

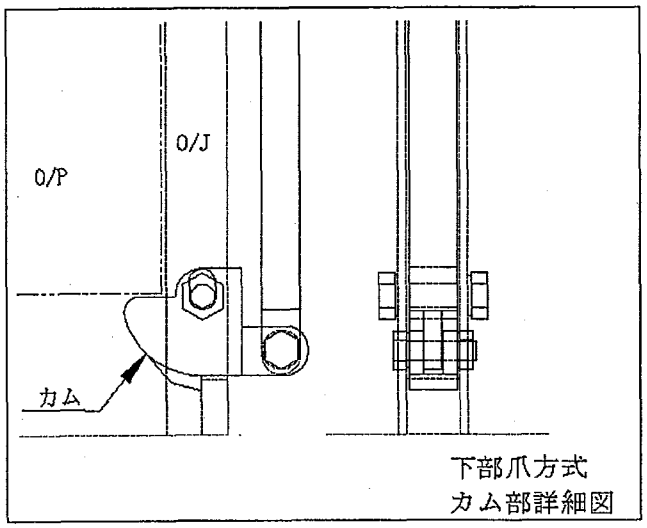


図 3.1.2-1　カム部詳細図

● カムロック機構

カム下部にストッパー用の突起を取付けO/Jに受けのストッパーを取付ける。ストッパーは、オーバーパックの荷重が掛かるとロック機構が働き荷重が抜けるとロック機構が解除されるような構造とする。

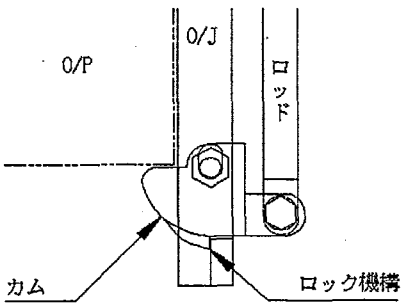


図 3.1.2-2　カムロック機構

＜カムの駆動機構＞

カムの駆動機構は、カムに取付けたロッドの引上げ引き下げにより行う。ロッドは、0/Jの胴部に取付けた回転リングに取り付け回転リングの回転力を垂直方向の力に変換する。

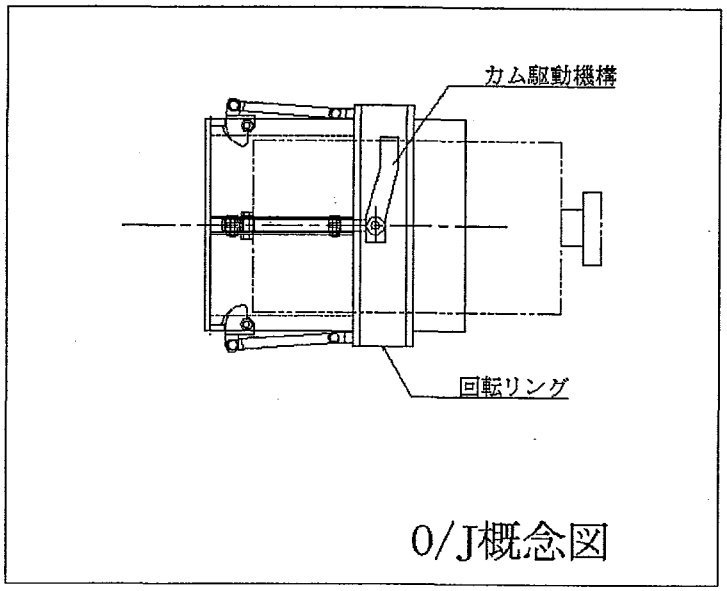
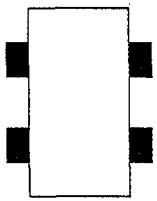
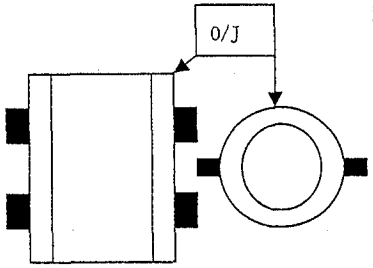
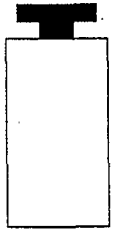
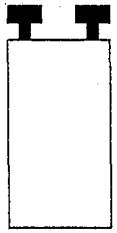
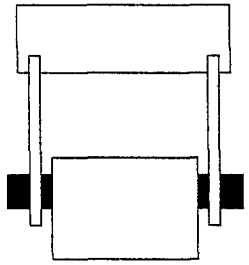
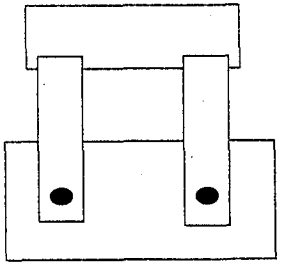
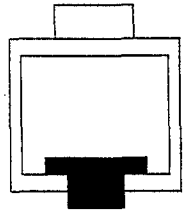
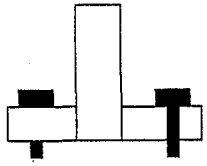
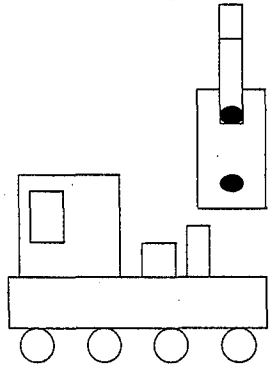
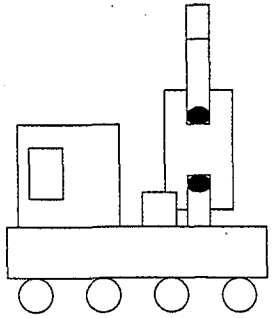
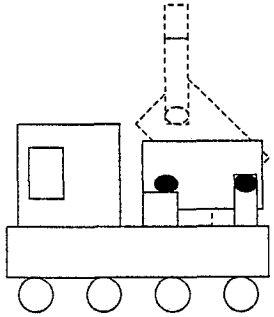


図 3.1.2-3　　カム駆動機構

以上、オーバーパックのハンドリング方法としては、トラニオン構造が望ましく、また、横抗方式では0/Jを用いることが前提となる。

表 3.1.2-1　溶接後の O/P のハンドリング方法比較表

吊上げ方法	トラニオン方式	トラニオン方式	センタートラニオン方式	複数トラニオン方式
吊金物形状				
吊具形状	垂直吊具 	水平吊具 		
横転操作	可能	不可能（横転後の吊上げ方法）	不可能（O/J併用で可能）	不可能（O/J併用で可能）
横転方法	 ①O/PまたはO/Jを垂直吊具で吊上げ。	 ②搬送台車のトラニオン受けに乗せる。	 ③トラニオン受けを移動させクレーンを吊下し吊具を取りはずす。	

3.2 製作工法の検討

3.2.1 製造方法の調査

本項では、オーバーパック製造方法の調査として、各種、溶接方法を調査した。調査結果によれば、一般に、TIG 溶接と MIG 溶接が多用され、原子力産業（ＢＷＲ）の燃料関連では TIG 溶接、MIG／MAG、サブマージアーク溶接、さらに、原子炉圧力容器関連では、サブマージアーク溶接とＭＡＧ溶接が一般的である。航空産業及びロケット産業ではアルミニウムや Ti 材を多く使用していることから、被覆アーク溶接、TIG 溶接を主体として溶接が行われている。また、造船産業では手溶接、サブマージアーク溶接、MIG 溶接、TIG 溶接となっている。

一方、以上の溶接方法の他、溶射により被膜を形成する方法があるが、放電爆発溶射の場合、肉厚は 0.1mm 以上は困難であり、この場合には通常、被膜による補強強化は期待していない。なお、溶射による被膜の適用実績としては、光学的な観点から宇宙船に用いられた例がある。

3.2.2 オーバーパック内部温度の試算

以下では、EBW、MIG、TIG 溶接を代表として溶接時におけるオーバーパックに収納するガラス固化体キャニスタへの熱影響を検討する。試算における各溶接接条件、及び、試算結果は次表のとおりである。

溶接条件の一覧表

		EBW	TIG	MIG
溶接深さ(mm)		40	40	40
溶接長(m)	内側	1.4	1.4	1.4
	外側	2.6	2.6	2.6
予熱温度(℃)		—	100	100
層数		1	13	13
溶接厚さ(mm)		40	1.5	3
電圧(V)		150000	10	30
電流(A)		0.08	150	340
溶接速度(cm/min)		20	25	30
熱移行効率(%)		100	60	80
入熱量(J/cm)		36000	2160	16320
試算上昇温度⊿T(℃)		37	57	141

試算結果では、予熱温度を 100℃としても、上蓋溶接時オーバーパック内表面の最高温度が 400℃を超える事は予想されない。

3.2.3 操業スケジュール及び定性的なコスト評価

以下に、コスト評価及び操業スケジュールの検討結果を示す。

(1) 各溶接方法の経済性

各種溶接方法のコスト比較例によれば、同じアークタイム率と稼働率であれば、溶接コストはEBWが最も安価となっている。

ただし、溶接作業の経済性を向上させるためには、全溶接工程を対象とした合理化(自動化)、省力化を図り、高い生産効率を得られるオーバーパック溶接設備が必要である。この理由は、同じEBWでもアークタイム率が約1/3になった場合、EBWが最も高くなるためで、溶接準備作業やメンテナンス作業などにより発生した費用に起因する。

(2) 操業スケジュールの評価

表3.2.3-1の概算結果によれば、JNC殿の現計画(PNC ZJ1449 98-001)である操業期間を30年(6体/日製作)とするためには、TIG溶接で約8ライン、MIG溶接で約6ライン、EBWで5ライン必要となる。なお、各々の作業を並列処理可能な設備概念を検討することで、工程の短縮を図ることは可能である。

表3.2.3-1　各溶接方法における操業期間

	単位	TIG	MIG	EBW
稼働日数	日/年	200	200	200
キャニスタ数	体	4.00E+04	4.00E+04	4.00E+04
操業期間(1ライン)	年	248	182	161
操業期間(5ライン)	年	50	36	32
操業期間(6ライン)	年	41	30	27
操業期間(8ライン)	年	31	23	20

以上の検討より、基本的にはTIG、MIG、EBWの何れの溶接方法も大差ないが、表3.2.3-1の結果から、EBWはオーバーパックの溶接施工法として合理性を有していると考えられる。

3.2.4 合理的な製造方法

ここでは、オーバーパック製造効率の観点から、溶接深さの最小化を図ったオーバーパック構造をリファレンスケースとして設定する。以下に、検討結果を示す。

(1)炭素鋼単体オーバーパック

オーバーパックには、耐食性が要求されているため、腐食の観点から溶接深さ 40mm を確保する必要がある。よって、溶接深さは腐食代 40mm＋α(埋設後の要求強度)で決定され、溶接深さの最小化を図るためには、溶接部への要求強度を最小限に抑える必要がある。このためには、埋設後に発生する応力分布を考慮し要求強度が最小となる溶接位置を選定する必要がある。

一方、平成 8 年度の複合オーバーパック設計研究の結果では、蓋上隅部に発生する応力が最小となっている。さらに、溶接施工上、拘束力の観点から、落し蓋方式より胴部横に溶接位置を設けることが望ましい。

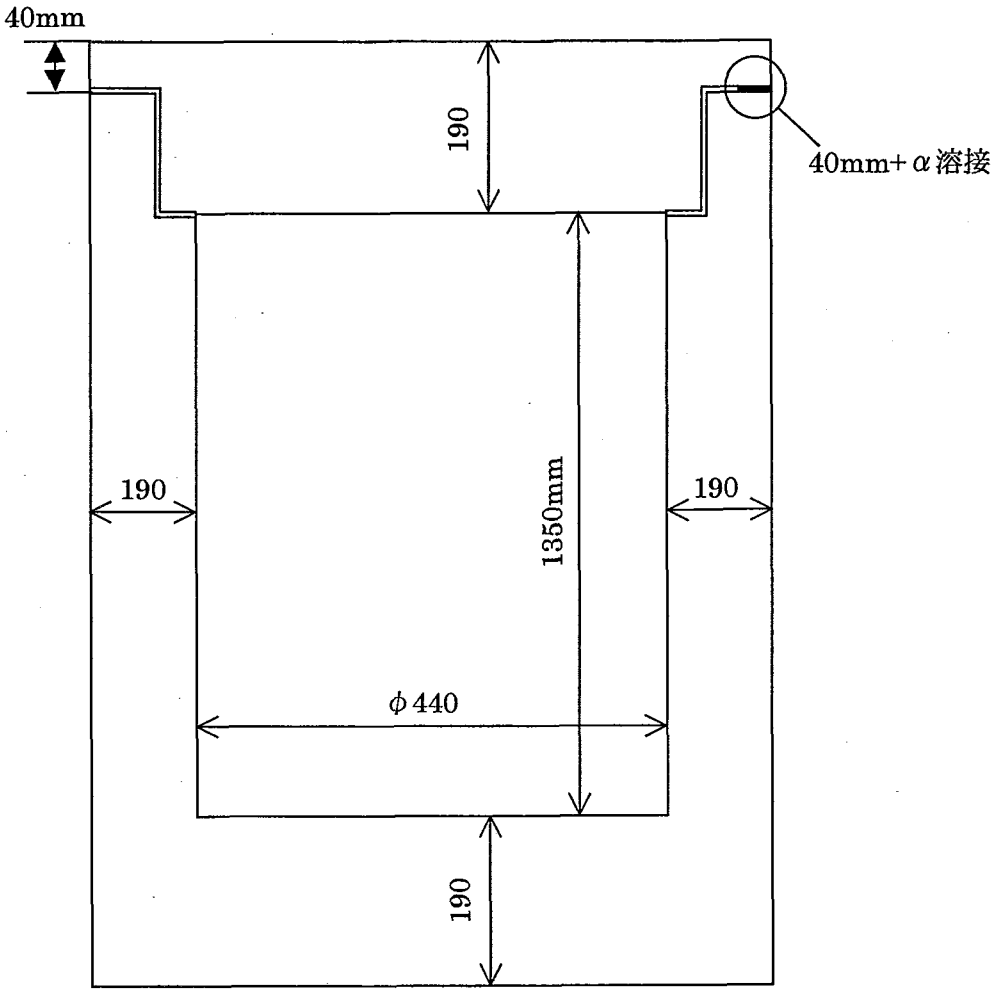
以上の点を考慮すると、溶接深さを最小とするためには、溶接位置を胴部横上部に設置する必要があり、本項では、図 3.2.4-1 をリファレンスケースとして設定する。

なお、図 3.2.4-2 に炭素鋼単体のオーバーパック製作フローを示す。製作フローの設定においては、材料手配を蓋と胴部に分け、大量生産を前提とし設定した。

(2)Ti 複合オーバーパック

炭素鋼単体のオーバーパックでは、溶接深さを最小とする構造とする観点から、リファレンスケースとするオーバーパック構造を選定した。

一方、Ti 複合オーバーパックでは、機能を分担した二重構造となっており、外側の Ti が耐食性を有し、内側の炭素鋼が耐圧性を有している。Ti 複合オーバーパックの接合部は、Ti 耐食部の接合部のみで十分であり、その他の接合は不要と考えられる。したがって、経済的に安価(施工が容易)であると考えられるオーバーパック構造をリファレンスケースとして設定する。設定結果として、図 3.2.4-3 にリファレンスケースとした Ti 複合オーバーパック構造を示す。また、図 3.2.4-4 に、合理的と考えられる Ti 複合オーバーパックの製作フローの一例を示す。製作フローの設定においては、材料手配を蓋と胴部に分け、Ti 材を炭素鋼と接合することを前提とし設定した。



注記：板厚及び内寸法は「第１ドラフト」に準じた。

図 3.2.4-1　合理的と考えられるオーバーパック

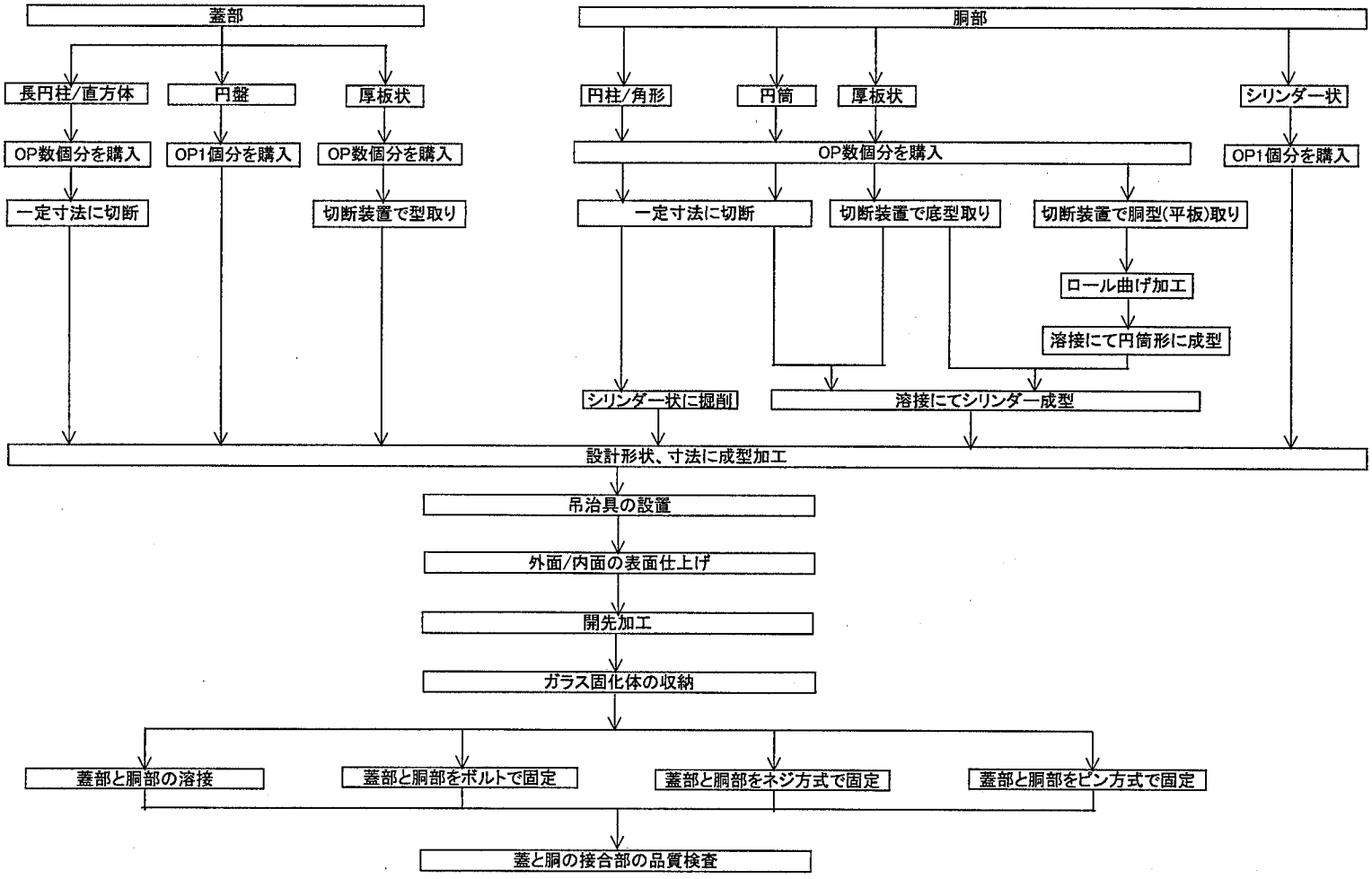
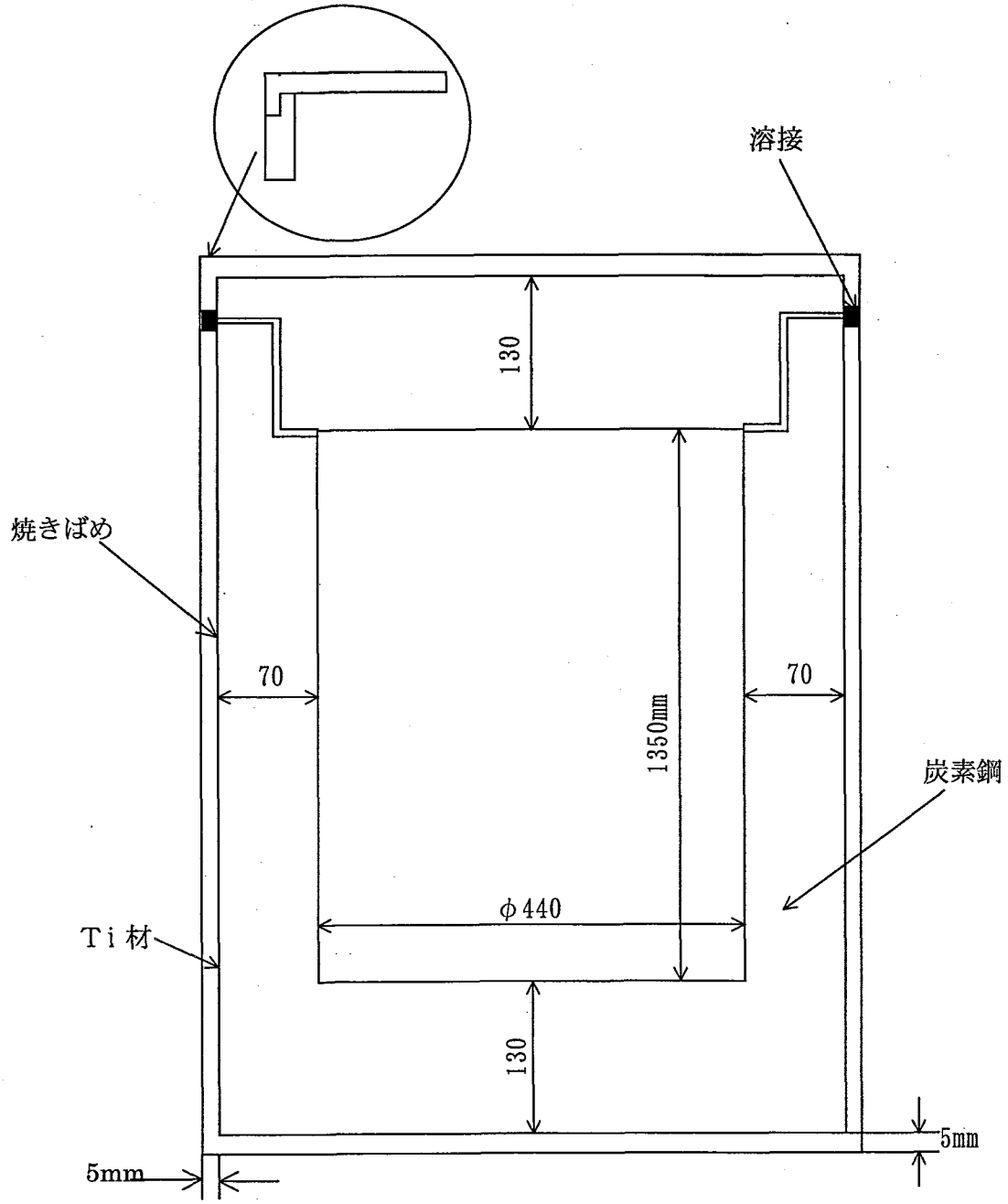


図3.2.4-2　炭素鋼単体のオーバーパック基本製造フロー



注記：炭素鋼板厚及び内寸法は「第１ドラフト」に準じた。

図 3.2.4-3　リファレンスケースとする Ti 複合オーバーパック構造

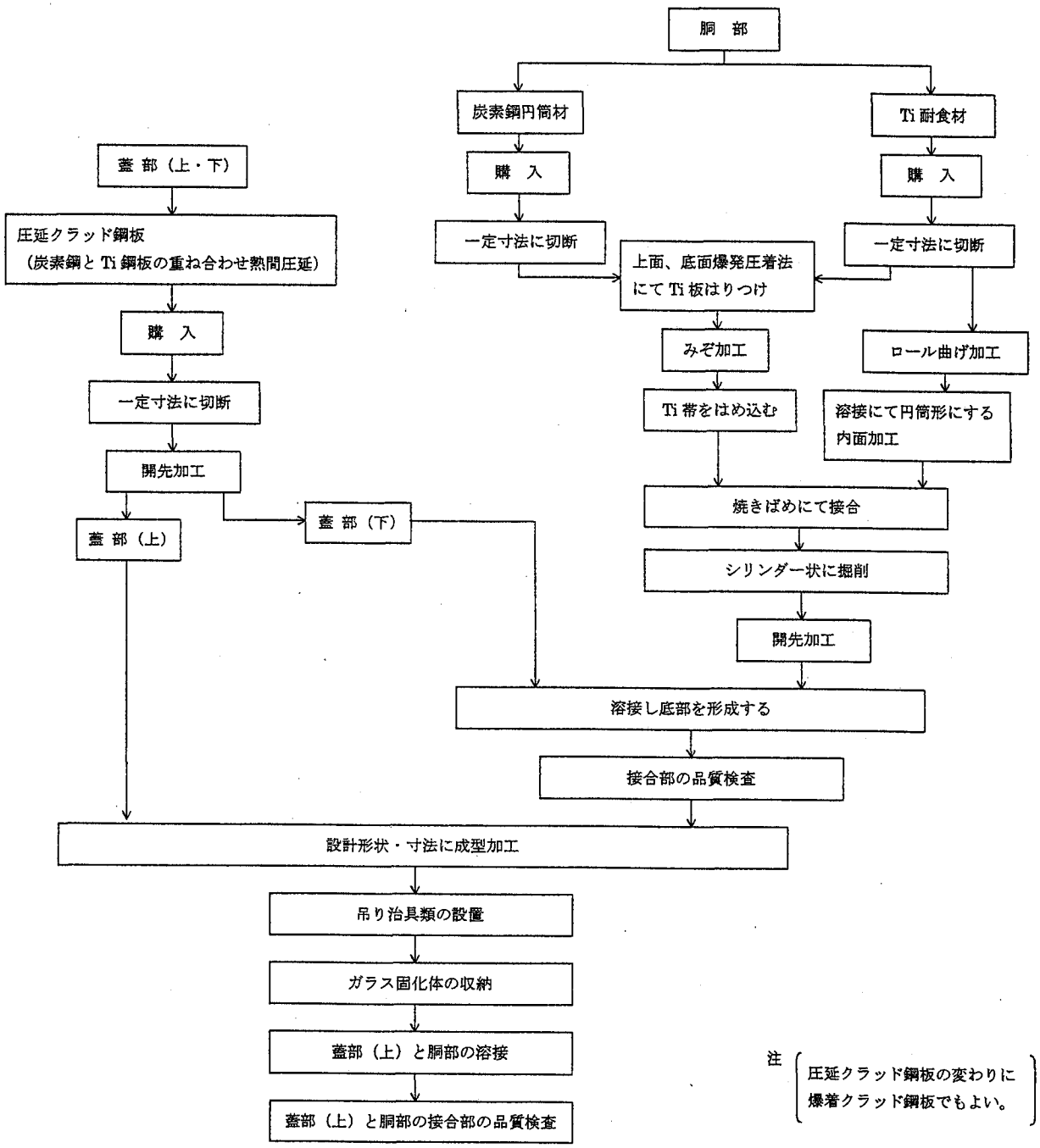


図 3.2.4-4　Ti 複合構造（圧延・クラッド＋焼きばめ）オーバーパックの製造フロー

3.3 製作オプション工法の検討

本項では、リファレンスケースの代替構造となり得るオーバーパック構造を検討、整理する。代替構造の設定においては、海外の高レベル放射性廃棄物の処分容器構造とリファレンスケースの構造を比較し、海外処分容器の有意な特徴を評価した。

図 3.3-1 に、上記の海外処分容器の特徴を取込んだリファレンスケースの代替構造を示す。何れのオーバーパックも縦置き方式を前提し、溶接位置は拘束力の観点から胴部横に設置した。

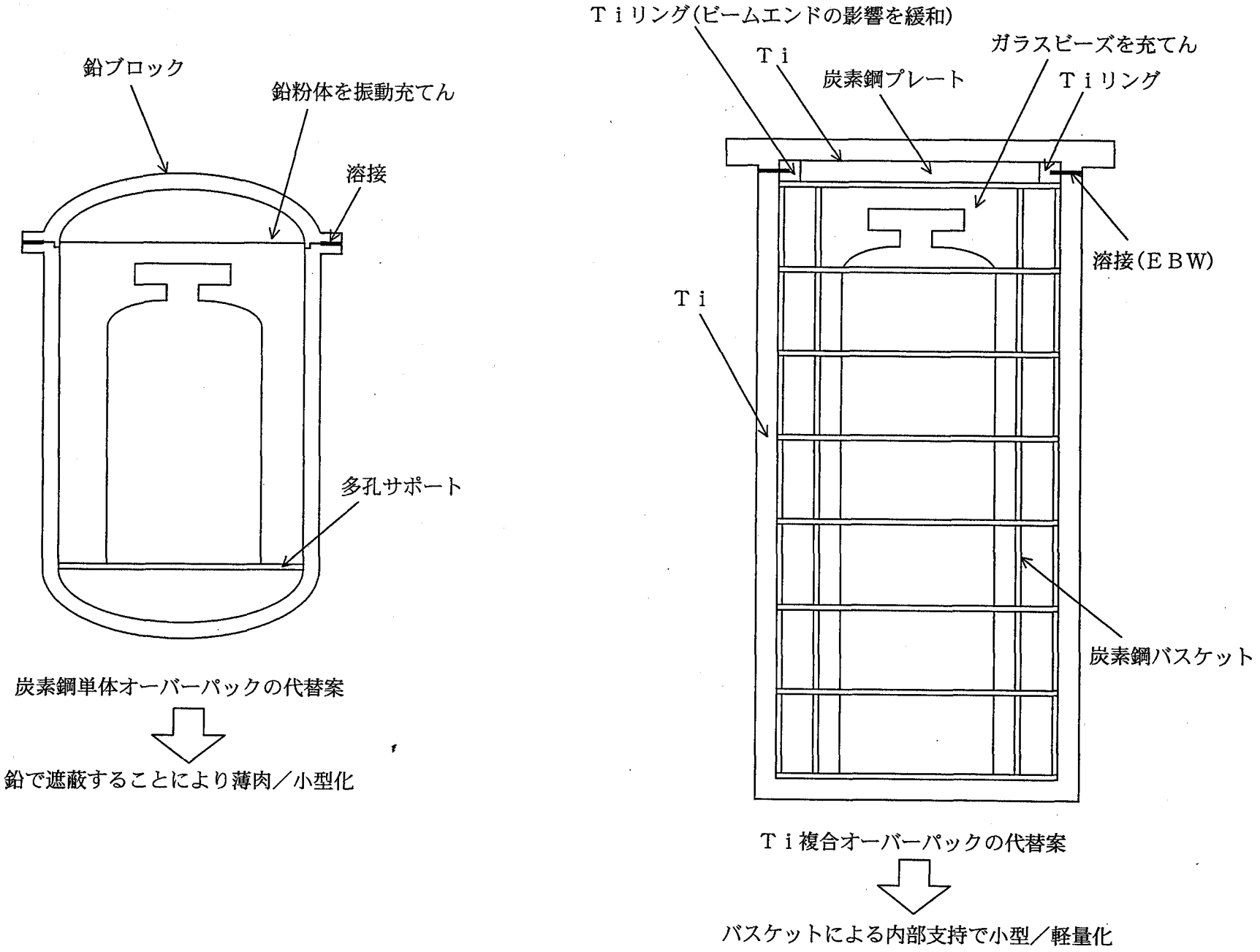


図 3.3-1　　海外における処分容器構造の特徴を取り込んだオーバーパック代替構造案

4.構造健全性の考え方に関する検討

4.1 健全性の考え方の構築

4.1.1 荷重条件の検討

ここでは、選定したリファレンス構造を対象に、オーバーパックに対する構造健全性を検討するための前提条件である荷重条件を検討する。

荷重条件としては、大きく(1)ハンドリング時に発生する荷重、(2)埋設後に発生する荷重(外圧)が考えられ、これらの内、オーバーパックの構造健全性を検討する上で、考慮すべき重要度の高い荷重は、次のとおりであると考える。

①操業ハンドリング時(通常時)：吊り上げ荷重＋残留応力

②操業ハンドリング時(事故時)：落下時の荷重＋残留応力

③埋設後(地下水シナリオ)：岩盤クリープ変形による緩衝材の圧密反力(緩衝材の膨潤応力を含む)＋地下水静水圧＋腐食膨張圧＋残留応力

④埋設後(天然事象シナリオ)：③＋地震加速度

なお、図 4.1.1-1、図 4.1.1-2 に、代表として、地下水シナリオと天然事象シナリオでオーバーパックに作用する重要度の高い荷重条件を示す。

4.1.2 破損モード

本項では、性能評価モデルの処分環境条件にて、構造上、考慮すべきオーバーパックの破損モードを抽出・整理し、評価すべき破損モードを検討する。図 4.1.2-1～図 4.1.2-6 に、検討した破損モードを示す。結果、オーバーパックの破損モードとして評価すべき事象は、地下水シナリオにおいて次の欠陥が存在する場合である。

① 板厚の不足(安全率)

② 亀裂の存在(許容される亀裂寸法、検査精度)

③ 溶接欠陥(継手係数)

④ 応力腐食割れ(許容される表面応力値)

これらの欠陥は、”(　)”内に示したように、オーバーパック構造設計手法として安全率や継手係数等として反映される事項である。

なお、落下時や地震発生時のガラス固化体の健全性についての確認は、実機段階において、オーバーパックの健全性とは別に評価する必要がある。また、Ti 複合オーバーパックに対しては、Ti 材の水素吸蔵によるクラックの発生以外は、炭素鋼単体と破損モードは変わらないと考えられる。

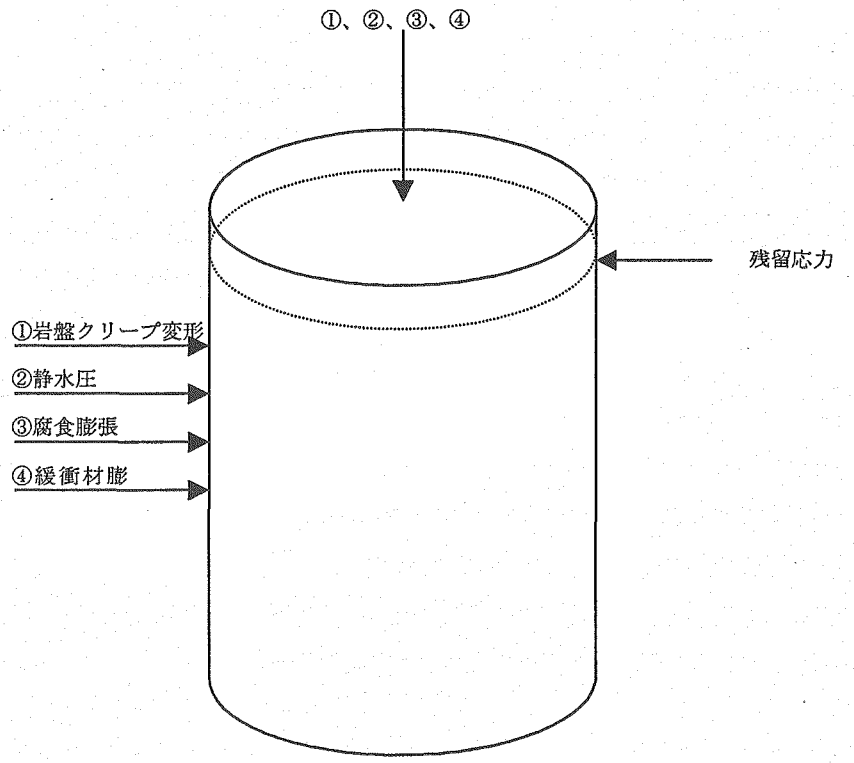


図 4.1.1-1　埋設後、地下水シナリオでオーバーパックに作用する荷重

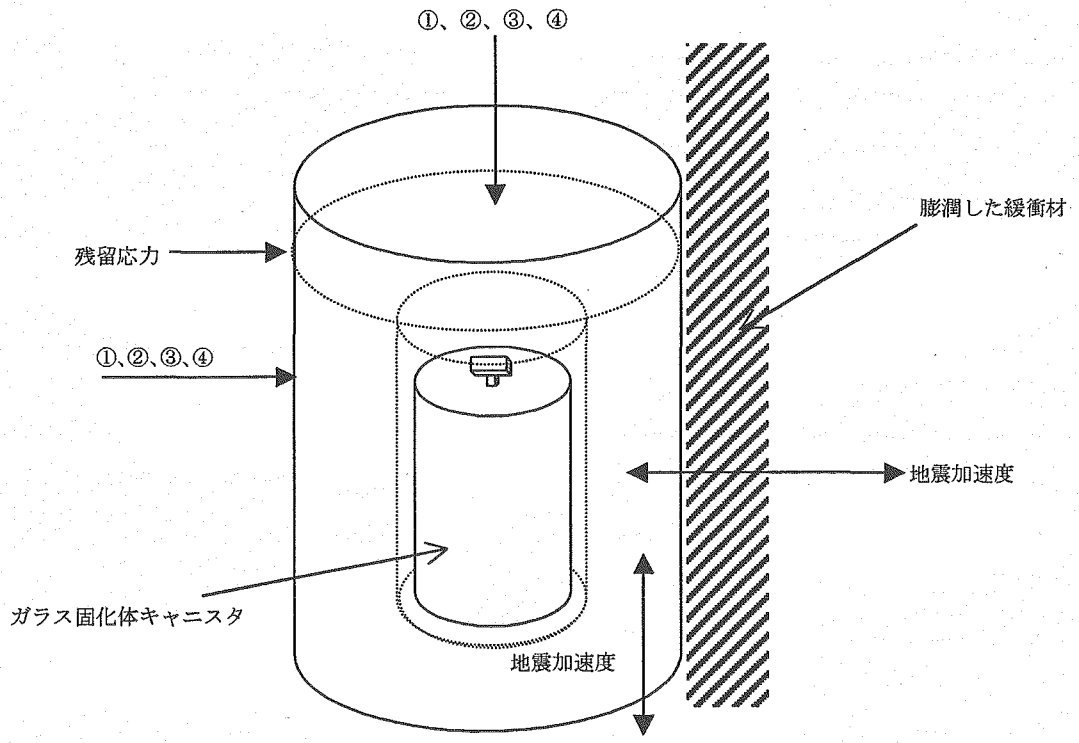


図 4.1.1-2　埋設後、天然事象シナリオでオーバーパックに作用する荷重

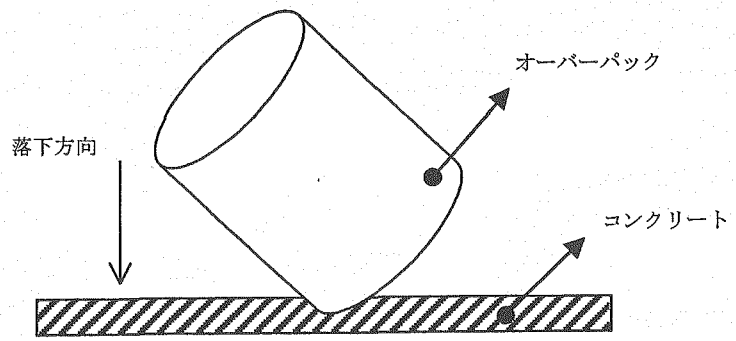


図 4.1.2-1　単体落下

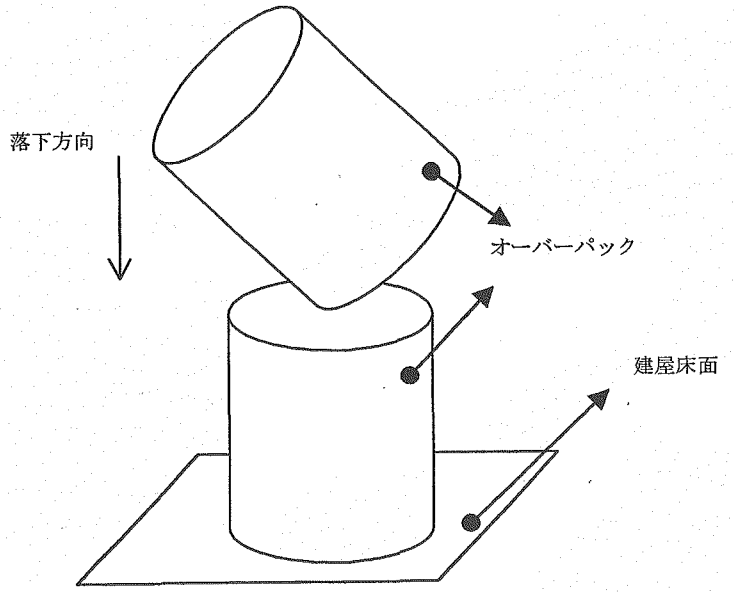


図 4.1.2-2　OP 同士衝突

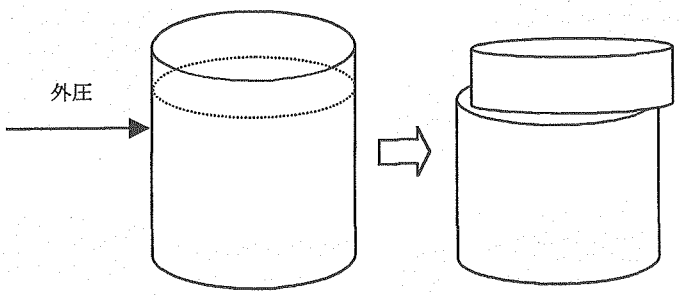


図 4.1.2-5　溶接欠陥の破損

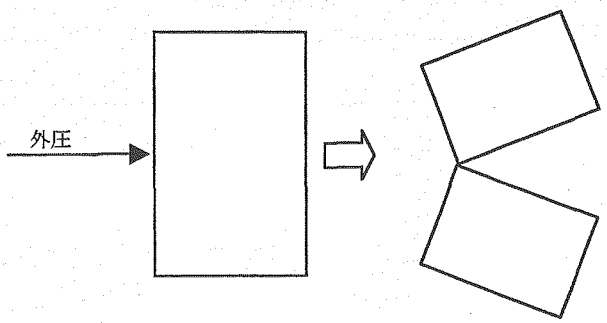


図 4.1.2-3　板厚不足

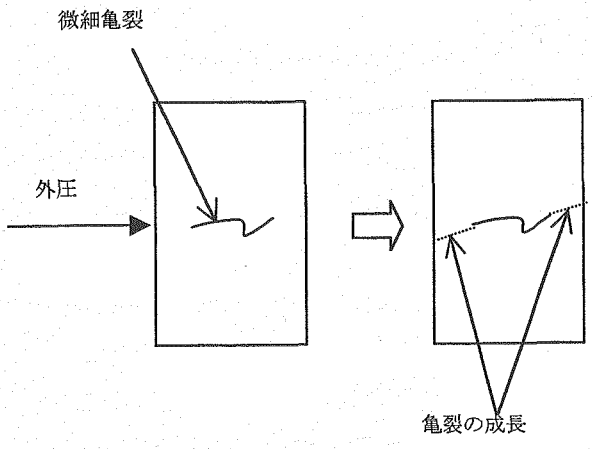


図 4.1.2-4　亀裂による破損

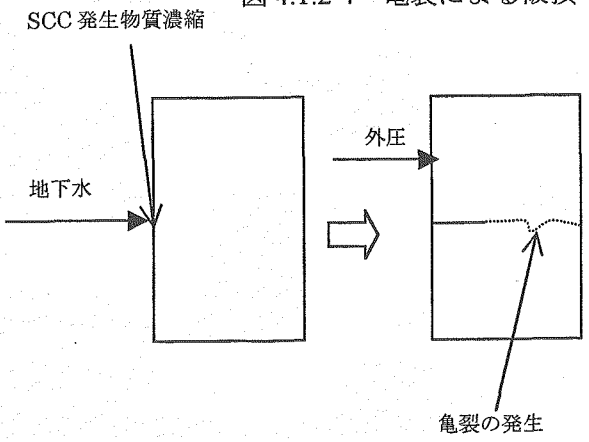


図 4.1.2-6　応力腐食割れ

4.1.3 構造設計の考え方

(1) 目的

これまでのオーバーパックの構造設計については、暫定的にASME SecⅢを参考に作成された「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（通商産業省告示501号、以下「告示501号」）」に準じて実施されている。

しかし、告示501号が対象とする発電用原子力設備に比べて、荷重の変動が少なく、また内圧ではなく一定の外圧荷重をうける厚肉構造物であるオーバーパックにとって従来の設計方法は過剰に保守的になっている可能性がある。

そこで、オーバーパックの健全性を確保しながら合理化を図るため、構造、使用条件に適した構造設計の考え方（構造設計基準）の検討を実施する。

以下に検討の流れを示す。

① 従来の設計手法の調査と評価する破壊モードの検討
② オーバーパックの従来設計（リファレンス）構造に対する構造解析評価と分析
③ 合理的構造設計手法案の検討
④ 合理的構造設計手法案の妥当性の検討（合理化構造案の構造解析評価）
⑤ 溶接部の残留応力に関する検討
⑥ 本検討のまとめと今後の課題の摘出

(2) 従来設計手法と破壊モードについて

（ｉ） 容器の破壊モードとオーバーパックで考慮する破壊モード

オーバーパックの構造解析評価を行うにあたり、評価すべき破壊モードを検討する。以下に一般的に容器で生じる可能性のある破壊モードを示す。

・延性破壊
・座屈、崩壊
・き裂の発生と進展
・過大な変形
・不安定破壊

オーバーパックの構造健全性を確保する上で必要な項目としては、構造強度の確保とバウンダリ健全性（気密性）の確保であり、オーバーパックの構造健全性上重要と考えられる荷重は、地圧による静的な外圧である。従って上記の破壊モードのうち、オーバーパックでは座屈と崩壊を防止すればよい。その他の破壊モードについては、以下に示す観点より現状考慮の必要はない。但し、不安定な破壊については、溶接部の材料強度や検査方法を検討した上で、評価を行う必要がある。

・延性破壊については、オーバーパックに対して考慮すべき荷重が、圧縮荷重が主であることより考慮は不要である。

・き裂の発生と進展、繰り返し荷重による過大な変形に対しては、オーバーパックに対して繰り返し荷重がないため考慮不要である。

座屈と崩壊については、オーバーパックが容器径に対する板厚の比が大きな厚肉構造であるため、座屈ではなく崩壊が生じると考えられる。よって、崩壊に着目して以降の検討を実施する。

(ii) 告示501号及びASME SecⅢについて

告示501号「ASME SecⅢ Nuclear Vessel」における設計手法は、規格計算とともに「解析による設計-Design by Analysis」という設計思想が採り入れられている。これは、起こりうるあらゆる破壊モードに対して発生頻度等を考慮した合理的な設計基準を用意し、解析によって構造物の健全性を詳細に評価するという思想である。ここでは、設計条件に対して概ね3倍の安全率が設定されている。

(iii) 発電用火力設備等の基準について

この基準においては、最高使用圧力で定められる荷重条件に対して、最高使用温度で定められる材料の許容応力をもとに規格化された計算式によって必要な構造物の肉厚を決定する。ここでは、告示501号やASME SecⅢで考えられているような応力分類の考え方は記載されていない。

計算式そのものは告示501号と同じであるが、材料の許容値が異なり、ここでは設計条件に対して概ね4倍の安全率が設定されている。

(iv) 従来のオーバーパックの設計

これまでオーバーパックの設計は原子力発電設備の技術基準である告示501号の外圧を受ける円筒容器の板厚計算及び圧力を受ける平板の板厚計算によって行われている。

外圧を受ける円筒容器の板厚計算については、原子力基準、火力設備等の基準によらず同じであり、およそ3倍の同じ安全率が設定されている。

ガラス固化体寸法（φ430mm×H1340mm）に対して内径、高さともに10mmずつの隙間を考慮したオーバーパックのリファレンス構造の設計計算を以下に示す。

① 円筒胴の板厚 t_1

$$t_1 = \frac{D_o\left(\frac{P}{B}+0.0833\right)}{2.167} = 64.1(mm) \rightarrow 70mm$$

Do：外径，P：外圧（15.3MPa），B：告示501号別図第7から求めた値（約95）

② 平板の計算 t_2

$$t_2 = d\sqrt{\frac{KP}{S}} = 122.9(mm) \rightarrow 130(mm)$$

d：告示 501 号に定める平板と胴の取付構造に応じた蓋の内径，P：外圧（15.3MPa），
S：材料の許容引張応力（147N/mm²），K：平板と胴の取付構造に応じた係数（0.50）

(3) オーバーパックのリファレンス構造の解析

合理的な構造設計基準を検討するため、前述のように規格計算によって設計されたオーバーパックのリファレンス構造に対して構造解析を行い、崩壊に至る荷重を求めるとともに、設計荷重に対して発生する応力の評価、分析を行う。

図 4.1.3-1 に解析に用いたリファレンス構造を示す。

弾性解析結果では、構造不連続部において高い応力を発生しているが、大変形弾塑性解析による崩壊解析の結果では、構造不連続部ではなく胴一般部での塑性変形が進み崩壊に至っている。弾性解析結果を応力分類したものを図 4.1.3-2 に、崩壊解析における変形図を図 4.1.3-3 に、負荷荷重と評価点の変位の関係を図 4.1.3-4 に示す。

胴一般部を対象に告示 501 号に記載されている以下の定義に基づき崩壊荷重を求めると約 72MPa となる。

「荷重とそれによる変形量の関係直線を求めて、その直線部の荷重軸に対する２倍の勾配の直線が、荷重と変位量との関係直線と交わる点に相当する荷重」

以上より、崩壊の防止の観点からは、胴一般部の膜応力が降伏応力を越えないように板厚を確保しておけばよいと考えられる。よって、胴一般部の応力は荷重制御型の一次応力と見なされ、断面１や断面４のような構造不連続部では膜応力が降伏応力を越えても崩壊には寄与しておらず、二次応力と見なすことができる。

また、蓋についてはリファレンス構造の解析では十分に裕度があるため対象にしていないが、胴一般部と同様に蓋中央部で塑性が進行すると全体の構造の崩壊に寄与すると考えられ、発生する応力を抑えるよう板厚を確保する必要がある。

(4) オーバーパックの合理的設計基準と合理化構造の解析

（ｉ） 合理的設計基準案

(3)項で実施したオーバーパックリファレンス構造の構造解析結果の評価、分析より、外圧に対する構造健全性を確保する観点では、円筒胴一般部及び蓋部の板厚を確保すればよいことが分かった。構造不連続部については、比較的大きなひずみが生じても崩壊には寄与しないが、これらの部分についても可能な限り応力の発生を抑えた構造が望ましいと考えられる。

告示 501 号によると、構造材を完全弾塑性体とした場合、膜応力が材料の降伏応力を越えるか、膜＋曲げ応力が降伏点の 1.5 倍を越えると崩壊に至る。この設計限界に対して、

第一種容器の一次応力の制限とほぼ同等の安全率を取り込んだ以下の制限によって、オーバーパックの合理化を図る。

① 膜応力≦2/3σ_y

② 膜＋曲げ応力≦σ_y

内径 440mm、内面高さ 1350mm のオーバーパックの場合、円筒胴一般部は膜応力が主体であり、蓋中央部は曲げ応力が主体であるため、具体的には上記①、②は以下のようになる。材料の降伏応力は SF490A のもの（221N/mm²）を使用している。

①’ 円筒胴一般部の膜応力≦2/3σ_y＝147N/mm²

②’ 蓋中央部の膜＋曲げ応力≦σ_y＝221N/mm²

上記①’、②’に基づいて、弾性解析により構造の設定を行った。図 4.1.3-5 に設計した合理化構造案を示す。

(ii) 解析評価

上記の基準案の妥当性を確認するため、合理化構造案に対して弾性解析及び崩壊解析による評価を実施した。弾性解析結果を応力分類したものを図 4.1.3-6 に、崩壊解析における変形図を図 4.1.3-7 に、負荷荷重と評価点の変位の関係を図 4.1.3-8 に示す。

弾性解析の結果、胴一般部や蓋部で基準案に示す制限値を満足していることが分かる。また、構造不連続部についても、形状を変更したことにより発生する応力を大幅に抑えられていることが分かる。弾性解析の結果より、胴一般部のほうが蓋部に比べて制限値に対する余裕が小さく、崩壊は胴一般部の膜応力が材料の降伏応力に達する約 24MPa で生じると予測される。

崩壊解析の結果、変形モードから分かるように胴一般部で崩壊が生じており、その荷重については、リファレンス構造のときと同様に求めると約 27.5MPa となり、弾性解析で予測した値も 15％程度高めの荷重で崩壊が生じている。

(iii) 合理的設計基準に関する検討のまとめ

(i)項で示した合理化案による設計を行ったオーバーパックでは、ほぼ想定したとおりの崩壊挙動を示すことが分かり、本手法が妥当であることが確認された。

つまり、前述の合理的基準案に従えば、設計荷重では一部の構造不連続部を除いて塑性変形が生じることがなく、崩壊荷重に対して材料の許容値に含まれる 1.5 倍強の裕度を有する。また、弾性解析で制限値に対して十分に余裕がある蓋部については、さらなる合理化が可能である。

(5) 溶接部の残留応力とその影響について

オーバーパックの構造上の特徴として、従来圧力容器などの基準で使用されている施行方

法以外の溶接施行法の使用も検討されており、溶接部の影響評価が重要である。

このため、溶接部の影響評価、特に残留応力の影響について崩壊座屈以外の破損モードに対する影響も含めて文献調査を実施し、強度評価の考え方を整理した。その結果以下のことが分かった。

① 座屈への影響：部材が薄肉の場合、残留応力よりも溶接変形の影響の方が大きいといわれている。一方、厚肉の場合、梁については、残留応力の影響は無視できなくなるようである。但し、オーバーパックのような容器厚肉部の溶接については十分なデータが得られておらず、今後確認が必要である。予測としては、残留応力は引張と圧縮が断面内でつり合っているため、全断面降伏を膜応力で評価する崩壊については影響は小さいと考えられる。

② 引張強度への影響：溶接部近傍に降伏応力程度の残留応力が存在しても、引張強度には影響しない。

③ 疲労強度への影響：圧縮残留応力は強度を改善し、引張残留応力は強度を低下させる。引張残留応力による強度の低下は、残留応力を平均応力と考え、その効果として評価する必要がある。

(6) 構造設計の考え方のまとめ

これまでに実施した検討の結果を以下にまとめる。

・リファレンス構造の解析の結果、オーバーパックに負荷される外圧荷重を徐々に増加させていくと、胴一般部から崩壊が生じる。
・弾性解析では、構造不連続部に高い応力が発生するが、構造の崩壊には寄与しない。
・胴一般部及び蓋中央部の膜応力、膜＋曲げ応力を適切に制限することにより、外圧荷重に対して合理的な設計が可能である。
・溶接部の残留応力に関する文献調査の結果、オーバーパックの崩壊が全断面降伏で起こるため、引張と圧縮とが断面内でつり合う残留応力は影響しないと考えられる。

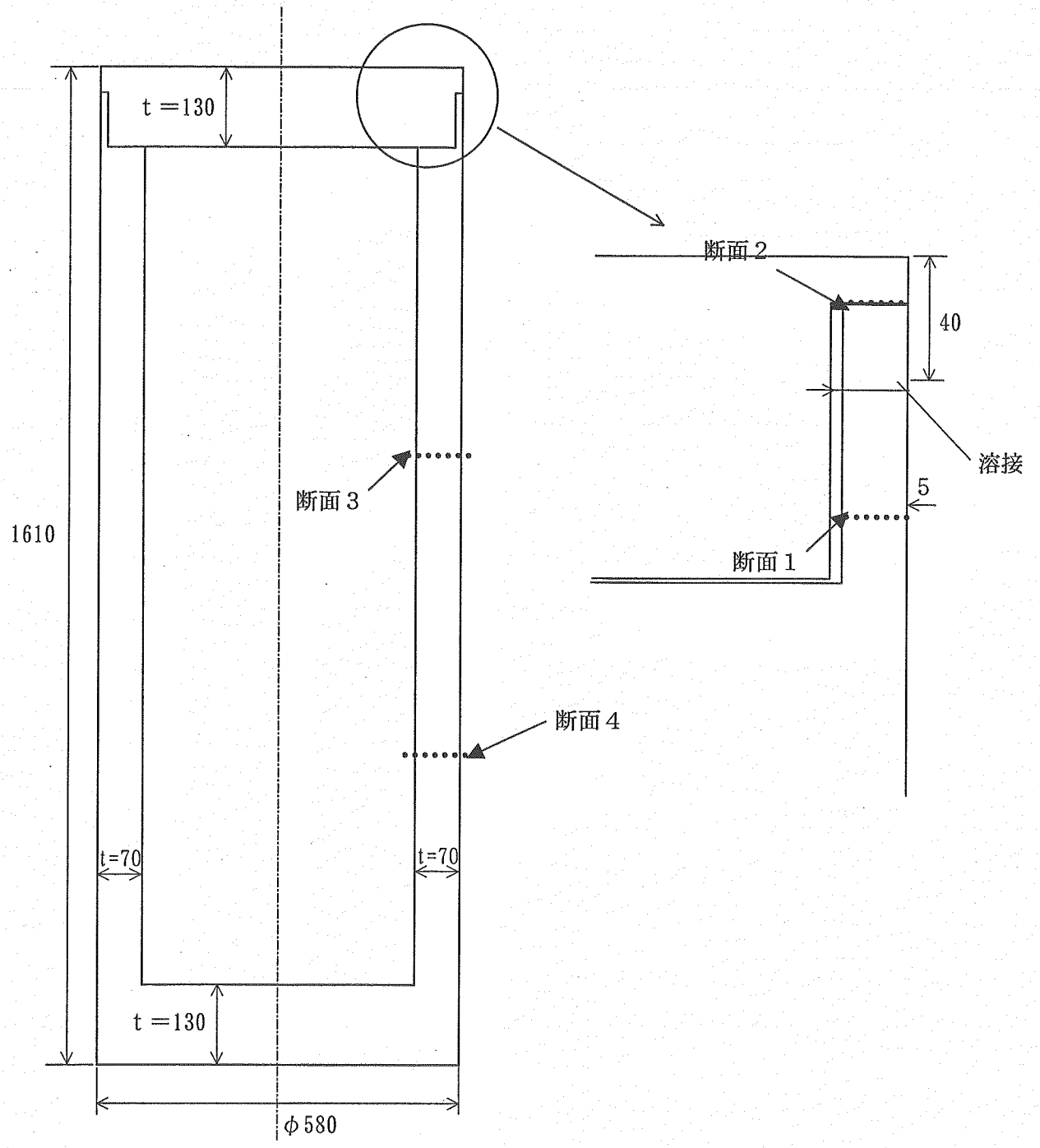
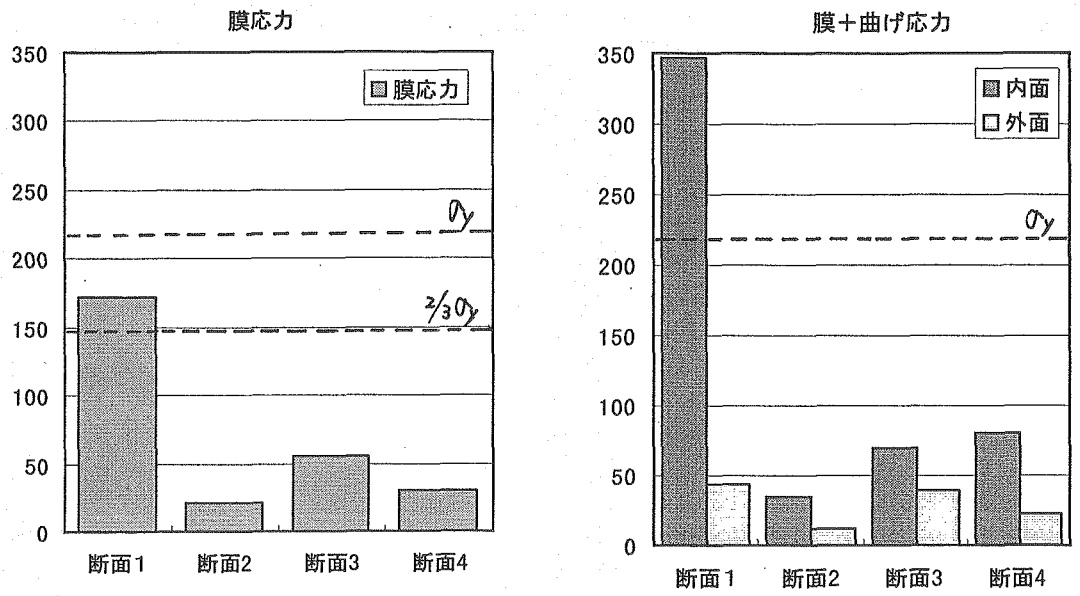


図 4.1.3-1　解析に使用したオーバーパックのリファレンス構造



断面位置は図 4.1.3-1 を参照

図 4.1.3-2　弾性解析結果の応力分類図（リファレンス構造）

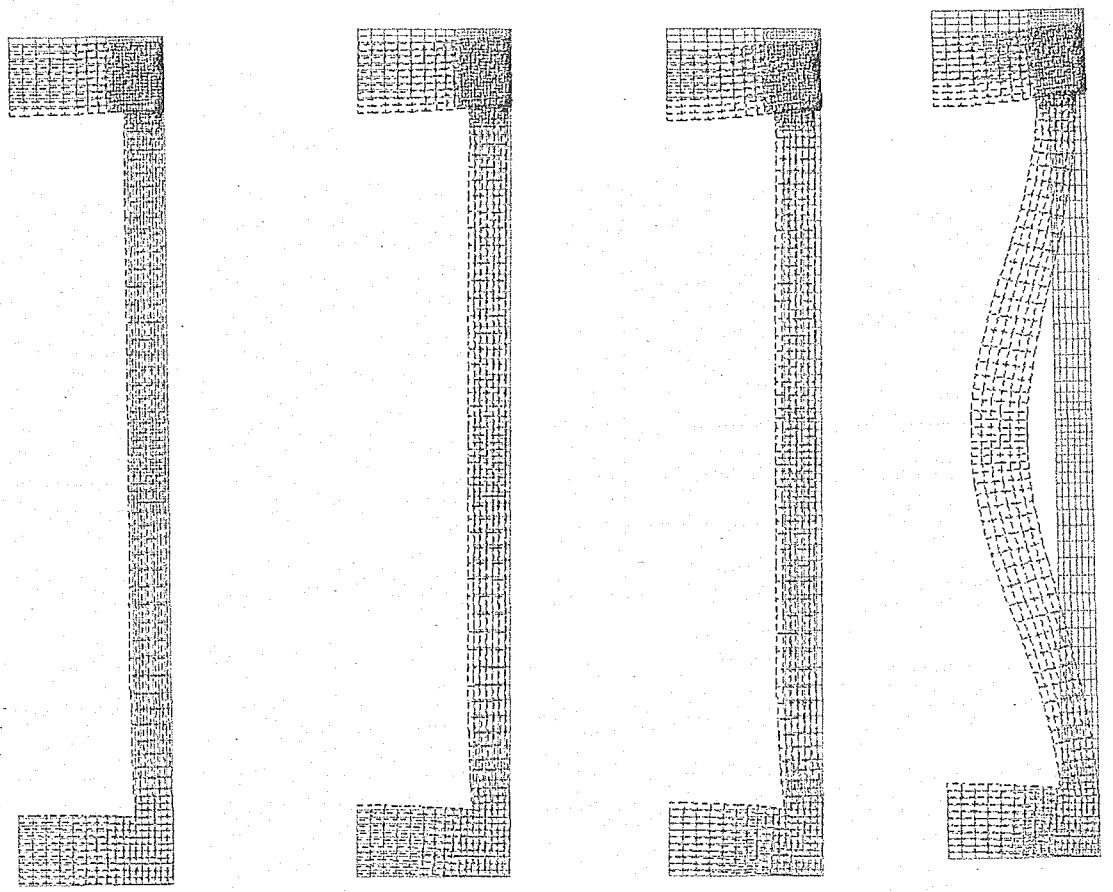


図 4.1.3-3　崩壊解析における変形図（リファレンス構造）　　(倍率:50倍)

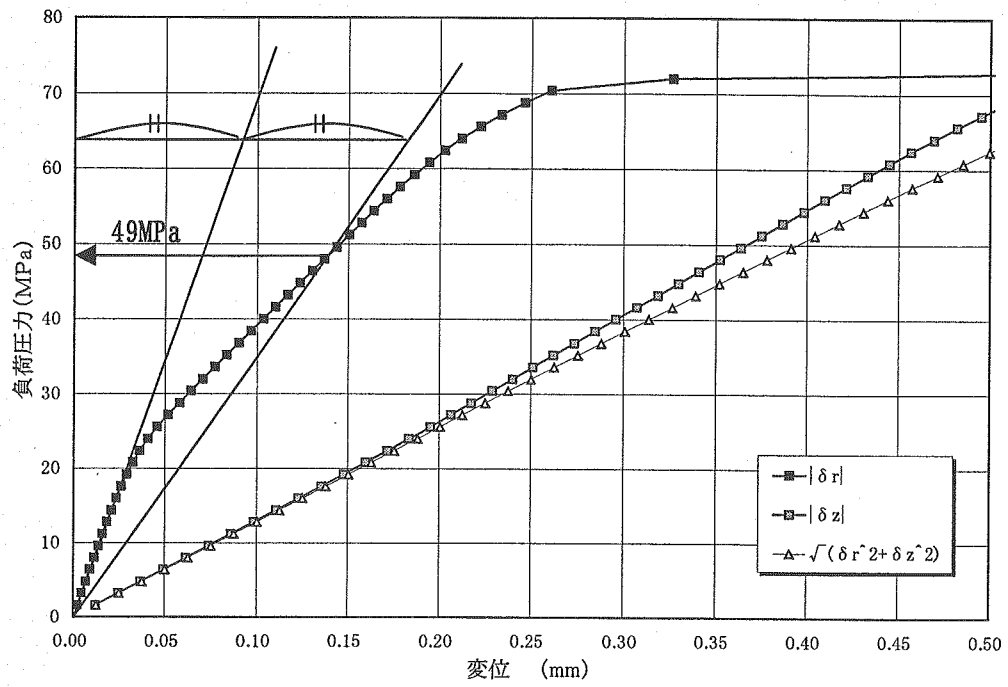


図 4.1.3-4(1/3) 変位－負荷荷重（リファレンス構造：断面１外表面）

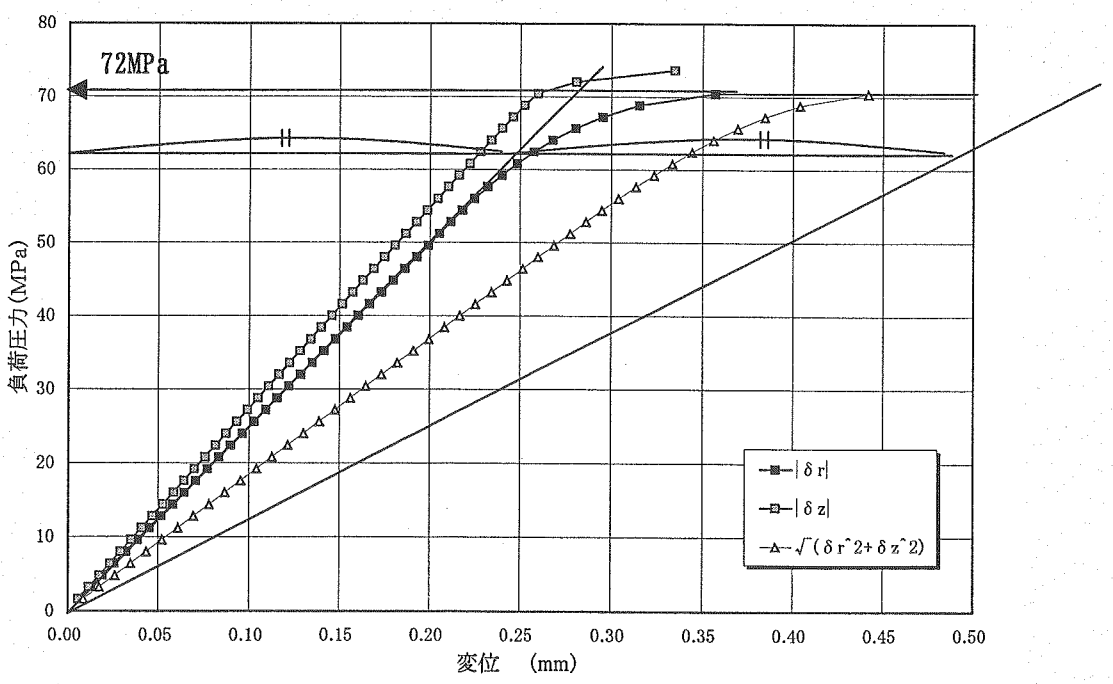
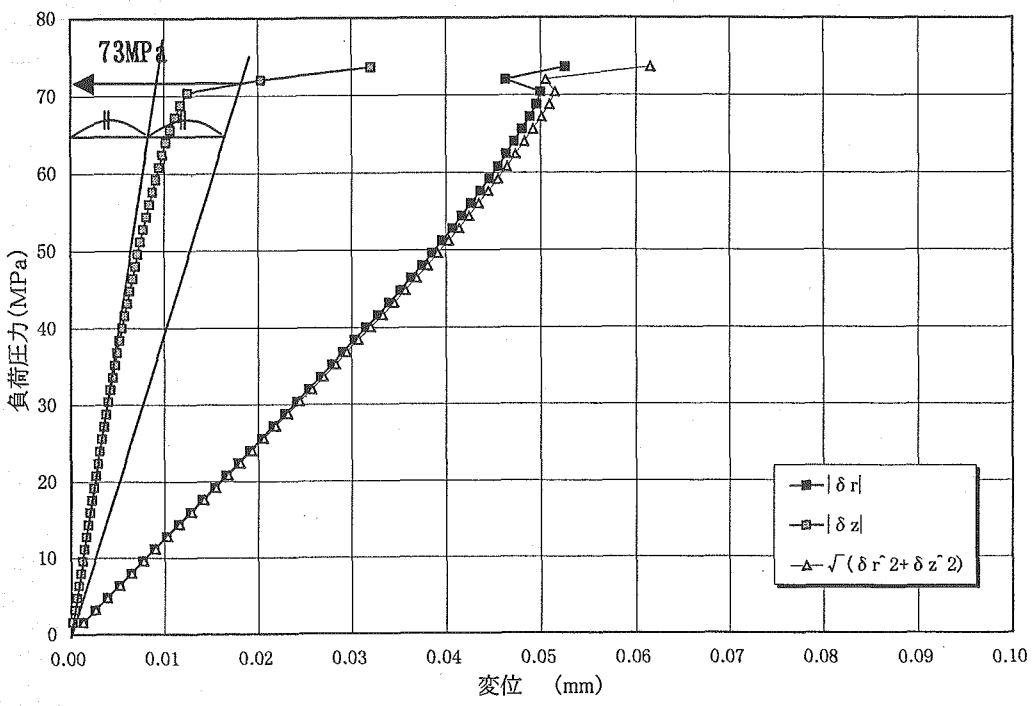


図 4.1.3-4(2/3) 変位－負荷荷重（リファレンス構造：断面３外表面）



評価位置は図 4.1.3-1 を参照

図 4.1.3-4(3/3) 変位－負荷荷重（リファレンス構造：断面４外表面）

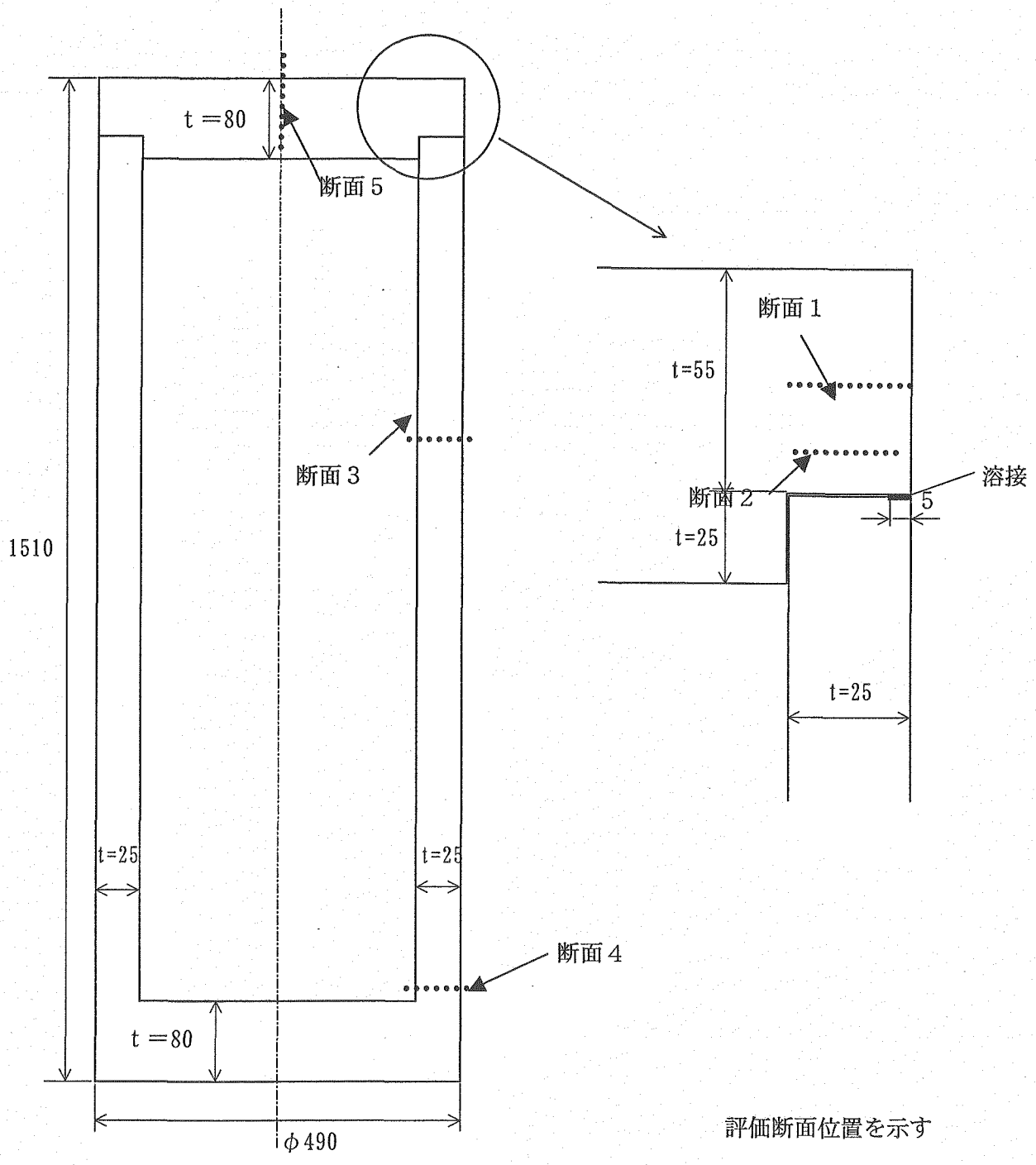
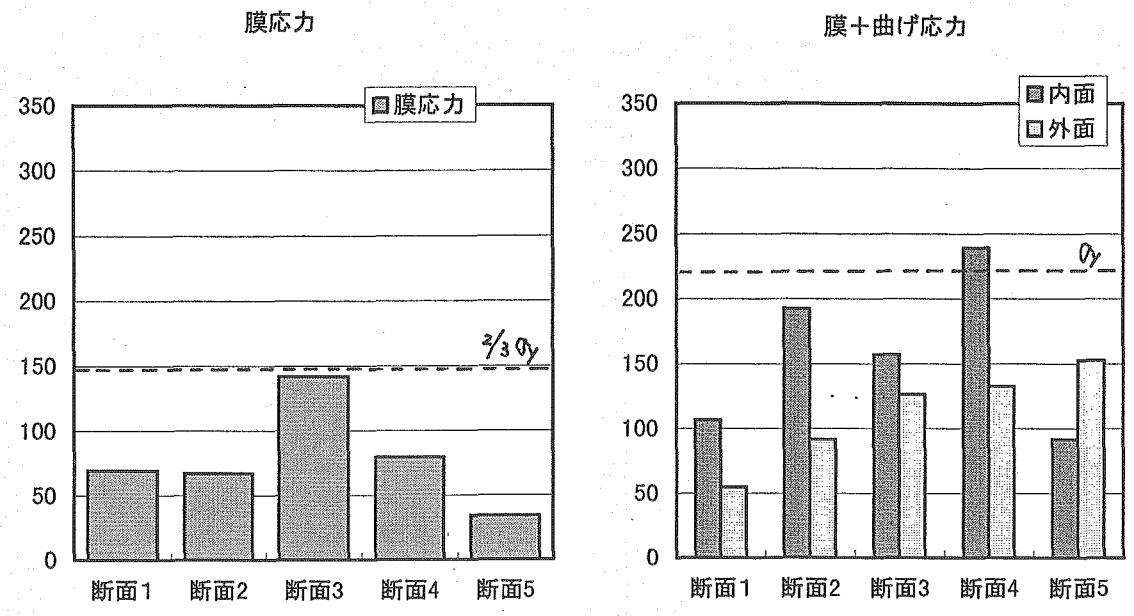


図 4.1.3-5　解析に使用したオーバーパックの合理化構造案



断面位置は図 4.1.3-4 を参照

図 4.1.3-6　弾性解析結果の応力分類図（合理化構造案）

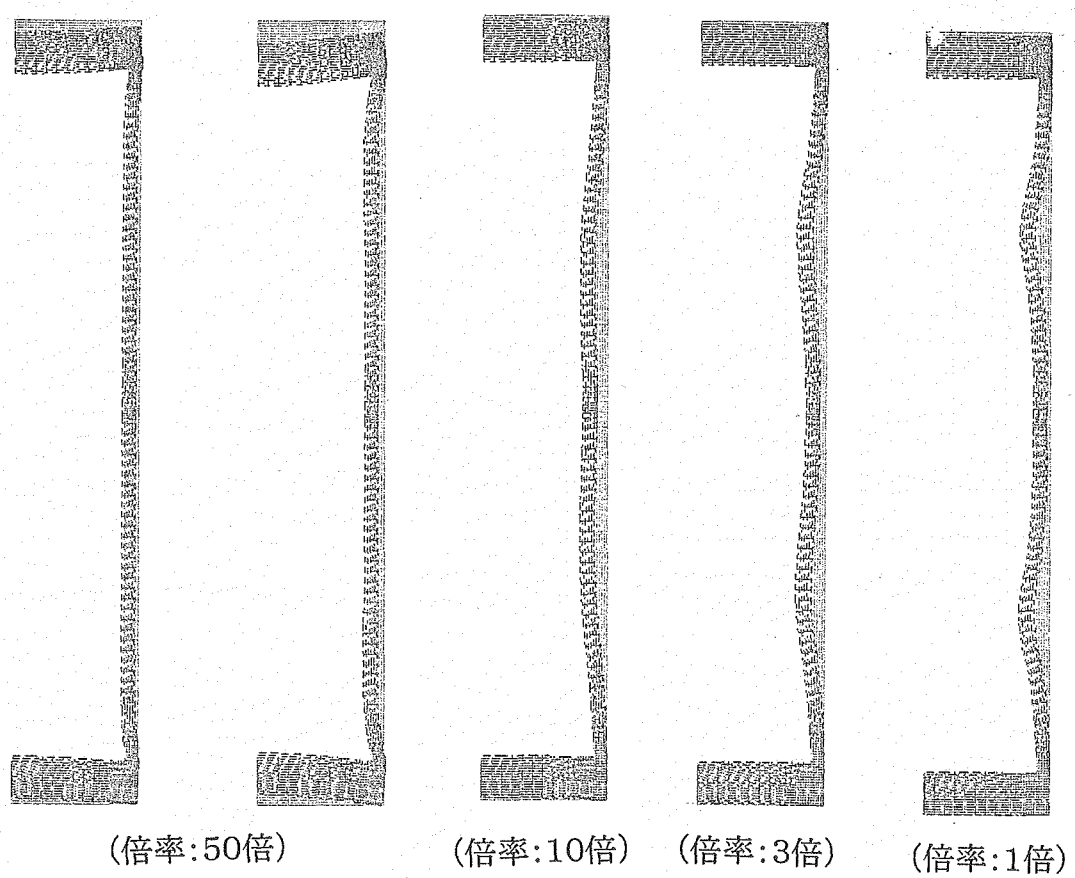


図 4.1.3-7　崩壊解析における変形図（合理化構造案）

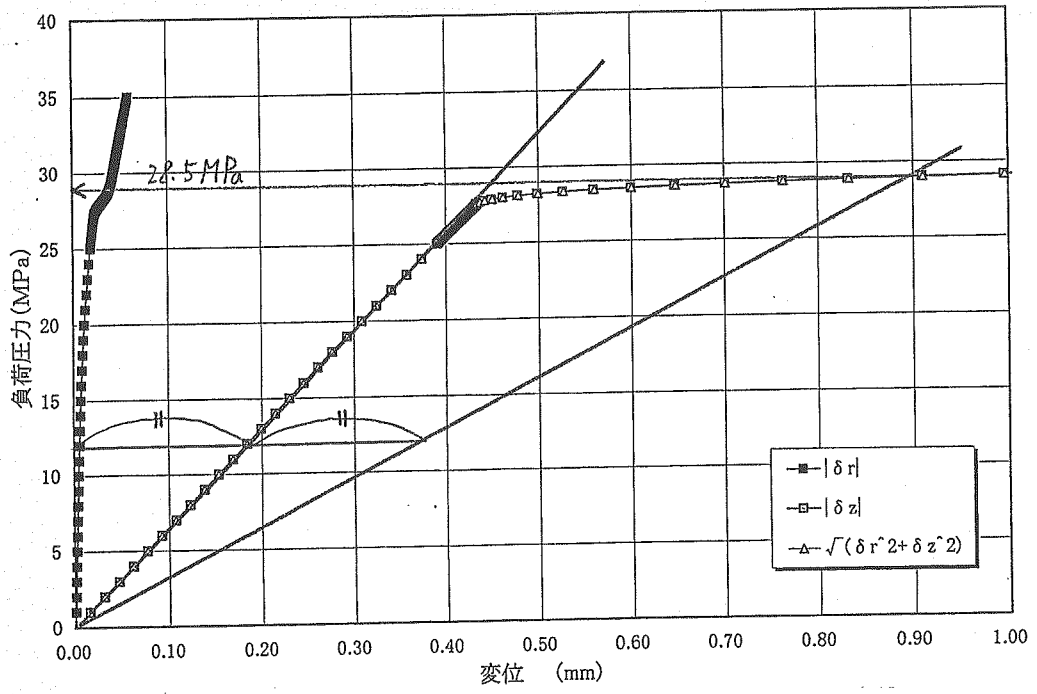


図 4.1.3-8(1/5) 変位－負荷荷重（合理化構造案：断面１外表面）

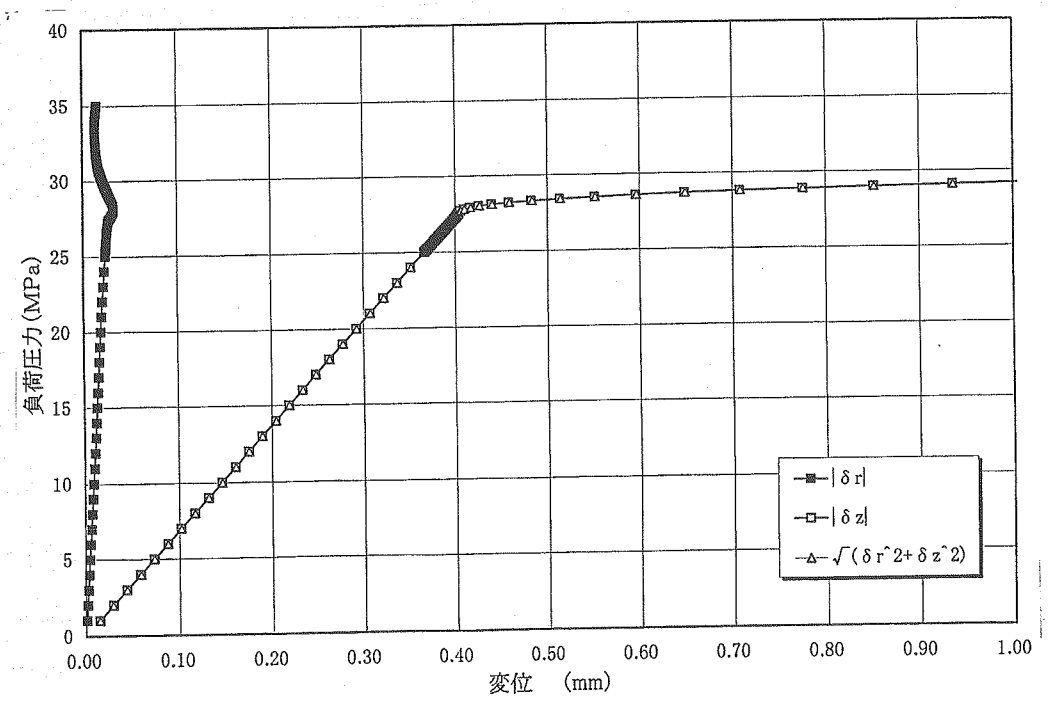


図 4.1.3-8(2/5) 変位－負荷荷重（合理化構造案：断面２外表面）

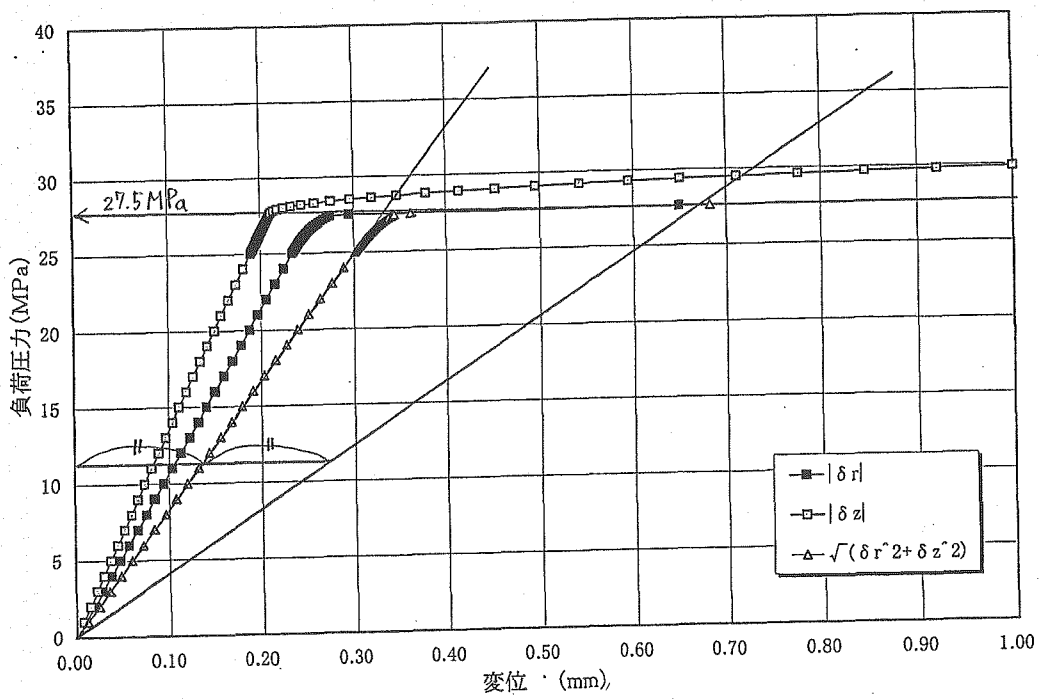


図 4.1.3-8(3/5)　変位－負荷荷重（合理化構造案：断面３外表面）

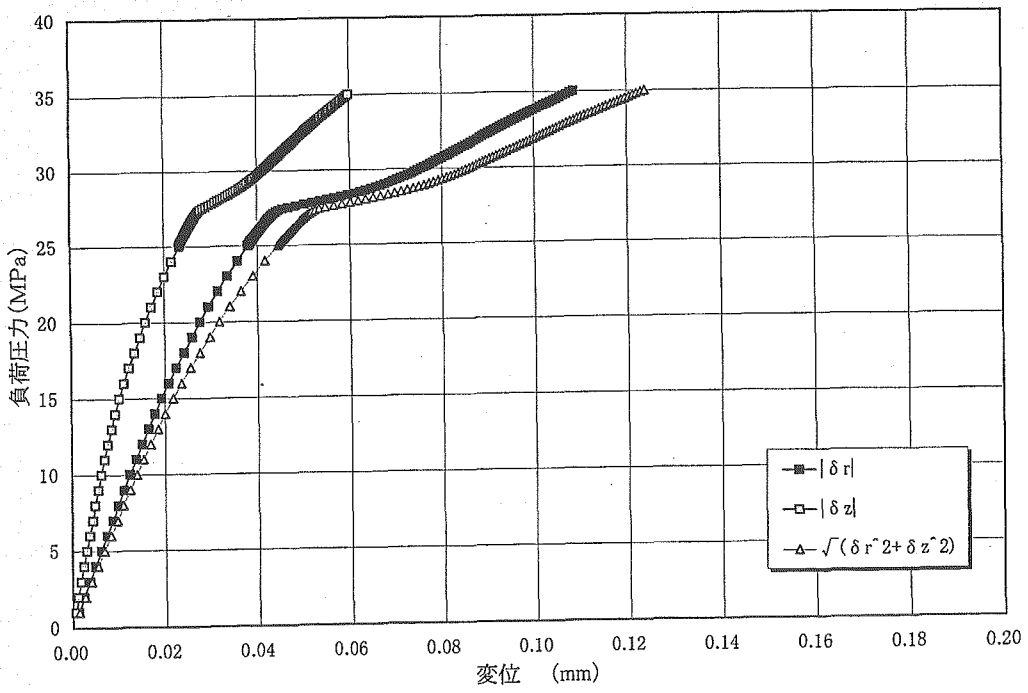


図 4.1.3-8(4/5)　変位－負荷荷重（合理化構造案：断面４外表面）

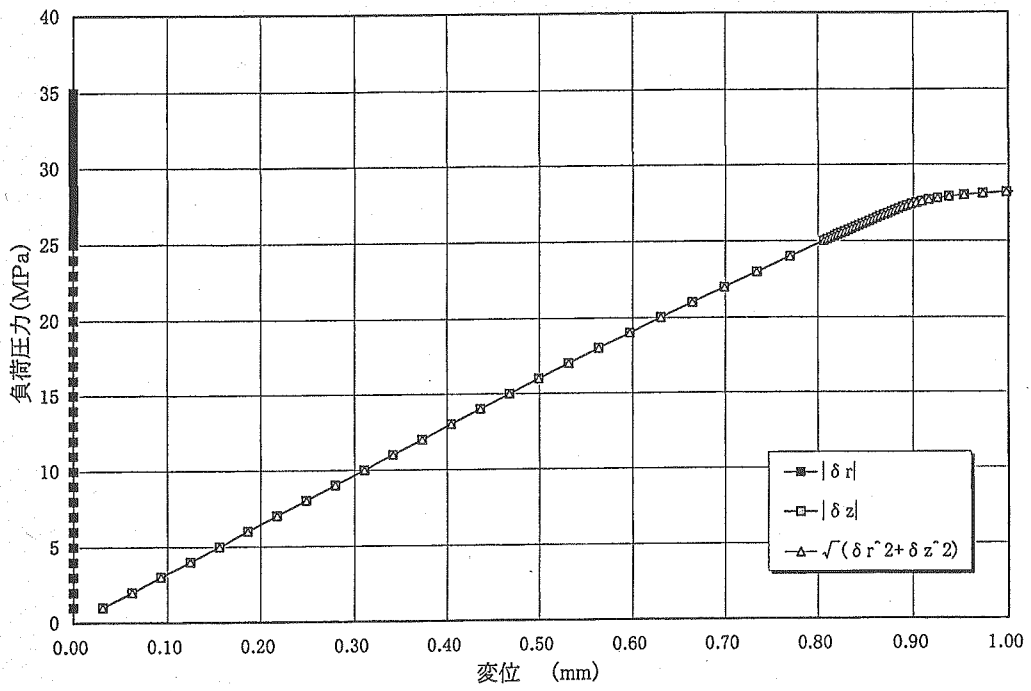


図 4.1.3-8(5/5)　変位－負荷荷重（合理化構造案：断面５外表面）

4.1.4　今後の検討課題の整理

以下に構造設計評価から考えられる課題を示す。

(1)　炭素鋼単体オーバーパック

以上の成果を基に、今後の構造設計評価上の課題を整理した。結果を以下に示す。

・崩壊圧力に対する安全率の設定：オーバーパックでは製作公差、腐食等による偏食、外圧荷重の偏り、溶接部の施工法及び検査方法などの要因を考慮して、設計上の安全率を取り込む必要がある。

・局所ひずみの評価：バウンダリの健全性を確保するために局所のひずみを適切に評価する必要があり、その評価法を定める必要がある。また、溶接部などのひずみ制限値の設定が今後の課題である。

・不安定破壊の評価：溶接部などの初期欠陥を、どの程度まで許容できるかについて検討する必要がある。

・溶接部の残留応力：溶接部の残留応力は崩壊に影響を与えないと考えられるが、試験や解析等により確認する必要がある。

・応力分類の明確化：今回の解析形状については、概ねどの応力を一次応力に分類して評価するかが明らかになったが、今後の設計変更などを考慮すると代表的な形状に対して荷重毎の応力分類の仕方を明確にし、基準に反映することが望まれる。

・隙間ギャップの影響評価：現状の評価ではクリアランスが無い状態での解析を実施しているが、現実的には、製作上クリアランスを設ける方が合理的である。したがって、クリアランスがある場合の影響を評価する必要がある。

・限界荷重解析評価法：現状の設計基準に基づく評価法であっても、保守的に設計可能と考えるがより合理化を図るためには、直接弾塑性解析による限界荷重解析による評価規定を策定することが有効である。したがって、試験との対応などを見ながら将来的に検討を行うべきである。

(2)　Ti 複合オーバーパック

Ti 複合オーバーパックは、基本的には構造強度は炭素鋼で確保し、バウンダリとしての気密性を Ti の薄肉の容器により確保しようとするものである。したがって、構造強度上、すなわち崩壊に対する検討課題は上記の炭素鋼オーバーパックと同様である。

Ti 複合オーバーパックの特有の課題としては以下のものがあげられる。

・水素脆化の影響：Ti の溶接部については水素脆化による破壊靭性の低下が懸念される。したがって、水素脆化に対する健全性の確保について定量的な評価を行う必要がある。

・Ti シェルのなじみ：Ti の薄肉容器は単独では外圧に耐える強度を有しない。このため、Ti 容器は炭素鋼の容器に沿う形なる。この場合の変形、局所ひずみが十分 Ti の延性の範囲であることを確認する必要がある。

4.2 健全性検査項目の整理

本項では、2.2 項で設定したオーバーパック技術的要件に対する健全性確認項目を抽出すると共に、その検査項目を検討する。以下に検討結果を示す。

4.2.1 検査項目抽出の考え方

2.2 項では、オーバーパックに対する技術的要件を設定した。検査においては、製作したオーバーパックが 2.2 項で設定した技術的要件を満足していることを確認することが必要である。

そこで、検査項目の抽出においては、先ず、技術的要件に対して確認項目を検討し、確認項目を定量的に検査するための非破壊測定項目を抽出し検査項目とする。

4.2.2 検査項目

オーバーパックの性能を確認する項目としては、主に、耐圧性、耐食性能、水密性能等が考えられる。原則的に、記録確認で健全性を確認することが可能と考えるが、原子力プラントでは安全上、重要な機器に対して、耐圧性能や水密性能などの非破壊検査を義務付けている。このため、オーバーパックに対しても規制側から要求される可能性が考えられる。そこで、非破壊検査項目を耐圧性能、耐食性能、水密性能について検討した。

検討結果を表 4.2.2-1 に示す。表 4.2.2-1 によれば、耐圧性能、耐食性能、水密性能を確認する上では、有害な溶接欠陥を定量化する必要性がある。特に、水密性能を確認するためには、腐食代に、地下水の流路(オーバーパック外側とガラス固化体との距離を短絡)となるような溶接部内部に存在する有害な欠陥がないことを確認する必要がある。

表4.2.2-1　検査項目の検討

技術的要件(略)	確認項目	検査方法	非破壊測定項目
設計寿命 1000 年間	耐圧性能	非破壊検査	有害な欠陥有無
	耐食性能		腐食代、有害な欠陥有無
	水密性能		
表面温度 100℃未満	材質及び寸法	記録確認	—
還元性雰囲気の維持	使用材質		
腐食速度及びガス発生速度	使用材質		
ガラス固化体の健全性	設計内容		
表面汚染密度限度	汚染密度	スミア測定	単位放射能量
耐埋設荷重強度	耐圧性能	非破壊検査	有害な欠陥有無
著しい破損	破損の有無	目視検査	—
標識及び整理番号	ラベル表示内容		

5. 破壊試験

5.1 試験目的

破壊試験を実施することにより得られる試験体の耐圧強度（破壊圧力）、破壊モードをもとに、構造設計手法のベースとなるＦＥＭ解析の妥当性を確認する。

5.2 試験概要

試験は、図 5.2-1 に示すように、オーバーパック模擬試験体に外圧を付加し、試験体の耐圧強度（破壊圧力）及び変形挙動を測定する。

5.3 試験計画の立案

オーバーパック破壊試験を実施するにあたり、試験体の設計は以下の 3 条件により設定した。

①外圧付加装置の圧力容器内に試験体が収まること。
②外圧付加装置の最大使用圧力 117.68MPa(1200 kgf/cm^2)以下で破壊する試験体であること。
③JNC 殿「地層処分研究開発第２次とりまとめ第 1 ドラフト」で示されているオーバーパック構造とできる限り変形挙動が類似となる構造とすること。

FEM 解析を用いて上記条件を満足する破壊試験体の設定を行った。試験体形状の選定フローに解析結果等を付記したものを図 5.3-19 に示す。解析結果と試験での要求事項（上下ふた板厚は厚い方が望ましいこと）から、試験体形状は、CASE4 の形状（t1=40mm、t2=10mm）とした。

5.4 試験条件

外圧付加試験装置（圧力媒体：水、最大使用圧力：117.68 MPa （1200 kgf/cm^2））を用いて、試験体に均等外圧を付加する。試験体の据え付け模式図と対応する写真を図 5.4-8 に示す。

5.5 試験の実施

前項までに定めた試験体、試験条件をもとに実施したオーバーパック試験体破壊試験の結果を示す。破壊試験では、急激な圧力変動及び変形が生じた時点における圧力を最大圧力とした。その結果、最大圧力は 39.2 MPa (400 kgf/cm^2) となった。図 5.5-1 に圧力と時間の関係を示す。また、図 5.5-2 に試験後の試験体外観写真を示す。

5.6 評価

解析による予測最大圧力は 38.7 MPa (395 kgf/cm^2) となり、試験結果と良い一致を示した。また、周方向ひずみの比較を図 5.6-3 に示す。両者は良く一致をしており、変形挙動についても FEM 解析にてある程度は予測可能であることが確認できた。

以上のように、FEM 解析と試験結果を比較すると、最大圧力はほぼ対応しており、変形挙動においてもほぼ一致していることから、現状の FEM 解析評価手法により、オーバーパックの耐圧強度を予測することが可能であると考えられる。

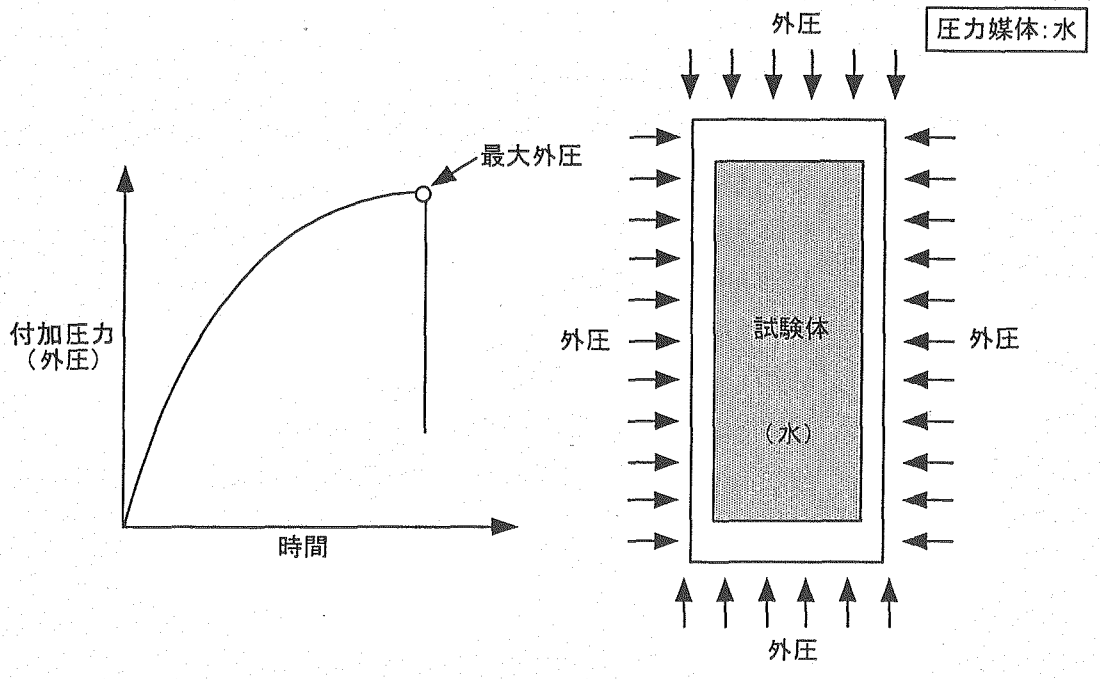


図 5.2-1 オーバーパック外圧付加模式図

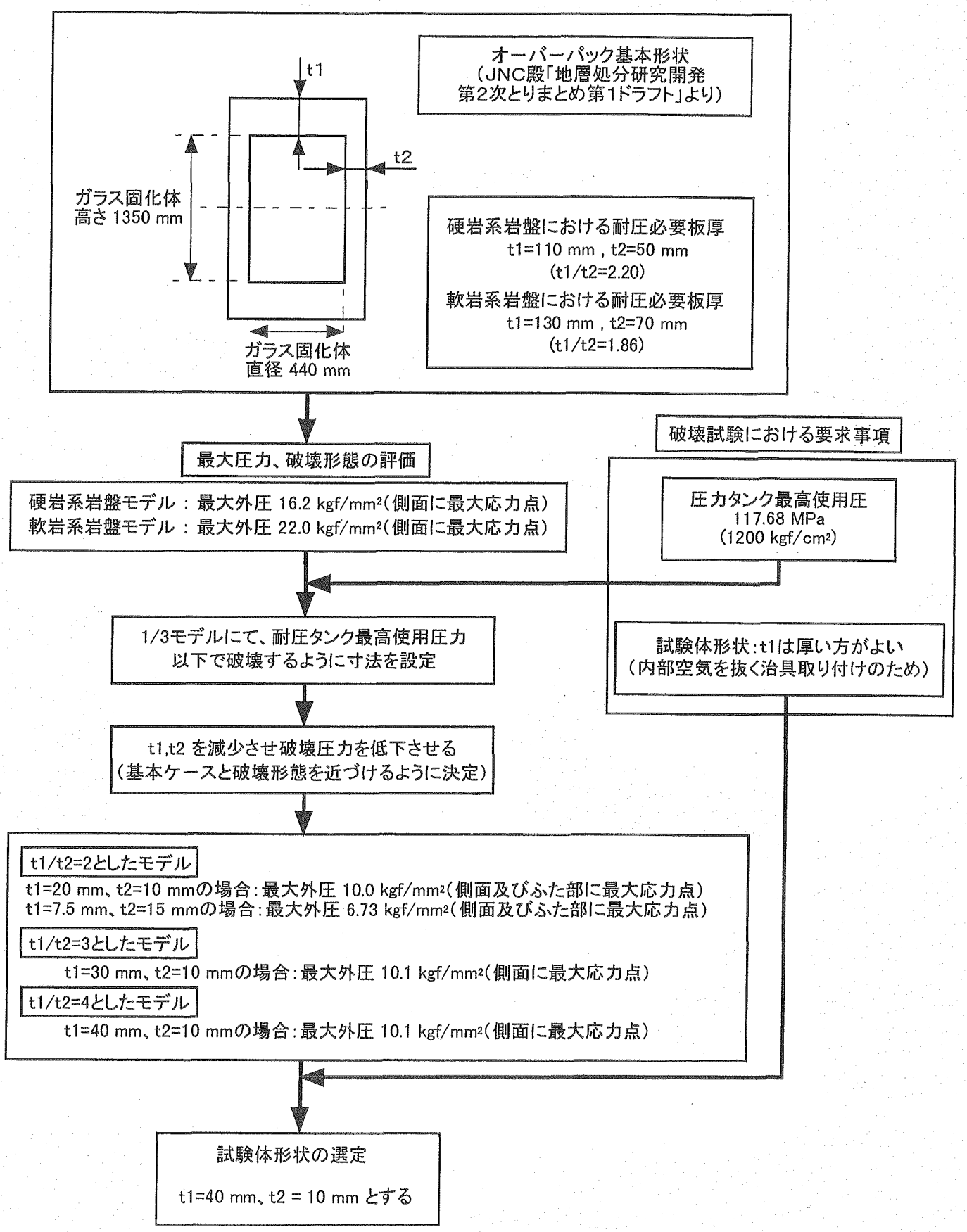
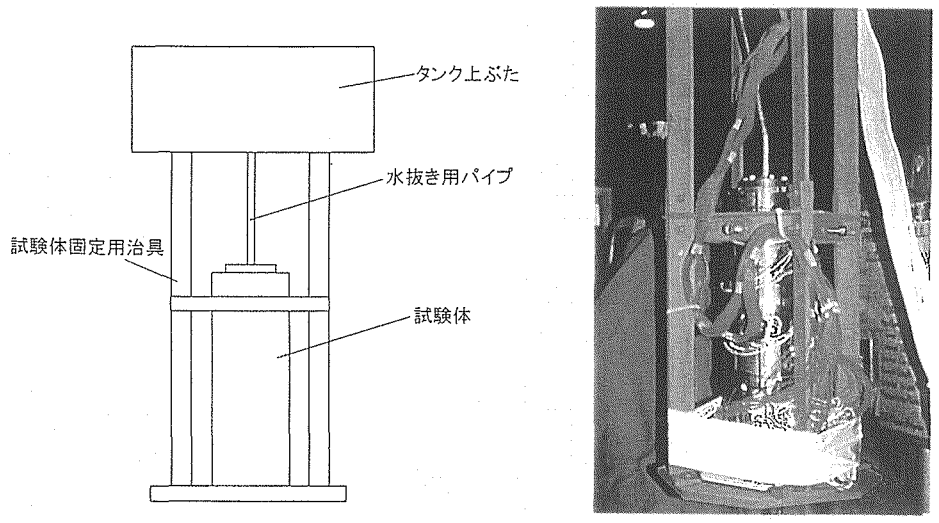


図 5.3-19　試験体形状の選定フロー（解析結果も含む）



試験体の据え付け模式図　　試験体・治具の写真

図 5.4-8　試験体据え付け模式図及び試験体写真

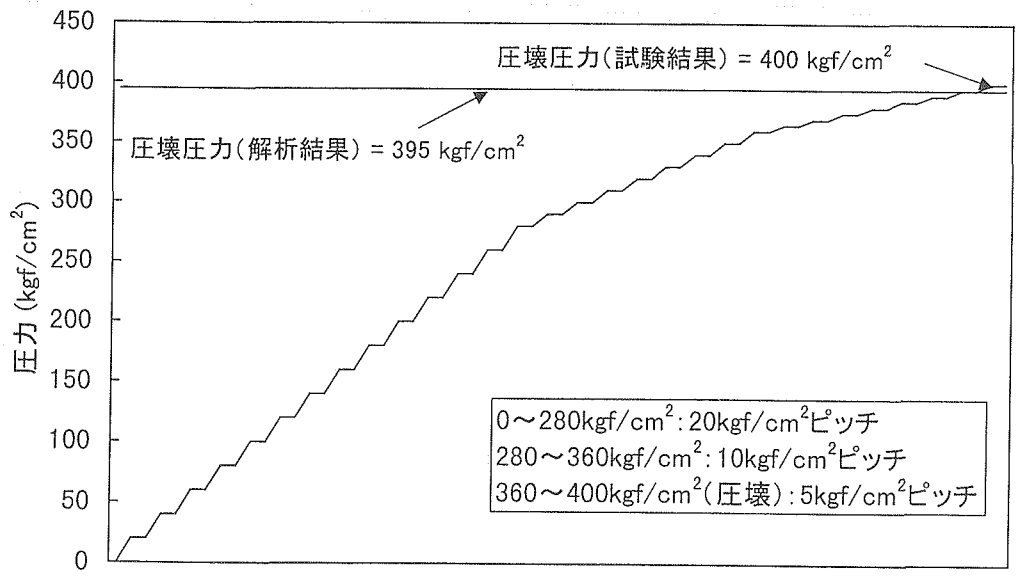


図 5.5-1　圧力と時間の関係

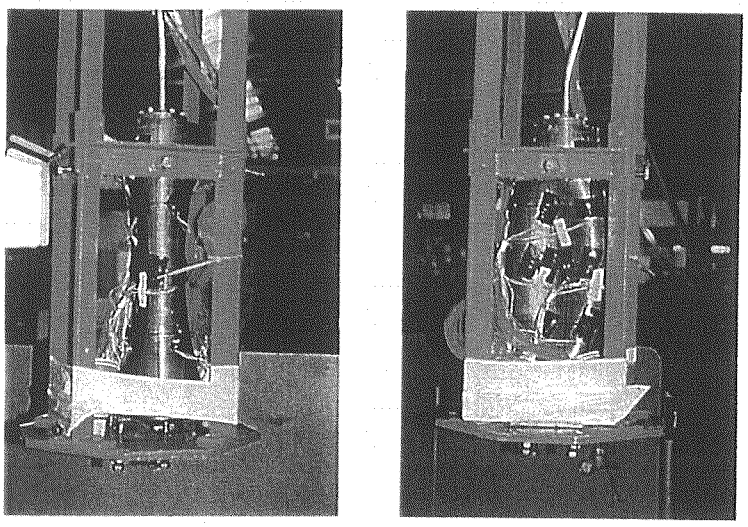


図 5.5-2　試験後の試験体外観写真（治具を含む）

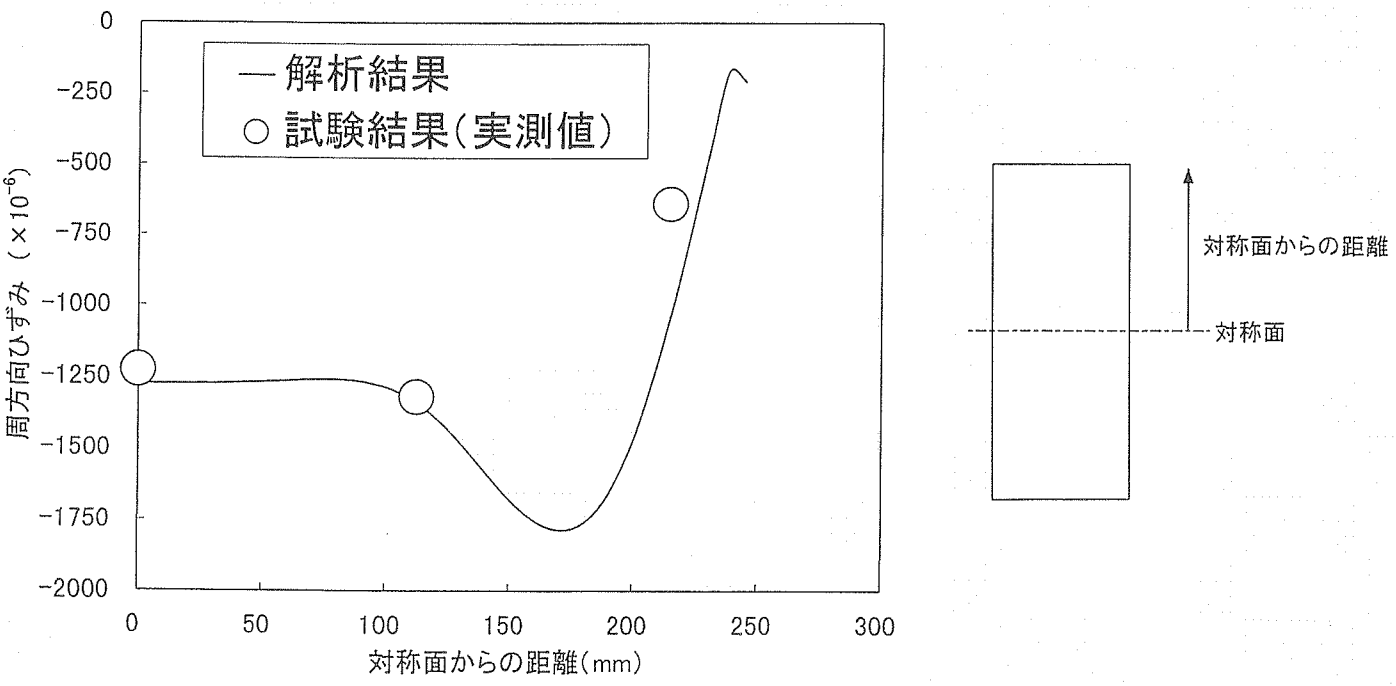


図 5.6-3　周方向ひずみ分布の比較

6.品質管理手法の検討

本項では、項で検討･摘出した健全性確認の検査項目に対して、検査手法を検討する。

溶接部の技術基準は、実用炉では電気事業法の下で省令第 81 号「電気工作物の溶接に関する技術基準」、核燃料施設では原子炉等規制法の下で総理府令第 73 号「加工施設、再処理施設及び使用施設等の溶接の技術基準」がある。

総理府令 73 号では、廃棄施設の技術基準を定めており、ここでは、放射性物質を安定固型化したガラス固化体を廃棄する施設との観点から、溶接部について、検査目的、検査項目、判定基準について総理府令 73 号を体系的に整理するとともに、ガラス固化体キャニスタを収納するオーバーパックに対して適用される検査手法を検討･整理する。

6.1 検査方法の検討

総理府令 73 号で定める検査項目は次のとおりで、各々、試験方法、判定基準を詳細に規定している。総理府令 73 号の溶接検査の考え方を体系的に整理した結果を図 6.1-1 に示す。

＜総則＞

溶接部の強度及び耐食性

＜加工施設＞

- 材料の制限
- 開先面
- 突き合わせ溶接による継ぎ手面の食い違い
- 継ぎ手の仕上げ
- 溶接部の非破壊試験
- 溶接部の機械試験
- 溶接部の耐圧試験等

6.2 今後の検討課題

(1)現状技術の適用性

本項では 6.1 項の整理結果をもとに、現状の溶接検査におけるオーバーパック溶接部への適用性について検討する。表 6.2-1 に、各非破壊検査手法の適用性を示す。4.2 項の検討結果から、非破壊検査には内部欠陥を定量化する必要があり、超音波による測定方法が最も有望と考えられる。

(2)開発課題

前項までの検討より、検査項目としては表 4.2.2-1 に示すものが考えられ、超音波による溶接欠陥の測定方法が最も有望である。以下に、超音波検査を適用する際の開発課題を述べる。

(1)非破壊検査手法(UT)の開発

(a)要求測定精度の明確化

破壊靭性の評価結果から、溶接部に許容される欠陥寸法を設定し、超音波検査に対する要求精度を明確化する。

(b)溶接量(肉厚)の測定

溶接部が設計どおりに施工されているか確認する必要があるが、超音波検査は大正部位の形状・構造に依存するため、反射特性などの基礎データを取得し、溶接量を定量化するための測定手法を開発する。

(c)欠陥量の測定

(b)と同様、様々な欠陥に対する反射特性などの基礎データを取得し、欠陥量を定量化するための測定手法を開発する。

(2)遠隔自動化検査設備による実証

溶接部の存在する欠陥が許容範囲であることの確認を行うため、欠陥寸法が判別可能な遠隔自動検査設備を検討・試作し、その測定精度を確認する必要がある。

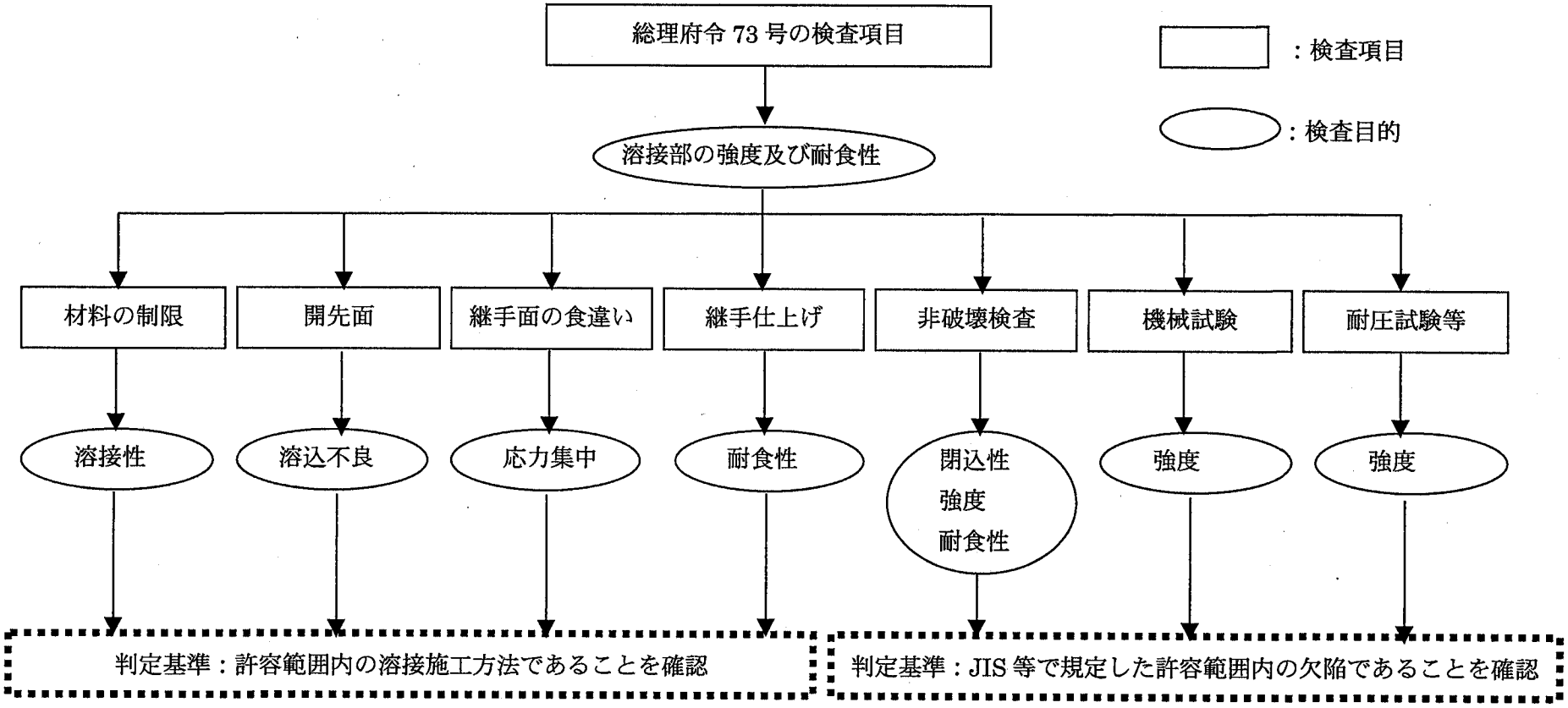


図 6.1-1　総理府令 73 号における溶接検査の考え方

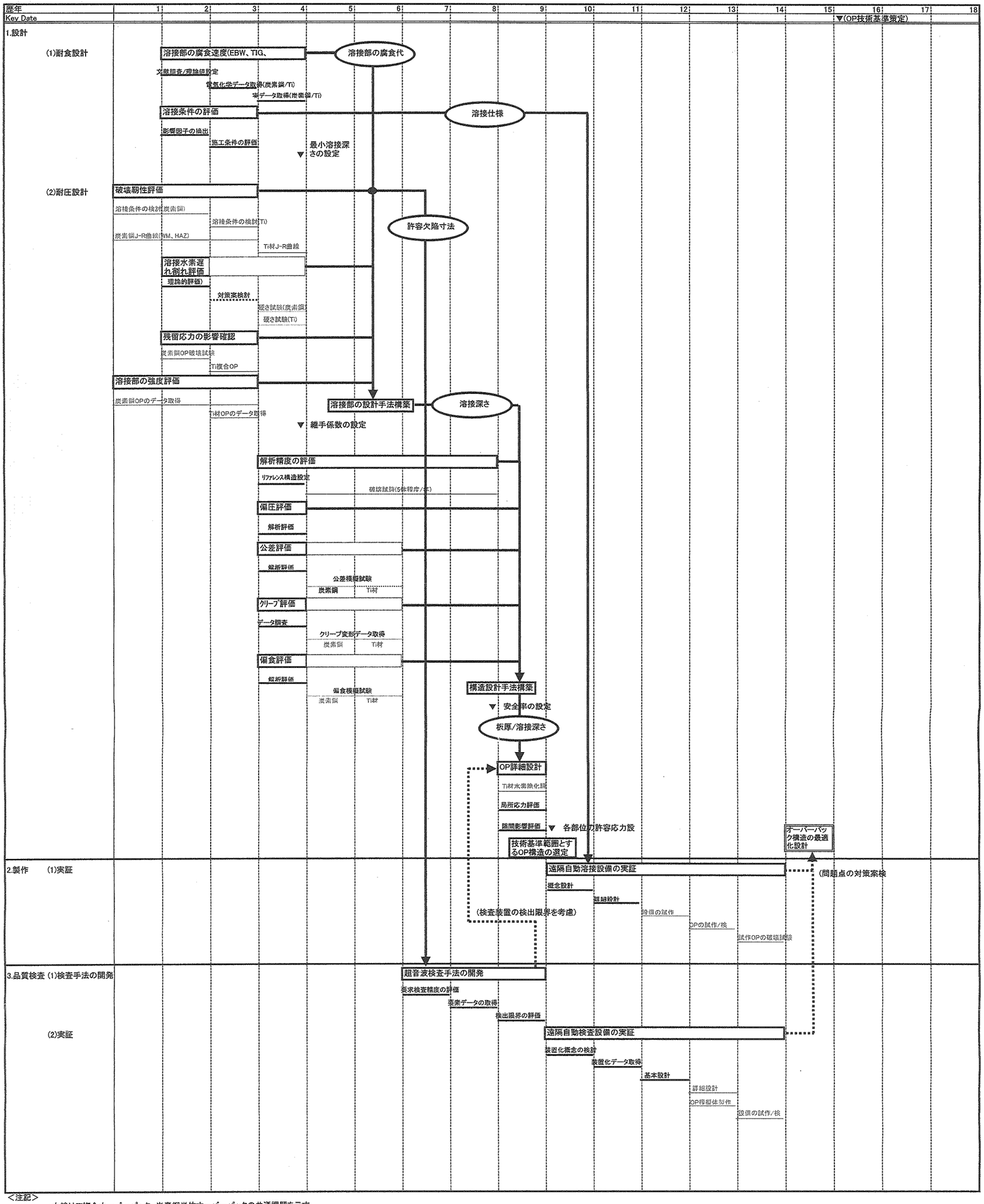
表 6.2-1　各種非破壊検査方法のオーバーパックへの適用性

検査手法	内部欠陥の検出	オーバーパック適用性	採否
漏洩検査	不適	見掛けのリーク量を検出するのみであり、内部欠陥の存在を定量化できないため、適用性は小さい。	×
浸透探傷試験(PT)	不適	溶接パス毎に検査を実施すれば、割れなどの内部欠陥を検出することは可能であるが、相当量の時間を要するため、適用性は小さい。	△
超音波検査(UT)	適	耐放射線性や検出感度を今後、検討する必要はあるが、欠陥を定量化できるため有望な検査方法である。	○
磁粉探傷検査(MT)	不適	ＰＴと同様、表面近傍の欠陥しか検出できないため、適用性は小さい。	×
渦流電流検査	不適		×
放射線透過試験(RT)	適	ガラス固化体からの放射線によりフィルムが感光し欠陥の検出は不可。	×

7.研究計画の作成

前項までの検討結果に基づき、作成した研究計画工程を表 7.3-1 に、研究内容を表 7.3-2 に示す。JNC 殿としては、今後、技術基準策定に向け、技術基準が技術的に実現可能であることを示すために、設備の試作も含め、設計・製作・検査に対する実証を行うことを目的とした研究開発を進めるべきと考える。

表7.3-1　オーバーパックの技術基準策定のための研究工程(案)



<注記>
- ：太線はTi複合オーバーパック、炭素鋼単体オーバーパックの共通課題を示す。
- ：細線は炭素鋼単体オーバーパックの課題を示す。
- ：赤線はTi複合オーバーパックに対する課題を示す。
- ：点線枠は前年度の理論評価の結果により、実施の有無を判断する。
- ：点線は前年度の理論評価の結果により、実施の有無を判断する。
- ：合流していることを示す。

表7.3-2　オーバーパックの構造健全性に関する開発課題

開発項目				Ti複合オーバーパック		炭素鋼単体オーバーパック	
				必要データ	検討内容	必要データ	検討内容
耐圧性能	設計手法	安全率の設定	構造強度解析コードの整備及び精度の確認	検証データ(応力、変位量)	炭素鋼単体OPと同様。	検証データ(応力、変位量)	①入力データ(ヤング率など)の精度向上を図った上で、解析精度を確認し、構造解析コードとして推奨できるものを選定する。
					炭素鋼単体OPと同様。		②破壊試験データをもとに、オーバーパック胴部の変位量解析精度を評価し、安全率の設定に資する。
			偏圧評価	長期的なベントナイトの膨潤圧分布、地圧分布	炭素鋼単体OPと同様。	長期的なベントナイトの膨潤圧分布、地圧分布	偏圧の及ぼす影響を感度解析により変形挙動を評価し、ガラス固化体の健全性を維持できる板厚を設定する。
			製作上の許容公差評価	－	炭素鋼単体OPと同様。	－	製作公差の及ぼす影響を感度解析により変形挙動を評価し、ガラス固化体の健全性を維持できる許容公差及び板厚を設定する。
			偏食の影響評価	－	－	炭素鋼の長期的な腐食分布、腐食生成物による体積膨張分布	偏食の及ぼす影響を感度解析により変形挙動を評価し、ガラス固化体の健全性を維持できる板厚を設定する。
			クリープ変形考慮の有無	－	炭素鋼単体OPと同様。	－	長期的に応力が負荷されている状況において、クリープ変形を考慮する必要があるか否か検討する。
		溶接部に対する補正係数の設定(継手係数に準じるもの)	構造強度解析データの整備(母材についてはASMEや技術基準にて整備済み。)	溶接部:Ti溶接部のヤング率、ポアソン比、降伏応力	未整備	溶接部:炭素鋼溶接部のヤング率、ポアソン比、降伏応力	未整備
			溶接部の延性評価	Ti溶接部の応力－歪み曲線	炭素鋼単体OPと同様。	炭素鋼溶接部の応力－歪み曲線	溶接部を母材と同等として扱うことの可否を評価する。また、同等でない場合には、材料や溶接施工条件のバラツキを勘案し母材と同等とした場合のヤング率に対する補正係数を設定する。
		溶接部の設計手法構築	溶接部の水素遅れ割れ	－	炭素鋼単体OPと同様。	溶接部の硬さ値	溶接部の長期的に安定であることを確認するため、水素遅れ割れが発生する条件を整理・評価し、その対策案と確認試験を実施する。
			破壊靭性評価	Ti溶接部のJ-R曲線(破壊靭性)	炭素鋼単体OPと同様。	炭素鋼溶接部のJ-R曲線(破壊靭性)	材料や溶接施工条件のバラツキを勘案し、許容応力、及び、許容欠陥寸法を設定する。また、成立しない場合には材料開発を行う。
			残留応力の影響確認試験	Ti溶接部:残留応力を除去した溶接部と除去しない溶接部の応力-歪み曲線	炭素鋼単体OPと同様。	炭素鋼溶接部:残留応力を除去した溶接部と除去しない溶接部の応力-歪み曲線	左記データの比較を行い、評価結果のとおり残留応力が外圧に対して問題とならないことを確認する。
	詳細設計	詳細寸法の設定	隙間影響評価	－	Ti材と炭素鋼間に許容される隙間寸法を解析により明確化する。	－	蓋部と胴部に許容される隙間寸法を解析により明確化する。
			局所応力評価	－	炭素鋼単体OPと同様	－	応力集中が生ずるコーナー部について、偏圧等を考慮し、応力解析により、形状設定を行う。
		許容欠陥寸法の設定	Ti水素脆化の評価	－	Ti材に発生する応力の制限値またはTi材溶接部における許容欠陥寸法を設定する。	－	－
腐食性能	詳細設計/工事	最小溶接深さの設定	溶接部の腐食速度評価	Ti-Cu溶接部(HAZ、WM)の腐食速度	溶接施工条件のバラツキを考慮し、Ti材溶接部の腐食代を設定する。	炭素鋼溶接部(HAZ、WM)の腐食速度	溶接施工条件のバラツキを考慮し、炭素鋼溶接部の腐食代を設定する。
			施工条件範囲(冷却速度など)の評価				
水密性能	検査	検査手法の開発	UTによる溶接欠陥	－	炭素鋼単体OPと同様。	－	隙間が存在する構造に対し適用可能なUT検査手法を検討し、遠隔自動化した検査手法を開発する。
その他	設計	薄肉化構造の検討	内部充填効果の評価	－	炭素鋼単体OPと同様。	－	海外では、ガラスビーズや砂などを容器内に充填し、補強材としている。しかしながら、その効果については明確でない。そこで、オーバーパックの薄肉化を図るためには、内部充填による効果を解析で定量化し破壊試験で確認することが必要と考える。

8.おわりに

本研究では、オーバーパックの技術基準策定に資するため、構造設計手法やオーバーパック製作時の品質管理手法に対する考え方を検討し、合理的な技術基準策定のための課題を整理するとともに、その課題を解決するためのアプローチをまとめ、今後の研究計画を策定した。各項目の成果は下記の通りである。

1）オーバーパック技術要件の検討

海外文献調査及び性能評価モデルからの前提条件を整理し、オーバーパックとして最低限満足すべき技術事項を抽出した。抽出した技術要件は、性能評価モデルの要求事項と低レベル放射性廃棄物の廃棄体の技術基準とし、本要件は海外の技術基準 10CFR60 を満足するものである。

2）製作上の前提条件の検討

ハンドリングからの要件としてはトラニオン構造が望ましく、各製作工法を調査すると共に、溶接熱、操業スケジュール、定性的なコスト評価を実施した。結果、溶接熱、操業スケジュールは何れの溶接方法でも問題ないものの、経済性については TIG、MIG 溶接は大差なく、EBW が若干、高価となる可能性が考えられる。

3）構造健全性の考え方に関する検討

埋設後の荷重条件と破損モードを検討し、オーバーパックに対する構造設計手法を試案した。さらに、オーバーパック検査時における、設定した技術要件を満足するための検査項目を検討した。

4）破壊試験

構造設計手法のベースとなる FEM 解析の精度等を検証するため、破壊試験を実施した。結果、FEM 解析と破壊試験結果は良好な一致を示し、FEM 解析の十分な精度が確認できた。

5）品質管理手法の検討

総理府令 73 号の考え方を体系的に整理し、開発課題を抽出した。今後、超音波探傷試験について、測定精度を確認する必要があると考えられる。

6）研究計画の作成

技術基準策定のための研究計画を WBS として作成した。JNC 殿としては、技術基準策定のため、技術基準の実用性を実証可能なよう、研究を推進されるべきと考える。

謝　辞

本研究を実施にあたり、核燃料サイクル開発機構　東海事業所　環境保全研究・開発センター処分研究部　処分バリア性能研究グループの関係各位に多大の御指導・御教示を頂きました。ここに記して感謝いたします。