平成 25 年度

地層処分技術調査等事業

使用済燃料直接処分技術開発

報告書

平成 26 年 3 月

独立行政法人日本原子力研究開発機構

本報告書は，経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業として，独立行政法人 日本原子力研究開発機構が実施した平成２５年度地層処分技術調査等事業「使用済燃料直接処分技術開発」の成果を取りまとめたものである。

目　次

目次..... i

1.はじめに..... 1-1
1.1 背景と目的 1-1
1.2 本事業の全体計画 1-1
1.3 本年度の実施内容 1-6
参考文献..... 1-9

2.直接処分研究開発に関する全体計画（5ヵ年）の策定 2-1
2.1 全体計画（5ヵ年）の策定..... 2-1
2.2 使用済燃料の現状と特徴 2-4
参考文献..... 2-7

3.使用済燃料の閉じ込め性能を確保するための先進的な人工バリア材料開発 3-1
3.1 背景と目的 3-1
3.2 処分容器の設計要件および設計条件 3-1
3.2.1 設計要件 3-1
3.2.2 設計条件 3-3
3.3 処分容器の材料選定の考え方 3-4
3.4 従来材料の直接処分容器への適用性 3-6
3.4.1 検討事項 3-6
3.4.2 腐食に関する検討 3-6
3.4.3 耐圧性に関する検討 3-26
3.4.4 製作・封入に関する検討 3-40
3.5 新合金の候補材選定、特性評価の検討 3-62
3.5.1 概要 3-62
3.5.2 新合金としての金属ガラスの概略 3-62
3.5.3 新合金の候補材選定（スクリーニング） 3-83
3.5.4 高アルカリ耐性についての予察試験(特性評価の検討) 3-111
3.6 まとめと今後の課題 3-124
3.6.1 従来材料の直接処分容器への適用性 3-124
3.6.2 新合金の候補材選定、特性評価の検討..... 3-125
参考文献..... 3-126

4.直接処分施設設計の概念構築..... 4-1
4.1 処分施設設計のための人工バリアの基本仕様 4-1

4.1.1 人工バリアおよび坑道の設計フロー 4-1
4.1.2 人工バリア仕様の設定 4-3
4.1.3 処分容器の構造設計 4-7
4.2 処分施設の設計支援システムの構築 4-18
4.2.1 背景と目的 4-18
4.2.2 CIM に関する国内外の最新動向の調査 4-18
4.2.3 システムの要件および具備すべき機能の整理 4-22
4.2.4 設計支援システムの概念設計 4-27
4.2.5 課題抽出・整理および課題解決に向けた計画立案 4-31
4.2.6 まとめ 4-32
4.3 処分施設の設計検討 4-33
4.3.1 背景と目的 4-33
4.3.2 搬送・定置設備の概念設計 4-33
4.3.3 地下施設の概念設計 4-75
4.3.4 地上施設の概念設計 4-122
4.3.5 直接処分方策に関する調査・検討 4-142
4.4 まとめ 4-178
参考文献..... 4-179

5.包括的取りまとめ報告書の策定を見据えた情報整理..... 5-1
5.1 はじめに 5-1
5.2 直接処分第 1 次取りまとめの基本構成 5-1
5.3 意見聴取および情報入手 5-2
5.4 課題の整理 5-3
5.5 まとめ 5-5

6.おわりに..... 6-1
6.1 成果の総括 6-1
6.2 課題と今後の計画 6-4
参考文献..... 6-6

図　目　次

図 2.2-1　使用済燃料とガラス固化体の形状の比較 2-5
図 2.2-2　使用済燃料とガラス固化体の放射能の時間変化（1MTU あたり）..... 2-6
図 2.2-3　使用済燃料とガラス固化体の発熱量の時間変化（1MTU あたり）..... 2-6

図 3.4.2-1　酸化性雰囲気での浸漬試験片 3-9
図 3.4.2-2　酸化性雰囲気における溶接部の腐食挙動 3-9
図 3.4.2-3　溶着金属中の Ni 濃度と選択腐食抑制効果 3-9
図 3.4.2-4　浸漬試験用チタンカラムと浸漬用 PTFE 容器 3-10
図 3.4.2-5　試験後の浸漬試験片外観 3-10
図 3.4.2-6　鋼中拡散性水素濃度の経時変化（人工海水環境）..... 3-11
図 3.4.2-7　重量減から求めた平均腐食速度の経時変化 3-11
図 3.4.2-8　SCC 破面の例（[CO_3^{2-}+HCO_3^-] = 1.5M+緩衝材, MAG 熱影響部）..... 3-12
図 3.4.2-9　SCC 感受性評価の例（TIG 溶接試験体）..... 3-13
図 3.4.2-10　25℃における Ti-H_2O 系の電極電位-pH 図 3-14
図 3.4.2-11　チタン浸漬試験片とガラスアンプル 3-15
図 3.4.2-12　低酸素雰囲気の人工海水環境でのチタン平均腐食速度経時変化 3-15
図 3.4.2-13　FE-SEM による皮膜の断面と EDX による皮膜の分析結果 3-16
図 3.4.2-14　Cu-H_2O 系の電極電位-pH 図 3-17
図 3.4.2-15　淡水環境における純 Cu の腐食速度に及ぼす pH の影響 3-17
図 3.4.2-16　Cu の自然海水環境における腐食速度の経時変化 3-17
図 3.4.2-17　室温、蒸留水での試験期間 15 年後の試験片外観 3-18
図 3.4.2-18　試験期間 15 年後の試験片断面（厚さ 100μm）の様子 3-18
図 3.4.2-19　試験期間と平均腐食深さの関係 3-19

図 3.4.3-1　降伏応力増加の照射量依存性 3-29
図 3.4.3-2　C-Mn 鋼の CDB 比率曲線（未照射 Fe 基準）..... 3-30
図 3.4.3-3　照射速度の差異がナノ組織の差異をもたらす機構の概念図 3-32
図 3.4.3-4　全率固溶体の相互拡散の巨視的モデルと濃度分布式 3-36
図 3.4.3-5　3DAP 分析概念図 3-37
図 3.4.3-6　三次元元素マップの分析領域指定とその内部から得られる
Cu の濃度プロファイル 3-38
図 3.4.3-7　得られた Cu 濃度プロファイルとフィッティング結果 3-38
図 3.4.3-8　本研究で得られた強磁性α-Fe 中の Cu の拡散係数の
アレニウスプロット Salje らの結果との比較 3-39

図 3.4.4-1　ANDRA での使用済燃料の処分容器の試作 3-41

図 3.4.4-2　SKB での使用済燃料の処分容器の試作の例 3-42
図 3.4.4-3　ANDRA における内部構造材の製作工程 3-43
図 3.4.4-4　SKB における内部構造材の製作工程 3-43
図 3.4.4-5　TECCEL TIG 概念と、開先および狭開先用トーチ形状 3-45
図 3.4.4-6　TECCEL TIG の溶接トーチ 3-46
図 3.4.4-7　実規模スケール落し蓋の最終層と断面マクロ 3-46
図 3.4.4-8　SEDAR TIG 溶接装置概念図と電極形状 3-47
図 3.4.4-9　SEDAR TIG による平蓋横向き溶接試験状況と断面ミクロ観察結果..... 3-48
図 3.4.4-10　SEDAR TIG による落し蓋下向き溶接試験状況と断面ミクロ観察結果... 3-48
図 3.4.4-11　凹凸開先..... 3-48
図 3.4.4-12　SEDAR TIG 複数トーチ化 3-48
図 3.4.4-13　MAG タンデムトーチ 3-49
図 3.4.4-14　MAG タンデムトーチによる平蓋下向き溶接 3-49
図 3.4.4-15　シールドノズルの詰まり状況..... 3-50
図 3.4.4-16　MAG シングルトーチによる落し蓋溶接 3-50
図 3.4.4-17　MAG 溶接試験体の断面マクロとルート部の融合不良 3-50
図 3.4.4-18　EBW 溶接に使用する高真空チャンバー 3-51
図 3.4.4-19　開先を設けた平板試験体のビード外観と定常部の断面マクロ 3-51
図 3.4.4-20　円筒型試験体の始終端部の断面の様子..... 3-51
図 3.4.4-21　下向き部分溶け込み溶接の始終端部の断面マクロ 3-51
図 3.4.4-22　RPEBW 横向き溶接試験 3-52
図 3.4.4-23　RPEBW 横向き溶接定常部の断面マクロ 3-53
図 3.4.4-24　RPEBW　横向き溶接部の始終端部の溶接欠陥..... 3-54
図 3.4.4-25　RPEBW 下向き溶接試験のビード外観 3-54
図 3.4.4-26　RPEBW 下向き溶接定常部の断面マクロ 3-54
図 3.4.4-27　摩擦攪拌溶接の原理..... 3-55
図 3.4.4-28　SKB のキャニスタ研究所における摩擦攪拌溶接装置とその様子 3-55
図 3.4.4-29　溶接試験用模擬キャニスタ（120°セグメント） 3-55
図 3.4.4-30　全周溶接時の計測データ..... 3-55
図 3.4.4-31　溶接部の状況..... 3-56
図 3.4.4-32　YAG レーザー溶接装置外観 3-58
図 3.4.4-33　非貫通溶接での開先形状..... 3-58
図 3.4.4-34　非貫通溶接試験体のマクロ観察..... 3-58
図 3.4.4-35　貫通溶接での開先形状..... 3-59
図 3.4.4-36　貫通溶接試験体のマクロ観察..... 3-59
図 3.4.4-37　蓋部模擬試験体の溶接試験状況..... 3-59
図 3.4.4-38　タブ材による、蓋部と胴部の溶接のシールド方法..... 3-59
図 3.4.4-39　蓋部と胴部の溶接ビード外観..... 3-59

図 3.5.2-1　Co-Fe-Ta-B バルク金属ガラスの応力－ひずみ曲線 3-64
図 3.5.2-2　クロム含有 Fe 基アモルファス合金と結晶合金の耐食性の比較 3-64
図 3.5.2-3　結晶金属・結晶合金と金属ガラス(アモルファス合金)の
原子配列、組織の相違 3-66
図 3.5.2-4　金属ガラス、アモルファス合金および結晶合金を昇温した際に
生じる相変態 3-68
図 3.5.2-5　金属・合金の温度変化に伴う体積変化の模式図 3-69
図 3.5.2-6　連続冷却温度 - 時間 - 変態曲線によるアモルファス合金および
金属ガラス生成の概念図 3-69
図 3.5.2-7　三元系アモルファス合金、351 合金系、6150 合金組成に対する
S_o/k_BおよびΔH_{mix} 3-73
図 3.5.2-8　バルク金属ガラスの分類 3-77
図 3.5.2-9　横軸が(T_g-T_0/T-T)の VFT プロットで表示した金属ガラスの粘性 3-81

図 3.5.3-1　(a)$Cu_{36}Zr_{48}Al_8Ag_8$ 合金の 10、20 および 25mm 直径の棒状鋳造材
および比較参照の薄帯材料の XRD 図形。(b) 10、20 および
25mm 直径の $Cu_{36}Zr_{48}Al_8Ag_8$ 合金鋳造材の外観写真 3-84
図 3.5.3-2　(a, b) $Cu_{60}Zr_{30}Ti_{10}$ および (c, d)$Cu_{60}Hf_{25}Ti_{15}$
鋳造ガラス合金の外観写真 3-85
図 3.5.3-3　直径 2mm の $Cu_{60}Zr_{30}Ti_{10}$ および (c, d)$Cu_{60}Hf_{25}Ti_{15}$
鋳造ガラス棒材の圧縮試験における応力－伸び曲線 3-86
図 3.5.3-4　圧縮で破断した $Cu_{60}Zr_{30}Ti_{10}$ 鋳造ガラス棒材の SEM 写真 3-86
図 3.5.3-5　(a)$(Fe,Co)_{48}Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6Tm_2$ 合金の資料直径に対する XRD 図形
および(b)バルク金属ガラス作製の合金組成依存性 3-97
図 3.5.3-6　B_2O_3 フラックス処理で作製された$[(Fe_{0.5}Co_{0.5})_{0.75}Si_{0.05}B_{0.2}]_{96}Nb_4$
バルクガラス合金の外観写真 3-97
図 3.5.3-7　各種金属ガラス、結晶合金のヤング率と破壊強度の関係 3-98
図 3.5.3-8　Fe-B 二元系合金の計算状態図および液相と bcc 相が
同じエネルギー値となる T_0 曲線 3-99
図 3.5.3-9　T = 664 K における液相、bcc-Fe 相、
Fe_2B および Fe_3B 相の自由エネルギー曲線 3-100
図 3.5.3-10　水アトマイズ装置で作製した$(Fe,Co,Ni)_{75}Si_8B_{14}Mo_3$ 金属ガラス粉末 ... 3-101
図 3.5.3-11　スパークプラズマ焼結によりバルク体とした後、放電加工機で成形
された外径 20mm、内径 10mm、厚さ 4mm の $Fe_{65}Co_{10}Ga_5P_{12}C_4B_4$ 磁気コア . 3-102
図 3.5.3-12　(左)HVOF の概念図と(右) HVOF 銃(TAFA JP-5000)の外観図 3-103
図 3.5.3-13　ガスアトマイズ法により作製された
$Fe_{43}Cr_{16}Mo_{16}C_{15}B_{10}$ 金属ガラス粉末の走査電子顕微鏡写真 3-103
図 3.5.3-14　(左)SUS304 基板上に溶射した $Fe_{43}Cr_{16}Mo_{16}C_{15}B_{10}$ 金属ガラス皮膜

断面の光学 顕微鏡写真および（右）$Fe_{43}Cr_{16}Mo_{16}C_{15}B_{10}$金属ガラス粉末
および溶射皮膜の XRD 3-103
図 3.5.3-15 $Fe_{43}Cr_{16}Mo_{16}C_{15}B_{10}$金属ガラス皮膜の(左)耐食性および(右)強度特性 ... 3-104
図 3.5.3-16 鉛非含有はんだ溶解槽(直径 50cm、高さ 40cm)への $Fe_{50}Cr_{15}Mo_{15}C_{14}B_6$
金属ガラス表面相の外観写真(六カ月使用後の状態、右図) 3-104
図 3.5.3-17 Fe-RE-B および Fe-TM-B 系金属ガラスの局所原子構造の模式図..... 3-105
図 3.5.3-18 $Fe_{76}Si_9B_{10}P_5$合金の Scheil 凝固シミュレーション結果..... 3-107
図 3.5.3-19 Thermo-Calc で計算した $Fe_{76}Si_9B_{10}P_5$合金の各温度における
平衡相とそのモル分率..... 3-107
図 3.5.3-20 溶媒元素の Fe と溶質元素の(a)Si、(b)B および(c)を置換した
$Fe_{76}Si_9B_{10}P_5$合金組成を含む断面状態図..... 3-109
図 3.5.3-21 SGTE のデータベースを用いたΔH_{struct}の元素依存性の計算結果 3-110

図 3.5.4-1 処分場内の溶液組成の変遷..... 3-112
図 3.5.4-2 スウェーデンおよびフィンランドにおける直接処分の検討事例..... 3-112
図 3.5.4-3 金属ガラス $Zr_{55}Cu_{30}Ni_5Al_{10}$粉末の
SEM 画像およびデジタルカメラ写真(左上) 3-114
図 3.5.4-4 金属ガラス $Zr_{55}Cu_{30}Ni_5Al_{10}$粉末の EDS 分析結果(球状粒子)..... 3-115
図 3.5.4-5 金属ガラス $Zr_{55}Cu_{30}Ni_5Al_{10}$粉末の EDS 分析結果(薄片)..... 3-116
図 3.5.4-6 浸出試験概要..... 3-117
図 3.5.4-7 浸出試験後の金属ガラス粉末の
SEM 画像およびデジタルカメラ写真(左上) 3-119
図 3.5.4-8 浸出試験後の金属ガラス粉末の
EDS 分析結果(球状粒子、60℃還元雰囲気) 3-121
図 3.5.4-9 浸出試験後の金属ガラス粉末の EDS 分析結果(薄片、60℃還元雰囲気) 3-122

図 4.1.1-1 使用済燃料直接処分のための地下施設の設計フロー..... 4-3

図 4.1.2-1 人工バリアのレファレンス仕様..... 4-6

図 4.1.3-1 処分容器の胴体部の断面形状図..... 4-8
図 4.1.3-2 解析モデル及び応力評価ライン（使用済燃料４体収容例） 4-10
図 4.1.3-3 胴体部の必要な板厚の評価方法（例） 4-10
図 4.1.3-4 処分容器の蓋部の断面形状図..... 4-11
図 4.1.3-5 たわみ計算における容器の把持部分..... 4-12
図 4.1.3-6 変位分布並びに応力分布計算結果例
（使用済燃料集合体４体、離間距離 50mm） 4-13
図 4.1.3-7 胴体外周部の必要板厚と許容応力比の関係（使用済燃料集合体 4 体） 4-13

図 4.1.3-8　胴体外周部の必要板厚と使用済燃料集合体離間距離の関係 4-14
図 4.1.3-9　蓋部および底部の必要板厚と使用済燃料集合体離間距離の関係 4-15

図 4.2.3-1　地層処分エンジニアリング統合支援システムの要件
および具備すべき機能 4-26

図 4.2.4-1　データの統合・干渉チェック 4-27
図 4.2.4-2　地層処分エンジニアリング統合支援システムの構造 4-28
図 4.2.4-3　ソフトウェアの組み合わせ例 4-29
図 4.2.4-4　クラウドシステムのソフトウェアの選定例 4-29
図 4.2.4-5　地層処分エンジニアリング統合支援システム基本仕様 4-30

図 4.3.2-1　人工バリアの前提条件 4-34
図 4.3.2-2　概念設計フロー 4-41
図 4.3.2-3　搬送経路 4-43
図 4.3.2-4　処分場と地下坑道の概念 4-43
図 4.3.2-5　作業フロー 4-44
図 4.3.2-6　横置きブロック方式　ハンドリングフロー 4-46
図 4.3.2-7　MCNP 計算モデル（２体収容の場合） 4-50
図 4.3.2-8　廃棄体ならびに緩衝材の定置手順概念 4-56
図 4.3.2-9　処分坑道廃棄体（使用済燃料 2 体）搬送・定置装置概念 4-57
図 4.3.2-10　処分坑道廃棄体（使用済燃料 2 体）搬送・定置装置概念（断面） 4-58
図 4.3.2-11　処分坑道廃棄体（使用済燃料 2 体）搬送・定置装置の概略 3D モデル . 4-59
図 4.3.2-12　処分坑道下部緩衝材搬送・定置装置概念（使用済燃料 2 体） 4-60
図 4.3.2-13　処分坑道上部緩衝材搬送・定置装置概念（使用済燃料 2 体） 4-61
図 4.3.2-14　処分坑道下部緩衝材搬送・定置装置の概略 3D モデル
（使用済燃料 2 体） 4-62
図 4.3.2-15　処分坑道上部緩衝材搬送・定置装置の概略 3D モデル
（使用済燃料 2 体） 4-62
図 4.3.2-16　連絡・主要坑道廃棄体搬送装置概念（使用済燃料 4 体） 4-66
図 4.3.2-17　処分坑道廃棄体搬送・定置装置搭載時の連絡・主要坑道廃棄体搬送
装置概念（使用済燃料 4 体） 4-67
図 4.3.2-18　連絡・主要坑道廃棄体搬送装置の概略 3D モデル（使用済燃料 4 体） . 4-68
図 4.3.2-19　緩衝材ブロック受け渡し（処分坑道擦り付け部前） 4-69
図 4.3.2-20　連絡・主要坑道緩衝材搬送装置 A、B の概念（使用済燃料 4 体） 4-69
図 4.3.2-21　処分坑道廃棄体搬送・定置装置 搭載時の連絡・主要坑道廃棄体搬送
装置概念（使用済燃料 4 体） 4-71
図 4.3.2-22　連絡・主要坑道廃棄体搬送装置の高さ寸法と占有限界

（搬送装置の動作に必要なスペース）の断面図 4-72

図 4.3.3-1　処分坑道の仕様と廃棄体ピッチの設定の流れ 4-75
図 4.3.3-2　全体検討フロー 4-76
図 4.3.3-3　アクセス坑道の検討フロー 4-76
図 4.3.3-4　主要坑道・連絡坑道の検討フロー 4-76
図 4.3.3-5　処分坑道の検討フロー 4-77
図 4.3.3-6　坑道交差部の検討フロー 4-77
図 4.3.3-7　人工バリアの基本仕様（2 体収納のケース） 4-77
図 4.3.3-8　処分施設の基本概念 4-78
図 4.3.3-9　アクセス坑道（立坑）の内空断面 4-79
図 4.3.3-10　自由断面掘削機の例 4-81
図 4.3.3-11　連絡坑道・主要坑道の設計断面 4-81
図 4.3.3-12　処分坑道の設計断面（TBM のケース） 4-82
図 4.3.3-13　モールの応力円と Mohr-Coulomb の破壊規準、
完全弾塑性体の応力・ひずみ関係 4-84
図 4.3.3-14　限界ひずみの概念図 4-84
図 4.3.3-15　限界ひずみと弾性係数の関係 4-85
図 4.3.3-16　無筋コンクリートの設計断面耐力曲線の一例（$f'ck=36N/mm^2$） 4-87
図 4.3.3-17　深度と側圧係数の関係 4-88
図 4.3.3-18　主要坑道・連絡坑道の解析モデル 4-90
図 4.3.3-19　アクセス坑道（立坑）局所安全率 4-91
図 4.3.3-20　アクセス坑道（立坑）最大せん断ひずみ 4-91
図 4.3.3-21　アクセス坑道（立坑）最大主応力 4-91
図 4.3.3-22　アクセス坑道（立坑）変形図 4-91
図 4.3.3-23　アクセス坑道（立坑）軸力分布図 4-91
図 4.3.3-24　アクセス坑道（立坑）モーメント分布図 4-91
図 4.3.3-25　連絡坑道・主要坑道（2 方向通行）局所安全率 4-92
図 4.3.3-26　連絡坑道・主要坑道（2 方向通行）最大せん断ひずみ 4-92
図 4.3.3-27　連絡坑道・主要坑道（2 方向通行）最大主応力 4-92
図 4.3.3-28　連絡坑道・主要坑道（2 方向通行）変形図 4-92
図 4.3.3-29　連絡坑道・主要坑道（2 方向通行）軸力分布図 4-92
図 4.3.3-30　連絡坑道・主要坑道（2 方向通行）モーメント分布図 4-92
図 4.3.3-31　連絡坑道・主要坑道（1 方向通行）局所安全率 4-93
図 4.3.3-32　連絡坑道・主要坑道（1 方向通行）最大せん断ひずみ 4-93
図 4.3.3-33　連絡坑道・主要坑道（1 方向通行）最大主応力 4-93
図 4.3.3-34　連絡坑道・主要坑道（1 方向通行）変形図 4-93
図 4.3.3-35　連絡坑道・主要坑道（1 方向通行）軸力分布図 4-93

図 4.3.3-36　連絡坑道・主要坑道（1 方向通行）モーメント分布図 4-93
図 4.3.3-37　処分坑道　局所安全率 4-94
図 4.3.3-38　処分坑道　最大せん断ひずみ 4-94
図 4.3.3-39　処分坑道　最大主応力 4-94
図 4.3.3-40　処分坑道　変形図 4-94
図 4.3.3-41　Ｍ－Ｎ曲線と発生断面力 4-96
図 4.3.3-42　アクセス坑道の支保パターン 4-97
図 4.3.3-43　連絡坑道・主要坑道（2 方向通行）の支保パターン 4-97
図 4.3.3-44　連絡坑道・主要坑道（1 方向通行）の支保パターン 4-97
図 4.3.3-45　坑道交差部の仕様例 4-99
図 4.3.3-46　立坑と連絡坑道の 3 次元解析モデル図 4-100
図 4.3.3-47　連絡坑道と主要坑道の 3 次元解析モデル図 4-101
図 4.3.3-48　連絡坑道局所安全率 4-103
図 4.3.3-49　立坑　局所安全率 4-103
図 4.3.3-50　交差部縦断方向　局所安全率 4-103
図 4.3.3-51　交差部平面　局所安全率 4-103
図 4.3.3-52　連絡坑道　最大せん断ひずみ分布図 4-103
図 4.3.3-53　立坑　最大せん断ひずみ分布図 4-103
図 4.3.3-54　交差部縦断方向　最大せん断ひずみ分布図 4-104
図 4.3.3-55　交差部平面　最大せん断ひずみ分布図 4-104
図 4.3.3-56　断面方向照査箇所 4-104
図 4.3.3-57　単設部　局所安全率 4-105
図 4.3.3-58　双設部　局所安全率 4-105
図 4.3.3-59　交差部　局所安全率 4-105
図 4.3.3-60　交差部縦断方向　局所安全率 4-105
図 4.3.3-61　交差部平面　局所安全率 4-105
図 4.3.3-62　単設部　最大せん断ひずみ分布図 4-106
図 4.3.3-63　双設部　最大せん断ひずみ分布図 4-106
図 4.3.3-64　交差部　最大せん断ひずみ分布図 4-106
図 4.3.3-65　交差部縦断方向　最大せん断歪分布図 4-106
図 4.3.3-66　交差部平面　最大せん断ひずみ分布図 4-106
図 4.3.3-67　補強範囲（立坑と連絡坑道） 4-107
図 4.3.3-68　補強範囲（連絡坑道・主要坑道） 4-108
図 4.3.3-69　連絡坑道交差部の支保パターンの例 4-108
図 4.3.3-70　熱伝導解析による検討フロー 4-109
図 4.3.3-71　使用済燃料の発熱量経時変化（炉取出し後 50 年から） 4-110
図 4.3.3-72　本検討で対象とする断面仕様 4-112
図 4.3.3-73　有限要素モデルと温度評価点（モデルＡ） 4-113

図 4.3.3-74　有限要素モデルと温度評価点（モデルＢ） 4-113
図 4.3.3-75　ケース 1 の温度の経時変化 4-114
図 4.3.3-76　ケース 2 の温度の経時変化 4-114
図 4.3.3-77　ケース 3 の温度の経時変化 4-114
図 4.3.3-78　ケース 4 の温度の経時変化 4-114
図 4.3.3-79　ケース 2 の温度分布（処分から 30 年後，単位：℃） 4-114
図 4.3.3-80　ケース 4 の温度分布（処分から 30 年後，単位：℃） 4-114
図 4.3.3-81　坑道離間距離と緩衝材最高温度の関係 4-115
図 4.3.3-82　定置後の緩衝材直径と定置時に必要な緩衝材密度との関係 4-117
図 4.3.3-83　搬送・定置装置の動作に必要な空間の確保に向けた選択肢 4-117

図 4.3.4-1　処分容器の前提条件 4-122
図 4.3.4-2　封入設備の概念設計フロー 4-129
図 4.3.4-3　TIG 溶接時の温度分布解析結果 4-132
図 4.3.4-4　SKB の Canister Laboratory 4-133
図 4.3.4-5　SKB における非破壊検査概念 4-134
図 4.3.4-6　封入設備における作業工程例 4-135
図 4.3.4-7　外周円把持型 蓋部形状概念 4-136
図 4.3.4-8　処分容器　落とし蓋構造概念 4-137
図 4.3.4-9　溶接装置概念 4-139
図 4.3.4-10　検査装置概念 4-140

図 4.3.5-1　フィールドを追加した画面例 4-162
図 4.3.5-2　追加した項目の比較閲覧機能の画面例 4-162
図 4.3.5-3　フィンランドの保障措置アプローチのイメージ図 4-169

表　目　次

表 2.1-1　『地層処分基盤研究開発に関する全体計画』の使用済燃料の直接処分に関する研究開発課題のマイルストーンに向けた達成目標 2-3

表 2.2-1　ガラス固化体と使用済燃料の比較 2-5
表 2.2-2　レファレンスとする使用済燃料の基本仕様 2-6

表 3.2.1-1　処分容器の設計要件 3-2

表 3.2.2-1　リファレンス使用済燃料の基本仕様 3-4

表 3.4.2-1　H12 レポートにおける腐食寿命評価 3-21

表 3.4.3-1　C-Mn 鋼の化学組成（wt.%） 3-28
表 3.4.3-2　C-Mn 鋼の陽電子寿命解析結果 3-30
表 3.4.3-3　従来の Fe 中の Cu の拡散係数の測定例 3-34
表 3.4.3-4　純 Fe と純 Cu の化学組成 3-36

表 3.4.4-1　加工形態の比較 3-40
表 3.4.4-2　封入方法としての適用性に関する比較評価 3-44
表 3.4.4-3　レーザー発振器仕様（iLS-YC-50D） 3-57
表 3.4.4-4　貫通溶接の適正条件 3-58

表 3.5.2-1　結晶金属・結晶合金と金属ガラス(アモルファス合金)の特性のまとめ 3-68
表 3.5.2-2　2628 種類の ΔH_{mix} の値 3-74
表 3.5.2-3　2628 種類の ΔH_{mix} の値（つづき） 3-75
表 3.5.2-4　表 3.5.2-2 および表 3.5.2-3 の全体構成 3-76
表 3.5.2-5　バルク金属ガラスの７つの分類、代表的な金属ガラスの合金系および構成要素の組み合わせ 3-77
表 3.5.2-6　金属ガラスのガラス形成能の評価パラメータ 3-79
表 3.5.2-7　金属ガラスの VFT パラメータ（η_0, B, T_0）、ガラス遷移温度（T_g）およびその測定のための昇温速度（ϕ）、ならびに Angell プロットおよび VFTG プロットで求めたフラジリティー指数（D^* および D^*_{VFT}）.. 3-81

表 3.5.3-1　Zr 基および Cu 基バルク金属ガラスのバルク金属ガラスの標準化合金とその特徴、熱的安定性および機械的性質 3-85
表 3.5.3-2　Fe 基金属ガラスの合金、作製方法、最大試料厚さ（t_{max}）、

ガラス遷移温度(T_g)、結晶化温度(T_x)、液相温度(T_l)および
過冷却液体域($\Delta T_x = T_x - T_g$) 3-87
表 3.5.3-3 Fe_2B および Fe_3P 構造の結晶学データ 3-108

表 3.5.4-1 金属ガラス $Zr_{55}Cu_{30}Ni_5Al_{10}$ 粉末の EDS 分析による元素比..... 3-117
表 3.5.4-2 浸出試験結果..... 3-119
表 3.5.4-3 浸出試験後の金属ガラス粉末の EDS 分析
による元素比(60℃還元雰囲気) 3-123
表 3.5.4-4 金属ガラス $Zr_{55}Cu_{30}Ni_5Al_{10}$ の元素比および 4 g 粉末中の重量と物質量. 3-123

表 4.1.1-1 設計要件の一覧..... 4-2

表 4.1.3-1 解析条件..... 4-9
表 4.1.3-2 解析手法と許容応力などの評価規格..... 4-9
表 4.1.3-3 必要板厚の比較-中空円筒構造 vs 使用済燃料構造..... 4-14
表 4.1.3-4 たわみ計算結果..... 4-16

表 4.2.2-1 IFC フォーマットで登録ルールが規定されている属性項目 4-19
表 4.2.2-2 クラウド管理ソフトウェアの比較..... 4-20
表 4.2.2-3 CIM に対応したソフトウェアの連携方法に着目した比較 4-21
表 4.2.2-4 収集事例一覧..... 4-23
表 4.2.2-5 使用ソフトウェアの調査..... 4-24

表 4.2.3-1 地層処分エンジニアリング統合支援システムの要件..... 4-25

表 4.2.5-1 支援システム設計における課題..... 4-31
表 4.2.5-2 プロトタイプ構築までの工程..... 4-31

表 4.3.2-1 人工バリアの主要仕様..... 4-34
表 4.3.2-2 地下坑道の主要仕様..... 4-35
表 4.3.2-3 人工バリアの搬送・定置設備に関する事例調査結果のまとめ..... 4-37
表 4.3.2-4 廃棄体の相違と概念設計における着眼点..... 4-40
表 4.3.2-5 各定置方式における特徴の整理..... 4-42
表 4.3.2-6 使用済燃料ガンマ線線源強度（photon/s/MTU） 4-48
表 4.3.2-7 使用済燃料中性子線線源強度（ｎ/s/MTU） 4-48
表 4.3.2-8 廃棄体単体（2 体収容）での角度毎の表面から 1m での線量当量率.... 4-51
表 4.3.2-9 遮へい体を追加した時の廃棄体（2 体収容）の表面から１ｍの距離
における線量当量率..... 4-51

表 4.3.2-10　PF 及び未臨界増倍を考慮した廃棄体（2 体収容）の表面から１ｍ
の距離における線量当量率 4-51
表 4.3.2-11　廃棄体単体（4 体収容）での角度毎の表面から 1m での線量当量率.... 4-52
表 4.3.2-12　遮へい体を追加した時の廃棄体（4 体収容）の表面から１ｍの距離
における線量当量率 4-52
表 4.3.2-13　PF 及び未臨界増倍を考慮した廃棄体（4 体収容）の表面から１ｍの
距離における線量当量率 4-52
表 4.3.2-14　横置き定置方法例の比較 4-54
表 4.3.2-15　処分坑道・機器リスト（使用済燃料 2 体） 4-63
表 4.3.2-16　処分坑道廃棄体搬送・定置装置の仕様（使用済燃料 2 体） 4-63
表 4.3.2-17　処分坑道下部緩衝材搬送・定置装置の仕様（使用済燃料 2 体） 4-63
表 4.3.2-18　処分坑道上部緩衝材搬送・定置装置の仕様（使用済燃料 2 体） 4-64
表 4.3.2-19　連絡・主要坑道搬送装置　走行方式比較表 4-65
表 4.3.2-20　連絡・主要坑道搬送設備　機器リスト（使用済燃料 4 体） 4-69
表 4.3.2-21　連絡・主要坑道廃棄体搬送装置の仕様（使用済燃料 4 体） 4-70
表 4.3.2-22　連絡・主要坑道緩衝材搬送装置 A（使用済燃料 4 体） 4-70
表 4.3.2-23　連絡・主要坑道緩衝材搬送装置 B（使用済燃料 4 体） 4-70
表 4.3.2-24　搬送・定置設備の概念設計における課題と今後の対応案 4-73
表 4.3.2-25　搬送・定置における設計要件 4-74

表 4.3.3-1　処分場の地下施設における坑道の役割 4-79
表 4.3.3-2　連絡坑道・主要坑道の断面設定における
考慮項目とその根拠（建設時） 4-80
表 4.3.3-3　連絡坑道・主要坑道の断面設定における
考慮項目とその根拠（操業時） 4-80
表 4.3.3-4　処分坑道の断面設定における考慮項目とその根拠（建設時） 4-82
表 4.3.3-5　処分坑道の断面設定における考慮項目とその根拠（操業時） 4-82
表 4.3.3-6　本設計に用いる評価指標 4-83
表 4.3.3-7　本設計に用いる限界せん断ひずみのしきい値 4-86
表 4.3.3-8　本設計に用いる吹付けコンクリートの安全係数 4-87
表 4.3.3-9　解析に用いる岩盤データセット 4-88
表 4.3.3-10　吹付けコンクリートの物性値（場所打ちコンクリートも同じとする） 4-89
表 4.3.3-11　2 次元解析のステップ（図は連絡坑道・主要坑道） 4-90
表 4.3.3-12　2 次元解析の結果一覧表 4-95
表 4.3.3-13　境界条件 4-99
表 4.3.3-14　3 次元解析のステップ 4-102
表 4.3.3-15　人工バリアおよび岩盤の熱特性 4-111
表 4.3.3-16　熱伝導解析ケースおよび解析結果

（廃棄体数２体、硬岩系岩盤、深度 1000m） 4-112

表 4.3.4-1　廃棄体の基本仕様 4-122
表 4.3.4-2　人工バリアの封入設備に関する調査結果のまとめ 4-125
表 4.3.4-3　オーバーパックと処分容器との比較 4-128
表 4.3.4-4　封入方法としての適用性に関する比較評価 4-130
表 4.3.4-5　一般的な接合方法 4-131
表 4.3.4-6　欠陥の位置および肉厚に応じた非破壊検査手法
（肉厚範囲は概略範囲） 4-134
表 4.3.4-7　各種類の欠陥の検出に適した非破壊検査手法 4-134
表 4.3.4-8　封入、検査およびハンドリングに対する要求事項 4-135
表 4.3.4-9　ガラス固化体の地層処分におけるハンドリングの観点からの
処分容器蓋掴み部の形状案 4-136
表 4.3.4-10　溶接装置　機器リスト 4-138
表 4.3.4-11　検査装置　機器リスト 4-139
表 4.3.4-12　溶接設備、検査設備の設計要件 4-141

表 4.3.5-1　各国における保障措置／核セキュリティの情報 4-144
表 4.3.5-2　各国におけるモニタリング方法の情報 4-145
表 4.3.5-3　各国における回収可能性の確保策の情報 4-146
表 4.3.5-4　各国における処分計画を進める上でのモラトリアムに応じた対策
の情報 4-147
表 4.3.5-5　各国における使用済燃料の貯蔵方法や冷却期間と処分への移行時期
の情報 4-148
表 4.3.5-6　各国における記録保存の情報 4-149
表 4.3.5-7　各国における制度的監視の情報 4-150
表 4.3.5-8　各国における不確定要因に伴うリスクなどの情報 4-151
表 4.3.5-9　スウェーデンの直接処分方策に関する調査文献一覧 4-152
表 4.3.5-10　フィンランドの直接処分方策に関する調査文献一覧 4-153
表 4.3.5-11　フランスの直接処分方策に関する調査文献一覧 4-154
表 4.3.5-12　スイスの直接処分方策に関する調査文献一覧 4-155
表 4.3.5-13　カナダの直接処分方策に関する調査文献一覧 4-156
表 4.3.5-14　米国の直接処分方策に関する調査文献一覧 4-157
表 4.3.5-15　IAEA、NEA の直接処分方策に関する調査文献一覧 4-158
表 4.3.5-16　IAEA 及びフィンランド聞き取り調査における面会者 4-163
表 4.3.5-17　フィンランド、スウェーデンにおける
保障措置活動、技術開発及び課題 4-170
表 4.3.5-18　使用済燃料の直接処分で適用が検討されている保障措置技術の概要 .. 4-171

表 4.3.5-19　核物質の防護区分(INFCIRC/225/Rev.5) 4-175

表 5.2-1　　直接処分第１次取りまとめの基本構成案 5-2

1. はじめに

1.1 背景と目的

東北地方太平洋沖地震やこれに起因する原子力事故を契機として、今後の日本のエネルギーシステムをより安全性とセキュリティ性の高いものとしていくことが国家的な重要課題となっている。長期的に安定なエネルギーシステムを構築していく上で、原子力の利用にあたっては、シビアアクシデント対策などより高い安全性と核セキュリティの確保を図るとともに、将来のエネルギー政策や世界のエネルギー情勢などに柔軟に対応可能な技術基盤を整備しておくことが不可欠である。原子力利用における柔軟性という観点で、使用済燃料のマネジメントに係るバックエンド対策は鍵となる課題であるが、従来日本では資源の有効利用を目的として全量を再処理し、発生する高レベル放射性廃液をガラス固化体として最終処分することを基本方針として研究開発を実施してきた。しかしながら、今後のバックエンド対策を着実に進めていくためには、これまでに蓄積されてきたガラス固化体の処分に関する技術的知見や諸外国における直接処分に関する技術的知見を利用し、日本における使用済燃料の直接処分について技術的な検討を行っておくことが有益と考えられる。

本事業における技術開発では、日本において使用済燃料の直接処分が技術的な合理性をもって実現できることを示すために、日本の地質環境条件や使用済燃料の特性を踏まえ、考えられる処分場施設の設計技術の開発を実施する。また、本事業の技術開発を、国内外の専門家などのレビューなどを通じて技術的な信頼性を確認しつつ進め、技術開発成果を包括的に取りまとめることによって、日本における使用済燃料の直接処分のための処分場の施設設計に関する技術的基盤を提供することを目標とする。

1.2 本事業の全体計画

本事業は、使用済燃料直接処分技術開発に関する、経済産業省資源エネルギー庁（以下、「資源エネルギー庁」）の委託事業として実施する。事業期間（H25-29 年度）において、適宜外部専門家などのレビューを受け技術的信頼性を確保しつつ検討する。ガラス固化体やTRU 廃棄物に関する地層処分技術の開発に倣い、技術開発成果を包括的に取りまとめ、総合的処分システム（将来的には他の廃棄物（ガラス固化体、TRU 廃棄物、福島事故デブリなど）との共処分も考慮に入れる）の設計検討／安全評価を試行することを通して、直接処分の技術的成立性の見通しや技術的信頼性を段階的に提示する。技術開発にあたっては、ガラス固化体やTRU 廃棄物の処分に関する国内外の最新の知見およびH24 年度までに実施した資源エネルギー庁の事業「先進的地層処分概念・性能評価技術高度化開発」などの成果を活用する。また、本事業と並行して実施している他の資源エネルギー庁の事業、「処分システム評価確証技術開発」、「地質環境長期安定性評価確証技術開発」、「セメント材料影響評価技術高度化開発」（H26 年度まで）などと連携する。技術開発の成果は、原子力政策にかかわる議論や福島原子力発電所の使用済燃料やデブリの処分場施設の設計検討などに資することを想定する。本事業では、特に、日本の諸条件を考慮して検討を行っておくことが重要と考えられる課題に注力して技術開発を行う。また、処分する使用済燃料などの特性（核種インベントリ・発熱量の変化など）に大きな影響を及ぼす可能性のある中間貯蔵の方法や期間との関係に留意

する。

上記に基づき、本事業では以下の事業項目を設定し、使用済燃料直接処分のための処分場施設の設計に関する技術開発を実施する。

- 直接処分研究開発に関する全体計画（5 ヵ年）の策定
- 使用済燃料の閉じ込め性能を確保するための先進的な人工バリア材料開発
- 直接処分施設設計の概念構築
- 包括的取りまとめ報告書の策定を見据えた情報整理

(1)直接処分研究開発に関する全体計画（5 ヵ年）の策定

本事業の研究開発の成果は、独立行政法人日本原子力研究開発機構（以下、「原子力機構」という）が運営費交付金で実施する使用済燃料の直接処分の研究開発成果も踏まえて、わが国における使用済燃料の直接処分に関する技術的実現可能性を示すための包括的な技術報告書として取りまとめられ、この技術報告書は 5 年の計画期間において、段階的にその技術的信頼性が高められることとされている（地層処分基盤研究開発調整会議，2013)。

研究を進めるにあたっては、こうした段階的に作成される包括的取りまとめ報告書の目的を念頭におき、国際的議論や諸外国における事例を参考として、わが国における直接処分に関する、いわゆるセーフティケースの構築を目標とし、段階的にその信頼性を高めるよう、初年度において、直接処分研究開発に関する全体計画（5 ヵ年）を策定する。全体計画の策定においては、わが国で認められる地質環境や処分概念を幅広く検討するとともに、関連する最新の科学的知見を反映して、長期間安全を確保する処分システムの構築が技術的に可能であることを示し、わが国における直接処分の技術基盤の構築を達成することを最終目標とする。このため、考慮すべき地質環境や処分概念の範囲を設定し、この範囲を段階的に広げて、対応するセーフティケースを例示することにより、残された課題を明確にしつつ研究における段階目標が定量的に設定できるように配慮する。また、後述するように、外部専門家などからなる評価委員会を設置して、研究計画や成果について評価を行うとともに、地層処分基盤研究開発調整会議に組織される予定であるタスクフォース（地層処分基盤研究開発調整会議，2013）において、研究の進捗などの確認、他の事業の最新の成果の反映などを行い、適宜計画を最適なものとなるように見直していく。

(2)使用済燃料の閉じ込め性能を確保するための先進的な人工バリア材料開発

人工バリアである処分容器（遮へい性や耐食性の高い材料で作られた使用済燃料などを封入する容器）や緩衝材（処分容器と岩盤の間に敷設する止水性や収着性を高めた材料)、埋め戻し材などに関し、使用済燃料の特徴を踏まえて、従来のガラス固化体の地層処分で採用されている人工バリア材料に対する比較検討も考慮に入れ、安全かつ効率的、経済的に直接処分することができる新材料の開発を行う。新材料の開発に当たっては、科学技術の進展の可能性も見据え、先進的な新材料だけでなく、従来の処分概念で考慮されていない材料、従来の処分概念で考慮されている材料､あるいはそれらの組み合わせも視野に入れ検討を進める。

新材料の開発にあたっては、処分容器材料、処分容器内部充填材、緩衝材、埋め戻し材について、わが国の地下水水質などの地質環境条件を考慮しても長期の耐食性を担保できるか否かを確認するとともに、より有効な新材料の開発・適用性についても検討を進める。また、廃棄体（処分容器に使用済燃料を封入したもの）から発せられる高い放射線や発熱が、処分

システムの安全性に与える影響や設計に対する制約条件を緩和するという観点から、処分容器や緩衝材などとして使用可能な新材料の有効性について検討・確認する。

このような観点から、本技術開発項目については、以下に示すような新材料に期待する性能について、わが国および諸外国における調査結果を踏まえて、安全性、経済性、技術的実現性などに関する検討を基礎試験も含めて実施することにより、人工バリア材料としての適合性に関する知見の総合的な整備と次段階の研究計画の策定に資する。

- 処分容器：耐食性向上など
- 処分容器内部充填材：放射線遮蔽、中性子吸収など
- 緩衝材：高吸着性、高熱伝導性など
- 埋め戻し材：止水性向上など

(3)直接処分施設設計の概念構築

本技術開発項目については、２つの技術開発項目（「処分施設の設計支援システムの構築」、「処分施設の設計検討」）に分けて実施する。

1)処分施設の設計支援システムの構築

使用済燃料の廃棄体を対象とした処分施設を設計する上では、ガラス固化体の場合とは異なる廃棄体の特性（形状、寸法、重量、放射線量など）を考慮する必要がある。たとえば、搬送・定置設備に関しては、廃棄体の形状、寸法、重量による制約条件を踏まえて把持機構や定置機構などが設計され、放射線被ばく防止の観点から設備の放射線遮蔽機構や運用機構（遠隔操作性）などが設計される。これらにより、搬送・定置設備の基本仕様（外観、必要空間など）が決まることになる。一方、地下施設を建設するためには、搬送・定置設備の基本仕様から要求される空間を考慮するとともに、地下施設が建設される地質環境条件（岩盤物性、初期地圧、水理・地質特性など）に応じて適切な地下施設を設計する必要がある。仮に、ある地質環境条件において現実的な支保工構造（支保工厚さ 50cm 以内）で坑道空間を施工できない場合、搬送・定置設備の外観を小さくすべく再設計が必要となる。以上のように、搬送・定置設備の設計と処分施設の設計は密接に関連しており、設計に関わる情報のやりとりにおいて、各々の設計データ情報を共有することが出来れば、処分施設の設計を効率的かつ効果的に行うことができる。

そこで、本技術開発項目については、使用済燃料の直接処分に関して、設計や安全評価の前提条件となる地質環境情報、設計・安全評価・建設・操業・維持管理・閉鎖などの各ステージにおいて利用される処分施設の寸法・形状、および処分施設の構成部材の材質・物性などの情報を効率的に利用できるように一元的に管理し、必要に応じてこれらの情報を用いて CAE 技術を利用しつつ、処分施設の設計、建設、維持管理計画および操業計画の策定などを可能とする設計支援システムを構築する。本設計支援システムの構築にあたっては、CIM（コンストラクション インフォメーション モデリング）の考え方を参考することとする。CIM は、国土交通省が基準作りを進めている計画～設計～施工～維持管理までの建設事業全体を一括で管理するための概念であり、建築分野で導入が進んでいる BIM（ビルディング インフォメーション モデリング）を土木分野に拡張したものである。また、設計支援システムの開発においては、設計や安全評価の前提となる地質環境情報の設定・管理に関する支援システムとして、原子力機構が資源エネルギー庁から平成 19 年度～平成 24 年度にかけて受託した

事業「地質環境総合評価技術高度化開発」で開発・整備した「次世代型サイト特性調査情報統合システム」（以下、「ISIS」という）および「先進的地層処分概念・性能評価技術高度化開発」で開発・整備した「電子性能評価レポート」（以下、「e-PAR」という）との連携を図る。

CIM の概念を取り入れて処分施設の設計支援システムを構築することにより、地下施設を配置する地層についての地質・地質構造モデル、地下施設の解析モデル（メッシュ）、搬送・定置設備の設計モデルなどの三次元モデルに時間、材料、材質、コストなどの各種属性データを付与したデータモデルとして、処分施設の設計における各検討項目間でのデータ共有を可能とする。また、設計支援システムと ISIS および e-PAR との連携を図ることより、設計や安全評価の前提となる地質環境情報の品質を向上させる。例えば、ある地質環境情報に基づく搬送・定置設備の必要空間と整合する地下施設の設計の段階的詳細化にみられるように、設計検討の進展に応じて変化する様々な条件やデータモデルの更新を反映した設計や解析を効率的かつ効果的に行うことを可能とする。なお、本技術開発項目で開発する設計支援システムや連携を目指す ISIS は、処分施設の設計検討や処分施設を設置する地質環境のモデル化を視覚的に行えるシミュレーションシステムであり、一方、e-PAR は、地層処分システムの性能評価について、性能評価解析の品質管理や知識利用の最適化を目的として開発された web 上で閲覧することの可能な HTML 形式の電子性能評価レポートである。 本システムについては、社会・国民に対して分かりやすく説明するための有効なツールになり得るよう開発を進める。

2)処分施設の設計検討

本技術開発項目においては、使用済燃料の直接処分のための処分施設の概念設計を行う。概念設計の対象とする施設・設備は、使用済燃料に適用する人工バリアを構成する廃棄体および緩衝材などを搬送・定置するための設備、搬送・定置設備の外形や必要空間と整合するアクセス坑道や処分坑道からなる地下施設、および使用済燃料の封入施設などの地上施設とする。

また、使用済燃料の処分施設の設計段階において考慮しておくことが必要になると考えられる様々なオプション(操業中および閉鎖後管理段階の保障措置および核セキュリティ対策、回収可能性の維持など）の方策についても調査・検討を行う。

①搬送・定置設備の概念設計

使用済燃料に適用する人工バリアを構成する廃棄体および緩衝材の搬送・定置設備の概念設計を行う。使用済燃料の形態から、廃棄体はガラス固化体の場合よりも長尺となり重量も数十トンと重くなる。また、ガラス固化体の場合と比較して放射線量も高くなることから、廃棄体の搬送・定置設備はより高度な放射線遮蔽機能が求められる。これら、使用済燃料の廃棄体特性に適用する廃棄体の搬送・定置設備の概念設計を行う。廃棄体の定置時には廃棄体が暴露し、極めて高い放射線にさらされることから、搬送・定置設備の操作は遠隔操作を基本とする。緩衝材の搬送・定置設備は、放射線遮蔽機能は必要ではないものの、廃棄体定置後の処分坑道への緩衝材の定置が必要であることから、この設備の操作も遠隔操作を基本とする。人工バリアの定置方式については、竪置き方式および横置き方式が考えられることから、両方式に対応した搬送・定置設備の概念設計を行う。これらの概念設計に必要な把持機構、定置機構といった枢要機構に対する適用性確認試験を必要に応じて行う。なお、搬送・

定置設備のトラブル時の対処についても予め考慮しておくことが必要となることから、設備の故障などの不具合への対応についても検討する。搬送・定置設備の外形および定置機構（地下での取り回しなど）の稼働範囲は、地下施設の概念設計における必要空間となることから、上記で構築する設計支援システムに係る情報を活用して搬送・定置設備の概念設計を行う。このため、設備設計に用いるデータモデルは、設計支援システムのデータモデル仕様に準ずることとする。

②地下施設の概念設計

わが国を代表する地質環境条件（岩盤の力学特性、初期地圧、水理・地質特性など）を設定し、使用済燃料の直接処分のための搬送・定置設備と整合する地下施設の概念設計を行う。人工バリアを地下に適切に構築するための定置方式や搬送・定置設備の仕様によって、必要となる地下空間の大きさが異なることから、人工バリアの構築手法に適合する地下施設の概念を設計する。また、地下施設は使用目的の異なる坑道（アクセス坑道、連絡坑道、主要坑道、処分坑道など）からなる坑道群で構成され、多くの坑道交差部が存在することから、これらの坑道および坑道交差部の空洞安定性について解析・評価し、概念設計に反映する。なお、地下施設の概念設計においては、現実的な施工方法と整合を図るため、施工方法を再現する掘削手順や支保工打設の工程などを考慮する。これにより、より現実的な地下施設の概念設計を可能とする。また、地下施設の建設時においては突発的な湧水なども考えられることから、地下施設の建設に必要となる対策工についても検討を行う。これらの設計行為においては、原子力機構が瑞浪および幌延において実施した地下施設（立坑、水平坑道など）の設計／施工についての実績も踏まえることにより、その信頼性を向上させる。地下施設に求められる地下空間の形状・寸法は、搬送・定置設備の稼働のための必要空間となることから、上記で構築する設計支援システムを活用して地下施設の概念設計を行う。このため、地下施設の概念設計に用いるデータモデルは、設計支援システムのデータモデル仕様に準ずることとする。

③地上施設の概念設計

地上施設は、使用済燃料を受入れ、必要な確認を行った上で処分容器への封入を行い、封入部の検査を経て地下施設への払出しを行うための施設である。これら一連の工程を考慮すると、地上施設を構成する設備としては、使用済燃料の受入れ設備、使用済燃料の一時保管設備、使用済燃料の処分容器への封入設備、封入した処分容器の検査設備、一時保管設備および払出し設備などが考えられる。上記工程に対応した機能を有するこれらの設備で構成される地上施設の概念設計を行う。概念設計においては、使用済燃料の特殊性（放射線量、温度環境などの条件）を考慮し、必要な作業工程は遠隔操作で行うことを基本とする。

④直接処分方策に関する調査・検討

使用済燃料の処分施設の設計段階において考慮しておくことが必要になると考えられる様々なオプションとして、多様な使用済燃料集合体を考慮した操業中および閉鎖後管理段階の保障措置および核セキュリティ対策、回収可能性、モニタリング、モラトリアムの考え方、処分までの貯蔵場所、貯蔵方法、貯蔵（冷却）期間の維持などが考えられ、これらに対する方策について事前に検討しておくことは現段階における重要な課題である。

したがって、処分施設の概念設計を行う現段階において、上記オプションの考え方や方策

などについて、直接処分で先行しているスウェーデン、フィンランドなど諸外国の事例を調査・分析し、得られた成果・情報をセーフティケースの概念を念頭に置き体系的に整理するとともに、将来の処分施設の実施設計に反映できるように知識ベースとして整備する。知識ベースとしての整備にあたっては、原子力機構が資源エネルギー庁から平成 19 年度～平成 24 年度にかけて受託した公募事業「先進的地層処分概念・性能評価技術高度化開発」において開発し、国内外の処分概念の概要、構成要素（人工バリアなど）の詳細、研究の進展による変遷過程などについて調査・分析した結果を取りまとめた「処分概念データベース」を拡充整備することにより進める。

(4)包括的取りまとめ報告書の策定を見据えた情報整理

わが国における使用済燃料直接処分の実現可能性を提示する包括的取りまとめ報告書（第１次取りまとめ)、技術的可能性を提示する包括的取りまとめ報告書（第２次取りまとめ）を以下のスケジュールに沿って遅滞なく策定できるよう、本事業による研究開発成果および原子力機構が運営費交付金で実施する使用済燃料の直接処分の研究開発成果に関する情報を体系的に整理する。

・当面の１ヵ年（平成 25 年度までを目処）：
　使用済燃料の直接処分の実現可能性およびその課題を第１次取りまとめとして提示
・当面の３ヵ年（平成 27 年度までを目処）：
　第２次取りまとめ（レビュー版）の提示
・当面の５ヵ年（平成 29 年度までを目処）：
　第２次取りまとめ（最終版）の提示

上記の包括的取りまとめのための体系的な情報整理にあたっては、その品質を確保するために、国内外の専門家によるレビューを受けるものとする。

なお、体系的な情報整理を基盤として取りまとめられる包括的取りまとめ報告書に記載される本事業や原子力機構が運営費交付金による基盤研究開発の成果については、学校における特別授業や一般の方々も対象としたシンポジウムでの研究成果の講演・説明などの社会・国民に対して分かりやすく説明する活動（国民との科学・技術対話）を通して積極的な情報発信に取り組むこととする。

(5)情報収集および評価委員会の設置と運営

本事業の実施に当たり、国内外の関係機関や大学などとの間で情報交換などを実施し、関連技術などについての最新情報を入手するとともに、成果の普及に努める。

また、外部専門家などからなる評価委員会を設置して、全体計画や当該年度の成果について評価を行うとともに、地層処分基盤研究開発調整会議に組織される予定であるタスクフォース（地層処分基盤研究開発調整会議，2013）において、研究の進捗などの確認、他の事業の最新の成果の反映などを行い、適宜計画を最適なものとなるように見直していく。

1.3 本年度の実施内容

(1)直接処分研究開発に関する全体計画（5 ヵ年）の策定

段階的に作成される直接処分研究開発の包括的取りまとめ報告書の目的を念頭におき、国際的議論や諸外国における事例を参考として、わが国における直接処分に関する、いわゆる

セーフティケースの構築を目標とし、段階的にその信頼性を高めるよう、初年度において、全体計画を策定する。

(2)使用済燃料の閉じ込め性能を確保するための先進的な人工バリア材料開発

使用済燃料の直接処分に適用可能な人工バリア材としての処分容器を対象に、既往の研究成果を調査することにより、先進的な新材料開発にあたっての留意事項・課題を整理する。この調査結果に基づき、処分容器新材料としての開発候補材料を提示する。また、使用済燃料の直接処分で特徴的な放射線量、温度環境などの条件に対する課題を整理するとともに、その課題解決策についても併せて提示する。

(3)直接処分施設設計の概念構築

1)処分施設の設計支援システムの構築

初年度として、CIM に関する国内外の情報について調査・整理する。CIM の考え方を処分施設の設計に適用する上での設計支援システムの要件や具備すべき機能を整理する。整理された要件・機能などに基づき、設計支援システムの概念設計を行う。また、当面の 3 ヵ年において設計支援システムのプロトタイプを構築することを目標とした工程を示すとともに、課題の抽出・整理および課題解決計画の立案を行う。

2)処分施設の設計検討

①搬送・定置設備の概念設計

横置き方式を対象として、使用済燃料の廃棄体を対象とした搬送・定置設備の実現可能性を提示するとともに、検討を通じて抽出された課題および課題解決策を提示する。

②地下施設の概念設計

横置き方式を対象として、搬送・定置設備の仕様を規定する最大空間を提示することを目的に地下施設の概念を設計する。また、坑道交差部として坑道径の大きい立坑と連絡坑道の交差部、交差部が連続する主要坑道と処分坑道の交差部の安定性について解析・評価し、概念設計に反映する。また、次年度の搬送・定置設備の概念設計の検討条件としてフィードバックするため、本年度の解析の結果から導出される坑道寸法の制限に関する情報を取りまとめる。

③地上施設の概念設計

使用済燃料の処分容器への封入工程という地上施設で中心的な役割を果たす工程を対象とした設備の実現可能性について検討する。また、検討を通じて抽出された課題および課題解決策を提示する。

④直接処分方策に関する調査・検討

直接処分に関して先行しているスウェーデン、フィンランドにおける処分場施設の保障措置に関する対応状況についての事例調査を実施する。また、使用済燃料の処分施設の設計段階において考慮しておくことが必要になると考えられる様々なオプションについて検討・整備するためのフレームについて調査・検討し、その結果を「処分概念データベース」の拡充整備に反映する。

(4)包括的取りまとめ報告書の策定を見据えた情報整理

本事業による本年度の研究開発成果および原子力機構が運営費交付金で実施する使用済燃料の直接処分に関する本年度の研究開発成果を踏まえて、わが国における使用済燃料直接処

分の実現可能性を提示する包括的取りまとめ報告書（第１次取りまとめ）の作成に資するために、第１次取りまとめ骨子についての検討と骨子に関する国内外の専門家からの意見聴取を行う。

(5)情報収集および評価委員会の設置と運営

本事業の実施に当たり、国内外の関係機関や大学などとの間で情報交換などを実施し、関連技術などについての最新情報を入手するとともに、成果の普及に努める。また、外部専門家などからなる評価委員会を設置することによる研究計画や平成 25 年度の成果についての評価を実施する。

【参考文献】

地層処分基盤研究開発調整会議（2013）：地層処分基盤研究開発に関する全体計画 （平成 25 年度～平成 29 年度）2013 年 3 月.

2. 直接処分研究開発に関する全体計画（5ヵ年）の策定

2.1 全体計画（5ヵ年）の策定

本事業の研究開発の成果は、原子力機構が本事業の枠外で実施する使用済燃料の直接処分の研究開発成果も踏まえて、わが国における使用済燃料の直接処分に関する技術的実現可能性を示すための包括的な技術報告書として取りまとめられる。

研究を進めるにあたっては、こうした段階的に作成される包括的取りまとめ報告書の目的を念頭におき、国際的議論や諸外国における事例を参考として、わが国における直接処分に関する、いわゆるセーフティケースの構築を目標とし、段階的にその信頼性を高めるよう、初年度において、全体計画を策定する。

使用済燃料の直接処分に関する研究開発の進め方は、2013年３月に経済産業省資源エネルギー省の指導の下、運営されている地層処分基盤研究開発調整会議において策定された、地層処分基盤研究開発に関する全体計画（地層処分基盤研究開発調整会議，2013）に記載されていることから、この全体計画を前提として、研究開発実施項目の具体化と、マイルストーンに向けた達成目標の設定を行った。

本事業の実施予定期間である平成25年度から平成29年度までの５カ年においては､「直接処分研究開発の実施」と「直接処分研究開発成果の技術的とりまとめの実施」という２つの取組を進めることが求められている。また、平成25年度には、使用済燃料の直接処分の実現可能性およびその課題を第１次取りまとめとして提示することが目標とされていることから、本年度については、第１次取りまとめへの反映と５カ年を見据えた研究開発の着手という、この２つの取り組みを考慮した研究開発が必要となる。

本年度は、以下のアプローチでの第１次取りまとめに向けた研究開発を進める。

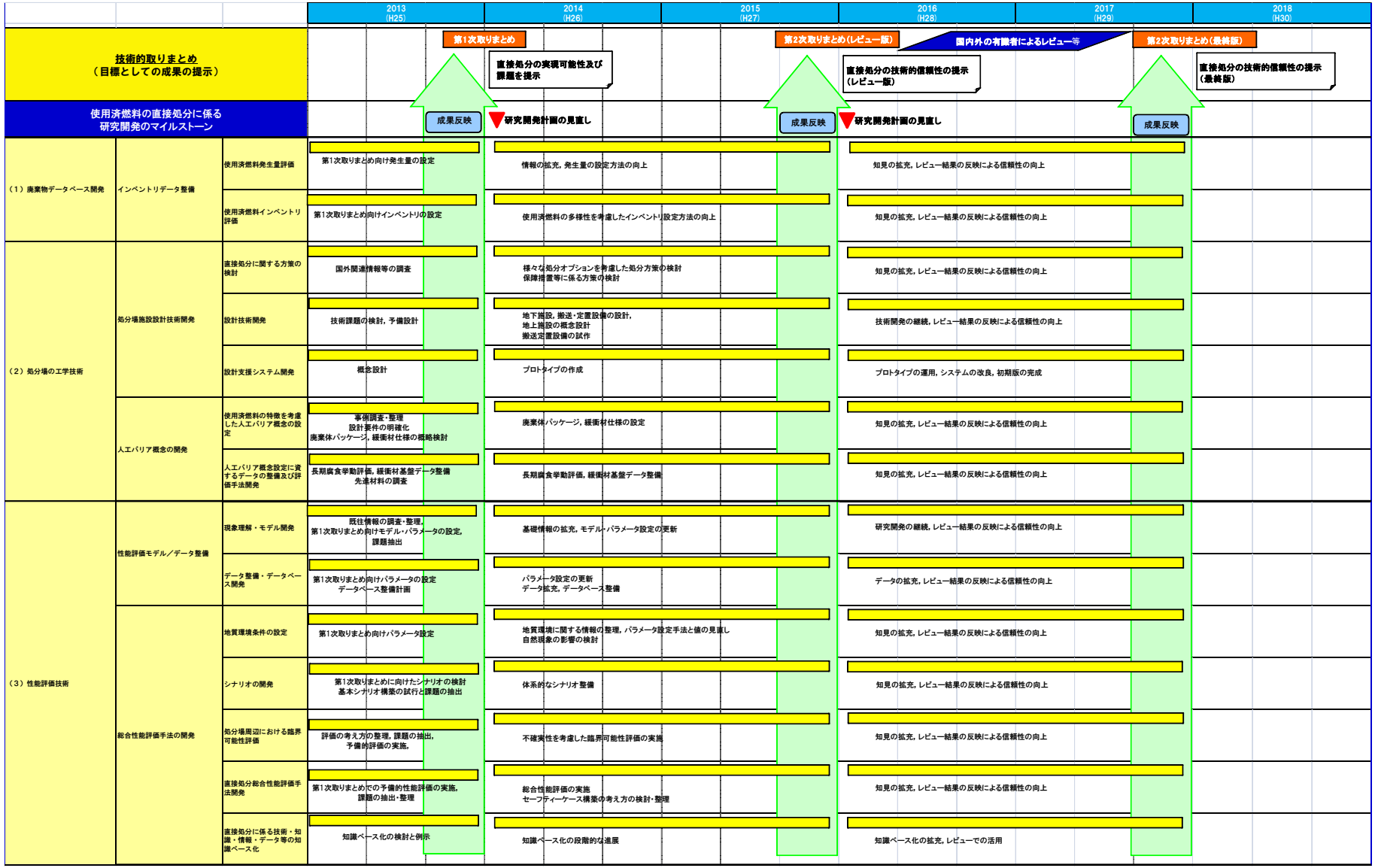
- わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性 - 地層処分研究開発第 2 次取りまとめ（以下、「H12 レポート」という）（核燃料サイクル開発機構、1999）および TRU 廃棄物処分技術検討書-第 2 次 TRU 廃棄物処分研究開発とりまとめ-（以下、「 第 2 次 TRU レポート」という）（電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構、2005）の成果を有効に利用しつつ、これらの報告書以降の国外の性能評価報告書、国内外の個別研究開発課題の成果等から得られる最新の知見についての調査を行い、それらを考慮した検討・評価を進める。
- 直接処分第１次取りまとめでは、地層処分システムの多様性を考慮した場合の比較の基準となるケース（レファレンスケース）を設定し、使用済燃料の特性を踏まえて、処分場の設計と安全評価を試行する。
- 安全評価の試行においては、高レベル放射性廃棄物に対する安全評価指針が策定されていない現状を鑑み、第二種廃棄物埋設事業に関する安全審査の考え方や国際機関の指針（ICRP122 、IAEA SSG23）を参考として、リスク論的な考え方に従った評価とする。
- これらの試行を通じて、直接処分第２次取りまとめに向けた、設計・性能評価のアプローチの骨格の構築と確認、および課題を抽出する。
- 処分システムの開発において考慮すべき様々な条件に柔軟に対応可能とするため、複数の選択肢の提示とそれぞれの得失に関する情報の整理を行う。

さらに、使用済燃料の特徴などを踏まえ、将来を見据えた地層処分研究開発への取組として、本事業において、地層処分エンジニアリング統合支援システム（処分施設の設計支援システム）の開発や先進的な人工バリア材料開発にも着手する。

『地層処分基盤研究開発に関する全体計画』に記載されている使用済燃料の直接処分に関する研究開発課題の設定と研究開発内容について、５ヵ年の研究開発のマイルストーンに向けた達成目標を表 2.1-1 に示す。マイルストーンに向けた研究展開の詳細は、地層処分基盤研究開発調整会議において策定が進められている、地層処分基盤研究開発に関する全体計画【研究開発マップ】（平成 25 年度～平成 29 年度）に反映する。

なお、『地層処分基盤研究開発に関する全体計画』においても、これらの課題（計画）は、５ヵ年のマイルストーンにおける各節目（段階的な技術的取りまとめ）において、その段階での研究開発の進捗や成果、レビューなどを踏まえ、その後の課題展開を柔軟に見直すこととされており、地層処分基盤研究開発調整会議に組織される予定であるタスクフォース（地層処分基盤研究開発調整会議，2013）において、研究の進捗等の確認、他の事業の最新の成果の反映などを行い、適宜計画を最適なものとなるように見直していく。

表 2.1-1　『地層処分基盤研究開発に関する全体計画』の使用済燃料の直接処分に関する研究開発課題のマイルストーンに向けた達成目標



2.2 使用済燃料の現状と特徴

本節では、３章以降の直接処分施設設計に関する研究開発の前提条件としてレファレンスとする使用済燃料について、その現状と特徴を整理する。

わが国においては、資源の有効利用とエネルギーセキュリティーの観点から、使用済燃料は全量再処理することを基本政策としている。今までに、イギリスおよびフランスへの再処理の委託、原子力機構 東海再処理工場の運転、および日本原燃(株) 六ヶ所再処理施設でのアクティブ試験によって、わが国で発生した使用済燃料の一部が再処理されているものの、現在、国内の各原子力発電所の貯蔵プール等の貯蔵施設と六ヶ所再処理施設の燃料貯蔵プールに約１万７千トン（U)の使用済燃料が貯蔵されている（電気事業連合会，2013；日本国政府，2011)。

わが国で稼働している発電量軽水炉には、沸騰水型（BWR）と加圧水型(PWR)の２つの炉形がある。これらの２つのタイプの炉の燃料集合体は、形状、燃料被覆管等の構造材材料など、特徴的な違いがある。さらに、それぞれの炉形の燃料および燃料集合体についても、時代とともに改良が進められて来ていることから、仕様の異なるいくつかのタイプの燃料が存在し、燃焼度についても、高燃焼が進められて来た。

2.1 節で述べた、直接処分研究開発に関する５ヵ年の全体計画では、これらの発電用軽水炉に加え、研究炉等も視野に入れることになる。

これらの使用済燃料の多様性を認識しつつ、直接処分の研究開発を進めるにあっては、まず、従来、わが国において技術的信頼性を示して来た、高レベル放射性廃棄物である“ガラス固化体”と発電用軽水炉の使用済燃料の一般的な特徴と違いを、地層処分システムの設計・性能評価の観点から抽出し整理することが重要である。

この観点から、表 2.2-1 にガラス固化体と使用済燃料の違いを一覧する。また，これらの形状等を比較して，図 2.2-1 に示す。

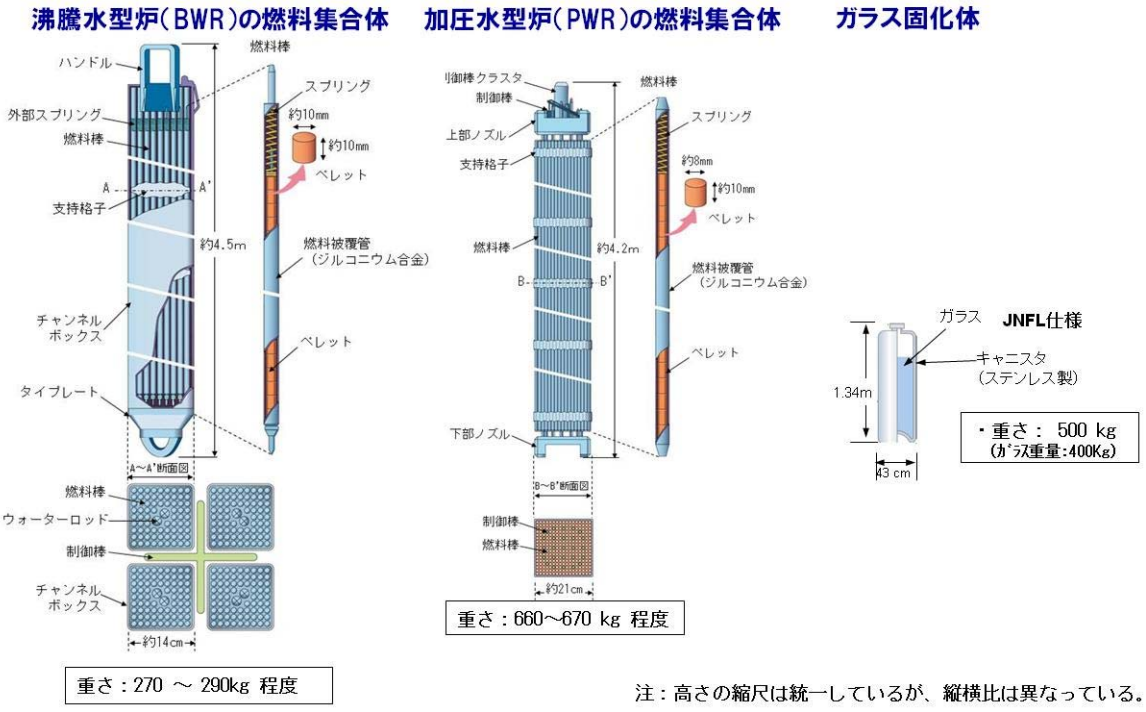
前述のとおり、国内には炉形、燃焼度、濃縮度など異なる種類の使用済燃料が管理されており、それを考慮した条件での設計が必要となるが、本年度の検討にあたっては、直接処分施設設計のリファレンスとする使用済燃料の基本仕様を設定することとした。レファレンスとする使用済燃料の仕様は、H12 レポートのモデルガラス固化体の前提となっている使用済燃料と同一の設定とし，PWR の使用済燃料集合体を検討の対象とした。レファレンスとする使用済燃料の基本仕様を表 2.2-2 に示す。使用済燃料中の放射性核種等の存在量（インベントリ）については，最新の断面積ライブラリ等を用いて計算を行っている。

レファレンスとする使用済燃料の放射能および発熱量の経時変化を、それぞれガラス固化体と比較して図 2.2-2 および図 2.2-3 に示す。

H12 レポートのガラス固化体の基本仕様の設定では、原子炉から使用済燃料を取り出した後、4 年後にその使用済燃料由来の高レベル放射性廃液はガラス固化され、地上の施設で 50 年間冷却された後、処分するとされる。したがって、使用済燃料が炉から取り出されガラス固化体として埋設されるまでの期間は、ガラス固化体が製造されるまでの 4 年間と冷却期間 50 年とを合わせた 54 年間となる。一方、使用済燃料の処分の場合はガラス固化までの工程がなくなることから、処分までの冷却期間を 50 年間と設定した。

表 2.2-1　ガラス固化体と使用済燃料の比較

	ガラス固化体	使用済燃料（発電用軽水炉）
形状	ステンレス製キャニスタ入りガラス(円柱状) JNFL：高さ1.34m × 直径 0.43m TVF：高さ1.04cm × 直径 0.43m	燃料集合体(角柱状) PWR：高さ約4.2m × 幅 約0.21m × 奥行き 約0.21m BWR：高さ約4.5m × 幅 約0.14m × 奥行き 約0.14m
重量	ステンレス製キャニスタ入りガラス JNFL：約500kg (ｷｬﾆｽﾀ重量約100kgを含む) TVF：約400kg (ｷｬﾆｽﾀ重量約100kgを含む)	燃料集合体１体あたり PWR：660～670 Kg 程度 BWR：270～290 Kg 程度
含有放射性物質	再処理により、U、Puのほぼ全量を回収、揮発成分(H、C、I、Cl、希ガス)の全量が取り除かれる。 燃料被覆管等の構造材は、せん断時に混入するごく一部の微粉末を除き、除去される。	ガラス固化体では、再処理時に回収される、U、Pu (およびそれらの娘核種)、揮発成分が含有されている。 燃料被覆管などの構造材中の放射化生成物が含有される。
地層処分システムの設計・性能評価で留意すべき特徴	均一な物質とみなすことができ、ガラスの溶解に伴って核種が溶出するとした取り扱いが可能である。 様々な燃料起源の廃液が混合されることから、ガラス固化体特性は比較的均一である（再処理工場による仕様の違い、運転状況による品質の違いなどはある）。 ガラス形状が円柱状であることから、容器内の幾何学構造が比較的単純である。 **処分容器に収納された廃棄体としての重量、形状、放射能量については、廃棄体(処分容器)1体に封入する燃料集合体数に依存する。これは、処分施設、処分容器の設計を通じて決定される。**	ガラス固化体に比べ、PuやPu崩壊により生成する娘核種の寄与により、100年以降、時間に伴う全放射能の減衰が遅く、また、10年～1000年でPu241の娘核種であるAm241の寄与、1000年以降はPuやU崩壊の寄与が大きくなるため、発熱量が高い。 核分裂性物質が多く含まれることにより、臨界可能性を考慮した設計・評価が必要となる。 核分裂性物質が多く含まれることにより、保障措置、核物質防護に係る諸制度の適用等についての検討が必要となる。 ガラス固化体に比べα放射能が高いため、放射線分解の影響が大きい可能性があり、この検討・評価が必要となる。 燃料(UO2)、構造材の両方に放射性核種が存在する。 燃料：一部の核種については、燃料と被覆管の隙間や、燃料の割れや粒界に存在し、地下水と接触した際に速やかに溶出される成分(IRF: Instant Release Fraction)がある。他は、UO2マトリックスの溶解(放射線分解による酸化溶解が主要なﾒｶﾆｽﾞﾑと考えられている)に伴い、溶出するとされている。 構造材：表面の酸化被膜に存在する核種は、比較的速やかに溶出し(IRF)、金属中に存在する放射化生成物は、金属の腐食に伴い溶出するとされている。 炉形、燃料集合体仕様、燃料集合体毎の平均燃焼度、燃料集合体内での燃焼度分布に不均質性がある。また、処分容器内の燃料集合体配置が複雑である。



注：高さの縮尺は統一しているが、縦横比は異なっている。

図 2.2-1　使用済燃料とガラス固化体の形状の比較（電気事業連合会，2013 に加筆）

表 2.2-2　レファレンスとする使用済燃料の基本仕様

項　目	設定値
燃料タイプ	PWR 燃料
濃縮度	4.5%
燃焼度	45,000 MWD/MTU
燃料集合体 1 体あたりのウラン量	461.4 kg
冷却期間	50 年

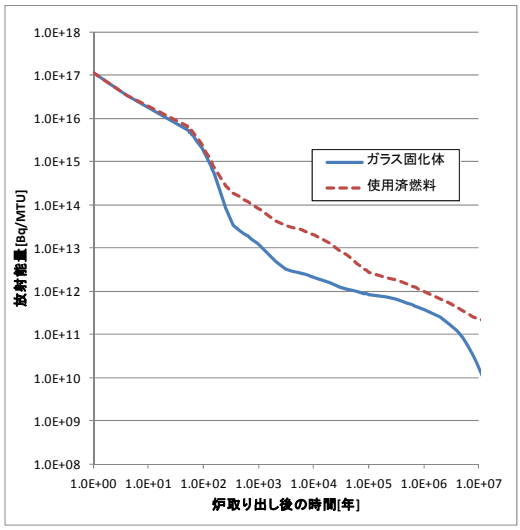


図 2.2-2　使用済燃料とガラス固化体の放射能の時間変化（1MTU あたり）

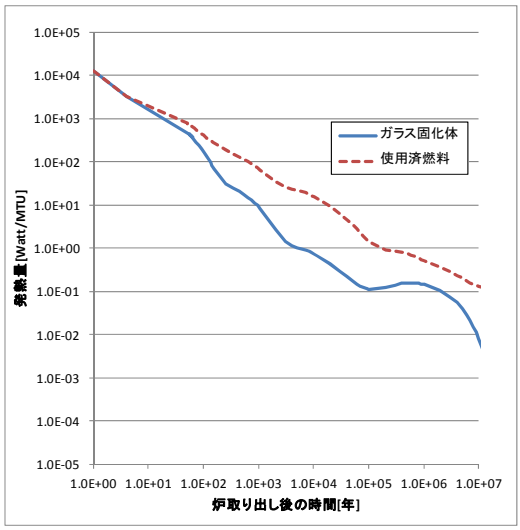


図 2.2-3　使用済燃料とガラス固化体の発熱量の時間変化（1MTU あたり）

【参考文献】

電気事業連合会（2013）：原子力・エネルギー図面集 2013

電気事業連合会，核燃料サイクル開発機構(2005)：TRU 廃棄物処分技術検討書―第 2 次 TRU 廃棄物処分研究開発とりまとめ―，JNC TY1400 2005-013，FEPC TRU-TR2-2005-02

核燃料サイクル開発機構（1999）：わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第 2 次取りまとめ－総論，核燃料サイクル開発機構 技術報告書．JNC TN1400 99-020.

日本国政府（2011）：使用済燃料管理及び放射性廃棄物管理の安全に関する条約　日本国第４回国別報告書 平成 23 年 10 月

地層処分基盤研究開発調整会議（2013）：地層処分基盤研究開発に関する全体計画（平成 25 年度～平成 29 年度）

3.使用済燃料の閉じ込め性能を確保するための先進的な人工バリア材料開発

3.1 背景と目的

日本において使用済燃料の直接処分が技術的な合理性を持って実現できることを示すためには、日本の地質環境条件や使用済燃料の特性を踏まえて処分場の設計技術を開発する必要がある。人工バリアである処分容器材料、処分容器内部充填材、緩衝材、埋め戻し材について、長期の耐食性などの特性が設計で期待される機能を発揮することを確認しておくことが重要である。

本研究では、従来から提案されている候補材料（以下、「従来材料」という）だけでなく、より有効と考えられる新材料も視野に入れ、日本における使用済燃料の直接処分に適用可能な人工バリア材料について幅広い検討を行うことにより、処分場設計に資する技術オプションとして提示する。このような検討にあたっては、特に、インベントリや廃棄物の形状・寸法がガラス固化体とは異なることに留意し、これらが処分システムの安全性に与える影響を緩和したり、設計上要求されている人工バリアとしての機能や性能を向上する効果に着目する。今年度は処分容器候補材料に関する調査・情報整理として、処分容器の設計要件、設計条件、処分容器候補材料選定の考え方を整理したうえで以下の事項を実施するとともに、今後の課題を整理した。

(1)従来材料の直接処分容器への適用性

耐食性、放射線照射による材料劣化（脆化）などの長期健全性および製作施工性の観点から炭素鋼、チタン、銅を対象として処分容器候補材としての適合性、有効性を検討。

(2)新合金の候補材選定、特性評価の検討

非均質サイズ原子合金（アモルファス合金）の処分容器への適用性の検討・評価 を実施。

3.2 処分容器の設計要件および設計条件

処分容器候補材に関する調査分析および新合金候補材の選定と特性評価を実施するにあたり、前提となる処分容器の設計要件、設計条件を整理する必要がある。本節では設計要件および設計条件をまとめるとともに、ガラス固化体の処分におけるオーバーパックの材料選定の考え方に基づき、従来材料の分類および材料選定の考え方をまとめた。

3.2.1 設計要件

処分容器には、ガラス固化体の処分におけるオーバーパックと同様、放射性核種の物理的な閉じ込めが基本的な要件として求められる。この要件に対して、処分容器は、少なくとも使用済燃料中の放射能がある程度減衰するとともに、周辺の環境が地下深部の還元性の条件に戻るまでの過渡的な期間、地下水を使用済燃料に接触させないようにする機能を有する必要がある。この過渡的な期間における閉じ込めを考慮した設計寿命はH12レポート（核燃料サイクル開発機構，1999a）では、1000年間とされている。一方、使用済燃料の直接処分に特有の課題として、C-14による被ばく低減が挙げられており（原子力委員会，2004）、C-14

の放射能が十分減衰するまでの期間、処分容器によって閉じ込める概念についても今後検討が必要と考えられる。現時点での安全評価のモデル、条件において C-14 による被ばく低減を達成するためには、数万年程度は処分容器による閉じ込めが必要となる。次節 3.3 では、1000 年間の閉じ込め期間を前提に処分容器として適用可能な候補材料を提示したうえで、数万年以上の閉じ込めが期待できる材料についても検討を行った。

処分容器には閉じ込め機能のほか、人工バリアが成立するための要件として、燃料集合体および緩衝材の性能や特性に有意な影響を与えないことや、容器の製作・施工が技術的に可能であることについても十分考慮する必要がある。これらの基本的な要件を満足するために処分容器の設計において考慮すべき項目について、H12 レポートをベースとして、諸外国での事例（Patel, et al., 2012; Raiko, 2013）を参考に検討を行い、処分容器の設計要件を整理した。その結果を表 3.2.1-1 に示す。使用済燃料の直接処分において特有の要件として、臨界安全性が挙げられる。

表 3.2.1-1　処分容器の設計要件

基本的な要件		機能・役割	設計要件	要件の内容
放射性核種の隔離のための要件	放射性核種の閉じ込め	使用済燃料集合体に地下水を所定の期間接触させないこと	閉じ込め性	操業時に放射性物質の外部環境への漏出を防ぐこと。 廃棄体埋設後、地下水の侵入を防ぐこと。
			耐食性	廃棄体埋設後、所定の期間、腐食によって閉じ込め性が損なわれないこと。
			耐圧性	埋設後作用する機械的荷重に対して構造健全性を維持し、閉じ込め性能を損なわないこと。
			放射線遮へい性（閉じ込め性への影響）	使用済燃料集合体からの放射線による水の放射線分解にともなって生成される酸化性化学種により腐食が促進されないこと。
			耐放射線性	使用済燃料集合体からの放射線によって耐圧性が有意な影響を受けないこと。
			耐熱性	使用済燃料集合体からの発熱に対し、閉じ込め性、耐食性および耐圧性が有意な影響を受けないこと。
人工バリアが成立するための要件	所定の期間、他の人工バリアに有意な影響を与えないこと		内空間の確保	使用済燃料集合体や処分容器自体に熱膨張による構造的な悪影響を及ぼさないこと。
			熱伝導性	廃棄体や処分容器自体の安全性に有害な熱的影響を及ぼさない伝熱性を有すること。
			放射線遮へい性（他バリア材への影響）	使用済燃料集合体からの放射線によって緩衝材の材料特性が変化しないこと

人工バリアが成立するための要件	所定の期間､他の人工バリアに有意な影響を与えないこと	化学的緩衝性	金属の腐食と腐食生成物によって周囲の地下水を還元性環境に緩和すること。
		臨界安全性	使用済み燃料封入後、全期間を通じて容器内において臨界に達することはないこと。
	製作･施工が技術的に可能であること。	製作性	既存の技術もしくは近い将来実現可能と考えられる技術に基づいた構造であること。
		遠隔封入性	既存の技術もしくは近い将来実現可能と考えられる技術により、使用済燃料集合体の処分後の安全性に対して有害な影響を与えない封入が可能であること。
		遠隔定置性	廃棄体の遠隔操作による定置が既存の技術もしくは近い将来実現可能と考えられる技術により、使用済燃料集合体の安定な形態を損なうことなく可能な構造であること。

3.2.2 設計条件

処分容器の設計において、使用済燃料の収容体数、容器の形状・寸法など基本仕様は、臨界安全性、放射線遮へい性、耐食性、耐圧性の観点から決定され、その評価において、以下の項目に対して前提条件を設定する必要がある。

- ✓ 使用済燃料の基本仕様
- ✓ 設計の前提となる岩盤、温度、地下水特性

(1)使用済燃料の基本仕様

国内には炉形、燃焼度、濃縮度など異なる種類の使用済燃料が貯蔵・管理されている。「基本シナリオの核燃料サイクルコスト比較に関する報告書」（原子力委員会，2004）においては、 PWR 使用済燃料集合体を検討の対象とし、本年度の直接処分施設設計において、レファレンスとする使用済燃料の基本仕様は表 3.2.2-1 のように設定されている。H12 レポートにおけるガラス固化体の基本仕様の設定では、原子炉から使用済燃料を取り出した後、４年後にその使用済燃料由来の高レベル放射性廃液はガラス固化され､地上の施設で 50 年間冷却された後、処分するとされている（核燃料サイクル開発機構，1999a）。したがって、H12 レポートでは、使用済燃料が炉から取り出されガラス固化体として埋設されるまでの期間は、ガラス固化体が製造されるまでの 4 年間と冷却期間 50 年とを合わせた 54 年間とされている。本年度の直接処分施設設計でレファレンスとした使用済燃料については、2.2 節で述べたように､ガラス固化までの工程がなくなることから､処分までの冷却期間を 50 年間と設定した。一方、前述のように、国内には多様な使用済燃料が保管されており、今後は使用済燃料の多様性を考慮した条件での設計も必要となる。

表 3.2.2-1　レファレンス使用済燃料の基本仕様

項　目	設定値
燃料タイプ	PWR 燃料
濃縮度	4.5%
燃焼度	45,000MWD/MTU
冷却期間	54 年

(2)設計の前提となる岩盤、温度、地下水特性

H12 レポートでは、岩盤をその特徴から硬岩系岩盤グループと軟岩系岩盤グループの 2 つのグループに分類し､それぞれについて設計用の岩盤特性データセットが設定されている(核燃料サイクル開発機構, 1999a）。処分深度は硬岩系岩盤については 1000m、軟岩系岩盤については 500m とされ､それぞれのケースに対してオーバーパックに作用する外圧条件が設定されている（硬岩系岩盤： 10.7MPa、軟岩系岩盤：6.8MPa）。定置方式は横置き方式および竪置き方式が対象とされ、硬岩系および軟岩系に対してそれぞれ人工バリアおよび坑道の仕様が検討されている。地温勾配は 3℃/100m として、深度 1000m における地温は 45℃、500 における地温は 30℃と設定されている（地上温度は 15℃と仮定）。地下水特性については、5 種類の地下水が設定され（Yui et al., 1999）、緩衝材との反応後の間隙水水質についても地球化学計算コードによる解析に基づいて設定されている（小田ほか, 1999）。

使用済燃料の直接処分容器の設計において、岩盤、地下水特性については、ガラス固化体の処分の場合と同様の条件が設定可能と考えられる。温度については、使用済燃料とガラス固化体では発熱量やその経時変化に違いがあるため、同一条件とはならないものの、緩衝材の熱的変質防止の観点から 100℃以下となるよう、廃棄体ピッチおよび坑道離間距離を設定するという基本的な考え方が同じであれば、考慮する温度範囲は同等と考えられる。処分容器に作用する外圧条件についても、オーバーパックの場合と同様の考え方が適用可能と考えられる。

3.3 処分容器の材料選定の考え方

処分容器による放射性核種の閉じ込め機能は、ガラス固化体の処分におけるオーバーパックと同様に、処分容器が破損・貫通することにより失われる。その主要因は地下水と処分容器の接触によって生じる腐食による肉厚減少と考えられることから、候補材料の設定においては、耐食性が最も重要である（核燃料サイクル開発機構, 1999a）。これまでのガラス固化体の処分におけるオーバーパックの候補材料選定において、諸外国で挙げられている、炭素鋼、チタン、ニッケル基合金、高ニッケル合金、およびステンレス鋼が候補になりうる材料とされてきた(石川ほか,1992)。これらは､その腐食挙動の違いから､準耐食性金属(Corrosion Allowance Type）と高耐食性金属（Corrosion Resistance Type）に分類されている。

準耐食性金属は、ある程度の速度で腐食するが、局部腐食を生じる傾向が小さいという特徴を有する。炭素鋼や銅はこれに分類される。これらの材料を処分容器として用いる場合には、ある程度腐食することを前提として、耐用期間中の腐食量を評価し、適切な腐食しろを

設定することが重要となる。一方、高耐食性金属は、金属表面に高耐食性の不動態被膜を形成する。この不動態被膜が健全な限りほとんど腐食しない。チタン、ニッケル基合金、高ニッケル合金､およびステンレス鋼がこの金属に分類される｡これらの金属で問題となるのは、孔食やすきま腐食などの局部腐食である。高耐食性金属の特徴を生かすためには、局部腐食が起こらない条件でこれらの材料を使用することが重要である。したがって、局部腐食の臨界条件を把握することが課題となる。

これらの材料のうち､炭素鋼は､構造材や放射線の遮へい材として十分な使用実績を有し、耐食性以外の耐圧性、放射線遮へい性の機能も満足することや、成形加工技術の確立の観点からも有望と考えられることから、H12 レポートにおいて第 1 に検討すべき材料として選定された（核燃料サイクル開発機構, 1999a）。

炭素鋼と同様に準耐食性金属に分類される銅は、機械的性質が炭素鋼に比較して劣るものの、考古学的出土品の例に見られるように、その貴金属的な性質から還元性雰囲気では優れた耐食性を発揮しうるため、H12 レポートでは検討対象として取り上げられた。また、スウェーデン、フィンランド、カナダなど使用済燃料の直接処分を検討している国々においても処分容器の耐食性を担う部分の材料として選定されている（Raiko, 2013; SKB, 2010a; Johnson et al., 1996）。なお、還元性雰囲気で熱力学的な安定性によって優れた耐食性を発揮しうる銅については、熱力学的に水の中で不安定な金属と合金化することは、貴金属的な性質を失うことになり、望ましくないと考えられることから、純銅のみが対象とされている。

一方、高耐食性金属については、H12 レポートにおいて、耐すきま腐食性の観点から、チタン（低合金チタンを含む）が優先的な検討対象として取り上げられている（核燃料サイクル開発機構, 1999a）。チタン合金は、六方最密充填構造のα単相、あるいはこのα相にわずかに体心立方構造のβ相を含む準α相の組織を有するものと、合金元素が固溶したα-β相、あるいはβ単相の組織を有するものに大別できる。前者は耐食性が優先的に要求される部位に使用されるのに対し、後者は強度が優先的に要求される材料として使用される。処分容器に対しては、耐食性がまず要求されることから、ガラス固化体用オーバーパックでは、前者の材料が検討対象とされている（核燃料サイクル開発機構, 1999a）。

使用済燃料の直接処分においても、腐食挙動に係わる環境条件はガラス固化体の処分とほぼ同様であると考えられることから、炭素鋼、銅（純銅）、チタン（低合金チタンを含む）が検討対象になりうると考えられる。これらの材料は日本の地下水条件に対して、1000 年間の寿命を達成することは十分可能と考えられる。前述のとおり、C-14 の閉じ込めの観点から処分容器に対して数万年以上の寿命を期待する処分概念を検討する場合には、酸素濃度の低い還元性環境で熱力学的安定性を有する銅が有力と考えられる。銅の貴金属的な性質は、硫化物の共存によって失われるが、その腐食量や腐食速度は反応に寄与しうる硫化物の量や処分容器表面への拡散によるフラックスから見積もることができる。したがって、硫化物による腐食量、腐食速度が十分小さければ、長寿命化の達成が可能と考えられる。 銅を処分容器の耐食性を担う材料として選定している諸外国では、10 万年を超える閉じ込め機能を有すると評価しており（King et al., 2010）、C-14 の影響が十分低減するまで期間の閉じ込めが期待できる材料と考えられる。

3.4 従来材料の直接処分容器への適用性

3.4.1 検討事項

国内では、処分容器の候補材料の先行例としてガラス固化体のオーバーパックにおける検討が進んでいる(核燃料サイクル開発機構, 1999a)。海外では直接処分の検討を進めている国もあり、それらの成果は処分容器の候補材料を選定する上で参考にすることができる。ガラス固化体の処分に比べて、使用済燃料の直接処分の大きく異なる点としては、主に、容器の大型化、発熱量および放射線の線量率の増大、未臨界性の確保などが挙げられている(原子力委員会新計画策定会議技術検討小委員会, 2004)。そのため、処分容器候補材料の検討を進めるうえでは、これらの違いについて考慮する必要がある。本項では、国内外の高レベル放射性廃棄物の処分容器の候補材料として検討されている炭素鋼、チタン、銅を対象として、直接処分の処分容器材料としての適用性に関する調査を実施した。これらの候補材料に対して、長期健全性と製作、加工、封入などの技術的観点から処分容器候補材料としての適用性を検討した。長期健全性については、耐食性の他に、放射線照射による材料劣化（脆化）についても調査し、処分容器材料としての適用性、有効性について検討した。耐食性については、酸化性雰囲気および還元性雰囲気での腐食挙動、腐食速度、局部腐食などの観点から情報を整理した。照射脆化については、既存の金属材料である炭素鋼や低合金鋼を対象として、文献調査を実施し、候補材に対する照射速度効果に関する検討を行った。また、照射速度効果の予測に重要となる熱拡散係数については、データの信頼性向上を目的として精度良く測定する試験方法についても調査検討を実施した。製作性および加工性については、処分容器の胴体、蓋、内部構造材に対して候補となりうる製作、加工方法（鋳造、鍛造、圧延）について情報を整理した。封入性については、ガラス固化体の封入方法として検討されている溶接を対象とし、TIG、MAG、電子ビーム溶接（EBW）、レーザービーム溶接、摩擦攪拌接合について、国内外の知見を収集のうえ、処分容器の封入方法としての適用性を検討した。

3.4.2 腐食に関する検討

使用済燃料直接処分とガラス固化体処分における違いの中で、処分容器の腐食挙動に影響をおよぼす要因としては、廃棄体の温度と放射線の線量率の違いが考えられる。直接処分の廃棄体の温度については、処分容器に入れる使用済燃料集合体の本数の調整や廃棄体ピッチ，坑道離間距離の適切な設定により、ガラス固化体処分と同程度にすることができる。また、直接処分の放射線量率については、処分容器の放射線遮へい厚さを適切に設定することにより、その影響をガラス固化体処分と同程度にすることができる。したがって、処分容器の腐食挙動についても、オーバーパックと同様の環境条件を前提として、これまでの腐食に関する研究開発成果に基づいて予測することができると考えられる。以下では、炭素鋼、チタン、銅について、H12 レポートの報告内容およびそれ以降に得られた溶接部を対象とした腐食に関する検討により得られた知見について整理した。

(1) 炭素鋼

1) 母材の耐食性評価

炭素鋼の一般的な知見に基づき、H12 レポートでは、処分環境で生じる可能性のある腐食

に関する事象をオーバーパックの腐食因果時系列系統図として整理されている。この腐食因果時系列系統図をもとに、処分場で生じうるオーバーパックの腐食の主要な道筋（腐食シナリオ）を設定し、腐食寿命評価が行われた(核燃料サイクル開発機構, 1999a)。

一般的に地下水に含まれる炭酸塩は、炭素鋼の不動態化を促進し不動態臨界 pH を低下させることが知られている。しかし、0.1M の炭酸塩水溶液を含浸させた圧縮ベントナイト試料中の炭素鋼電極をアノード分極すると自然浸漬電位から直接立ち上がり、不動態化の兆候を示さないことが報告されている(核燃料サイクル開発機構, 1999a)。また、間隙水の pH が約 10.5 以上にならなければ不動態化せず、通常の地下水環境では pH が約 13 以上でなければ緩衝材中において炭素鋼オーバーパックが不動態化する可能性は低いと報告されている(谷口ほか, 2002)。

オーバーパックは緩衝材中に置かれるため、そのような環境中での炭素鋼の腐食挙動を調べるために、10 年間にわたる緩衝材中での浸漬試験が行われている（谷口ほか, 2008a)。模擬地下水として、人工海水および炭酸水素イオンと塩化物イオンを含む水溶液が用いられ、温度、ベントナイト純度、雰囲気による腐食挙動への影響が調べられている。その結果、腐食速度は時間とともに低下すること、ベントナイト純度、気相部の雰囲気による腐食進展への影響は小さいことが報告されている。この検討において、浸漬期間 1～10 年間の腐食速度は、0.055μm/y～1.4μm/y と推定された（谷口ほか, 2008b)。また、腐食生成物の観察結果から、２価鉄炭酸塩化合物の安定領域と試験条件で想定される環境条件はほぼ整合し、腐食生成物の試験片への密着性や皮膜形成下での腐食速度は、$FeCO_3$ の溶解・沈殿挙動に関連している可能性が示唆された。

処分環境では、海水系地下水のような塩化物イオンを含む地下水が、人工バリア周辺のセメント材料と接触してその pH が上昇し、炭素鋼に孔食やすきま腐食をもたらすことが想定されるため、地下水を高 pH 化させた条件で腐食試験が実施されている（谷口ほか, 2009)。その結果、孔食係数は、これまでに得られている試験結果（中性～アルカリ性環境や天然水環境で得られたデータ）の範囲内に含まれていることが確認された。そして、極値統計により推定された最大腐食深さは、従来の孔食・すきま腐食に関する経験モデルにより推定される値を超えないことが報告されている。

応力腐食割れについては、高温水および炭酸塩環境下で生起する可能性は低いことが報告されている。ただし、溶接部は応力腐食割れ以外でも腐食する可能性があることから、オーバーパックの製作においては、溶接条件などを十分検討するとともに、想定される溶接方法や溶接条件での耐食性や応力腐食割れ感受性に配慮しておく必要があると提言されている（核燃料サイクル開発機構, 1999a)。

2)溶接部に関する耐食性評価

①酸化性雰囲気における腐食

酸化性雰囲気における溶接部の腐食挙動を評価するため、溶接試験体を用いた浸漬試験が原子力環境整備促進・資金管理センター（以下、「原環センター」という）において実施されている（原環センター, 2013a)。試験環境は 80℃の海水系地下水および降水系地下水を想定した人工海水(ASTM D1141-98,2013)と人工淡水(2.5mM NaHCO3 +2.5mM NaCl)に設定された。試験は最長で３年６ヶ月間実施され、平均腐食深さおよび最大腐食深さが調べられた。1 年

間の浸漬後の試験片外観と形状計測結果の例を図 3.4.2-1 に示す。人工海水環境下の TIG 溶接部では、局所的に激しく減肉する選択腐食が見られた。この選択腐食は溶接ビードに沿って発生していることから、多層肉盛り溶接による熱履歴によって生じる組織の違いが、選択腐食の生じる要因の１つになっていることが示唆された。人工淡水環境ではポーラスな腐食生成物が生成し、人工海水環境と異なり試験片全体が腐食する傾向が見られた。また、同一浸漬期間の平均腐食深さは人工淡水の方が深くなるものの、最大腐食深さは浅く均一腐食に近くなることが示された。一方、人工海水環境でも溶接材料を使用しない EBW の溶接部では選択腐食は発生しないことが確認されている。

形状計測の結果から極値統計により推定した各条件での最大腐食深さ P'が、平均腐食深さ X_mに対して図 3.4.2-2 のように整理され、図中には、H12 レポートで示された炭素鋼母材の最大腐食深さの推定値 P が破線で示されている（原環センター，2013a)。TIG および MAG の溶接試験片で P'が P を上回る傾向が見られ、これは溶接部で発生した選択的な腐食によるものと考察された。これらの結果から、溶接部の耐食性は溶接方法・条件によって異なることが明らかになった。そして、次の検討課題が提示された。TIG や MAG の最大腐食深さの推定値は、H12 レポートの推定値 P を超えたが、浸漬試験は酸素過飽和の環境で行われたものであり、これらの溶接方法がオーバーパックの封入方法として適さないと直ちに判断することはできない。しかしながら溶接部の P'は、炭素鋼母材の腐食代の設定根拠である推定値 P と同等になることが望ましいことから、アーク溶接法については P'の上昇の原因である選択腐食の発生を抑制するため、溶接部の品質改善手法を検討する必要があると考えられる（原環センター，2013a)。

溶接部の品質を改善するために、溶接材料の改良が検討され、改善効果の確認試験が実施された（原環センター，2013a)。溶着金属の Ni 濃度が 0.15%、0.25%となるような２種類の改良溶接材料を作製し、これらの溶接材料と比較のために従来材である MG-S50 を使用して溶接試験が実施された。人工海水中での定電位分極試験後の試験片の形状計測結果を図 3.4.2-3 に示す。従来材では原質部の著しい減肉が確認されたが、Ni を加えた改良材の溶接金属部には顕著な選択腐食は発生しなかった。形状計測結果より１年後の減肉量を推定し、平均腐食深さと最大腐食深さの比を Grooving factor α として評価された。その結果、Ni 濃度が 0.25%、0.15%となる改良材 A、B では、$\alpha \fallingdotseq 1$、すなわち均一腐食形態となることが確認された。今後は、溶接部の腐食メカニズムの観点から Ni 添加の効果を検証し、処分容器の溶接に適した溶接材料を設計するプロセスの改良を行うことで、溶接部の健全性を確保できる溶接手法を確立することが必要と考えられる。

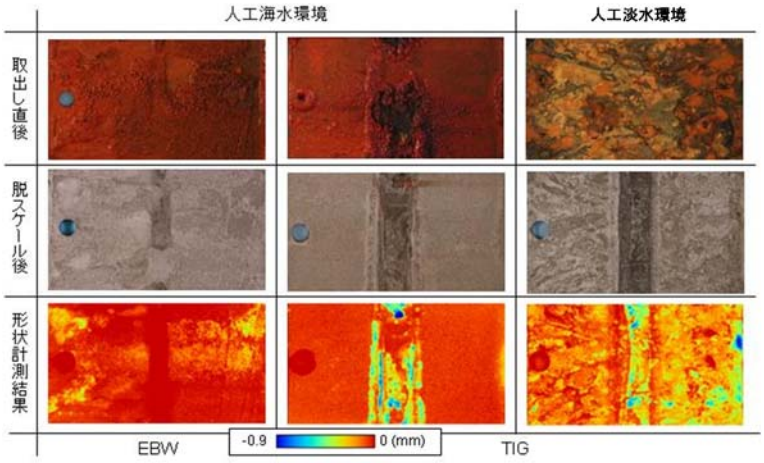


図 3.4.2-1　酸化性雰囲気での浸漬試験片（原環センター, 2013a）

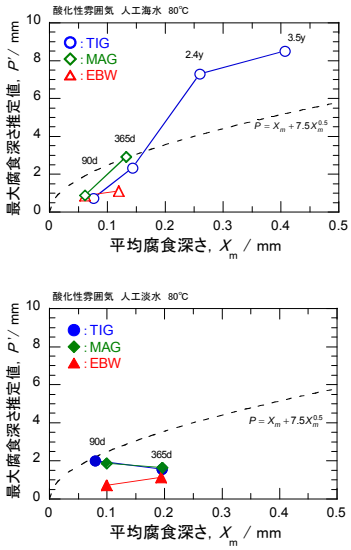


図 3.4.2-2　酸化性雰囲気における溶接部の腐食挙動（原環センター, 2013a）

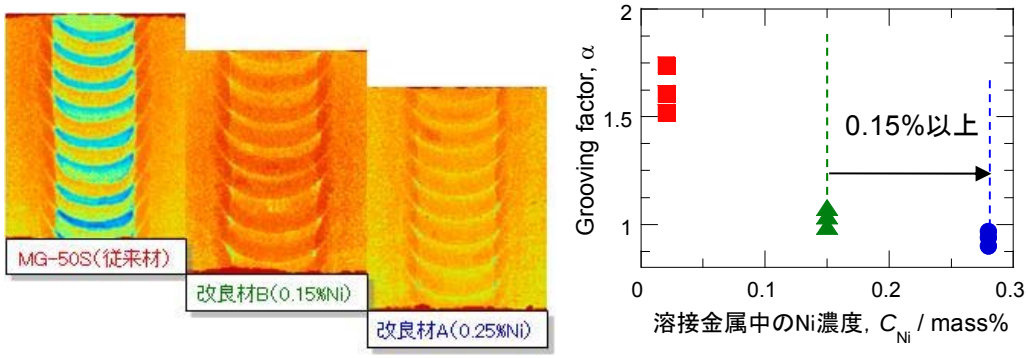


図 3.4.2-3　溶着金属中の Ni 濃度と選択腐食抑制効果（原環センター, 2013a）

②還元性雰囲気における腐食

オーバーパックの施工時に持ち込まれた酸素が腐食により消費された後、地下環境は本来の還元性雰囲気に戻ると考えられている。この環境では炭素鋼の腐食は水の還元を対反応として進行する。H12 レポートでは平均腐食速度を 10 μm/y と評価し、腐食の偏在を考慮して 1000 年間で必要とされる腐食代は 20 mm と設定されている。また、腐食にともない発生する水素ガスの一部が鋼中に侵入し、水素脆化を引き起こすことが懸念されている。酸化性雰囲気での溶接部の腐食挙動、および鋼中への水素侵入挙動を評価するため、溶接試験体を用いた浸漬試験が実施された（原環センター, 2013a）。試験環境は人工海水と人工淡水であり、ベントナイト共存環境を模擬するために、クニゲル V1 とケイ砂を 7:3 で混合し乾燥密度 1.6 Mg/m^3 となるようにチタン製のカラム内に試験片とともに圧縮し、PTFE 製の容器に N_2 ガスで脱気した溶液をカラムに入れて、80℃で所定の期間浸漬された（図 3.4.2-4）。

３年間浸漬した試験片の外観および、形状計測結果の一例を図 3.4.2-5 に示す（原環セン

ター，2013a)。還元性雰囲気では、溶接手法によらず全面腐食形態となり、TIG や MAG においても選択腐食は見られなかった。また、平均腐食速度は試験３年後には 10 μm/y を下回ることが確認された。そして、オーバーパックの長期健全性に大きく影響する還元性雰囲気で、溶接部の耐食性は母材と同等であることが確認された。

腐食による炭素鋼への水素侵入挙動を調査するため、水素分析用浸漬試験片に対して昇温脱離ガス分析(TDS: Thermal Desorption Spectroscopy)が実施された(原環センター,2013a)。室温から 250℃までに放出された水素の積算量は、炭素鋼の水素脆化に影響をおよぼすとされる拡散性水素濃度として評価された。人工海水中での浸漬期間３年までの鋼中拡散性水素濃度の経時変化を図 3.4.2-6 に示す。

TIG の溶接金属部では、浸漬初期の水素濃度が高くなり、これは転位や空孔など、拡散性水素のトラップサイトとして働く格子欠陥が多いことに起因すると考察された。それ以外では、溶接手法や部位によらず浸漬３年後は 0.1 ppm 程度の低い水素濃度となることが試験的に確認されている。

水素の発生速度と等価である炭素鋼溶接部の腐食速度は、図 3.4.2-7 に示すように時間とともに低下傾向が見られた。今後は、より長期の浸漬試験を実施し、溶接部の腐食速度の把握、および水素脆化に寄与する鋼中水素濃度の知見を拡充することが重要であると報告されている（原環センター，2013a)。

図 3.4.2-4　浸漬試験用チタンカラムと浸漬用 PTFE 容器(原環センター,2013a)

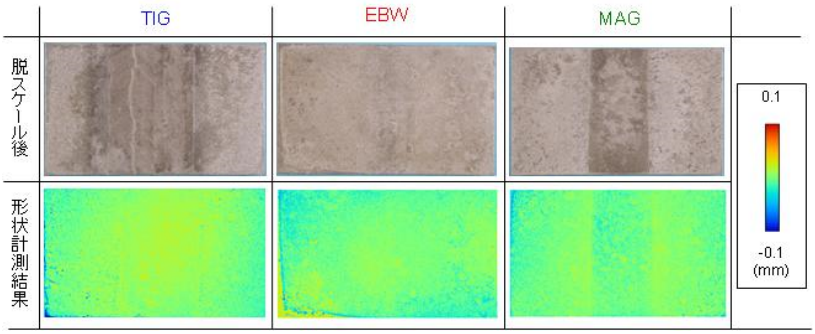


図 3.4.2-5　試験後の浸漬試験片外観(原環センター,2013a)

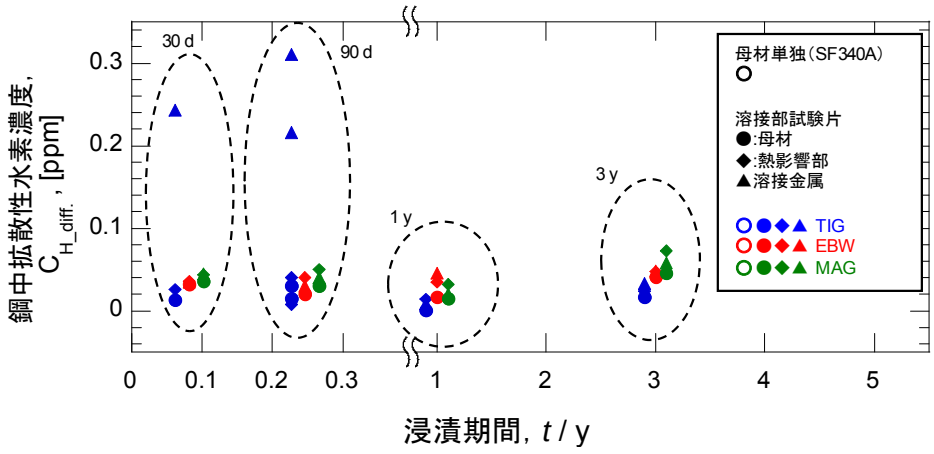


図 3.4.2-6　鋼中拡散性水素濃度の経時変化（人工海水環境）（原環センター, 2013a）

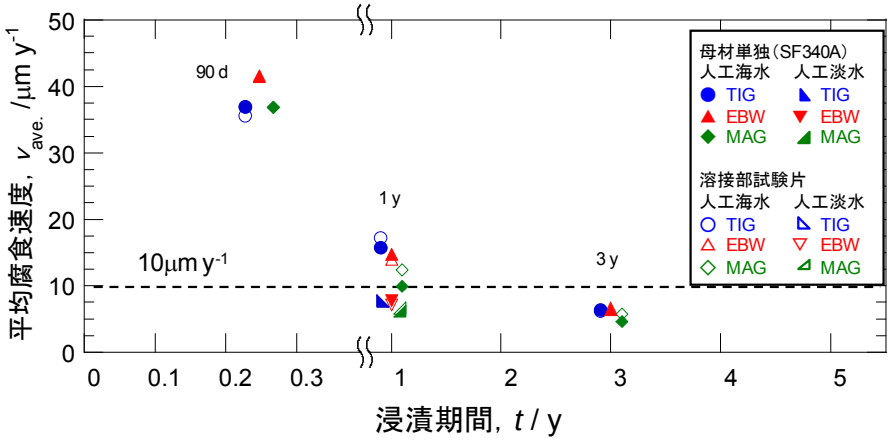


図 3.4.2-7　重量減から求めた平均腐食速度の経時変化(原環センター, 2013a)

③応力腐食割れ感受性

H12 レポートでは応力腐食割れ（Stress Corrosion Cracking, SCC）に関する既往の報告および地下環境データより、処分環境での炭素鋼の SCC 生起の可能性について報告された。そして、熱処理や溶接時の入熱を受けた鋼の炭酸塩溶液中で SCC 感受性評価の必要性が示されている(核燃料サイクル開発機構, 1999a)。このような背景により、溶接や後熱処理が炭素鋼オーバーパックの SCC 感受性におよぼす影響について評価された(原環センター, 2013a)。試験溶液は重炭酸塩／炭酸塩緩衝溶液であり、TIG 溶接、MAG 溶接、EBW 試験体の、溶接金属部、熱影響部、母材部から試験片が採取された。80℃に加温した N_2 脱気溶液中で、高い感受性を示す電位に保持して低ひずみ速度引張試験（Slow Strain Rate Test, SSRT）が行われた。破断後の破面を走査型電子顕微鏡（Scanning Electron Microscope, SEM）で詳細に観察し、破面を解析し SCC 感受性が評価された。

$[CO_3^{2-}+HCO_3^-]$ =1.5M での試験片破断後の破面の SEM 観察結果の一例を図 3.4.2-8 に示す。重炭酸塩／炭酸塩溶液中における本試験条件での SCC は粒界割れ型であり、破面周縁に粒界割れの破面が分布していた。$[CO_3^{2-}+HCO_3^-]$ =0.5M では破面上の粒界破面が占める割合が減少

し、[CO_3^{2-}+HCO_3^-] =0.2M では粒界割れが認められなかった。破面周縁の粒界破面、中央付近の延性破壊破面（ディンプルなど）と特徴ごとに区別すると、図 3.4.2-8 の右図のようになる。破面全体に占める粒界割れ破面の割合を SCC 感受性指数I_{SCC}とし試験条件、および溶液濃度ごとに整理して図 3.4.2-9 に示す。I_{SCC}が最も大きくなるのは試験電位が-700～-650 mV_{SCE}の領域で、試験環境において炭素鋼が活性溶解から不動態に遷移する電位領域と一致した。また、急速加熱急冷却により生成された複雑な結晶形状を持つ熱影響部や溶接金属よりも、結晶粒の形状が単純な母材の方がき裂の進展が容易であることから、粒界進展型の SCC では母材のI_{SCC}が他の部位よりも高くなった。各溶液濃度において最も高いI_{SCC}を溶液濃度に対してまとめると、溶液濃度の低下に従い感受性が低下する傾向が見られ、[CO_3^{2-}+HCO_3^-] = 0.2M では全ての部位で粒界割れは発生せず、SCC 感受性が消失した。同一の定電位 SSRT を緩衝材共存環境で実施すると、[CO_3^{2-}+HCO_3^-] =1.5M では溶液単独の場合よりも感受性が低下することが示された。

以上の結果より、溶接による熱影響を受けた部位の SCC 感受性は母材よりも低く、さらに実際の地下環境で想定されている炭酸塩濃度は 0.1M 以下であり(核燃料サイクル開発機構,1999a)、この環境では炭素鋼は溶接部をふくめて SCC 感受性を示さない、すなわち SCC は生じないと考察された。さらに、緩衝材共存環境での SCC に関する知見を拡充する試験の実施、SCC の要因の 1 つである溶接残留応力の低減などの製造時の品質改善手法の検討を行うことで、実処分環境における SCC によるオーバーパックの破損の懸念を低減できると期待されている(原環センター, 2013a)。

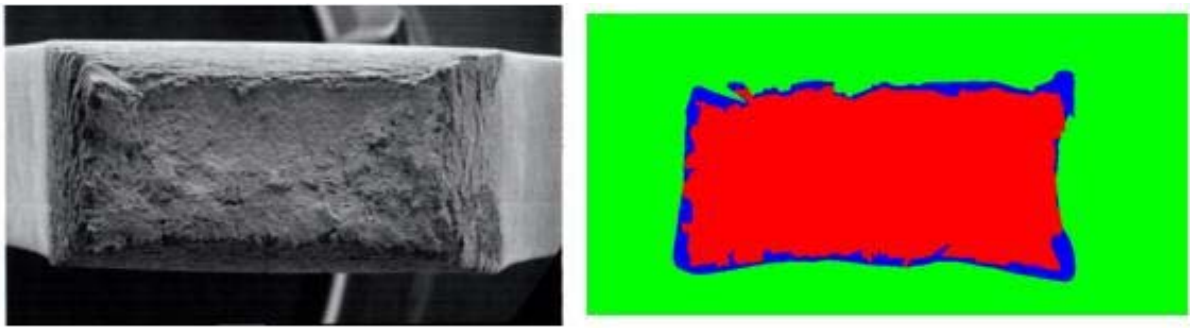


図 3.4.2-8　SCC 破面の例（[CO_3^{2-}+HCO_3^-] = 1.5M+緩衝材, MAG 熱影響部）

（原環センター,2013a）

(2)チタンおよび低合金チタン

チタンは高耐食性金属に分類される。本来、チタンは非常に活性な金属であり、水中では広い範囲で酸化物が安定で、この酸化物の皮膜が金属表面を覆い安定な不動態被膜として下地金属を保護するため、耐食性に優れている。しかし、不動態被膜が局所的に破壊され、再不動態化しなければ、孔食やすきま腐食が生じる可能性がある。チタンは炭素鋼や銅に比べて実用化されてからの歴史が浅い材料であり、皮膜の安定性や還元性雰囲気での腐食挙動には不明な点もある。

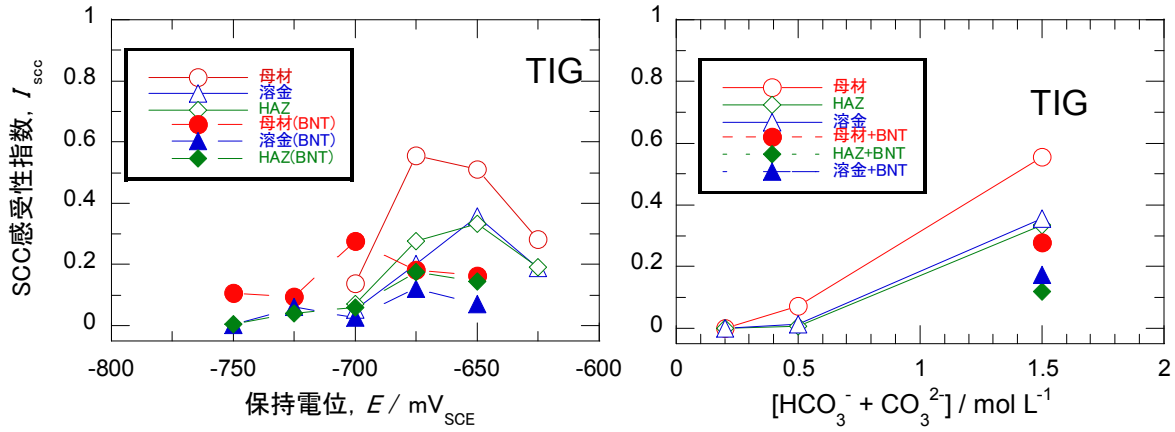


図 3.4.2-9　SCC 感受性評価の例（TIG 溶接試験体）（原環センター, 2013a）

1950 年代初頭から実用化されたチタンはその常温での比重が 4.5 であって、普通鋼より低く、かつ比強度が高いという特性を有している。また、その耐食性を生かして、主に工業用純チタン（Ti-Gr. 1～3）が化学プロセス機器材料として使用されている。純チタンは常温では調密六方晶のα-相が安定であるが、高温（>882℃）では体心立方晶のβ-相が安定である。一方、チタン合金としてはα-単相合金に加えて、near-α合金、α+β合金、near-β合金、およびβ-合金が使用されている。高い比強度を必要としない化学プロセス工業用途には、主として工業用純チタンが適用される。グレードごとに不純物としての酸素含有量が異なっていて、酸素含有量が高いほど強度が上がるが、延性が低下するため、高い加工性を要求される用途には Gr. 1 が適用される。

チタンに少量の Pd あるいは Ru を添加すると、還元性環境における耐食性が顕著に改善されることから、ASTM では Ti-Gr. 1 あるいは Gr. 2 に Pd を添加した Gr. 11、17 および Gr. 16、7 が規格化されている。これらも工業用純チタンと同様にα-相単相組織を持つ。チタンに少量の Mo および Ni を添加すると、還元性環境における耐食性が改善されることから、ASTM では Ti-Gr. 12 が規格化されている。25℃の水溶液環境における Ti/Ti^{2+}アノード溶解反応の標準電極電位は -1.62 V (vs. SHE)であるから、チタンは本来極めて活性な金属である。しかしながら、水溶液環境に曝されると、瞬時に金属表面に硬くて下地との密着性に富む酸化物皮膜が形成され、不動態化するために、多くの水溶液環境において耐食的である。

25℃における Ti-H_2O 系の電極電位-pH 図を図 3.4.2-10(腐食防食協会編, 2000)に示す。中性付近の広い pH 範囲において、a、 b 両線で囲まれた水（H_2O）の安定な領域では、$TiO_2 \cdot H_2O$ が安定な領域であるから、わが国で想定される処分環境で、チタンは常に不動態にあって良好な耐食性を示す。しかしながら、極めて高い pH 領域では、$HTiO_3^-$が安定種となる脱不動態化領域（腐食領域）が現れ、この領域は高温ではより低 pH 方向に拡がる。

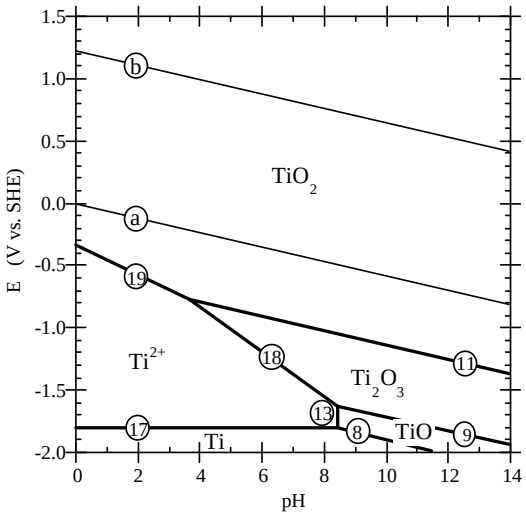


図 3.4.2-10　25℃における Ti-H_2O 系の電極電位-pH 図(腐食防食協会編, 2000)

1)母材に関する耐食性評価

H12 レポートでは、チタンは処分環境では孔食および応力腐食割れを起こさないと報告されている(核燃料サイクル開発機構, 1999a)。また、バクテリア腐食も受けないと考えられているため、チタンオーバーパックに関して評価すべき項目として、主にすきま腐食と水素脆化が挙げられている。H12 レポートで示されたチタンオーバーパックの腐食因果時系列系統図を元に、処分場で生じうるオーバーパックの腐食の主要な道筋(腐食シナリオ)を設定し、腐食寿命評価が行われている。その結果、海水レベルの塩化物濃度で 100℃以下の条件では、ASTM Gr.17 または Gr.7 では、すきま腐食は起こらないと報告された。また、金属とベントナイトのすきまについても、すきま腐食は発生しにくく、環境条件に応じて適正な合金種を選択すれば、すきま腐食を避けることができると報告されている。

水素脆化については、文献データに基づいて腐食速度を 2.8×10^{-3} μm/y、水素吸収率を保守的に 100%と仮定してチタン層中の水素濃度分布が評価された。その結果、1000 年間では脆化に至る水素濃度には達しないと評価されている。H12 レポート以降、鈴木と谷口 (2006) により低酸素濃度雰囲気での腐食速度の実験的検討が行われるとともに、実験データに基づいて水素脆化の評価が行われ、水素脆化による破損を防止することが可能との見通しが得られている (谷口ほか, 2007) 。

2)溶接部に関する耐食性評価

チタンオーバーパックについても H12 レポートで提示されたチタンオーバーパックの腐食シナリオや、既往の報告の調査により得られた知見を基に、チタンオーバーパック溶接部の耐食性を評価するために必要な調査項目が抽出されている(原環センター, 2013a)。チタンにおいて特に留意すべき点は酸化性雰囲気におけるすきま腐食と、還元性雰囲気での水を酸化剤とした腐食により発生する水素による脆化が挙げられている。すきま腐食については、1)で述べたように耐すきま腐食性を有する合金を選定することで発生を防止することが可能と考えられている。一方、腐食により発生した水素による脆化は、処分場閉鎖後の長期にわたり耐食層の靭性を低下させる可能性がある。そのため、低酸素雰囲気での浸漬試験が実施さ

れ、腐食速度およびチタン中への水素吸収挙動が実験的に調査されている(原環センター, 2013a)。試験には工業用純チタン(JIS 2 種)と耐すきま腐食性を有する Ti-0.15%Pd 合金(JIS 12 種)が使用され、TIG 溶接法にて溶接試験体が製作された。溶接試験体の母材と溶接金属部から、図 3.4.2-11 に示す短冊状の浸漬試験片が作製され、N_2 ガスにより脱気した人工海水とともにガラス製アンプルに封入し、80℃で浸漬試験が実施された。試験後の水素分析の結果、全水素量のうち 98%以上がチタン中に吸収されていることが示された。浸漬試験表面付近の中の水素の濃度分布を２次イオン質量分析 (Secondary Ion Mass Spectrometry, SIMS)により取得した結果、水素は表面から 1～2 μm 程度まで侵入していることが明らかになった。

水の還元によるチタンの腐食反応を $Ti+2H_2O \rightarrow TiO_2 + 4H_{ab}$ とし、平均腐食速度が算出されている(原環センター, 2013a)。図 3.4.2-12 に浸漬 1200 日までの平均腐食速度の経時変化を示す。平均腐食速度はチタンの化学組成や部位によらず、浸漬期間の増加に伴い低下し、浸漬 1200 日では 0.01 μm/y を下回った。このような浸漬試験の結果から、チタン溶接部は母材と同等の耐食性を有していることが示されれている。

図 3.4.2-11　チタン浸漬試験片とガラスアンプル(原環センター, 2013a)

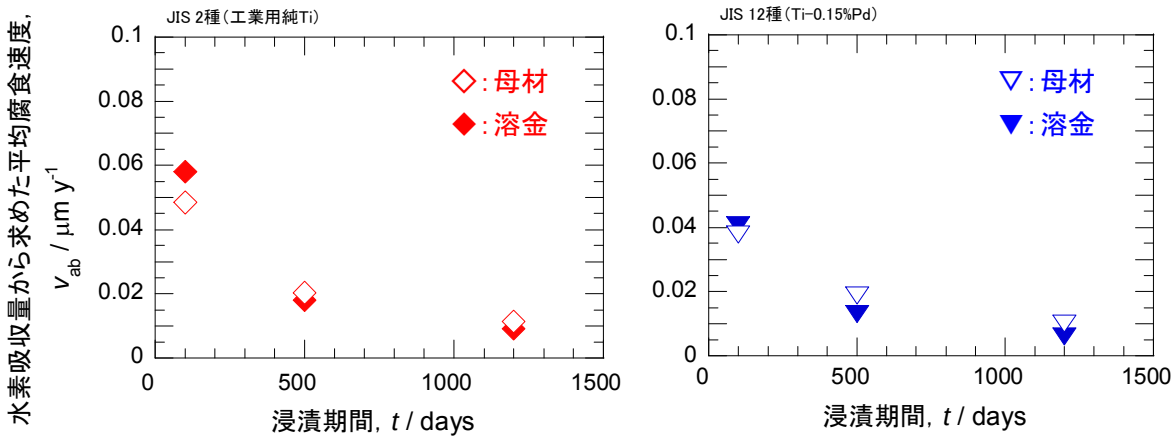


図 3.4.2-12　低酸素雰囲気の人工海水環境でのチタン平均腐食速度経時変化

(原環センター, 2013a)

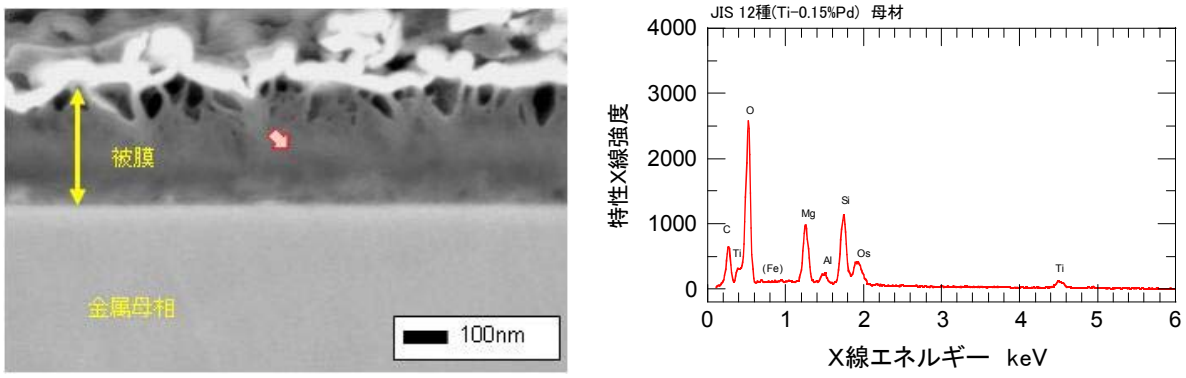


図 3.4.2-13　FE-SEM による皮膜の断面と EDX による皮膜の分析結果

（原環センター, 2013a）

電界放出形走査電子顕微鏡（Field Emission Scanning Electron Microscope, FE-SEM）による皮膜の断面の観察結果と EDX による皮膜の成分分析の結果を図 3.4.2-13 に示す。浸漬後のチタン表面に生成した皮膜は厚さ数百 nm 程度の多孔質な皮膜であることが FE-SEM による観察結果から明らかになった。この皮膜には保護性は期待できないため、実際の耐食性に寄与しているのは沈殿皮膜と金属母相の間に存在する数 nm オーダーの酸化皮膜であると考察されている。

(3) 銅

溶存酸素存在下の中性水溶液環境における銅表面には酸化物（Cu_2O、CuO）皮膜が形成され、これらは通常下地保護性を持つため、不動態化し耐食的である。銅などにおける不動態被膜はμm のオーダーの厚さであり、難溶性金属塩（沈殿）皮膜とも呼ばれる。銅の不動態被膜は溶出した金属イオンが水酸化物などのコロイドになり徐々に金属表面に沈着して形成され、長期間をかけて安定化される。環境条件に応じて OH^-の他に、HCO_3^-、Cl^-などの各種アニオンとの金属塩が形成され、皮膜内に取り込まれるため、皮膜の組成は複雑になる。この不動態被膜は、その時々の環境条件に対応した組成の皮膜を経時的に累積した構造を持つことになる。

図 3.4.2-14 に $Cu-H_2O$ 系の電極電位-pH 図を示す（腐食防食協会編, 2000）。中性付近の pH 領域では Cu_2O あるいは $Cu(OH)_2$ が安定な不動態域にあり、耐食性が比較的良好である。しかしながら、淡水環境における純 Cu の腐食速度に及ぼす pH の影響は図 3.4.2-15（小玉ほか, 1981）に示すように、6.5 よりも低 pH 側で腐食速度が急増する。これは図 3.4.2-14 の $Cu-H_2O$ 系の電極電位-pH 図の酸性側で Cu^{2+}の安定域が現れ、脱不動態化することと対応している。このように鉄系材料に比べて、Cu の腐食挙動は中性近傍の pH 変化に極めて敏感である。Cu 表面に形成される保護皮膜としての不動態被膜の溶解度は高い pH 依存性を持つため、pH がわずかに酸性側にある水中でも Cu 表面の保護皮膜形成は阻害される。一方、Cu は両性金属であることから、図 3.4.2-14 の $Cu-H_2O$ 系の電極電位-pH 図に示すように、高アルカリ側でも $HCuO_2^-$が安定な領域が存在し脱不動態化する。処分容器がコンクリート支保工を通過した高アルカリの地下水に接触する場合には、アルカリ側の脱不動態化についても十分な検討が

必要である。

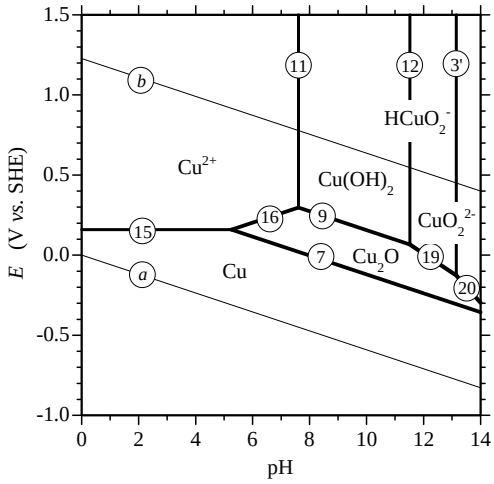


図 3.4.2-14　Cu-H_2O 系の電極電位-pH 図(腐食防食協会編, 2000)

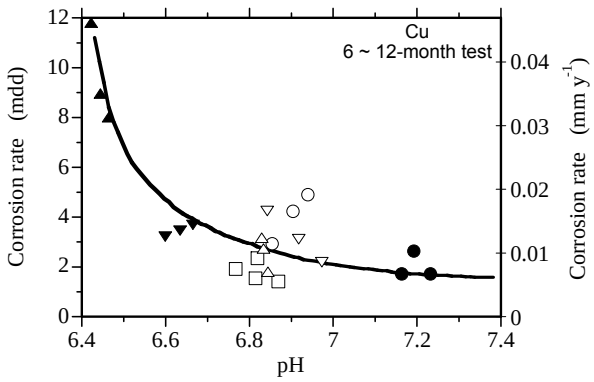


図 3.4.2-15　淡水環境における純 Cu の腐食速度に及ぼす pH の影響(小玉ほか, 1981)

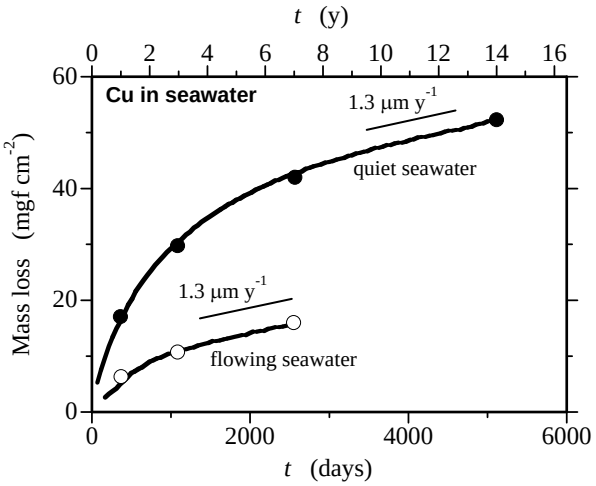


図 3.4.2-16　Cu の自然海水環境における腐食速度の経時変化(Efird and Anderson, 1975)

1)酸化性雰囲気における腐食

不動態化している Cu の自然海水環境における腐食速度の経時変化を図 3.4.2-16 に示す(Efird and Anderson, 1975)。初期の腐食速度は溶存酸素濃度、あるいはこれと等価な流速に大きく依存するが、長時間経過後はこれらにほとんど依存しない定常速度に落ち着く。これに要する時間は図で初期速度が大きい場合には 3 年とかなり長い。これは、不動態被膜を形成する金属の特徴である。また、定常腐食速度は、薄い不動態被膜による不動態金属（ステンレス鋼、Ni-Cr-Mo 合金、Ti 合金、など）に比して 1 桁以上大きくなる。

酸化性環境における孔食などの局部腐食の可能性については、川崎ほか（2008）により検

討されており、ベントナイト中の純銅の自然電位はTypeIおよびIIの孔食に対して報告されている孔食電位よりも卑であるが、不動態化する条件での皮膜破壊電位よりも貴となる可能性が指摘されている。また、ベントナイト中では不動態型とは異なるアノード分極特性を示すとされている。

2)還元性雰囲気における腐食

図3.4.2-14の$Cu-H_2O$系の電極電位-pH図に示したように、中性付近のpH領域では水素発生カソード反応

$$2H_2O + 2e = H_2 + 2OH^- \quad (4.2\text{-}1)$$

の平衡電位（a線）近傍は、すでに金属Cuの安定領域であるから、溶存酸素のない（完全脱気）環境でCuは実用上腐食しないと考えられている。ただし、長期の腐食試験の結果からは、純水中の無酸素環境中で銅が腐食する可能性があるという結果も報告されている(Hultquist et al.,2008; Hultquist et al.,2009; Szakalos et al.,2007)。Hultquistらは、室温の蒸留水環境中で銅薄片（厚さ 100μm）を用いて 15 年間の腐食試験を実施した(Hultquist et al.,2008)。15年後の試験片の外観を図3.4.2-17に示す。図中の左側のフラスコでは、腐食により発生した水素はフラスコから放出され、右側のフラスコでは水素が放出されない条件で試験が実施された。図3.4.2-17の左側の試験片の断面を図3.4.2-18に示す。試験片観察の結果、純水環境中で明瞭な局部腐食が観察されている。SKB では、これらの腐食現象を理解するために文献調査を実施し、密度関数理論を用いたCu_2O表面状態の相対エネルギーの推定や、遷移状態理論によるCu_2O表面の反応を調査することが、今後の検討課題であるとしている(Johansson and Brinck ,2012)。

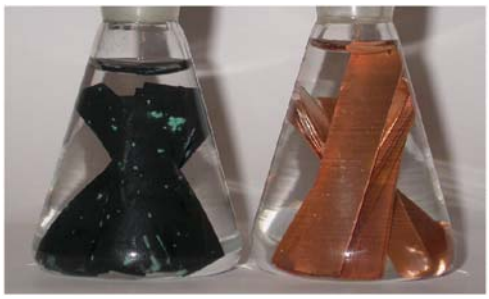


図3.4.2-17　室温、蒸留水での試験期間15年後の試験片外観(Hultquist et al.,2008)

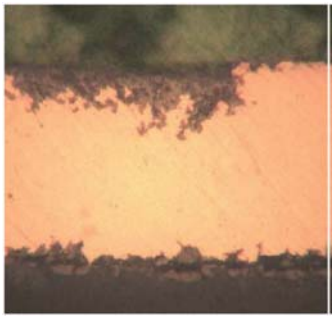


図3.4.2-18　試験期間15年後の試験片断面(厚さ100μm)の様子（Hultquist et al.,2008)

3)硫化物による影響

上記の2)で述べたように、銅は還元性雰囲気では熱力学的に安定であり、水の還元反応をカソード反応とした腐食を起こさない。高レベル放射性廃棄物の処分環境として想定される地下深部は、本来、還元性雰囲気であり、銅を処分容器の腐食代として用いた場合には極めて長期間の寿命が期待できる。しかし、硫化物が存在する環境では腐食が進展する可能性があることが知られている。わが国の地下水環境中の硫化物濃度は10^{-4}M以下と測定されているが、現状では処分サイトが未定であり、環境条件の不確実性などを考慮して、より高い硫

化物濃度についても検討が行われている。腐食試験では、低酸素濃度環境下で人工海水中における純銅の腐食挙動におよぼす硫化物濃度の影響が検討され、浸漬期間２年間の腐食データが取得されている。また、Na_2S を添加した人工海水中での低歪速度試験を実施し、硫化物を含む環境中での応力腐食割れに対する感受性が調査されている(Taniguchi and Kawasaki., 2008)。

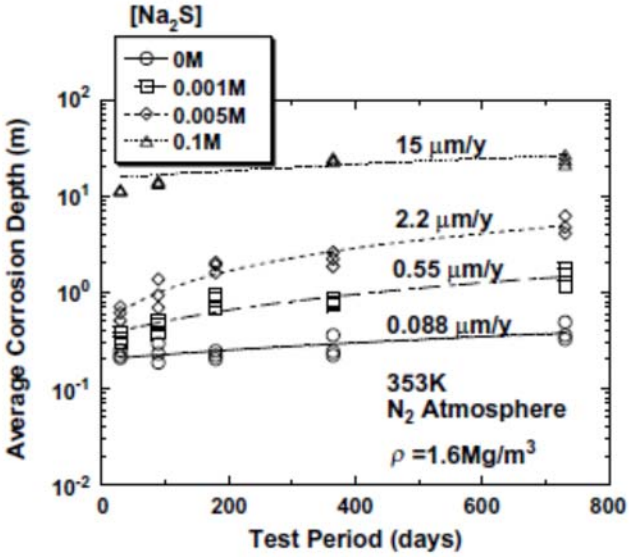


図 3.4.2-19　試験期間と平均腐食深さの関係(Taniguchi and Kawasaki, 2008)

試験期間と平均腐食深さの関係を図 3.4.2-19 に示す(Taniguchi and Kawasaki, 2008)。Na_2S 濃度の高い条件ほど、腐食速度は大きくなる傾向が見られ、実験的に得られた腐食速度は、Na_2S 濃度 0.001M では 0.55μm/y、0.005M では 2.2μm/y、0.1M では 15μm/y と報告されている。ベントナイト中の硫化物の拡散に基づく腐食量の推定では、10^{-3}M 以下の地下水中硫化物濃度であれば数万年を超える寿命を達成可能と評価されている。また、SSRT 試験の結果、Na_2S 濃度が 0.001M ではほとんど割れ感受性を示さなかったが、0.005M を超える濃度条件では明瞭なき裂が確認されたと報告している。以上の結果から、処分環境において 0.001M 以下の Na_2S 濃度であれば腐食速度は非常に小さく、応力腐食割れも生じないため、長期間の寿命を期待できる可能性があることが示された。そのため、処分環境における硫化物濃度が 0.001M 以下であれば、腐食速度は非常に小さく、かつ応力腐食割れを起こさないため 1000 年を大きく超える寿命が期待できる可能性があると報告されている。SKB では Na_2S 濃度 0.005-0.05M、室温および 80℃の人工海水環境で SCC 感受性が調べられたが、試験結果からは SCC は確認されていない(Bhaskaran et al.,2012)。

(4)候補材料の処分容器への適用性

上記(1)～(3)に述べたとおり、H12 レポートでオーバーパック候補材の腐食挙動について知見が整理された後も、これまでに炭素鋼、チタン、銅における深部地下環境を想定した条件でのさらなる知見が拡充されている。また、炭素鋼、チタンについては母材だけでなく、溶接部を対象とした腐食試験も実施されている。アーク溶接により作成された炭素鋼試験片では、溶接部に局部的な腐食が見られたが、溶加材に Ni を添加することにより母材と同等の

耐食性を示すことが明らかになった。チタンについては、TIG 溶接により作成された溶接試験片の耐食性の低下は見られなかった。銅については、硫化物が存在する環境下で応力腐食割れに対する感受性が大きくなるという報告もあるが、感受性を示す硫化物濃度には制限値が存在すると考えられる。また、無酸素環境下の純水環境中において銅が腐食するという報告もあった。

使用済燃料の処分環境条件は、オーバーパックで検討されている処分環境条件と同様と考えられるため、腐食挙動については多くの知見が流用できる。腐食寿命についても、オーバーパックで検討されている寿命と同等と考えられるため、1000 年間程度であれば適切な厚さを設定することにより炭素鋼、チタン、銅は処分容器候補材料として適用可能であると考えられる。また、C-14 の閉じ込めを考慮した数万年間の長寿命化が可能な材料としては銅が有力であると考えられる。銅の場合は、処分環境が低硫化物濃度環境であることが前提であり、腐食挙動の知見拡充も課題である。また、チタンについては、すきま腐食が生じない環境での使用を前提として、長期的な腐食速度や水素吸収率など知見が拡充し、チタン中の水素濃度が長期にわたって脆化に至るレベルに達しないことが示されれば数万年以上の閉じ込め機能を期待できる可能性がある。また、従来材料については、様々な分野において耐食性を向上させるための材質改善や元素の添加、合金開発などが行われている。そのような知見を活用し、より長期の閉じ込め機能が期待できる材料を検討することも今後の課題として挙げられる。

(5)腐食への微生物影響に関する検討

地層処分の安全性確保の観点から、処分容器を含む人工バリアには放射性核種の物理的な閉じ込めが基本的な要件として求められている。一方で、処分環境下には 10^2～10^7 cells/ml もの膨大な数の微生物が存在することが知られており（e.g. West et al., 2002; Fredrickson and Fletcher, 2001）、それらの微生物は多種多様な酸化還元反応を行いながら地下環境で活動していることが明らかにされてきた（e.g., Pedersen, 1999; Pedersen, 2001; Amano et al., 2012）。また、処分場建設から操業・閉鎖の過程で様々な陸上起源の微生物や有機物が持ち込まれると想定され、従来地下環境中に生息していた土着微生物や陸上から混入した微生物が人工バリア性能に及ぼす影響について評価する必要がある。微生物が人工バリア性能に及ぼす影響項目として最も懸念されている事象の一つに、処分容器に対する微生物腐食が挙げられる。わが国では、ガラス固化体を対象とした H12 レポートにおいて、炭素鋼・チタン・銅を処分容器とした場合のそれぞれの腐食シナリオを検討し、微生物反応による影響評価を実施している（核燃料サイクル開発機構, 1999a）。その結果、緩衝材中の硫酸塩が硫酸還元菌により還元されて全て腐食に寄与し、緩衝材外側からも地下水中の硫化物が拡散によって供給されると仮定して腐食評価を実施したところ、硫酸還元菌の影響による 1000 年間の平均腐食深さは炭素鋼では最大で 4.5 mm、銅では 9.2 mm と見積もられた。炭素鋼における腐食深さは、室内試験結果から 5 μm/y 以下の腐食速度が得られているが(谷口ほか,1999)、天然においては様々な環境条件が想定されることから、環境条件に伴う不確実性を考慮して、平均腐食速度は 10 μm/y と仮定されている。人工バリア周辺の全硫黄の物量変化から推定された硫酸還元反応に伴う腐食深さは、環境条件に伴う不確実性を考慮した腐食の余裕代である 5 mm を超えないことが確認されており、保守的な評価がなされている。チタンについては

微生物腐食に関する報告例がなく、微生物影響は考慮されていない。また、緩衝材と微生物の相互作用についていくつかの室内試験が実施されており、たとえば、好気性菌および硫酸還元菌を用いて圧縮ベントナイト中における炭素鋼の微生物腐食影響評価を実施した結果では、一般的に微生物にとって至適とされている温度や栄養条件設定においても、圧縮ベントナイト中の微生物活性は低く、腐食影響をほとんど受けなかったことが報告されている（和田ほか, 1998; 西村ほか, 1999）。

表 3.4.2-1　H12 レポートにおける腐食寿命評価

	炭素鋼	チタン	銅
環境条件に伴う不確実性を考慮に入れた平均腐食速度	10 μm y^{-1}	2.8 x 10^{-3} μm y^{-1}	
微生物影響による 1000 年間の平均腐食深さ*	4.5 mm 地下水中の硫黄分の寄与：4.0 mm 緩衝材中の硫酸塩の寄与：0.5 mm	考慮されていない	9.2 mm 地下水中の硫黄分の寄与：8.1 mm 緩衝材中の硫酸塩の寄与：1.1 mm
1000 年間の最大腐食深さ**	20 mm	2.8 μm 製作・ハンドリング上必要な肉厚と比較して、無視できるほど小さい。	39 mm

*最も腐食量の多い軟岩竪置き方式の場合

**水素脆化、酸素、微生物、腐食生成物などの影響を踏まえて保守性を考慮した評価値

H12 レポート以降、地下環境を対象とした微生物に関する数多くの知見が集積され、それをもとに各国において天然バリア/人工バリアを対象とした性能評価が進んでいる(たとえば、Pedersen, 1999; Humphreys et al., 2010; Stroes-Gascoyne et al., 2011; SKB, 2010b; Posiva, 2012）。以下に、微生物が関与するバリア性能への影響事象について、近年の国内外の研究成果を取りまとめ、使用済燃料の直接処分を念頭に置いた今後の課題を提示した。

1)微生物腐食

人工バリア性能に及ぼす微生物影響に関しては、主にスウェーデンやカナダにおいて先駆的に研究が進められている（たとえば Stroes-Gascoyne, 2010）。特に、微生物腐食に関しては、H12 レポート以降、室内試験に加えて原位置試験に関する成果も集積しつつある（Masurat et al., 2010a, 2010b; Stroes-Gascoyne, 2010; Pedersen, 2010）。Masurat et al. (2010a)は、Wyoming MX-80 の膨潤圧縮ベントナイト中に銅板を埋め込み、放射性ラベルを施した硫酸塩と乳酸塩を添加した状態で反応させ、微生物の硫酸還元反応に伴う硫化物生成について調査し、様々な条件下における Cu_xS 生成速度を見積もり、その速度が極めて遅いことを確認している。Masurat et al., (2010b) は、スウェーデンの Äspö 地下研究施設にて、

Wyoming MX-80 を用いた圧縮ベントナイト中に埋設された銅板を用いて硫酸還元活性に関する原位置試験を実施し、硫化銅の生成を確認しているが、1.5、 1.8、 2.0 g/cm^3（各水分活性 a_w: 0.999、 0.994、 0.964)の場合でそれぞれ 1500、 310、 34 fmol /Cu_xS mm^2/day であり、その生成速度はベントナイト密度が高くなるほど低下することを示した。また、圧縮ベントナイト密度を 2.0 g/cm^3 に設定した場合、銅キャニスタの腐食健全性を 10 万年以上にわたって保つことができるとしている。Stroes-Gascoyne (2010)は、カナダ AECL の地下研究所にて、直径 1.24 m、深さ 6 m の鉛直坑道を用いて、人工バリア材に及ぼす熱影響を評価するために緩衝材処分容器実験（Buffer Container Experiment; BCE）を原位置環境にて実施した。廃棄体を模擬した中心部には熱ヒーターが設置され、その周囲を砂で覆い、さらにその周囲をリング状の緩衝材で覆った。坑道の上部を掘削ズリで埋め戻し、2.5 年間試験を実施した。その結果、微生物影響による腐食は検出されず、材料表面にバイオフィルムが形成された痕跡もなかったことから、適切なベントナイト乾燥密度を設定することにより微生物腐食影響は排除できると結論付けた。谷口ほか（2010）は、圧縮ベントナイト中に炭素鋼を設置し、嫌気条件下において模擬地下水で飽和させ、10 年間静置した試験を実施した。使用したベントナイトは、クニゲル V1 で、乾燥密度 1.8 Mg/m^3、有効モンモリロナイト乾燥密度は 1.31～1.36 Mg/m^3、温度条件は 50℃および 80℃にて実施された。その結果、検出された腐食生成物は炭酸鉄と水酸化炭酸鉄であり、硫化鉄は検出されなかった。腐食速度は 0.05～1.4 mm y^{-1} であり、毎年同じ速度で腐食すると仮定すると、同条件下の乾燥密度を有する圧縮ベントナイト中の炭素鋼製処分容器は、10 万年以上健全性を有することになる。本研究では微生物に関する直接的な観察などは実施されていないが、模擬地下水中に硫酸イオンが存在していたにもかかわらず硫化鉄が検出されなかったことで、10 年の間微生物の硫酸還元活性は極めて低い状態であったことが示唆される。

King (2009)は、イベントツリーを用いて処分環境における微生物腐食の可能性について検討し、地層処分に関連した様々な研究成果に基づいて評価した結果、人工バリア内の高温・低水分活性・放射線影響などの要因により微生物活性は極めて低いと考えられるため、腐食に有意な影響を及ぼす可能性は低く、処分容器のバリア性能は少なくとも 10000 年以上は保持されると結論付けている。

これまでの知見をまとめると、圧縮ベントナイト中における微生物の腐食影響は、ベントナイト密度に律則されており、設定値次第で影響を極力抑えることができると考えられる。しかしながら、これらの評価は、硫酸還元菌を対象とした評価であり、微生物腐食の原因となる微生物には *Pseudomonas* のようなスライム生成菌、硫黄酸化細菌、メタン生成菌、硝酸還元菌、鉄などの金属還元菌、金属酸化菌、酸生成菌やカビなども関与することが報告されている（Little and Lee, 2007）。たとえば、メタン生成菌は、メタン生成に伴う水素消費の過程で、金属鉄を唯一の電子供与体として CO_2 をメタンに還元し、腐食が促進されることが報告されている（Daniels et al., 1987; Dinh et al., 2004; Mori et al., 2010）。また、硝酸還元菌が、硝酸イオンをアンモニアに還元する過程で金属鉄 Fe(0)を Fe^{2+} として溶解し、腐食反応が生じ、それに伴って生成した水素を電子供与体として脱窒反応がおこるとの報告もある（Till et al., 1998）。地下環境には硫酸還元菌のみならず、多種多様な微生物種が存在することが明らかにされているため、これらの菌を対象とした腐食影響評価につ

いても今後実施する必要があると考える。また、使用済燃料の直接処分を想定した場合、直接処分に特有な放射性核種を対象とした閉じ込め機能の要件を満たす必要があり、それに適した金属容器を選定する必要がある。したがって、炭素鋼に加えて、銅やチタンなどその他の金属容器に対する腐食影響についても、わが国で使用が検討されているベントナイトタイプとベントナイト乾燥密度条件（70%ベントナイト＋30%珪砂、有効モンモリロナイト乾燥密度約 0.9 Mg/m^3）にて室内および原位置における模擬試験を通して評価する必要がある。

2)緩衝材内部における微生物活性の可能性

H12 レポートにおける地層処分システムの安全評価では、人工バリア内の微生物影響はフィルター効果によって排除できるとされている（核燃料サイクル開発機構, 1999b）。人工バリア内において天然バリアと大きく異なる主な環境条件として、温度・乾燥密度（すなわち水分活性）・膨潤圧・空隙が挙げられる。処分容器近傍の温度は約 100℃以下になるように設計されているが、温度は微生物の増殖に大きく影響する要因となる。Stroes-Gascoyne and Hamon (2010)は､圧縮ベントナイトを 60℃まで緩やかに温度上昇させて乾燥状態とした際に、微生物が受ける影響について試験をおこなった。また、80、 121、 130℃の高温条件で圧縮ベントナイトプラグ中の微生物が受ける影響についても調査を実施した。その結果、121℃および 130℃の条件下では、培養法を用いた微生物計数結果は検出限界未満であることが示された。80℃の条件下では、いずれの試料も非常に低い菌密度で検出されているが、80℃で 2 週間処理した場合には、水分活性（a_w）が 0.99 の条件下では生菌数は 1～10 CFU/g、 a_w=0.12 の条件下では微生物細胞は培養法では検出されなかった。さらに、硫酸還元菌はいずれの条件下でも検出下限以下であった。また、カナダの AECL 地下研究所における原位置試験では、緩衝材中の好気性菌数を測定した結果、母岩近傍（約 30℃、高温）では 5 x 10^5 CFU/g であったのに対し、ヒーター近傍（約 60℃、乾燥）では、生菌数は検出限界以下であったと報告されている（Stroes-Gascoyne, 1996; Stroes-Gascoyne et al., 1997）。スウェーデンの Äspö 地下研究所における実験では、緩衝材中に地下水から分離された硫酸還元菌や高熱性胞子形成バチルス菌などをあらかじめ混合して温度条件を変化させた結果、温度約 20-30℃では､銅製模擬廃棄体近傍でも生菌数(10^5 cells/g)が保持されていたのに対し､温度約 50-70℃では、生菌数は検出限界以下（<100 cells/g）であったと報告されている（Pedersen et al., 2000）。

乾燥密度に関しては、水分活性条件と密接な関係があり、乾燥密度の高い条件下ほど微生物活性が低下するとの報告がなされている（Stroes-Gascoyne et al., 2010; Masurat et al., 2010b; Pedersen, 2010）。ただし、高乾燥密度の圧縮ベントナイト中で微生物は休眠あるいは胞子を形成するなどして不活性化するが、死滅してはいないことも報告されている（Stroes-Gascoyne et al., 2010）。Wyoming MX-80 ベントナイトを使用した場合、1.6 Mg/m^3 以上の乾燥密度で、有効モンモリロナイト乾燥密度（EMDD）にして 1.4 Mg/m^3 以上とした場合に微生物活性を抑制可能であるとされている（e.g. Stroes-Gascoyne et al., 2010）。

間隙に関しては、乾燥密度約 1.6 Mg/m^3 の MX-80 圧縮ベントナイトを膨潤させたものについて、水銀圧入法を用いて細孔径を測定した結果、そのほとんどは 0.02μm 前後であるが、5～200 μm の範囲の大きな細孔が僅かに分布することが報告されている（Dixon et al., 1999; Stroes-Gascoyne et al., 2010）。これに対して、多くの生きている微生物の大きさは 0.5

～10 μm、 飢餓状態あるいは超ミクロの細菌の大きさは 0.2～0.4 μm である（Krumholtz et al., 1997）。したがって、不均一に存在する大きな細孔の空間を住処として、ベントナイト中に混入していた微生物が活性を保持する可能性がある。一方で、不均一な細孔で微生物が増殖したと想定して、細孔が連結していない限り、それらの微生物が移行する可能性については極めて低いといえる。スイスのオパリナスクレイを対象とした微生物調査結果からは、ベントナイト同様に非常に高い止水性を有する粘土層における微生物活性は極めて低いことが報告されている（Mauclaire, et al., 2007; Poulain et al., 2008）ことからも、緩衝材中の微生物粒子としてのフィルター効果はある程度期待できると考えられる。また、Stroes-Gascoyne and Hamon (2011)は、Wyoming MX-80 の圧縮ベントナイトプラグを用いて、プラグ境界面や割れ目における微生物粒子の移行性を評価するために、微生物と同程度のサイズ（0.2～0.6 μm）の蛍光ビーズを用いた試験を実施した。その結果、微生物細胞のトレーサー物質として用いた蛍光ビーズは、プラグと密閉圧力容器の境界および割れ目表面を移行したが、ベントナイトマトリクス内部には侵入していないことを確認している。また、カナダの AECL 地下研究所で実施された BCE 原位置試験では、BCE の終了時に腐食したステンレス鋼のセグメントを採取し、詳細な観察および分析がなされた。その結果、環境走査型電子顕微鏡の観察では、金属表面およびその周辺の粘土上からは微生物細胞やバイオフィルムは全く検出されなかった（Stroes-Gascoyne, 2010）。以上のことからも、圧縮ベントナイト内部における微生物移行やバイオフィルム形成はある程度抑制されるものと考える。ただし、緩衝材と母岩の境界においては、微生物の増殖に十分な空隙が存在しており、母岩と接しているために水分活性も高いことから、微生物が比較的多く存在すると報告されている（Stroes-Gascoyne et al., 2007）。

3)ベントナイト変質

微生物反応により、ベントナイトの主成分であるスメクタイトがイライト化する現象が報告されている（Kostka et al., 2002; Kim et al. 2004; Mulligan et al., 2009）。一部の鉄還元菌は、スメクタイト中に含有する鉄を還元することによって、数週間という短期間でスメクタイトを溶解させることが示されており、緩衝材内部で鉄還元菌が活性を有した場合、ベントナイトによる核種の吸着能力や膨潤性能が低下し、人工バリア性能に悪影響を及ぼす可能性がある。Nakano and Kawamura (2010)は、微生物によるスメクタイトの溶解にともなう圧縮ベントナイトの変質について、ギブズの自由エネルギーと微生物の増殖に必要なエネルギーをもとにエネルギー変換法則によって推定した。その結果、圧縮ベントナイトのスメクタイト乾燥密度を 1.6 Mg/m^3 と設定した場合、ベントナイト表面の微生物数は、バイオフィルムの状態で最大で 106～107 $cells/cm^3$ まで達し、バイオフィルムの厚みは 5～10 μm、微生物腐食速度は 10 万年間で 0.2～2.0 mm より小さいと推定され、圧縮ベントナイト中のスメクタイト密度を高く維持することが人工バリアの健全性に重要であるとされている。一方で、1)微生物腐食の項でも言及したように、ベントナイト中の微生物活性は水分活性あるいは有効モンモリロナイト乾燥密度（EMDD）に律速されると考えられており（Stroes-Gascyone, 2010; Pedersen, 2010）、諸外国の研究例では、Wyoming MX-80 ベントナイトを使用した場合、ベントナイト中の EMDD を 1.4 Mg/m^3 以上に設定した場合に緩衝材内部の微生物活性を抑制することが可能であるとされている（e.g. Stroes-Gascoyne, 2010; Stroes-Gascoyne et

al., 2011）。ただし、わが国の HLW 処分場では、70%クニゲル-30%珪砂混合物が緩衝材として使用されることとされており、その場合の EMDD は 0.9Mg/m^3 となり、抑制可能とされる基準値の 1.4 Mg/m^3 を下回っている。Stroes-Gascoyne et al. (2007)は、100%Wyoming MX-80 と 70%クニゲル-30%珪砂を用いて微生物分析を実施しており、その結果 70%クニゲルは 100%WyomingMX-80 と比較して高い微生物活性を有したことを報告している。今後の課題として、直接処分における人工バリア設計に合わせた材料をもとに、微生物活性が抑制可能となる条件設定に関する評価試験を実施する必要がある。

4)空隙・亀裂閉塞

地下水中を浮遊する微生物あるいは岩石に付着するバイオフィルムは、岩石の間隙や割れ目に存在することにより、地下水の流速や透水係数、間隙率などに影響を及ぼすとされており（Brydie et al., 2005）、HLW 処分システムに核種の移行の促進あるいは遅延両方の面で影響すると考えられる。もし間隙閉塞が緩衝材と処分場埋め戻し材における透水係数を低下させた場合、処分容器から放出された核種移行に遅延効果をもたらすことが期待される。一方で、間隙閉塞は、亀裂のある岩の間隙構造を変化させる可能性があり、核種の収着・マトリクス拡散に有効な岩盤の表面積を変化させることによって、核種移行を促進する可能性もある。北海道幌延町における地下深部声問層から採取した珪藻質泥岩のコア試料と人工地下水を用いて、一定の圧力条件下で通水試験を実施したところ、亀裂表面に形成されたバイオフィルムの影響により透水性が低下することを示した(Harrison et al., 2011; Wragg et al., 2012）。また、スウェーデンの Äspö 地下研究所において実施された原位置試験結果からも、微生物の存在下で透水性が低下する事象が確認されている(Hama et al., 2001; Coombs et al., 2010）。以上のことから、地下環境における微生物活性、特に岩盤へのバイオフィルム形成が空隙閉塞をもたらすことが確認されているが、その影響について定量的な評価事例はほとんどなく、諸外国の核種移行に関する性能評価においても影響は除外されている(SKB, 2010b)のが現状である。

5)微生物反応に起因するガス発生および消費

ガス発生は、膨潤させた緩衝材や岩盤における粘土層における安全性をより向上させる観点から重要な評価項目のひとつである。もしガス発生がガス拡散速度より速い場合は、バリア内部の圧力が高まり、それが破過値を超えると亀裂が生じてしまい、人工バリアや母岩に割れ目が形成されてガス移行が生じることになる。微生物によるガス発生としては、水素生成、メタン生成、炭酸ガス生成が考えられるが、水分活性や有効モンモリロナイト乾燥密度を適正に設定することにより緩衝材中の微生物活性を抑制できれば、微生物によるガス発生は非生物的プロセス（腐食）からのガス発生に比べるとその影響は限定的である可能性が高い。処分場で起こりうるガス相は主に嫌気的鉄鋼腐食からの H_2 によるところが多いと想定されるが、メタン生成菌による CO_2 と H_2 からのメタン生成は、発生したガスを実質的に低減するので重要な役割を果たすと考えられる。一方で、使用済燃料の直接処分を想定した場合、使用済燃料から発生する放射性核種の中に C-14 が多く含まれており、微生物による C-14 を用いたメタン生成や炭酸ガス生成が起こる可能性がある。したがって、緩衝材中で起こりうる微生物によるメタンや炭酸ガス生成速度に関する評価を実施する必要がある。

6)課題

以上のように、国内外における近年の知見を整理した結果、日本において使用済燃料の直接処分を想定した場合、処分システムの性能評価において微生物影響による不確実性を低減させるために、下記の項目を重要課題として提示した。

・直接処分で想定される緩衝材の設計条件（たとえばベントナイト乾燥密度など）を対象として、炭素鋼に加えて銅やチタンなどを対象とした室内および原位置環境における模擬試験を実施し、微生物腐食影響を評価する。
・硫酸還元菌だけでなく、鉄還元菌、硝酸還元菌、メタン生成菌などの腐食影響評価を実施するとともに、地下環境に生息する微生物群集としての総合的な連鎖反応を評価する。
・C-14 を用いた微生物によるメタン生成および炭酸ガス生成に関する影響を評価する。

3.4.3 耐圧性に関する検討

(1)耐圧性を担う材料

3.4.2 に示したとおり、処分容器の耐食性を担う材料として、オーバーパックと同様に炭素鋼、チタンおよび銅の適用が可能と考えられる。一方、オーバーパックでは、これらを耐食性を担う材料として選定した場合であっても、耐圧性を担う部分の材料は炭素鋼が選定されている（核燃料サイクル開発機構, 1999b）。また、SKB、 Posiva でのキャニスタ概念では耐食層に銅が選定されているものの、耐圧性を担う部分には鋳鉄が用いられている（SKB, 2010c; Raiko, 2013）。処分容器においても、耐圧性を担う部分の材料には、炭素鋼または鋳鉄の使用が妥当と考えられる。

(2)耐圧厚さの設定方法

H12 レポートでは、地下静水圧と腐食膨張、岩盤クリープによる緩衝材の圧密反力を考慮した外圧条件が設定され、中空円筒形状のオーバーパックに対し、旧通産省告示 501 号（現 JSME S NC1-2007)を適用し、厚さを設定している。また、その厚さに対して偏圧などによる影響を解析により確認している（核燃料サイクル開発機構, 1999b）。 中空円筒形の処分容器の場合にはオーバーパックと同様の手法により厚さを設定することが可能と考えられる。しかし、SKB、 Posiva で検討されているような燃料集合体収容スペースを有する円柱形状に対し、内側の部材による支持性を無視して同様の手法を適用すると過度に保守的な設定になると考えられる。したがって、構造解析により必要な耐圧厚さを設定することが現実的と考えられる。処分容器に対する構造解析による耐圧厚さの検討については、4.1.3 に詳述する。

(3)中性子照射脆化に関する検討

処分容器の埋設後には、時間の経過とともに容器の材料が劣化（経年劣化）することが考えられる。処分容器が健全性を維持するためには、材料の経年劣化を考慮したうえで地下環境中での荷重に対して破損しない構造が求められる。H12 レポートでは、オーバーパックの経年劣化の要因の一つとして放射線による脆化が挙げられている。そして、軽水炉に適用されている脆化予測方法を用いて、延性脆性遷移温度 DBTT の変化量が算出されている。オーバーパックの場合は、DBTT の増加は埋設後 1000 年間で 10℃未満と評価され、オーバーパック

の使用温度に対して十分に低く、オーバーパックの脆化はその機能発揮上無視し得る程度であることが予測されている。直接処分の人工バリア材料である処分容器の長期健全性についても、耐食性の他に放射線照射による材料劣化（脆化）の視点からも検討が必要である。処分容器で想定される積算の照射線量は、既存の軽水炉の圧力容器鋼などで照射脆化を引き起こす照射線量に比べて十分に低いと考えられるが、これらの照射は処分容器材料に比べて照射速度が数桁以上高い。1000 年間程度の長期にわたって非常に照射速度の低い照射の場合の材料劣化について、これまでの加速照射による知見を低速度照射条件の脆化評価に適用することの妥当性について明確になっていないのが現状である。

1)照射速度効果

過去の照射速度効果に関する文献の調査では、長期間の照射効果のデータを持ち、加速照射のデータと合わせて照射速度効果を信頼できるデータをもとに検討できる対象は、40 年以上の稼働を実際に経験している軽水炉しか存在しないのが現状である。このため、ここでは軽水炉の圧力容器（かつてオーバーパックの候補材でもあった低合金鋼）の照射脆化の照射速度効果が生ずる原因を調べ、処分容器の照射脆化を検討する必要性について述べる。

一般に照射脆化は、放射線照射によって形成された欠陥が移動・合体して形成される欠陥集合体（空孔集合体（ナノボイドなど）や格子間原子集合体（転位ループ））、欠陥が移動する際に不純物や溶質原子を伴って移動し、その結果形成される不純物・溶質原子クラスター（析出物）が原因となって引き起こされる(Phythian and English, 1993; Odette and Lucas,2001; 井野ほか, 2001)。また、欠陥や欠陥集合体と不純物・溶質原子クラスターの複合体など、材料や照射環境によってはより複雑なものも形成されることがある(Phythian and English, 1993; Odette and Lucas,2001; 井野ほか, 2001)。これらは、材料の塑性変形をになう転位の運動を阻害し、その結果引き起こされる硬化を伴った脆化である。また、硬化を伴わない脆化の原因として、P など粒界を弱くする元素の粒界偏析による粒界脆化の可能性もある(Phythian and English, 1993; Odette and Lucas,2001; 井野ほか, 2001,2007)。

これらの照射脆化の原因の形成は照射速度によって影響を受けることが知られている。上述のように、照射によって導入された空孔や格子間原子といった欠陥は材料中の不純物や溶質原子を移動させる役割を果たし、拡散が促進される。それによって不純物・溶質原子のクラスター形成の促進が起きる。照射速度が低い場合、このプロセスの繰り返しが続いていく。一方、照射速度が高い場合は、欠陥が不純物・溶質原子を運ぶ前に、次に導入された欠陥と結合して集合体を形成する確率が増加する。欠陥集合体は孤立した空孔や格子間原子と異なり、300℃程度以下では動きにくくなり、その結果、不純物・溶質原子クラスターの形成は抑制される(形成が遅れる)。このような照射速度効果については、曽根田(2003)、義家 (2007)、Stoller (2004)に詳述されている。

照射速度効果の存在自体はこのような議論によって古くより指摘されており、それを実際の材料で実験的に明らかにすることは容易ではないが、最近、監視試験片を用いた学術研究が行われるようになり、明らかになりつつある。ここでは、2005 年に発表された論文:Y. Nagai, T. Toyama, Y. Nishiyama, M. Suzuki, Z. Tang and M. Hasegawa: Appl. Phys. Lett. 87 (2005) 261920, “Kinetic of irradiation-induced Cu precipitation in nuclear reactor pressure vessel steels”をもとに、照射速度効果の実際の例を示し、ここで用いられている最新の陽

電子消滅法や、最近多くの照射脆化研究で用いられるようになった 3 次元アトムプローブ法が照射速度効果の検討に有用であることを以下に示す。

①監視試験片および材料試験炉照射材料

この論文では、低合金鋼の例として日本原子力発電東海発電所(コルダーホール型炉:CHR)の実機監視試験片（C-Mn 鋼）と、同じ材料を照射速度が 4 桁高い日本原子力研究所材料試験炉（JMTR）で加速照射した試料を取り上げ、それぞれのナノ組織を調べて比較することで、低合金鋼における照射脆化機構に対する照射速度効果が調べられている。表 3.4.3-1 に、C-Mn 鋼の化学組成を示す。Al 含有量が非常に低く抑えられた低合金鋼である。

表 3.4.3-1　C-Mn 鋼の化学組成（wt.%）(Nagai et al., 2005)

C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Cu	Mo	Al	N
0.10	0.23	1.1	0.014	0.015	0.17	0.096	0.14-0.19	0.054	0.027	0.006

CHR および JMTR における照射速度は、それぞれ 4.2×10^{8}n/cm^2/s、2.2×10^{12}n/cm^2/s であり、CHR 監視試験片試料は、JMTR 照射試料よりも約 4 桁低い照射速度で照射された。また、公称照射温度は、それぞれ 240℃（CHR 監視試験片試料）、220±5°C （JMTR 照射試料）である。

図 3.4.3-1 に、各試料の降伏応力増加（強化）の照射量依存性を示す(Suzuki et al.,1999;Nagai et al.,2005)。CHR 監視試験片試料では、JMTR 照射試料よりも約 1 桁低い照射量（10^{17}n/cm^{2}程度）から降伏応力の増加（硬化）が始まることが分かる。すなわち、低照射量領域における硬化の照射速度依存性が明瞭に観察されている。照射脆化はこの硬化にほぼ比例することが知られているが、脆化（硬化）に対するこのような照射速度依存性は、脆化(硬化)機構の違いによるものと考えられる。これをナノ組織観察から明らかにするため、同程度の強化が生じている CHR 監視試験片試料と JMTR 照射試料、すなわち、図 3.4.3-1 中に右向き矢印で示す 70MPa 程度の降伏応力増加を示す試料について、陽電子消滅測定が行われた。照射量はそれぞれ 2.7×10^{17}n/cm^2（CHR 監視試験片試料）、2.2×10^{18}n/cm^2（JMTR 照射試料）であり、それぞれ 20 年間および 7 日間の期間で照射された。

なお、CHR 監視試験片試料は 240℃で長期間（20 年間）照射されていることから、熱時効効果が生じている可能性も考えられる。そこで、同じ C-Mn 鋼を照射せずに 300℃および 400℃で 70000 時間（約 8 年間）熱時効した試料についても陽電子消滅測定が行われている。

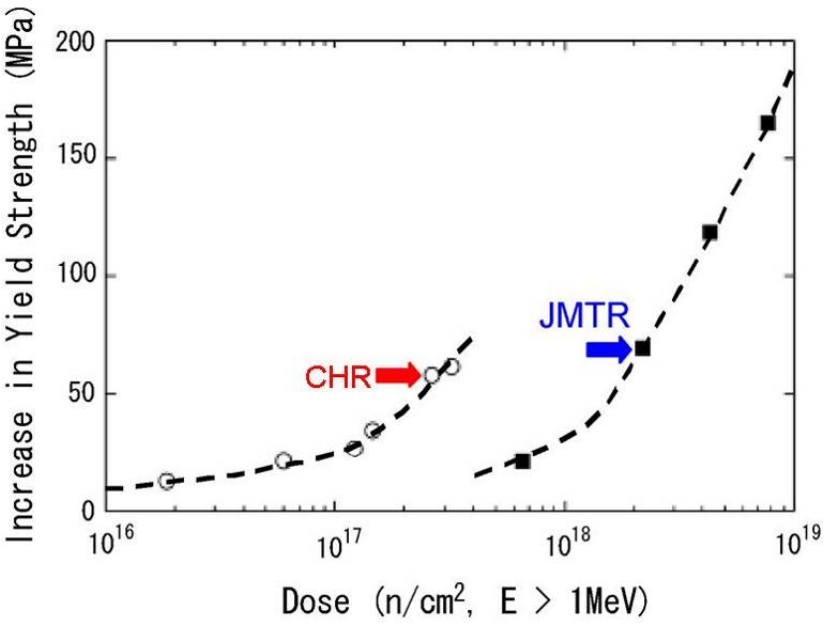


図 3.4.3-1　降伏応力増加の照射量依存性（白抜き丸：CHR 監視試験片、中塗り四角：JMTR 照射試料）（Nagai et al.,2005）

②陽電子消滅法

陽電子は電子の反粒子であり、電子と同じ質量、反対符号の電荷を持つ。材料中で陽電子は電子の１個と対消滅し、多くの場合、２本のγ線をほぼ正反対方向に放出する。この消滅γ線を検出することによって、消滅前の電子の状態を調べる方法が陽電子消滅法である（日本アイソトープ協会，1993）。陽電子のプローブとしての最大の特徴は、その「サイト選択性」と「自己探索性」にある。材料中では、陽電子は消滅までの間（約 100ps の平均寿命）、100～200nm 程度拡散して自分の好きなサイトを探し回り、そこを見つけるとそこに局在して消滅する。陽電子の好きなサイトが調べたい対象である場合、陽電子はそこを高感度で検出し、そのサイト固有の情報を持った消滅γ線を放出するので、他の手法では得られない非常に有用な情報が得られる。

陽電子が好きなサイトの代表的なものとして、原子核が抜けた空孔型欠陥が挙げられる。陽電子は正の電荷を持ち原子核からクーロン反発力を受けるため、陽電子密度は、原子核の位置で低く、格子間位置で高い。ところが、原子核の欠けたところではクーロン反発力がなくなるので陽電子の感じるポテンシャルが下がるため、陽電子はそこに捕獲される。このことは、従来からよく知られており、金属や半導体中の欠陥の研究に盛んに用いられてきた（日本アイソトープ協会，1993）。

これに加えて、最近、空孔型欠陥を含まないマトリックスとコヒーレントなナノ析出物においても、ある条件が満たされれば陽電子はそこに捕獲されることが見いだされた（Nagai et al.,2000；永井・長谷川，2003,2005）。そのようなナノ析出物の例として、Fe 中の Cu 析出物、Al 中の Ag 析出物などがあげられる。この捕獲の原理は、陽電子親和力の大小で説明される。たとえば、Fe と比較して Cu は陽電子親和力が約 1eV 低いことから、Fe 中の Cu 析出物は、陽電子にとって深さ 1eV 程度の井戸型ポテンシャルとなる。そのため、前述の空孔型欠

陥の場合と同様に、陽電子はそこに捕獲される。球対称の井戸型ポテンシャルを仮定すると、陽電子を捕獲できる最小の析出物半径 r_c（nm）は、次式で与えられる(Puska and Nieminen, 1983)

$$r_c = 3.1 / \sqrt{\Delta A_+ (eV)} \qquad (3.4\text{-}1)$$

Fe 中の Cu 析出物に対しては、$r_c \fallingdotseq 0.3$nm となる。これは、bcc Cu の格子定数（0.287nm）程度であるから、陽電子は Cu 原子が 10 個以上集合した場合にこれを検出できることを意味する。このような原理による捕獲を陽電子親和性捕獲と呼ぶ。これを利用することで、ナノ析出物の原子・電子構造を明らかにすることができる。この論文で用いられた実際の陽電子消滅法では、陽電子寿命測定および同時計数ドップラー広がり（CDB）測定が行われている。陽電子寿命測定では、空孔集合体の大きさを、同時計数ドップラー広がり測定では、陽電子消滅サイトの化学同定を行っている。

以上の陽電子消滅法を用いて、C-Mn 鋼のナノ組織分析が行われた。表 3.4.3-2 には C-Mn 鋼（CHR 監視試験片試料、JMTR 照射試料）および参照のための純 Fe、純 Cu の陽電子寿命測定結果を示す。寿命スペクトルは JMTR 照射試料では２成分で、そのほかの試料では１成分でそれぞれ良く表されている。

表 3.4.3-2　C-Mn 鋼の陽電子寿命解析結果(Nagai et al.,2005)

Bulk Fe	Bulk Cu	Unirrad.	Aged at 300C	Aged at 400C	CHR	JMTR	
107 ps	109 ps	132 ps	129 ps	131 ps	120 ps	20 ps, (18%)	176 ps (82%)

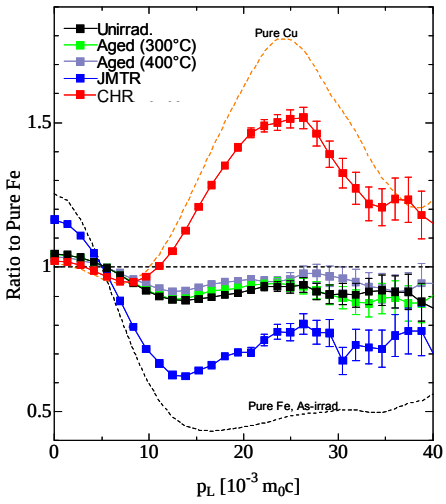


図 3.4.3-2　C-Mn 鋼の CDB 比率曲線（未照射 Fe 基準）(Nagai et al.,2005)

CHR 監視試験片試料では、平均陽電子寿命（τ_{av}）は 120ps であった。この値は、未照射試料における値（132 ps）よりも小さく、Fe および Cu のバルクにおける陽電子寿命に近い。これより、試料中には空孔型欠陥があまり存在しないことが示唆されている。一方、JMTR 照

射試料では、τ_{av}は 167ps であり、これは未照射試料のそれよりも長い。したがって、陽電子は照射によって導入された空孔型欠陥に捕獲されて消滅していた。２成分解析の結果得られた長寿命成分(τ_2)は 176 ps であり、これは Fe 中の単空孔における陽電子寿命計算値(178 ps) (Ohkubo et al.,2003)に近い。また、τ_2の相対強度 I_2は 82%と高かった。熱時効のみによる変化はほとんど見られていない。

CDB 測定も行われ、図 3.4.3-2 に示す CDB 比率曲線（未照射純 Fe 基準）が得られた。参考のため、未照射純 Cu および中性子照射（JMTR、8.3×10^{18}n/cm^2、100℃）した純 Fe の比率曲線も示されている。

CDB 比率曲線において、未照射試料では低運動量領域における増大と高運動量領域における減少が見られる。これは、空孔型欠陥への陽電子捕獲によるものである。高運動量領域の比率曲線の形状はフラット（未照射純 Fe と同一形状）であり、陽電子はほぼ純 Fe の電子と消滅することが分かる。これに対して CHR 監視試験片試料では、$25\times10^{-3}m_0c$ 付近に明瞭なピークが観察されている。これは、Cu 電子との陽電子消滅に特有のピークであり、CHR 監視試験片試料では Cu ナノ析出物が形成し、そこに陽電子が捕獲されて消滅することが分かる。ここで、CHR 監視試験片試料の陽電子寿命は 120ps であり、これは、前述のように、欠陥を含まない Fe や Cu 中の陽電子寿命(110ps 程度)に近い。したがって、CHR 監視試験片試料では、10^{17}n/cm^2 程度の低照射量から Cu ナノ析出物が生成している一方で空孔型欠陥はほとんど残存していないことが明らかになっている。

その一方で、300℃および 400℃で熱時効した試料の比率曲線は、熱時効前（未照射）のものとほぼ同じである。したがって、300℃および 400℃で 70000 時間（約 8 年間）の長期間にわたる熱時効を行っても、Cu ナノ析出物は形成しないことが分かった。この論文で調べられた C-Mn 鋼の Cu 濃度（～0.15wt.%）は、240℃における Cu の Fe 中固溶限（0.003wt.%）(Kubaschewski,1982)よりも高いが、熱時効だけでは析出しないことが明らかになった。すなわち、CHR 監視試験片試料に形成した Cu ナノ析出物は、熱時効だけでは形成せず、中性子照射によって照射欠陥が導入されることにより初めて形成する。

一方、JMTR 照射試料の比率曲線は、CHR 監視試験片試料のそれとは大きく異なる。すなわち、高運動量領域でのピークはほとんど観察されないが、代わりに低運動量領域で盛り上がりが見られる。これは陽電子が空孔型欠陥へ捕獲されていることを示す。これに対応して、陽電子寿命は 167ps（平均寿命）と Fe バルクおよび C-Mn 鋼未照射試料における値に比べて長くなっている。この陽電子寿命は、長寿命成分：176ps（82%）と短寿命成分：20ps の 2 成分に良く分解される。長寿命成分は、ほぼ Fe 中単空孔の寸法の空孔型欠陥への陽電子捕獲に対応する。ここで、Fe 中の原子空孔は室温で十分に移動可能なので(Eason,1998)、JMTR 照射温度は 240℃であることを考えると、原子空孔は単独では残存し得ない。よって、原子空孔は不純物原子と複合体を形成して存在していると考えられる。また、150～160ps 程度の寿命値を与えるとされる転位ループもこの長寿命成分に寄与していることも考えられる(蔵元,1996)。以上の結果から、JMTR 照射試料では、CHR 監視試験片試料よりも照射量が 1 桁程度多い（10^{18}n/cm^2 程度）にも関わらず Cu ナノ析出物はほとんど形成していないこと、その代わりに通常の照射欠陥（いわゆるマトリックス欠陥：空孔－不純物複合体や転位ループと考えられる）が形成していること、が明らかとなっている。

③照射速度効果の原因

以上で明らかになった Cu ナノ析出物やマトリックス欠陥の形成に対する照射速度依存性の理由は、以下のように、Cu 原子の拡散・集合への原子空孔の寄与度の違いから説明できる（曽根，2003；義家，2007；Stoller，2004）。Cu 原子は、照射によって導入された空孔と位置交換することによって移動し、その結果 Cu ナノ析出物が形成される。JMTR 照射における高照射速度では空孔や格子間原子の生成速度が大きいので、それらが動いて互いに集合体を形成しいわゆるマトリックス欠陥が数多く形成される（図 3.4.3-3(a)）。このため、新たに導入された空孔の多くは、Cu 原子と位置交換して Cu 原子を移動させる前に、シンクである転位ループなどで消滅してしまう。すなわち、原子の拡散に寄与する自由点欠陥（FMD）は相対的に少ない。一方、CHR 照射のような低照射速度では空孔や格子間原子の生成速度が小さいので、それらの集合体の生成速度も小さく、結果として空孔がシンクで消滅する前に、より長距離移動し、その過程で Cu 原子を移動させることができる（図 3.4.3-3(b)）。こうして、低照射速度では Cu ナノ析出物形成が、高照射速度ではマトリックス欠陥形成が優先的に起きるものと考えられる。

以上より、将来の照射脆化を予測する上で、照射速度を考慮することが重要であることが示唆された。今後、Cu 析出物など溶質原子の振る舞いを直接理解するためには、陽電子消滅法に加えて、微小析出物の寸法・数密度・化学組成などを定量的に評価できる３次元アトムプローブ法も非常に有効と考えられる。３次元アトムプローブ法については、次の 2)項で触れる。

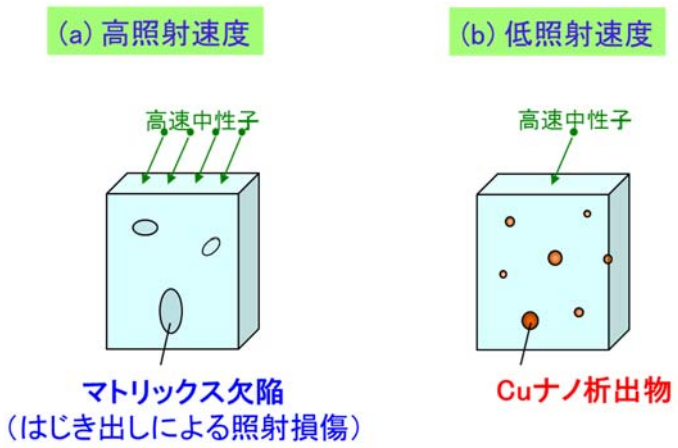


図 3.4.3-3　照射速度の差異がナノ組織の差異をもたらす機構の概念図

2)材料中の元素拡散の再検討

長期間の低照射速度の照射の場合、照射による効果とともに不純物や溶質元素の熱拡散の効果の割合が大きくなる。熱拡散は古くからデータベース化されているが、現在のデータベースの多くは処分容器材で想定される温度（100-200℃）よりも遙かに高温のデータを外挿して評価している場合や、計算機シミュレーションによる値を代用していることが多く、その信頼性は再検討が必要と思われる。ここでは、拡散係数を従来よりも精度良く調べる試験方

法について検討を行う。

従来の拡散係数の導出は、主に電子プローブ微小部分析法（Electron Probe MicroAnalyzer：EPMA）やアイソトープを用いた順次切削法（Residual Activity）などが用いられていた。これらの手法は、測定手法の限界から高温である程度拡散させないと拡散係数が導出できなかったが､後述のアトムプローブを用いることで､数百 nm 程度拡散させれば､そのプロファイルから拡散係数を求めることができるため、より低温度領域で拡散係数を求めることが可能である。高温のデータから外挿して求める場合には、求めたい温度により近い温度領域でのデータが存在するほうが精度よく外挿できるため、より低温度領域で拡散係数を求められることは大変重要である。

ここでは、低合金鋼の照射脆化にとって重要である Fe 中の Cu の拡散を例にとって、アトムプローブ法による拡散係数導出方法について詳しく述べるが、Fe-Cu 系に限らず、単純な系から複雑な合金系に至るまでさまざまな材料中の拡散係数について求めることができる非常に汎用性の高い方法である。

①Fe 中の Cu の拡散定数導出の現状

表 3.4.3-3 に、従来の Fe 中の Cu の拡散係数を導出した主な研究を示す(Speich et al.,1966; Anand and Agarwala,1966; Rothman et al.,1968; Lazarev and Golikov,1970,1971; Salje and Feller-Kniepmeier,1977; Lee et al.,2005)。

・従来の Fe 中の Cu の濃度測定方法

Fe 中の Cu の拡散係数は、純 Fe 試料に Cu を蒸着またはめっきを施し、熱時効処理を行ったのち、Cu-Fe 界面からの距離に対する Cu の濃度プロファイルに対して、以下の理論式によるフィッティングを行うことにより、拡散係数が求められている。

$$c(x,t) = c_0 \,\mathrm{erfc}\left(\frac{x}{2\sqrt{Dt}}\right) \tag{3.4-2}$$

ここで$c(x,t)$は Cu の濃度、Mは拡散源の質量、Dは拡散係数、tは熱時効時間、xは界面からの距離、c_0は Fe 中の Cu の固溶限、erfcは補誤差関数である。母材の Fe 中の Cu の濃度の測定手法については、実験によって異なっており、主にアイソトープ（^{64}Cu）を用いた順次切削法（Residual Activity)や電子プローブ微小部分析法(Electron Probe MicroAnalyzer：EPMA)などが用いられている。Rothman ら、Anand と Agarwala、Lazarev と Golikov はアイソトープ ^{64}Cu を用いて、Speich ら、Salje と Feller-Kniepmeier は EPMA を用いて、それぞれ Cu の濃度プロファイルを得ている。

・Fe 中の拡散係数導出実験における問題点

純 Fe においては、760 ℃に Curie 点が存在する。従来の研究により、Curie 点付近においては磁性の影響により、アレニウスプロットの傾きが一定ではないことが知られている。そのため、より低温での拡散係数を精度よく外挿から求めるためには、Curie 点よりも十分低温での Cu の拡散係数のデータを充実させる必要がある。

しかしながら、現在に至るまで 690℃よりも低い温度における強磁性 α-Fe 中の Cu の拡散係数が導出されていない。その理由として、Fe 中の Cu の拡散係数と固溶限が小さく、従来の測定方法では精度の高い導出が不可能であったことが挙げられる。従来のアイソトープを

用いた順次切削法やEPMAなどの手法では、手法の位置分解能などの制限により、深さ方向に対する濃度の測定は約1～3 μmごとであった。そのため、フィッティングから精度よく拡散係数を導出するためには、Cuを30～100 μmほど拡散させたプロファイルが必要であった。SaljeとFeller-Kniepmeierは690℃において2,000時間以上の熱時効をおこなっているが、この温度より低い温度での拡散をEPMAで測定し、精度よく拡散係数を導出するためには、非常に長時間の熱時効時間が必要であることがわかる。

Curie 点付近の磁性の影響と上記の理由により、現在まで実験およびシミュレーション問わず、広く引用されている強磁性 α-Fe 中の Cu の拡散係数は 751～690℃という非常に限られた温度領域における数少ないデータを用いて、低温領域側に外挿することによって得られている。たとえば、約 300 ℃での拡散係数を求めるためには、690 ℃よりもさらに約 400 ℃も低い温度領域までの外挿をおこなわなくてはならない。そのため、690℃より低い温度におけるFe中のCuの拡散係数を精度よく実験的に導出することは、実用鋼中におけるCu拡散挙動の精密な理解や Cu 析出物形成カイネティクスの解明を進める上では非常に重要なことである。また、粒界がマトリックスでの拡散係数の導出を妨げている例もある。一般的に、粒界における原子の拡散（粒界拡散）は完全な結晶における格子拡散（バルク拡散）よりも速いことが知られている。バルク拡散係数を正確に導出するためには、粒界における拡散の影響を完全に取り除く必要がある。また、実用鋼では、粒界拡散挙動自体をよく理解することも重要となる。

表 3.4.3-3　従来の Fe 中の Cu の拡散係数の測定例(Speich et al.,1966; Anand and Agarwala,1966; Rothman et al.,1968; Lazarev and Golikov,1970,1971; Salje and Feller-Kniepmeier,1977; Lee,2005)

Author, year	Purity of the iron (wppm)	Crystalstructure copper laying	Annealing condition	Measuing Method	Temperature range (K)	D_0 (m^2s^{-1})	Q (kJ/mol)
Speich 1968	880 s.E. 40-50 C 60 N2	Polycrystals, Cu electrolytical	Sealed in quartz ampoules in zacuum, ∇T=±1℃	Cambridge microanalyzer	1049-1132 929-1020	8.8×10^{-4} 1.8×10^{-4}	250 295
Anand 1968	99.995%	Polycrystals, Cu^{64} electrolytical	Sealed in quartz ampoules under argon, ∇T=±5℃	Activity measurement	923-1023 1073-1323	4.7×10^{-5} 5.7×10^{-5}	244 239
Rothman 1968	680 s.E. 40 C 80 O2 3 N2	Polycrystals, Cu^{64} evaporated in vaccum	Sealed in quartz ampoules 2×10^{-5}t, ∇T=±1℃ over 1100℃ sealed in tantaltubes, ∇T=±5℃	Activity measurement	1127-1174 1558-1641	5.9×10^{-4} 3.1×10^{-4}	249 307
Lazarev 1969	620 s.E. 40 C	Polycrystals, Cu^{64} electrol.	Sealed in quartz ampoules 10^{-3}t	Activity measurement	980-1123	5.9×10^{-4}	247
Lazarev 1971	620 s.E. 40 C	Polycrystals, Cu^{64} electrol.	Sealed in quartz ampoules 10^{-3}t	Activity measurement	1193-1293	9.2×10^{-3}	301
Salje 1977	<0.06-0.35 C <0.5 O2 0.3 N2	Sinble crystals for α-Fe, Polycrystals for γ-Fe, Cu evaporated $<10^{-6}$t	Sealed in quartz ampoules 10^{-7}t ∇T=±0.15℃	Cameca microanalyzer	1045-1153 1198-1323	3.0×10^{-2} 1.9×10^{-5}	284 272
Lee 2005	99.990%	Polycrystal for α-Fe, Cu evapolated $<10^{-6}$t	Sealed in quartz ampoules 10^{-6}t, ∇T=±1℃	LIBS measurement	1073-1163	2.2×10^{-2}	280

②3 次元アトムプローブ法による拡散係数導出の利点

３次元アトムプローブ（Three-Dimensional Atom Probe Tomography ： 3DAP または APT）は材料中の元素の三次元分布をほぼ原子レベルの位置分解能で分析することができる手法である。そのため、従来の測定手法では測定不能であった界面から数 10 nm～数 100 nm ほどの

距離までしか拡散していない原子も測定することが可能である。また、集束イオンビーム（Focused Ion Beam ： FIB）による加工を組み合わせることにより、分析したい特定の領域を選択することが可能である。本手法では、Cu の拡散距離（200～400 nm 程度）よりも十分大きい結晶粒径を持つ部位からサンプリングすることで、粒界の影響を無視できるほど小さく抑えることができると考えられる。将来的には、粒界を狙って試料作製することで、粒界拡散係数を導出することも可能である。

FIB を用いることで蒸着させた Cu の薄膜を除去する必要のないことも利点の一つと考えることができる。Salje と Feller-Kniepmeier の実験のように EPMA を用いる手法では、Cu 薄膜領域の特性 X 線の励起による混同を防ぐために、熱時効処理の後で α-Fe に蒸着させた Cu 層を、水酸化アンモニウムを用いて除去している。その時の拡散開始地点の誤差は±0.2μm ほどである。また二次イオン質量分析（Secondary Ion Mass Spectrometry ： SIMS）を用いる場合は、イオン照射による切削の際に薄膜から母材への影響（ミキシング）により界面付近の位置分解能が著しく低下するため(Hono, 1999)、予め薄膜を除去する方がよい。しかし、薄膜を除去することで界面の位置が不明瞭になってしまうおそれがある。拡散実験において界面、つまり拡散の開始地点を正確に決定することは、正確な拡散係数および固溶限を導出するために非常に重要であるため、それを可能にする 3DAP を用いた方法は理想的であるといえる。

また Rothman らの実験のように、粒界拡散が支配的な温度領域に制限がなく、自由に拡散係数を導出することが可能である。さらに将来、粒界における拡散係数も今までのようにモデルを用いた解析(Suzuoka,1961)をおこなわずに、直接測定することも期待できる。

・拡散係数の評価方法の概論

実際に拡散係数を導出するには、一方の金属を拡散源としてもう一方の金属の母材中に拡散させ、母材中の拡散源の濃度分布を測定する。この時、拡散源（ここでは金属 A）と母材（金属 B）の原子が互いに全率固溶できる場合、拡散源の濃度分布は図 3.4.3-4 のグラフのようになり、時間とともにその傾きが小さくなっていく。この手法においては、Fe 中の Cu および Cu 中の Fe は非常に限られた量しか固溶することができないので、表面濃度が常に一定値（固溶限）に保たれているという条件が付く。濃度分布を表す式は拡散源の膜厚条件によってガウス分布型濃度分布式または誤差関数型濃度分布式で示されることが知られている。これらの理論式と測定によって得られた拡散源の濃度分布とのフィッティングにより拡散係数Dを導出することができる。

以下に、3DAP を用いて本研究で実施した拡散係数の測定概要を示す。

・試料作製

Fe 母材としては、5N（99.999％）の純度をもつ鉄片（東邦亜鉛株式会社製）を用いた。その Fe 試料の化学組成を表 3.4.3-4 に示す。

鉄片を約 0.4 mm の厚さになるまで冷間圧延し、1 枚の試料が約 8×8 mm ほどの大きさになるように罫書きをし、カッターで切断した。圧延や切断の結果生じる母材中の欠陥を取り除くため、高真空中、800 ℃で 2 時間焼鈍を行った。粒径は数 100 μm ほどであった。今回の熱

時効による Cu 原子の拡散距離（200～400 nm ほどと予測）に対して十分大きい。また、3DAP による分析領域は、針状試料先端の直径とほぼ等しく約 50nm ほどであるため、本研究では粒界拡散の影響は無視できるほど小さいと考えられる。

表面条件として化学研磨をおこなった。先ずフッ酸：過酸化水素：水＝1：18：2 を用いて研磨をおこない、続いて過酸化水素：水＝1：1、水と順々に洗浄する。Cu-Fe 界面にできる限り O が入り込まないようにするため、最後にエタノールによる洗浄をおこない、5 分の超音波洗浄の後、直ちに高真空中の破面蒸着保護膜形成装置中に装荷した。蒸着源である純 Cu 試料は、予め 5%硝酸およびアセトンによって洗浄した。洗浄した純 Cu 試料を蒸着チェンバー内のヒーター内に装荷する。さらに純 Fe 試料を試料交換チェンバーに導入し、ターボポンプおよびロータリーポンプにて試料交換チェンバーおよび蒸着チェンバー内を高真空にした。その後、蒸着チェンバー内は、イオンポンプにて 7.0×10^{-8} Pa ほどにした。試料交換チェンバーおよび蒸着チェンバー内が高真空に達したら、純 Fe 試料を蒸着チェンバーに移し、蒸着源をヒーターで 1500 ℃まで加熱し、Cu の蒸着をおこなった。この時の Cu の膜厚は約 3 μm とし、Cu 原子が拡散する距離（約 200～400 nm）に対して十分大きくなるようにした。その結果、拡散源としての Cu が無限に供給される、拡散対のモデルを実現できる。膜厚の測定は、水晶振動子による膜厚計を用いた。

Cu 蒸着を行った試料を石英管中に真空封入（2.0×10^{4}Pa 以下）し、熱時効処理を行った。熱時効温度は、±1℃の範囲で制御することが可能である。マッフル炉に石英管を挿入し、750、700、650、600、550℃でそれぞれ一定時間熱時効処理を施した後、直ちに水冷させた。

3DAP 測定のためには、試料を先端部分の直径が約 50 nm となる針状に加工する必要がある。さらに本研究においては Cu-Fe 界面が針状試料の先端部分にくる加工をする必要がある。そこで集束イオンビーム(Focused Ion Beam：FIB)を用いて 3DAP 分析用試料作製をおこなった。

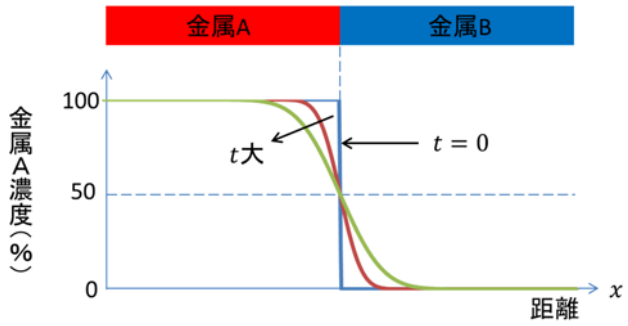


図 3.4.3-4　全率固溶体の相互拡散の巨視的モデルと濃度分布式

表 3.4.3-4　純 Fe と純 Cu の化学組成

	C	P	S	O	N	H	Cu
Fe	＜10	＜5	＜5	＜30	＜20	＜5	＜5
Cu	-	-	-	＜10	-	-	Bulk
							ppm

3DAP は材料中の元素の三次元分布をほぼ原子レベルの位置分解能で分析することができる手法である。二次元の元素分布を測定して連続的に収集することにより三次元の元素マップを構築することができ、特定の原子の濃度分布も高い位置分解能で得ることができる。深さ方向に対する位置分解能は従来の手法（たとえば、順次切削法、電子プローブ微小部分析、二次イオン質量分析など）に比べてはるかに高いため、本研究のように長時間の熱時効処理を施しても数 100nm ほどの拡散長しか得ることのできないほど遅い拡散の測定に適している。

・3DAP の原理（Hono, 1999; 日本分析化学会, 2013）

図 3.4.3-5 に 3DAP の模式図を示す。先端部分の直径が約 100 nm 程度の針状試料に定常高電圧とパルス電圧（またはパルスレーザー）を印加すると、試料の最表面から原子がイオン化脱離する（電界蒸発）。脱離したイオンは電場に沿って二次元の位置敏感型検出器に向かって飛行する。検出器直前にあるマイクロチャンネルプレートで電子に変換・増幅されて検出器に到達し、針状試料の長手方向に垂直な方向（x、y方向）の二次元位置情報を得ることができる。同時に、脱離から検出器到着までのイオンの飛行時間を測定することにより、イオンの質量の決定、つまり元素種の同定も可能である。そして、電界蒸発は針状試料の最表面から順に起きていくため、二次元の位置情報を連続的に収集することで針状試料の深さ方向の情報を得て、三次元の元素マップを得ることができる。

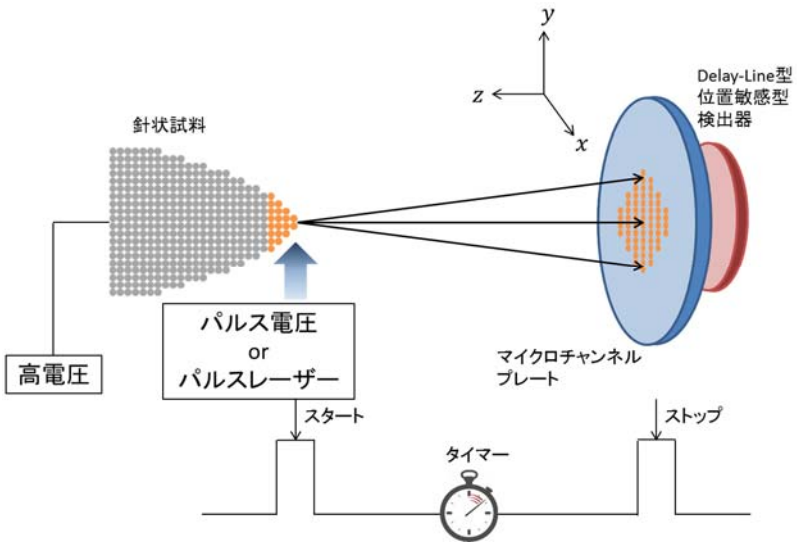


図 3.4.3-5　3DAP 分析概念図

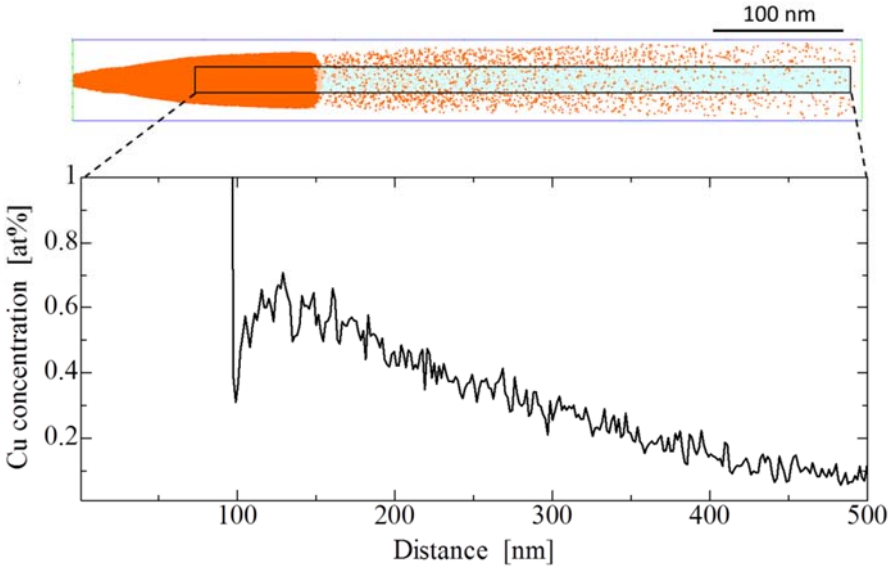


図 3.4.3-6　三次元元素マップの分析領域指定とその内部から得られる Cu の濃度プロファイル

本研究で得られた Cu の 3 次元元素マップの例を図 3.4.3-6 に示す。本研究では、20×20 nm^2 の大きさの面を持つ直方体を深さ方向に平行となるようにとり、その内部を分析領域として指定した。さらに 20×20×1.5 nm^3 ごとに Fe、Cu、FeBG、CuBG の存在比をプロットし、それぞれの深さ方向の一次元濃度プロファイルを得た。

・フィッティング結果

750～550 ℃のそれぞれの熱時効処理を施した試料の三次元元素マップから、図 3.4.3-6 のように Cu の濃度を測定し、平均化処理により統計精度を高めた Cu の濃度プロファイルと誤差関数型濃度分布式とのフィッティング結果を図 3.4.3-7 に示す。

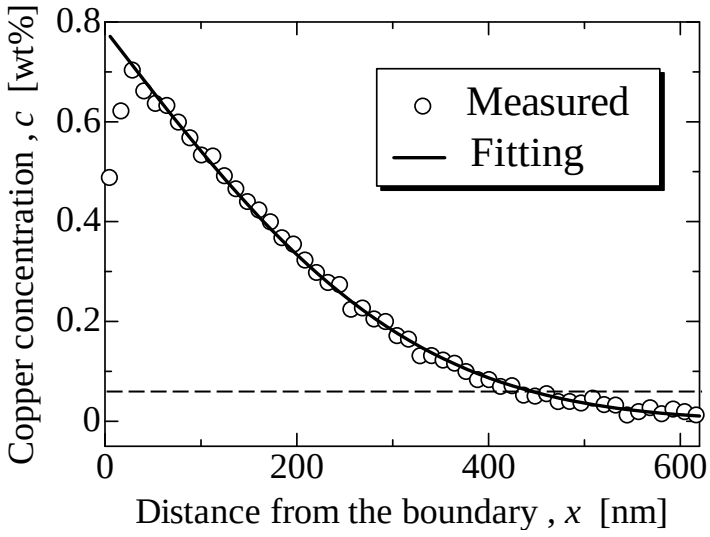


図 3.4.3-7　得られた Cu 濃度プロファイルとフィッティング結果

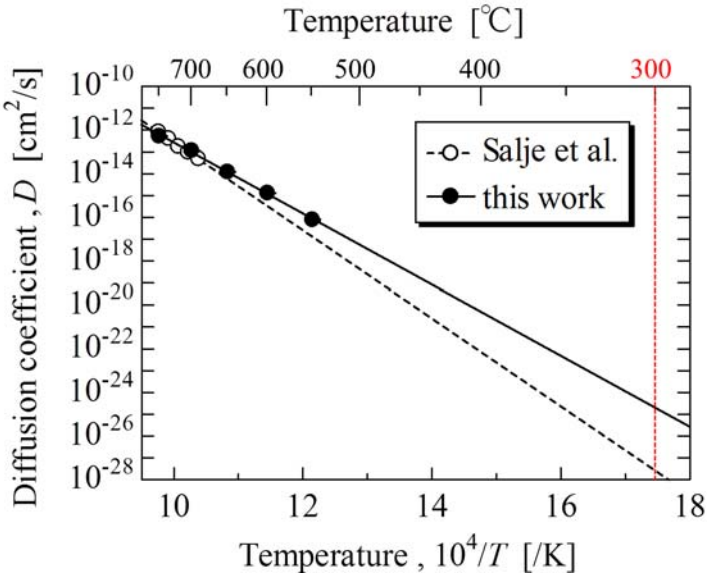


図 3.4.3-8　本研究で得られた強磁性 α-Fe 中の Cu の拡散係数のアレニウスプロット（Salje と Feller-Kniepmeier の結果との比較）

フィッティングによって得られた拡散係数のアレニウスプロットを図 3.4.3-8 に示す。さらに Salje らの研究により得られた 751 ℃から 690 ℃の拡散係数の導出結果も同時に示す。

750℃および 700℃での拡散係数は Salje らの結果とほぼ一致した。このことにより、本研究での 3DAP を用いた拡散係数導出実験の妥当性を示すことができた。さらに 750～550℃までの拡散係数はアレニウスプロットにおいてほぼ線型の結果を得ることができた。この温度領域において、熱によって活性化される Fe 中の Cu の拡散のカイネティクスは、一つの式で示すことができることが示唆される。以上の 750～550℃の 5 温度点の結果を拡散係数Dの温度依存性を示す式、

$$D = D_0 \exp\left(-\frac{Q}{RT}\right) \tag{3.4-3}$$

でフィッティングをおこなったところ、頻度因子D_0 =4.8×10^3cm^2/s、活性化エネルギーQ = 74.4kcal/mol をそれぞれ得た。さらに、フィッティングから得られた外挿線から、300℃における拡散係数を求めた結果、$D_{300℃}$ =2.1×10^{-25}cm^2/s という結果を得た。ここで Salje らの研究を磁性の影響を考慮せずに外挿した値よりも約 3 桁も大きかった。

③3DAP を用いた拡散係数導出実験の評価と今後の展望

3DAP を用いることで非常に短い拡散距離における Cu の濃度プロファイルを測定し、Fe 中の Cu の拡散係数と固溶限を実験的に導出することを示した。Fe-Cu 以外の系の拡散対を用いることで、様々な元素の強磁性 α-Fe 中の拡散係数を、現在までに報告されている温度より低い温度領域において実験的に導出し、外挿の精度を高めることが可能である。たとえば、鉄鋼材料中に主要溶質原子として含まれる Mn（Nohara と hirano(1971)によって 710℃まで）や Ni（Hirano ら(1961)によって 600℃まで）や Cr（Huntz ら(1967)によって 612℃まで）の強磁性 α-Fe 中の拡散係数も、従来の結果よりも 150～200℃ほど低い温度領域における拡散

係数を実験的に導出することができると考えられる。また、EPMA や X 線散乱法では組成を定量的に評価することが困難である C、N、P などの鉄鋼材料中において重要な元素も測定することが可能である。

(4)今後の研究課題

以上に示したように､照射速度効果は確かに存在し 1000 年間の健全性を考慮した場合に検討すべき重要課題である。中性子照射による組織変化は非常に微細であり、照射速度効果の本質を理解するためには、従来から用いられている電子顕微鏡などの方法だけでなく、本調査で示したような陽電子消滅法や 3 次元アトムプローブ法の様な最新のナノ組織分析手法を適用し、処分容器材料に形成される脆化因子（欠陥集合体や不純物・溶質原子クラスター）形成の照射速度依存性を明らかにすることが必要である。

照射脆化因子である不純物・溶質原子クラスターの形成速度を予測するにはクラスターを形成しうる不純物・溶質原子の拡散定数を精度良く知る必要があるが、本調査によって現在のデータベースでは不十分であることもわかった。今後は 3 次元アトムプローブのような最新の手法を用いて、処分容器で想定される比較的低温度域での拡散定数の高精度の測定が必要と考えられる。

3.4.4 製作・封入に関する検討

(1)製作性の検討

金属材料の代表的な加工形態として、鋳造、鍛造、圧延が挙げられる。処分容器に対して、これらの加工形態の適性について整理すると表 3.4.4-1 のようになる。耐圧性については、材料の選択によっては鋳造でも鍛造や圧延と同様の強度を持たせることができると考えられるが、鋳造時に引け巣やブローホールなどの鋳造欠陥が発生しやすい。一方で、鍛造は製作時の鍛錬工程によって、金属組織中に生じる欠陥をより少なくすることができる。処分容器の健全性にとって最も重要な耐食性の観点からは、金属組織中に欠陥の少ない鍛造で腐食代の部分を作成することが適していると考えられる。実際に ANDRA（フランス）と SKB（スウェーデン）では、外側の円筒胴や蓋は鋳造以外の方法で試作している(ANDRA, 2005; Andersson et al., 2004)。

表 3.4.4-1　加工形態の比較（核燃料サイクル開発機構(1999a)に一部項目を追加）

		耐圧性	遮へい性	溶接性	成形加工性		組成均一性
					単純形状	複雑形状	
鋳造	鋳鉄	△	○	×	○	○	△
	鋳鋼	△	○	△	○	○～△	△
鍛造		○	○	○	○	×	○
圧延		○	○	○	○～△	×	○

○：良好,　△：やや劣る，×：劣る

また、内部構造材の主な役割は、処分容器内で各々の使用済燃料集合体の間隔を確保して保持することと考えられる。図 3.4.3-1 に示したように、内部構造材は複雑な形状となることから、鍛造で製作することは難しい。そのため、ANDRA や SKB では、内部構造材の製作方法としては鋳造が採用されている。ただし、鋳造で製作した内部構造材に耐圧性を持たせる場合には、鋳造欠陥が処分容器の健全性に影響をおよぼさないことを確認する必要がある。

処分容器は、現状では図 3.4.4-1 に示した形状が提案されており、その長さは 4,680 mm 程度（蓋部および底部は 190 mm）とされている(原子力委員会新計画策定会議技術検討小委員会, 2004)。そのため、容器の長さと内部構造材の有無が、処分容器とオーバーパックの構造上の大きな違いとなる。

1)円筒胴および蓋の製作

①炭素鋼製容器

国内では、ガラス固化体の処分容器であるオーバーパックに対しては、現状の技術で問題なく製作できることが試作により確認されている(核燃料サイクル開発機構,1999a;原環センター,2009b)。試作されたオーバーパックの寸法は、外径 820 mm、厚さ 190 mm、高さ 1,730 mm であり、その円筒胴および蓋はともに鍛造で加工されている。

フランスの ANDRA では、外径 1,255mm、厚さ 110mm、長さ 4,500 mm または 5,400 mm の使用済燃料の処分容器が提案されている(ANDRA,2005)。ANDRA で実施された処分容器の試作では、図 3.4.4-1(a)、(b)に示すように鍛造により使用済燃料処分容器の円筒胴を製作できることが確認されている。

NAGRA では、外径 1,050mm、厚さ 140mm、長さ約 4,600 mm の使用済燃料処分容器が提案されている(Patel et al.,2012)。ANDRA および NAGRA では、円筒胴と底部を一体で成形する方法も考えられているが、その製作の難しさから、現状では容器の作成方法として、鍛造により円筒胴および底部を成形し、円筒胴に底部を溶接する方法が提案されている。

日本国内では、現時点で処分容器が試作された例はないが、ANDRA の試作例などを参考に、処分容器の円筒胴および蓋の製作技術を確立することは可能であると考えられる。

(a) 鍛造工程　(b) 加工後の処分容器胴体　(c) 処分容器形状

図 3.4.4-1　ANDRA での使用済燃料の処分容器の試作(ANDRA, 2005)

(a) 穴あけ工程　(b) 処分容器胴体　(c) 鍛造工程　(d) 銅製外容器の外観

穴あけおよび引出成形　鍛造

図 3.4.4-2　SKB での使用済燃料の処分容器の試作の例(Andersson et al.,2004)

②チタン-炭素鋼複合容器

1999 年に核燃料サイクル開発機構では、外側に耐食層としてチタン、内側に強度層として炭素鋼を用いた複合オーバーパックの製作方法の検討および試作が行われた(本間ほか, 1999a)。耐食層の炭素鋼内層への被覆施工方法の選定にあたり、当時の技術で考えられる施工方法に対する適用性が検討された。平坦部への被覆方法としては、1.チタン板材を溶接で貼り付ける方法、2.肉盛溶接による方法、3.ビス止めによる方法、4.爆発圧着法、が検討されている。円筒部への被覆方法としては、1.チタン板材を溶接で貼り付ける方法、2.焼きばめ挿入法、3.肉盛溶接による方法、4.ビス止めによる方法、のそれぞれ４つの案が検討されている。その結果、チタン層が健全性を保ち得る可能性が高いという観点から、内部の炭素鋼との間の隙間を極力小さくでき、比較的密着性が高いと考えられる方法として、蓋や底面の平面部には爆発圧着法、円筒部については焼きばめ挿入法が採用されている。

試作においては、成形加工性、被覆施工性、材料コストそれぞれのバランスを総合的に判断して、ASTM Grade-2 のチタン材が採用された。上面および下面はチタン平板を用い、焼きばめ施工用の外層は、２枚のチタン平板を曲げ加工した後、電子ビーム溶接により円筒とし、内面を機械加工して仕上げられた。製作した炭素鋼内層にチタン外層を焼きばめ挿入法により施工し、その後、内面を機械加工する。蓋部については上面にチタンを爆着施工した後、内外層が一体となった本体へ溶接によって取り付けられる。

③銅-炭素鋼複合容器

国内では、1999 年に核燃料サイクル開発機構で、外側に耐食層として銅、内側に強度層として炭素鋼を用いた複合オーバーパックの製作方法の検討および試作が行われた(本間ほか, 1999b)。耐食層の炭素鋼内層への被覆施工方法の選定にあたり、当時の技術で考えられる施工方法に対する適用性が検討された。

外層の施工方法としては、1.複合材料の曲げ加工、2.被覆加工、3.熱間等方圧加圧加工、4.爆着加工、5.焼きばめ加工、6.内層と外層を別構造とする、の６つの案が検討されている。その結果、無酸素銅の特性を有効に活用するため、製作時の不純物元素混入を低く抑えることなどにも配慮し、銅製の外容器と炭素鋼製の内容器からなる２重容器構造として試作が行われた。銅製外容器の製作方法としては、1.円筒曲げ、2.円筒押出し加工、3.円筒鍛造、4.円筒部・底部押出し一体加工、の４つの案が検討され、その結果、加工工程、溶接箇所、検

査箇所を考慮し、4.が採用されている。外容器円筒本体の製作では、素材の鍛造後押出し加工により最終寸法に近い形まで加工し、その後機械加工により仕上げられた。蓋は圧延材を機械加工して製作された。試作の結果、銅－炭素鋼複合オーバーパックが問題なく作成できたことから、当時の技術によりオーバーパックが十分製作可能であることが示されている。

(a) 使用済燃料集合体スペース（４体）

(b) 鋳造工程

図 3.4.4-3　ANDRA における内部構造材の製作工程(ANDRA, 2005)

(a) 使用済燃料集合体スペース（BWR 用）

(b) 鋳造工程

図 3.4.4-4　SKB における内部構造材の製作工程(Andersson, 2002)

海外では、スウェーデンやフィンランドで直接処分の処分容器として銅－炭素鋼複合オーバーパックの検討が進められている。SKB では、現在までに銅製外容器を試作していて、押出し成形、穴あけおよび引出成形、鍛造の３つの成形方法により長軸方向に継ぎ目のない銅製外容器製作できることが報告されている(Andersson et al.,2004)。図 3.4.4-2 は処分容器の試作例を示す。穴あけおよび引出成形により、胴部と底部の一体型の成形が可能である。鍛造により試作された銅製外容器は、内径がわずかに大きくなり、板厚を均一にすることも難しいと報告されている(Andersson et al.,2004)。

2)内部構造材の製作

国内では処分容器の内部構造部材に関する検討例は見当たらない。ANDRA、SKB で検討されている処分容器の内部構造材は、鋳造で製作される。ANDRA では、鋼製外容器と内部構造材の隙間が最少になるように、容器に鋳鉄を直接注ぐ方式が採用されている。図 3.4.4-3 に ANDRA での内部構造材の製作工程の一部を示す(ANDRA,2005)。内部構造材の製作では、最初に、４本の筒（最終的に使用済燃料集合体スペースになる）を溶接で結合し、鋳造のための立て坑に垂直に降ろす。そして、使用済燃料集合体スペースの変形を防ぐために、筒の中に砂を詰める。その後、４本の筒の周りに処分容器の円筒胴を配置し、上部から溶融した鋳鉄を注ぐ。

SKB では、金型を用いて内部構造材を製作している（図 3.4.4-4）(Andersson, 2002)。使用済燃料集合体スペースとなる筒を金型内に配置し、筒の内部に砂を充填する。金型に溶融した鋳鉄を注ぐ方法としては、上注鋳造、下注鋳造が提案されていて、今までのところ上下の鋳造方法で品質的な差はないと報告されている(Andersson, 2002)。

(2)封入性の検討

H12 レポートでは、オーバーパックの封入方法としていくつかの溶接方法が提示され、その適用性について比較検討されている(核燃料サイクル開発機構,1999a)。各溶接方法の適用

性について比較した結果を表 3.4.4-2 に示す。オーバーパックの場合、内部に封入するガラス固化体への影響を考慮すると、長時間加熱保持する溶接後熱処理は好ましくない。そのため、封入ではできる限り低入熱で材料に与える影響を小さくし、溶接後熱処理が不要となる溶接方法が適切と考えられている。また、不純物や異物混入の可能性が少ない溶接方法や、操業の観点からは、作業能率や遠隔自動化の可能性などが重要となる。

ガラス固化体に比べると燃料集合体を構成する燃料ペレット（UO_2：融点 2865℃）や被覆管（ジルカロイ：融点 1767℃）などの構造材の融点は高い。しかし，入熱による燃料集合体構成材中の水素の再分布に起因する水素脆化など燃料集合体の健全性の観点から、温度制限に関する検討が必要と考えられる。たとえば、NAGRA では被覆管の損傷を防止するため、400℃の制限温度を設定している（Patel et al., 2012）。現状では、処分容器の温度制限値は定量的に示されておらず、溶接後熱処理の適用性は判断できない。ここでは、国内外のオーバーパックおよび処分容器への適用が検討されている溶接方法について調査を実施した。

1)TIG 溶接

ガスシールドアーク溶接手法の一つである TIG(Tungsten Inert Gas)溶接は、シールドガスとして Ar や He などの不活性ガスを用い、タングステンまたはタングステン合金製の非消耗型の電極と被溶接材間に発生させたアークにより、被溶接材と溶加材を溶融、凝固させて接合する方法である。不活性ガス環境下での溶接であるためビード表面が酸化されにくく、スラグを除去する必要がほとんど無く、他のアーク溶接方法と比べて溶接金属の清浄度が高い。また溶着量が少ないので、一般に全姿勢で溶接が可能であるが反面能率が低く、溶接時間がオーバーパック操業時の律速となり得る可能性がある。これまで２種類の TIG 溶接手法についてオーバーパックへの適用性確認試験を実施されるとともに、TIG の高能率化の検討が実施されている(原環センター, 2013a)。

表 3.4.4-2　封入方法としての適用性に関する比較評価(核燃料サイクル開発機構,1999a)

	１パス溶接法		多層盛り溶接法		
	電子ﾋﾞｰﾑ	ﾚｰｻﾞｰﾋﾞｰﾑ	TIG	MIG	MAG
低入熱	◎	◎	△	○	○
不純物混入の回避	◎	◎	○	○	△
作業能率	◎	◎	△	○	○
厚板への適用性	◎	×	△	△	△
遠隔自動化の可能性	◎	◎	○	△	△

[凡例]　◎：とくに良い、○：良い、△：やや劣る、×：劣る

①TECCEL (Turning Eccentric Electrode) TIG

TECCEL TIG 溶接装置の概念図を図 3.4.4-5 に示す。TECCEL TIG は、単電極型の溶接トーチであり、電極棒自体が回転しながら開先内でウィービング（溶接棒を溶接方向に対してほぼ直角に交互に動かしながら溶接する運棒方法）することで、狭開先側壁を完全に溶融させる

ことが出来る。そのため、１層１パス溶接による高能率化が可能とされている。トーチ径 11 mm、電極直径 4 mm とし、狭開先内部でトーチがウィービング出来る程度まで開先断面積を低減することで溶着金属量を減らし、入熱量と溶接時間の短縮が図られた。このトーチを用いて 190 mm 直線狭開先溶接試験体に対する溶接試験を実施し、継手性能試験を実施して適切な溶接条件が取得されている。また、落し蓋構造を想定した下向き溶接、および平蓋構造を想定した横向き溶接ともに実施可能な手法であることが確認されている。

実規模スケールでの溶接試験は 190mm の開先深さの落し蓋構造に対して行われている(原環センター, 2013a)。被溶接試験体は SS400（JIS G3101、化学組成は SM400 相当）、溶接材料は TIG 溶接用ソリッドワイヤ TGS-50（JIS Z 3316、W 49 A 3U 16）が用いられた。初層割れ防止のため 200℃まで予熱するとともに、SEDAR TIG の部分で後述するようにルート部に凹凸を設け、焼きばめ法にて蓋の浮き上がりを防止している。図 3.4.4-6 に落し蓋構造用の TECCEL TIG 溶接トーチを示す。ルート部から 160mm まではシールドガスノズルやアーク監視用のミラーを取付けた狭開先用のトーチ(a)を使用し、開先形状に合わせて平行ウィービング幅を変えている。160mm から最終層までは狭開先用のトーチ(a)ではシールド性が劣るため、(b)のようにスカートを設けたトーチに変更し、１層１パス溶接が実施された。その結果、図 3.4.4-7 の最終層には酸化が見られず、アンダーカットも発生しない良好なビード外観が得られている。溶接部の断面マクロ観察の結果、ルート部や壁面部に割れや融合不良は確認されていない。このように TECCEL TIG により落し蓋構造のオーバーパックに対して、全層にわたり１層１パス溶接が可能であることが確認されている。

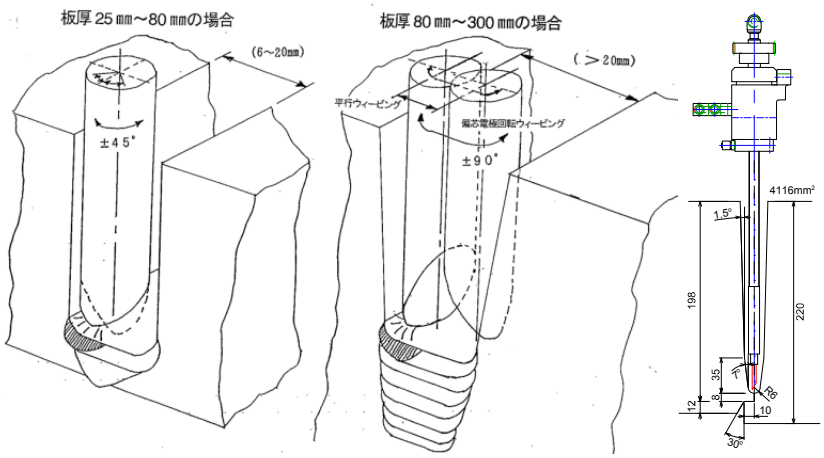
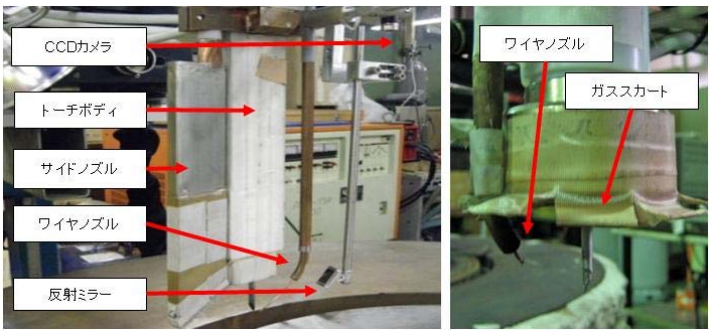


図 3.4.4-5　TECCEL TIG 概念と、開先および狭開先用トーチ形状(原環センター, 2013a)



(a)　0～160mm 用トーチ　　(b)　160～190mm 用トーチ

図 3.4.4-6　TECCEL TIG の溶接トーチ(原環センター，2013a)

図 3.4.4-7　実規模スケール落し蓋の最終層と断面マクロ(原環センター，2013a)

また、オーバーパック落し蓋狭開先溶接への適用性確認試験が実施されている。TECCEL TIG は、狭開先内でトーチを平行ウィービングさせるため電極径が 4mm と細い。そのためトーチ先端が消耗しアークの指向性が低下するため、１本のタングステン電極での連続溶接が可能な時間が限られる。190mm 全層溶接では途中で電極を数回交換する必要があるため、電極の交換機能もしくは２本の電極を交互に使用するなどの対策が必要である。また本試験ではガスシールド性の向上のため最終層側の溶接トーチを変更しているが、初層から最終層まで適用可能なシールドガス供給機構を有するトーチの開発を行うことも、トーチ交換に伴う時間を短縮するためには効果的であると考えられる。

②SEDAR (Super Energetic Dual Arc) TIG

SEDAR では、１本の溶接トーチに２本の電極が組み込まれ、それぞれの電極に溶接電源が設けられており、２本の電極から各々発生したアークが互いに引き合うことによって大きなアークを形成する。電極個々の溶接電流は低く抑えてあるため、アーク圧力は過大にならず高入熱での溶接（高能率化）が可能である。装置概念図と電極先端部を図 3.4.4-8 に示す。電極ごとの溶接電源を同期させることにより全姿勢、特に横向き姿勢での高電流化・高溶着量化が可能であり、また個別に制御することによって、溶接姿勢に応じた最適な溶接を行うことが可能である。そのため、全姿勢において、高溶着量を達成しても高品質の確保が可能な TIG 溶接方法である。オーバーパック蓋構造への適用にあたっては 190mm の狭開先のため

長尺電極を用いる必要があり、その性能確認試験および１つのオーバーパックを２本以上の溶接トーチで同時に溶接する複数トーチ化による製作時間の短縮化について検討されている(原環センター，2011,2012)。溶接試験には母材として SF 340A(JIS G 3201)、TIG 溶接用ソリッドワイヤ（JIS Z 3316，W 49 A 3U 16）が使用された。

実規模スケールの平蓋横向き溶接への適用性検討の前に、50mm 直線突合わせ開先を用いた初層および中間層の溶接条件の設定、開先深さ 100mm と 150mm 円筒型供試体による溶接条件のガスシールドの改良などの予備試験が実施された(原環センター，2002)。190mm 平蓋横向き溶接試験状況と断面ミクロ観察結果を図 3.4.4-9 に示す。初層部の溶け込みや開先壁との融合不良が見られず、正常に溶接できることが確認されている。また継手性能試験においても、溶接部の機械的強度は母材よりも高いことが確認されている(原環センター,2003)。

落し蓋構造では SEDAR TIG による１層１パス溶接を目標に設定し、190mm の平板狭開先試験体を用いて溶接条件の検討が実施されている(原環センター,2007,2008)。落し蓋下向き溶接試験状況と断面ミクロ観察結果を図 3.4.4-10 に示す。落し蓋構造は平蓋と比較して拘束力が強いため、溶着金属の凝固収縮時に割れが生じる。このような初層割れを防止するため、蓋と胴体の開先ルート部に凹凸を設け、焼きばめにより機械的に蓋を固定する方法が解析により検討された(原環センター,2009a)。その結果、焼きばめにより図 3.4.4-11 のように、蓋の厚板方向への変位量が抑えられることが確認されている。蓋の焼きばめには 200℃程度まで加熱する必要がある。一方で、凝固割れの防止には 200℃以上の予熱が効果的であることから、実際の工程では凝固割れ防止のための予熱工程で焼きばめ用の加熱を賄うことができると考えられている。

SEDAR TIG による落し蓋構造の溶接時間短縮方法として、複数の溶接トーチを用いて同時に複数カ所を溶接する方法が考えられる（図 3.4.4-12）。180° 対向の２トーチ、90° 対向の４トーチに対して溶接部近傍の HAZ の温度履歴および残留応力を評価した結果、トーチ数の増加に伴いパス間温度が上昇し、溶接残留応力に違いが生じることが解析により明らかになっている(原環センター,2013b)。

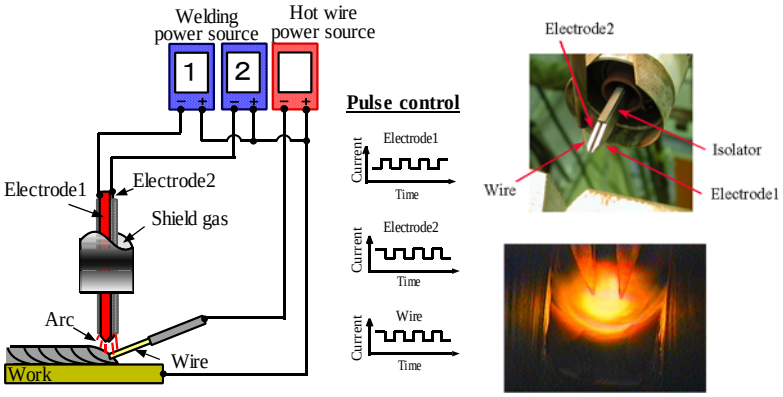
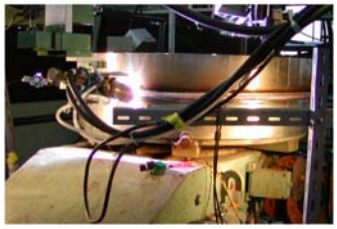


図 3.4.4-8　SEDAR TIG 溶接装置概念図と電極形状(原環センター，2013a)



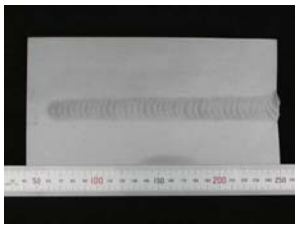


図 3.4.4-9　SEDAR TIG による平蓋横向き溶接試験状況と断面ミクロ観察結果(原環センター，2013a)

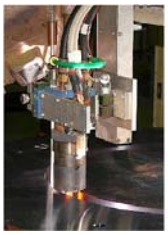


図 3.4.4-10　SEDAR TIG による落し蓋下向き溶接試験状況と断面ミクロ観察結果(原環センター，2013a)

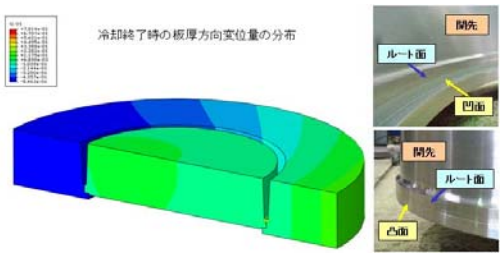
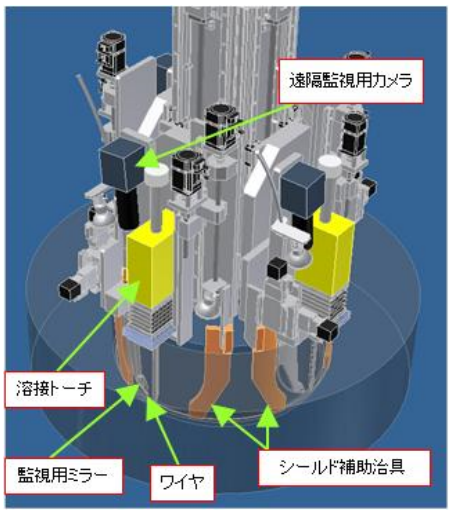


図 3.4.4-11　凹凸開先(原環センター，2013a)



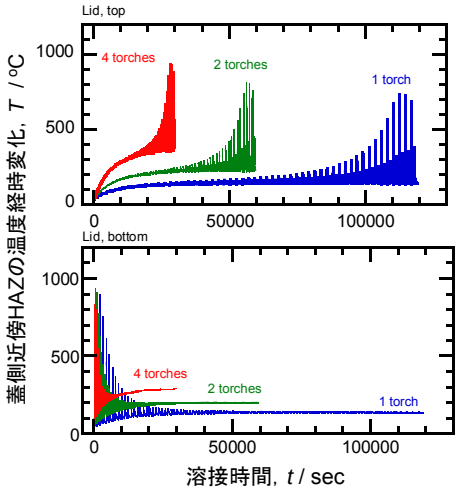


図 3.4.4-12　SEDAR TIG 複数トーチ化(原環センター，2013a)

2)MAG 溶接

MAG 溶接(Metal Active Gas)は消耗電極式のガスシールドアーク溶接方法の一つである。送られる溶接ワイヤ（溶接材料）はコンタクトチップを通過する際に電流が通電され、ワイヤ先端と被溶接材間に発生したアークにより、被溶接材と溶加材を溶融、凝固させて接合する。シールドガスとして Ar に CO_2 を加えた活性ガスを用いており、深い溶けこみと溶着量が多いため溶接能率は高い。しかしながら、能率向上ため溶着量を増やすと融液の垂れによる溶接欠陥の発生が懸念されるため、下向き溶接のみが検討対象となる。また活性ガスを使用するため、スパッタやヒューム、スラグの発生に対策が必要である。そのため、蓋構造の

違いを考慮して２種類の溶接トーチの適用性確認試験が実施されている(原環センター,2013a)。

①タンデムトーチによる平蓋下向き溶接方法

平蓋構造の場合、溶接時のトーチ位置は固定し横置き姿勢のオーバーパックがロール方向に回転しながら連続的に溶接する機構になっている。平蓋の溶接に対して、溶接時間の短縮を図るため先行トーチと後行トーチの２本の溶接トーチを有するタンデムトーチの適用性が検討されている(原環センター,2005a,2006)。溶接試験には母材として SF 340A(JIS G 3201)、溶接材料は MAG 溶接用ソリッドワイヤ MGS-50 (JIS Z 3312, YGW16) 、シールドガスには Ar + 20%CO_2 が使用されている。タンデムトーチのトーチ形状を図 3.4.4-13 に示す(原環センター,2004)。また、図 3.4.4-14 に平蓋の溶接風景を示す。70mm 程度の溶接で図 3.4.4-15 のようにシールドノズルが目詰まり状態に近づくため､溶接高さが 60mm となる前にスラグ除去とノズルの清掃を行うことで、介在物の巻き込みがない良好な溶接が可能になることが報告されている。横置き姿勢の場合、容器の回転にともない内部の廃棄体が回転するため、廃棄体への影響や固定方法などに留意する必要がある。

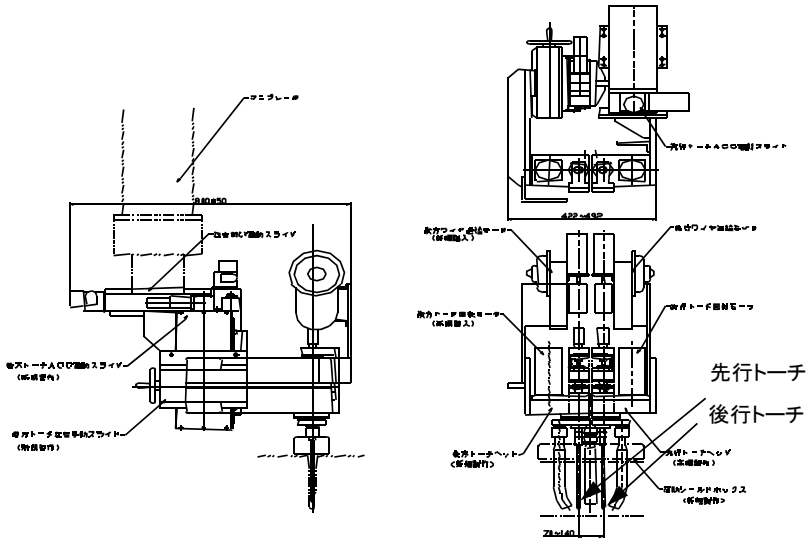


図 3.4.4-13　MAG タンデムトーチ(原環センター, 2004)

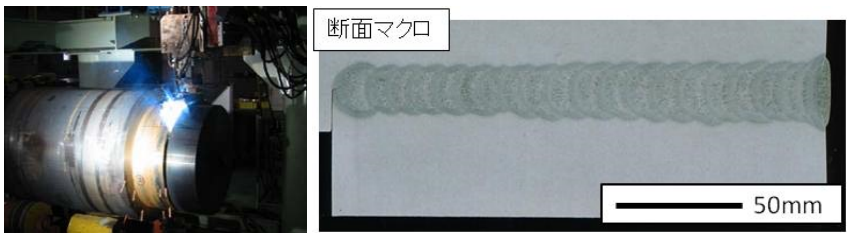


図 3.4.4-14　MAG タンデムトーチによる平蓋下向き溶接(原環センター, 2013a)

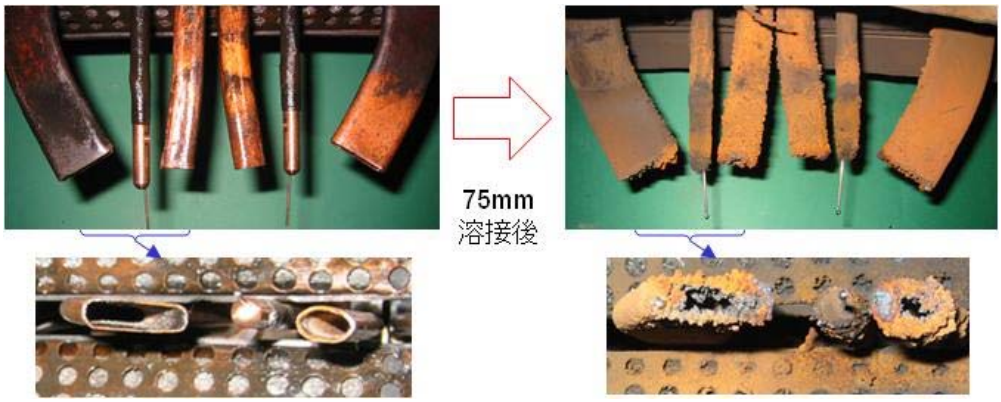


図 3.4.4-15　シールドノズルの詰まり状況(原環センター，2013a)

図 3.4.4-16　MAG シングルトーチによる落し蓋溶接(原環センター，2013a)

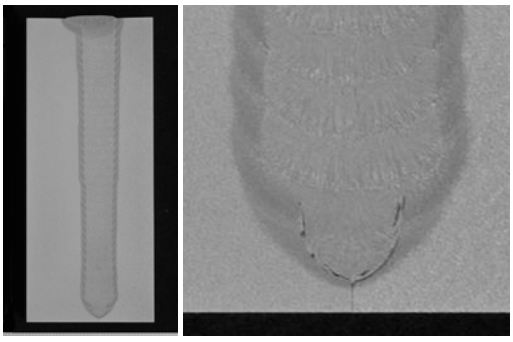


図 3.4.4-17　MAG 溶接試験体の断面マクロとルート部の融合不良(原環センター，2013a)

②シングルトーチによる落し蓋

落し蓋構造の場合、溶着金属量は平蓋構造のおよそ半分になるため、シングルトーチ方式による溶接試験が検討されている(原環センター,2007,2008)。図 3.4.4-16 に MAG 落し蓋下向き溶接の試験装置外観図を示す。溶接試験体を回転台に載せ、上下機構付きの溶接トーチにて施工された。TIG 溶接試験と同様に蓋の浮き上がりが課題となるが、溶接部と反対側の蓋状部をローラーで押える機械的拘束により解決出来ることが報告されている。図 3.4.4-17 に溶接部の断面マクロ撮影の一例を示す。試験体は 38 層 38 パスで全層溶接され、スラグ巻き込みやブローホールなどの溶接欠陥は認められなかった。ルート部に融合不良が見られたが、これは磁気吹きによるアークの乱れや蓋と胴体部のクリアランスが要因として挙げられている。これらの要因は、蓋／胴体部両方への確実な接地や、施工前の予熱などで改善出来る見通しが示されている。

以上のように、TIG 溶接や MAG 溶接により、落し蓋／平蓋構造のオーバーパックに対して、190mm 全層溶接が可能であることが示されている。また、溶接部の機械的特性は継手性能試験により判断基準を満足することが確認されている。

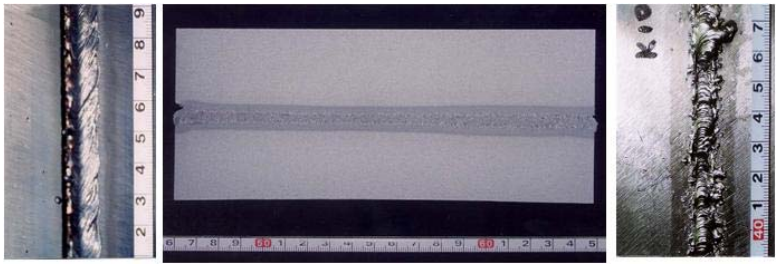
3)電子ビーム溶接

高エネルギー密度溶接は、アーク溶接などの従来の溶接手法と比較して溶接熱源のパワー

密度が極端に高いため、深い溶け込みが得られ熱ひずみが少ないといった特徴がある。電子ビーム溶接(EBW：Electron Beam Welding)は陰極フィラメントから出た熱電子を高電圧で加速し、レンズで収束させた電子ビームを被溶接部に当て、電子の運動エネルギーを熱エネルギーに変換し、溶接部を瞬時に溶融させる溶接方法であり、多層盛り溶接であるアーク溶接と比較して施工時間の短縮化が期待される。母材同士を直接溶融させて接合させる手法であり溶接材料を使用しないため開先が不要であるが、0.5mm 程度の精度で蓋を設置する必要がある。溶接部と母材部では化学組成が同じになり、溶接材料中の添加元素が耐食性におよぼす影響がなく、耐食性に影響をおよぼす因子は急加熱急冷却により生成した非平衡な溶接組織のみとなり、核種の閉じ込め機能に直結する長期の耐食性評価の点でも有利である。

EBW は一般に真空環境下で実施されるため、オーバーパックの溶接への適用性を確認するために真空度の異なる２種類の EBW による溶接試験が実施された。検討項目としては、蓋構造に注目した横向き／下向きのそれぞれの姿勢で溶接可能な肉厚の把握と施工品質の評価、特にビード外観と電子ビーム始終端部の溶接欠陥が挙げられている(原環センター,2002,2003)。

図 3.4.4-18　EBW 溶接に使用する高真空チャンバー(原環センター，2002)



表ビード　　定常部断面マクロ　　裏ビード

図 3.4.4-19　開先を設けた平板試験体のビード外観と定常部の断面マクロ(原環センター，2002)

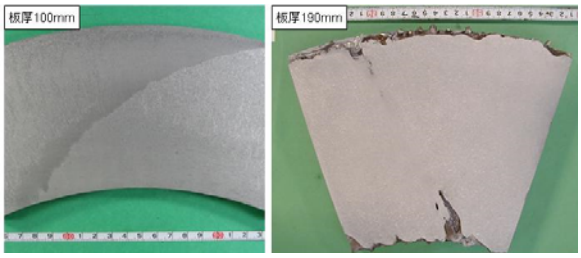


図 3.4.4-20　円筒型試験体の始終端部の断面の様子(原環センター，2003)

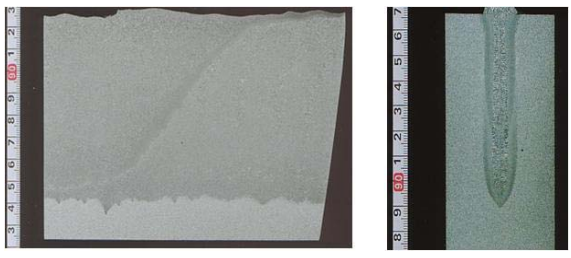


図 3.4.4-21　下向き部分溶け込み溶接の始終端部の断面マクロ(原環センター，2003)

①高真空電子ビーム溶接

高真空電子ビーム溶接は、図 3.4.4-18 に示す大型チャンバー内に被溶接体を設置し、内部の空気を排気して 10^{-3}mbar 以下の高真空下で溶接を行う方法である。

溶接欠陥発生の防止や開先形状などの溶接条件を取得するために、平板試験体を用いた溶接試験が実施されている。試験体は SF340A（JIS G 3201）、電子銃は定格出力 100kW、加速電圧 100kV、ビーム電流 1A が用いられた。貫通溶接試験は重力による溶融金属の垂れを考慮して横向きで実施された。図 3.4.4-19 のように表ビードにアンダーカットが生じるものの、上側開先角度 20°、深さ 17mm の開先を設けて融液垂れが防止されている。溶接条件取得後、オーバーパック同じ円筒型の試験体での溶接試験が実施されている（原環センター,2002）。平板試験体の溶接では、電子ビームは試験体を横切る様に通過するが、円筒型の場合は溶接試験体内部に電子ビームがオーバーラップする始終端部が存在する。始端部では、溶融金属の膨出を抑制しボイドの発生を防止するため瞬時に電流を上げるように設定された。また、終端部ではキーホールを消滅させるために、定常部の溶接速度よりも速くし、溶融金属の凝固を促すように溶接条件が設定されている。肉厚の異なる円筒型試験の始終端部の断面図を図 3.4.4-20 に示す。板厚 190mm の場合、溶接速度の制御では始終端部のボイドの発生を防ぐことができていない。一方、板厚 100mm では終端部にスパイク欠陥が生じるものの、大きなボイドの形成を抑制する溶接条件が取得された。以上より、板厚 100mm までの円筒型試験体ならば、高真空 EBW が適用可能であることが示されている。

部分溶け込み溶接試験は下向きで実施されたが、貫通溶接と比べて溶融金属の膨出量が増えるため、溶接深さ 80mm までの検討が行われている（原環センター,2003）。下向き溶接では円筒型試験体への横向き溶接と異なり電子ビームの内外周差が無いため、平板試験体で取得した溶接条件や始終端部の処理条件はそのまま落し蓋構造を想定した円盤状試験体に適用可能である。平板試験体に対する 80mm の部分溶け込み溶接時の始終端部の断面マクロ観察結果を図 3.4.4-21 に示す。ビーム条件を適正に設定することにより、ボイドの発生がない始終端部を得ることができ、高真空 EBW については、下向き姿勢での厚さ 80mm までの適用性が示されている。

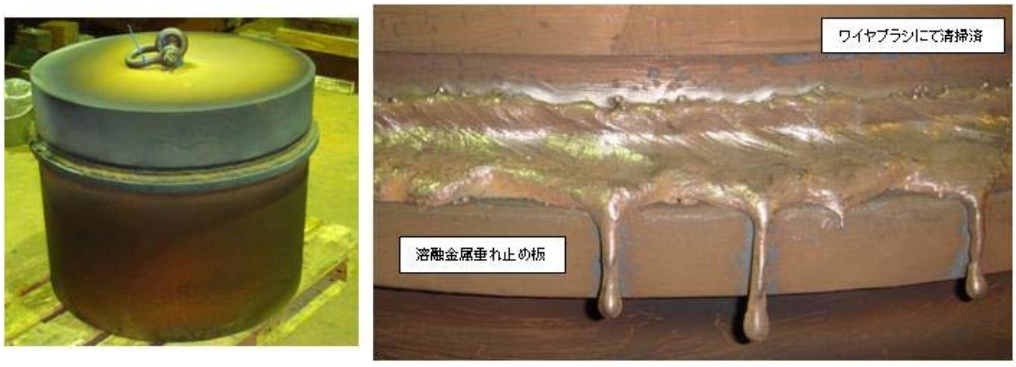


図 3.4.4-22　RPEBW 横向き溶接試験（原環センター，2013a）

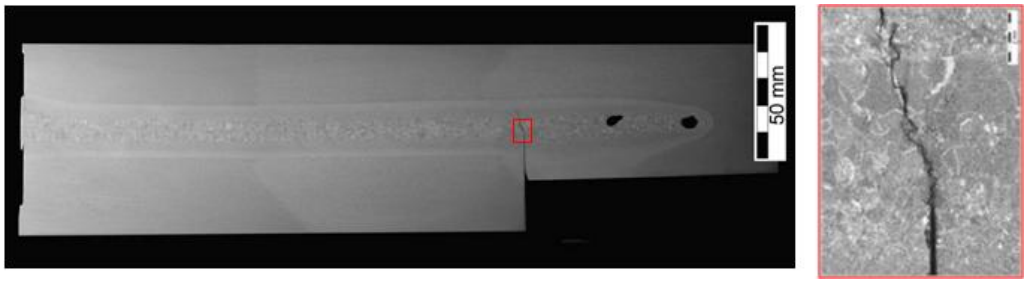


図 3.4.4-23　RPEBW 横向き溶接定常部の断面マクロ(原環センター，2013a)

②低真空電子ビーム溶接

前述した高真空 EBW は溶接対象物を真空チャンバーに完全に収容した上で、内部を 10^{-3}mbar 程度まで減圧して施工される。これに対して低真空電子ビーム溶接(RPEBW：Reduced Pressure Electron Beam Welding) は 1mbar 程度の真空度でも施工が可能な溶接技術であることから、チャンバー内の排気時間を短縮することができる。

炭素鋼オーバーパックの蓋構造に注目した横向き／下向きのそれぞれの姿勢で溶接可能な肉厚の把握と施工品質の評価、とくにビード外観と溶接始終端部の溶接欠陥の有無が検討されている(原環センター，2013a)。被溶接試験体は FL2 (ASTM A350，JIS G 3204 SFL2 相当)で、円筒胴体、落し蓋、平蓋を焼きばめや仮付けを実施したのちに溶接試験が行なわれた(原環センター，2011，2013b，2010)。平板試験体による予備試験の結果、高真空 EBW に比べて横向き溶接試験では溶融金属の膨出量が多いため、開先ではなくフランジを設けて溶融金属を受け止める方式が採用されている。溶接試験後のビード外観を図 3.4.4-22 に示す。発生した溶液垂れは、フランジとともに機械的に切削することで、溶接後の非破壊検査で要求される探傷面を確保出来ると考えられる。横向き溶接定常部の断面マクロ観察結果を図 3.4.4-23 に示す。ビーム先端部に溶接欠陥および開先底部にき裂状の欠陥が確認されている。また、円筒型の内外周差の影響により、190mm の溶け込み目標に対し 260mm の溶接深さになっている。試験体の超音波探傷試験および X 線透過試験の結果を図 3.4.4-24 に示す。RPEBW においても、溶接部始終端部にはキーホールが残存した大きなボイドが生じることが確認された。

下向き溶接試験では、最大で 115mm の溶け込み深さを確認できたが、溶融金属の吹出しや凝固割れの発生を防止するために、溶け込み深さの目標は 80mm とされている。RPEBW 下向き溶接試験のビード外観を図 3.4.4-25 に示す。また、溶接定常部における断面マクロ観察結果を図 3.4.4-26 に示す。落し蓋構造を想定した周溶接試験の結果、一部で凝固割れが確認されたが、定常部ではおおむね良好である。凝固割れの要因としては、TIG 溶接の初層割れと同様に、落し蓋の強い拘束力と凝固収縮や、生成したデンドライト間、最終凝固部の溶着金属不足により生じたものと考察されている。溶着金属の吹出しによる表面ビードの凹凸は、低出力電子ビームによる Cosmetic pass weld によりある程度の修正が可能であることが報告されている。以上のように、RPEBW では、横向き 190mm、下向き 80mm の溶接が可能である。ただし、溶接部終始端部にボイド状の溶接欠陥が生じやすいため、欠陥サイズが容器の構造健全性に影響をおよぼさないことを非破壊検査により確認する必要がある。

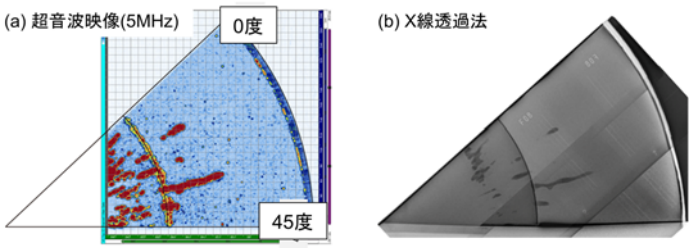


図 3.4.4-24　RPEBW　横向き溶接部の始終端部の溶接欠陥(原環センター，2013b)

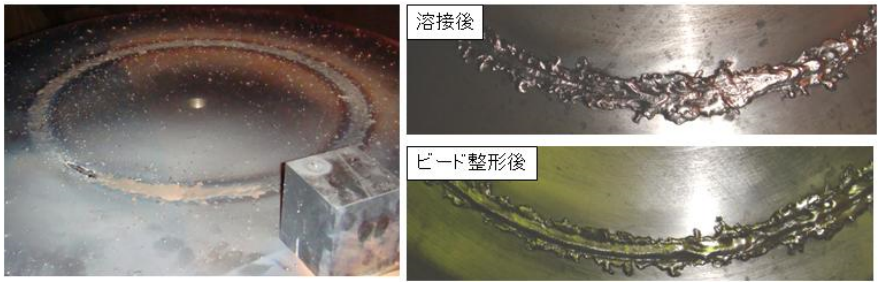


図 3.4.4-25　RPEBW 下向き溶接試験のビード外観(原環センター，2013a)

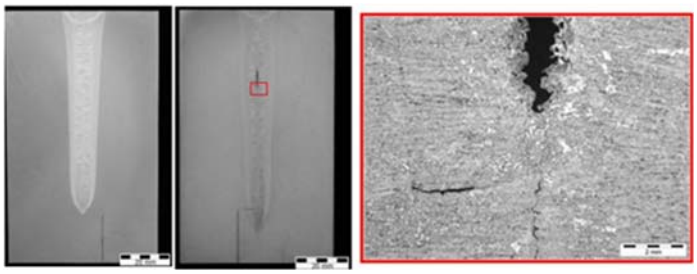
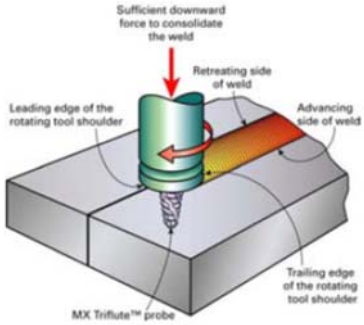


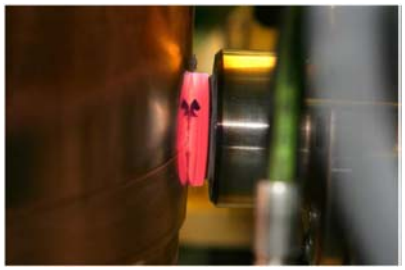
図 3.4.4-26　RPEBW 下向き溶接定常部の断面マクロ(原環センター，2013a)

4)摩擦攪拌溶接

摩擦攪拌溶接(FSW ： Friction Stir Welding)の原理の概念図を図 3.4.4-27 に示す(Andrews,2004)。FSW は円筒状ショルダとプローブからなるツールを高速で回転させ、材料に押し当てることで発生する熱により軟化した材料を攪拌し、溶融させることなく塑性流動により材料同士を接合する手法である。プローブの長さは溶接対象物の板厚とほぼ等しく、一般的には裏あての板と接触しないように 0.2mm 程度短くなっている。ツールはプローブ先端が先行するように進行逆方向に 1～5° 程度傾け、回転速度は 1 分間に数百から数千回転、溶接速度は数十～数百 mm/min が一般的である(社団法人溶接学会編，2006)。溶接部中央部には、攪拌部といわれる再結晶組織が存在し、その外側には、塑性変形により結晶粒が伸びた形状をもつ熱加工影響部、さらにその外側には、熱の影響を受けた熱影響部が存在する。近年の技術開発により鉄鋼材料での事例も増えているが、数ミリ程度の薄板同士の溶接にとどまっている。炭素鋼オーバーパックの様な厚板の溶接には、現状では適用困難であるが、SKB では銅製キャニスタの溶接方法として検討されている。



(a) 摩擦攪拌溶接装置(SKB, 2010a)



(b) 摩擦攪拌溶接の様子 (SKB, 2013)

図 3.4.4-27 摩擦攪拌溶接の原理(Andrews, 2004)

図 3.4.4-28 SKB のキャニスタ研究所における摩擦攪拌溶接装置とその様子

(a) 溶接前 (b) 溶接後

図 3.4.4-29 溶接試験用模擬キャニスタ (120° セグメント) (Andrews, 2004)

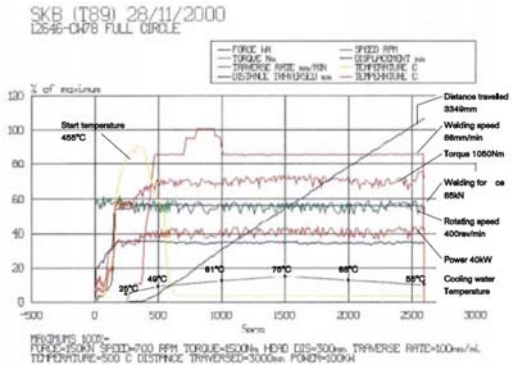
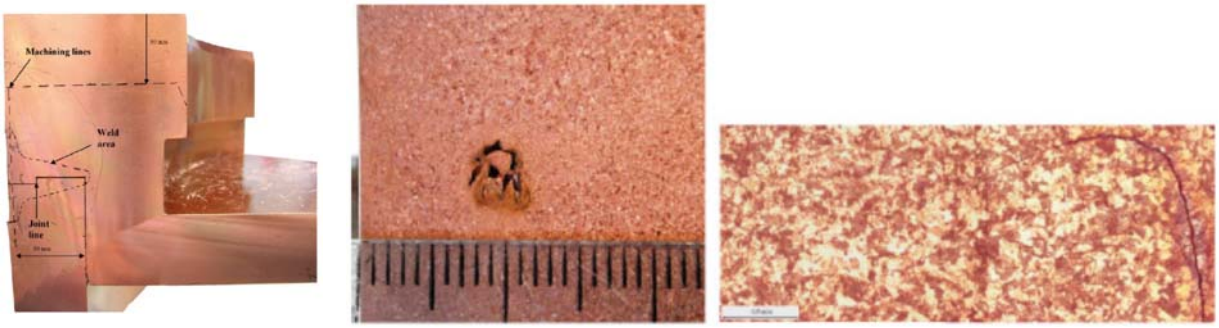


図 3.4.4-30 全周溶接時の計測データ(Andrews, 2004)

①銅の摩擦攪拌溶接

SKB のキャニスタ研究所における FSW 装置および溶接の様子を図 3.4.4-28 に示す(SKB, 2010a, 2013)。銅製のキャニスタ(板厚 50mm)を対象として、FSW による溶接試験が行われた。溶接試験用の模擬キャニスタ (120° 分割) の外観を図 3.4.4-29(a)に示す(Andrews, 2004)。模擬試験体の 120° の溶接試験では、図 3.4.4-29(b)に示すように滑らかな表面性状が得られている。次に、板厚 50mm の溶接試験体を用いて全周溶接試験が行われた。溶接時の計測データを図 3.4.4-30 に示す。ツールの回転速度は 400 rev/min で、溶接速度が 86mm/min の定常状態に到達するまでに 2.0-3.5 分を要した。溶接条件が定常状態に到達した後は、安定した溶接条件が保たれていることがわかる。また、全周溶接試験の結果、FSW により板厚 50mm の銅製容器の溶接が可能であることが示された。溶接部の断面写真を図 3.4.4-31(a)に示す。また、溶接部に生じた代表的な欠陥を図 3.4.4-31(b)に示す。欠陥は、ウォームホールとジョイントラインフッキングが確認されている(Müller et al., 2006)。



(a) FSW 後の断面性状　　(b) 溶接部の欠陥（左：Wormhole、右：Joint line hooking）

図 3.4.4-31　溶接部の状況(Müller et al.,2006)

②炭素鋼の摩擦攪拌溶接

比較的高融点の炭素鋼に対する摩擦攪拌溶接の適用も試みられている。炭素鋼に摩擦攪拌溶接を適用する上で問題となるのは、現状では適切なツール材料がないことである。ツール材料には、高い高温強度、耐摩耗性、非反応性などが要求される。そのため、多結晶立方晶窒化ホウ素ツールなどが開発されているが､このツールにも寿命や靭性について課題がある。また、厚板への適用などの課題点もある。

5) レーザービーム溶接

①LBW の特徴

レーザービーム溶接（LBW: Laser Beam Welding）では、レーザーをレンズやミラーを用いて集束して対象物に照射し、その熱により溶接する方式である。レーザービーム溶接では、エネルギー密度の大きい熱源を利用するため、従来のアーク溶接などに比べて高速であり、溶接による熱影響および変形量が少ないという特徴を有している。一方で、溶接時には、アルゴンガスなどの不活性ガスによりシールドを行う必要があり、ブローホールが発生しやすいことがチタン溶接における一般的な課題である。また、高エネルギーの溶接の場合には、溶接池から発生する金属蒸気がビーム光を吸収するために、ビームが減衰し溶接効率が落ちるので注意する必要がある。この場合には、イナートガスで金属蒸気を吹き飛ばすようにする。

金属材料の溶接に用いられるレーザーは、現在のところ主に炭酸ガスレーザーと YAG レーザーである。炭酸ガスレーザーの特徴は、波長が長く（10.6μm）高出力なことである。一方、YAG レーザーの特徴は、波長が短く（1.06μm）低出力なため、微細溶接に適していることである。溶接部の厚さが 1mm を超えるものの溶接には、主に炭酸ガスレーザーが用いられている。

②チタンに対する適用性評価試験

LBW はチタン構造オーバーパックの最終封入溶接の候補技術の一つであり､YAG レーザー溶接の適用性評価試験が行われている。YAG レーザー溶接装置の外観を図 3.4.4-32 に示す(原環センター, 2005b)。チタン溶接時にはブローホールが発生しやすいため、溶接時のブローホールの発生を抑制するために適切な溶接パラメータの調査が行われた(原環センター, 2004)。パラメータ調査では、図 3.4.4-33 に示す形状の工業用純チタン（JIS H4600 TP340H）の平板試験体を対象として溶接試験が実施された。YAG レーザー溶接は、表 3.4.4-3 に示す

最大出力 5.5kW のレーザー発振器を用いて遠隔操作により実施された。

シールドガス流量 50L/min、溶接速度 50cm/min、開先ギャップ 0.5mm における溶接後のビード形状および断面マクロ観察の結果を図 3.4.4-34 に示す。ビード表面には異常は無く、溶け込み深さが 7mm 確保されているが、断面マクロ観察の結果、多数のブローホールが確認されている。ブローホールの発生抑制のために、溶接速度、焦点外し距離、貫通用の穴径を変化させて、図 3.4.4-35 の試験体形状で溶接試験が実施された。溶接試験の結果の一例を図 3.4.4-36 に示す。表 3.4.4-4 に示す適正な溶接条件で貫通溶接試験を行った結果、ブローホールなどの欠陥が確認されなかったことが報告されている。

蓋部模擬試験体の溶接試験の状況を図 3.4.4-37 に示す。レーザーヘッドの耐久性の観点から、１回の溶接時間を４５秒以内とし、蓋部と胴部の溶接は７回、蓋部と把持部の溶接は４回に分割して溶接が行なわれた。試験後、ビード外観の酸化および表面の平滑度、不安定性について検査が実施され、溶接前にビーム狙い位置を確認することで、肩落ちの発生を防止し、図 3.4.4-39 に示すような良好なビード外観が得られることが確認されている。

表 3.4.4-3　レーザー発振器仕様（iLS-YC-50D）（原環センター，2005b）

最大平均出力		5.0kW
擬似パルス変調	最大ピーク出力	8.0kW
	パルスレート	20～200Hz
	パルス波形	10種類
	波形設定分解能	1ms
出力安定度		±2%/8時間以下
ビーム品質係数 直径×全角		100m･mrad以下
光ファイバコア径		0.6mm（SIファイバ）
切替ファイバ数		最大4本
YAGロッド		8本
励起ランプ		Krアークランプ16本
外形寸法		W3125×D1350×H1870
質量		2700kg
電源容量		252kVA

表 3.4.4-4　貫通溶接の適正条件(原環センター, 2005b)

トーチのガス流量	He 50L/min
トレーラーのガス流量	Ar 100L/min
溶接速度	35～45 cm/min
焦点外し距離	+3mm
欠陥発生率	0%

図 3.4.4-32　YAG レーザー溶接装置外観(原環センター ,2005b)

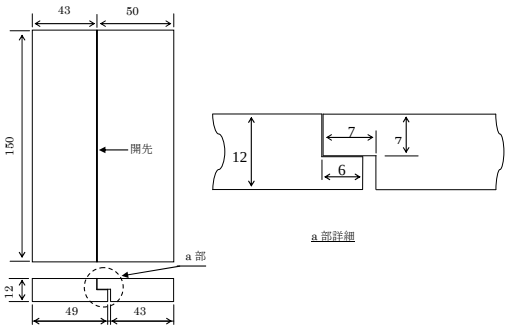
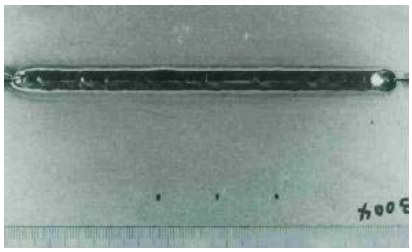
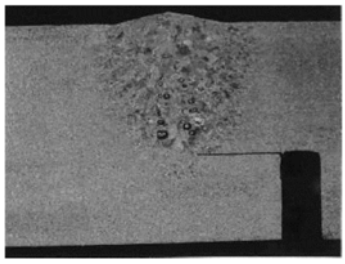


図 3.4.4-33　非貫通溶接での開先形状(原環センター,2004)（単位 ： mm）



(a) ビード外観



(b) 断面マクロ

図 3.4.4-34　非貫通溶接試験体のマクロ観察

(原環センター,2004)

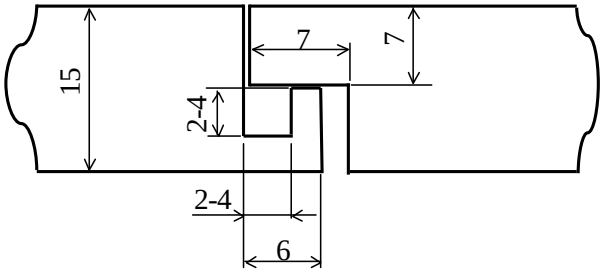


図 3.4.4-35　貫通溶接での開先形状(原環センター，2005b)

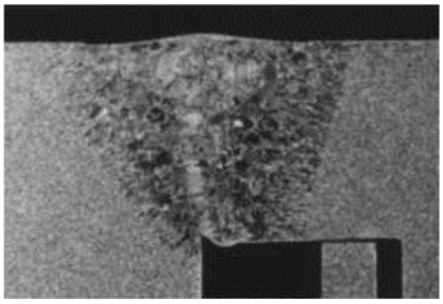


図 3.4.4-36　貫通溶接試験体のマクロ観察(原環センター，2005b)

図 3.4.4-37　蓋部模擬試験体の溶接試験状況(原環センター，2005b)

図 3.4.4-38　タブ材による､蓋部と胴部の溶接のシールド方法(原環センター，2005b)

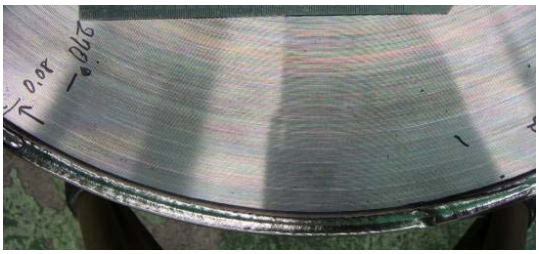


図 3.4.4-39　蓋部と胴部の溶接ビード外観(原環センター，2005b)

(3)処分容器への製作および封入方法の適用性

1)製作方法の適用性

オーバーパックと直接処分の処分容器では、容器の高さが大きく異なる。現状では、オーバーパックの高さは 1.73 m (把持部を除く)、処分容器の高さは約 4.8 m と想定されている。そのため、処分容器の製作方法は、オーバーパックに比べて処分容器の高さが約 2.8 倍高くなることに留意して適用性を評価する必要がある。また、処分容器の腐食代の部分は、できる限り欠陥を少なくするために鍛造や圧延で製作することが好ましい。一方で、処分容器の内部には、使用済燃料集合体を 1 体ずつ保持するための内部構造材が必要となるが、複雑な

形状の内部構造材を鍛造で製作することは難しい。そのため、処分容器の円筒部分と内部構造材は、異なる成形加工方法で製作された容器を組合せる複合構造になると想定される。

ガラス固化体のオーバーパックの成形加工では、炭素鋼については鍛造、チタンについては平板の曲げおよび溶接、銅については押出し加工が十分に適用可能であることが報告されている。実際にオーバーパックを試作した結果から、とくに円筒容器については技術的な問題がなく成形加工できることが確認されている。日本では直接処分の処分容器の円筒胴の成形加工の実績はないが、海外では直接処分の処分容器として炭素鋼および銅についての製作実績があり、円筒部と底部の一体成型が可能であることが報告されている。また、内部構造材については、鋳造により製作できることが報告されている。

処分容器では燃料集合体を収容する部分のみ空洞となっていることから、4.1.3 に後述のとおりオーバーパックのような中空円筒構造に比べて内部構造材の耐圧厚さを薄くすることが可能と考えられる。ただし、内部構造材を鋳造で製作する場合には、鋳造時に発生するボイドなどの鋳造欠陥を処分容器の構造健全性に影響をおよぼさないサイズ以下へ抑えることが必要である。

2)封入方法の適用性

国内外のオーバーパックおよび処分容器で適用が検討されている溶接方法としては、炭素鋼については TIG、MAG、EBW、チタンについては TIG、LBW、銅については EBW、FSW が挙げられていて、国内外でそれらの適用性が確認されている。これらの溶接方法のうち、TIG、MAG、EBW については遠隔操作性も確認されている。また、LBW および FSW については、基本的に遠隔操作で溶接をおこなう技術であり、既存の技術やその応用技術が適用可能と考えられる。ただし、溶接方法については、溶接部の耐食性の観点からも検討する必要があり、溶加材の有無や溶接金属の組成など耐食性を低下させる要因について注意する必要がある。また、可能な限り溶接欠陥が発生しない溶接方法を選択することが望ましいが、現実的には、非破壊検査により欠陥サイズを定量化し、処分容器の健全性に影響をおよぼさない欠陥サイズ以下であることを確認することが重要である。

(4)まとめ

ガラス固化体の処分に比べて使用済燃料の直接処分で大きく異なる点としては、主に、容器の大型化、発熱量および放射線の線量率の増大、未臨界性の確保などが挙げられている(原子力委員会新計画策定会議技術検討小委員会, 2004)。ガラス固化体の処分との違いには十分に注意して、候補材料について検討する必要がある。これらの相違点の中で、処分容器材料の選定に関連する項目としては、発熱量と線量率の違いが考えられる。発熱量と線量率に関しては、使用済燃料の冷却期間の設定や処分容器の適切な設計により、それらの影響をガラス固化体処分と同程度に低減することが可能である。そのため、基本的にはオーバーパックで進められている候補材料の耐食性や製作性・封入性などの知見を、処分容器にも適用することができると考えられる。国内外の高レベル放射性廃棄物の処分容器の候補材料としては、主に炭素鋼、チタン、銅の３つの材料が検討されている。本章では、これらの材料を候補材料として、直接処分の処分容器材料としての適用性に関する調査を実施した。

処分容器への適用性の検討は、長期健全性と製作、加工、封入などの技術的観点から実施した。長期健全性については、耐食性の他に、放射線照射による材料劣化（脆化）について

も調査し、処分容器材料としての適用性、有効性について検討した。耐食性については、酸化性雰囲気および還元性雰囲気での腐食挙動、腐食寿命（腐食速度）、局部腐食などの観点から情報を整理した。また、微生物による腐食への影響についても腐食量評価の例、緩衝材中での活性などの観点から調査を行い既往の知見を整理した。照射脆化については、これまでに検討されている材料が限られていることから、既存の軽水炉材料である低合金鋼や炭素鋼を対象として、文献調査を実施した。また、低照射速度で長期間の照射を受ける場合、照射による効果とともに不純物や溶質元素の熱拡散の効果の割合が大きくなる。照射速度効果を検討するためには、熱拡散係数を精度良く測定することが重要となるため、データの信頼性向上を目的として精度良く熱拡散係数を測定する試験方法についても調査および検討を実施した。製作性および加工性については、処分容器の胴体、蓋、内部構造材に対して候補となりうる製作、加工方法（鋳造、鍛造、圧延）について情報を整理した。封入性については溶接を対象とし、TIG、MAG、電子ビーム溶接（EBW）、レーザービーム溶接、摩擦攪拌溶接について、国内外の知見を収集し、処分容器の封入方法としての適用性を検討した。

得られた知見を以下に整理してまとめる。

- 耐食性については、炭素鋼、チタン（低合金チタン含む）、銅いずれも深部地下環境を想定した条件での知見が拡充している。使用済燃料の直接処分における環境条件はガラス固化体用 OP の場合において検討した範囲と類似しており、腐食挙動については多くの知見が活用できる。腐食寿命も同等と考えられ、1000 年の設計寿命であれば処分容器候補材の耐食性を担う部分の材料として適用可能である。
- C-14 の閉じ込めに着目した数万年を超える長寿命化の可能な材料としては銅が有力であるが、低硫化物濃度環境が前提であり、また、腐食挙動の知見拡充も課題となる。
- 微生物による腐食への影響については、ベントナイト密度の適切な設定により極力抑えることができると考えられるが、今後は炭素鋼に加えて銅やチタンなどを対象とした室内および原位置試験などによる微生物腐食の影響の確認や地下環境に生息する微生物群集としての総合的な連鎖反応を評価することなどが必要と考えられる。
- 耐圧性については適切な形状・寸法の炭素鋼（または鋳鉄）の使用により満足することが可能と考えられる。
- ただし、その構造に対して鍛造による製作には技術的な課題があり、炭素鋼を選定する場合でも鋳造を組み合わせた製作方法が現時点では実現性が高いと考えられる。
- 封入性については、オーバーパックでの溶接技術開発成果や諸外国での検討事例などから、既存の技術やその応用技術が適用可能と考えられるが、容器構造と併せてより具体的な検討が必要である。
- 照射脆化については、炭素鋼を耐圧性を担う部材とした場合、想定した既往の評価手法に基づくと、ほとんど問題にならないと考えられるが、ガラス固化体用 OP と同様に、低照射速度条件での脆化メカニズムに対応した評価手法の構築が必要である。

3.5 新合金の候補材選定、特性評価の検討

3.5.1 概要

本研究では、長期健全性の観点から候補となる人工バリア材料に関する調査を行った。使用済燃料を封入して埋設する処分容器の候補材料は、高レベル放射性廃棄物地層処分でのオーバーパック材料の研究開発が進んでいることから、これらの成果を参考にすることが可能であるが、同時に、使用済燃料特有の課題を念頭に、人工バリア材料としての適性を評価確認することが求められる。特に、3.2.1 に述べたように、C-14 の閉じ込めを考慮した長寿命の処分容器概念を構築するうえで、オーバーパックにおいて検討されてきた材料に加え、将来的な選択肢の拡充を図る観点からより幅広い材料に関する検討を行うことが望ましい。このような状況の下、本研究では、新材料としてオーバーパックや処分容器材料として従来の検討が全くなされていない金属ガラスを候補材料の一つに挙げ、機械的性質および耐食性を含む諸特性について調査を行った。

次に、金属ガラスについて、処分容器への利用の観点から評価基準を設定し、既存の知見に基づくスクリーニングを行って有効な組成を選定した。さらに、選定した金属ガラスの基本特性を分析・評価してその適用性を検討した。なお、金属ガラスが通常の結晶系金属・合金と異なる物質であり、材料系の専門家にとっても、基本的な物性を含め難解な事項が散在する。したがって、金属ガラスについては、基本的な物性についても、これまでの金属・合金などの解説書に記述されていない特異な現象が生じ得ることから、まず次節において金属ガラスについて概説し、基本事項を整理した上で、候補材料のスクリーニングおよび特性評価の手法の検討に必要となる予察試験の結果をとりまとめる。

3.5.2 新合金としての金属ガラスの概略

最初に、金属ガラスを理解するための相変態の基本的な知見を以下に述べる。物質の三態としては、気体、液体および固体が知られている。物質として、我々の生活で最も身近な水(H_2O)を例にとれば、水蒸気、水、氷が三態に相当し、一気圧(大気圧)の下では、水蒸気と水および水と氷は、それぞれ、100℃および 0℃で相変態を起こす。地球上の我々の生活空間を覆っている大気圧環境下では、低温になるにしたがって、物質は、気体から液体、固体へと相変態するが、たとえば宇宙空間のような低圧力環境下では液体は存在せずに、気体から固体もしくは固体から気体への相変態、すなわち、昇華が生じる場合もある。大気圧下で生じる昇華の例としては、二酸化炭素とドライアイスが良く知られている。逆に、地球内部や実験的・工業的に設定した高圧環境下では、固体状態を保ったまま圧力の増加に適応して、結晶状態の変化(固体相変態)が生じることが知られている。炭素を成分とするダイヤモンドは、高圧結晶相の一例である。さらに、高圧環境下では、固体、液体、気体が共存する三重点が出現する温度、圧力が存在するなど、我々が暮らす一気圧環境下とは異なる相状態や相変態が出現する場合がある。たとえば、上述の H_2O では、液体であるか気体であるか区別することができない、もしくは、液体と気体の両方の性質、たとえば、気体の拡散性と液体の溶解性を併せもった超臨界水などの超臨界流体の存在が報告されており、工業的な利用に向けて研究が進められている。今後、さらなる科学技術の発展のためには、より複雑で難解な相変

態を理解するとともに、利用することが必要不可欠となる。

金属ガラスは、物質としては複数の金属元素もしくは金属元素と非金属(半金属)から成る合金であり、三態の中では固体の状態を指す。金属ガラスの製造過程としては、合金液体状態からの冷却プロセス、たとえば鋳造などにより、凝固させるプロセスが工業的にも研究室レベルの実験でも、最も一般的に利用されており、その凝固プロセスには液相から固体への相変態の制御が含まれる。通常、室温を含む低温において金属および合金が取る状態は、熱力学的に安定な結晶相となる。酸化物や高分子では、固体状態として結晶とは異なるガラス(アモルファス)状態を取ることが知られおり、また、上述の氷においても結晶性の氷の他にアモルファス状態の氷が存在することが知られている。しかしながら、1950 年代までは金属・合金の固相は結晶状態に限定されていた。この「金属・合金の固体は結晶である」という常識は、1960 年にカリフォルニア工科大学の ポール・デュエーらのグループが $Au_{75}Si_{25}$(原子%)合金を急速冷却することにより、アモルファス状態の合金を初めて発見(Klement et al., 1960)したことにより覆されることになった。その後、液体状態から急冷した Al-Mn 合金が通常の結晶とは異なる対称性を示す準結晶として生成されることをダニエル・シェヒトマンが 1984 年に発見(Shechtman et al., 1984)しており、上述の金属・合金に関する常識の二つ目の反例となった。したがって、現在の科学的知見の下では、金属・合金の固相としては、結晶相、ガラス(アモルファス)相、準結晶相が挙げられる。本報告書で取り上げる金属ガラスは、ガラス相の合金であり、通常の結晶状態の合金とは異なる特異的な性質を示すことが知られている。以下に、金属ガラスの特徴を概説する。

金属ガラス(アモルファス合金)の作製方法としては、いくつかの手法が提案されており、液体からの急速冷却を原理とするピストン・アンビル法や液体急冷法などが知られている。これらにより、それぞれ、薄片試料およびリボン(薄帯)試料を作製することができる。また、粉末合金の作製法としては、ガスアトマイズ法が代表的である。その他の方法としては、気体からの急速冷却を原理とするスパッタ法を用いることにより、薄膜試料を得ることができる。最近では、ガスアトマイズ粉末を溶射するスプレー皮膜によるコーティングも盛んに研究開発が行われている。一方、固体から金属ガラスを作製する方法としては、純金属(純物質)粉末および合金粉末に対して機械的なエネルギーの付与を原理とするメカニカルアロイングおよびメカニカルグライディングを挙げることができる。さらに溶液を利用したメッキ法により金属ガラスを作製する方法もある。これらの方法については、参考文献を参照されたい(奈賀ほか, 1974)。いずれの方法においても、金属・合金における熱力学的安定相は結晶相であることに変わりはないため、液体および気体からの急速冷却では液相および気相の固化凍結を利用しており、固相に対する機械的エネルギー付与では、結晶相と低温に外挿した液相との自由エネルギーのヒエラルキーの逆転を利用して金属ガラスを得ることになる。

金属ガラス(アモルファス合金)は、後述する原子配列の特徴、すなわち、無秩序原子配列に起因して、力学物性、化学物性、電気物性、磁性、超伝導性などの様々な材料物性において結晶金属・結晶合金を凌駕する性質を示す。その中でも、高強度、高耐食性および軟磁性は、アモルファス合金の三大特性として知られている。本研究では、この三大特性の中で、高強度および高耐食性が深く関連するため、以下に、その代表的な結果を示す。高強度の例としては、Co-Fe-Ta-B バルク金属ガラスの応力－ひずみ曲線を図 3.5.2-1 に示す(Inoue et

al., 2003)。この Co-Fe-Ta-B バルク金属ガラスは、通常の結晶合金では達成不可能な 5000 MPa 級の強度が得られることが特長の一つであり、金属ガラス(アモルファス合金)の高強度を示している。一方、耐食性については、奈賀らによるクロム含有 Fe 基アモルファス合金の研究(奈賀ほか, 1974)が端緒となっている。奈賀らの報告によれば、図 3.5.2-2 に示すように、クロム含有 Fe 基アモルファス合金は、耐食性に優れることで知られている 18Cr-8Ni ステンレス鋼と比較しても、格段に高い耐食性を示す。以下では、本研究で対象物質としてとりあげる金属ガラスについて概説する。

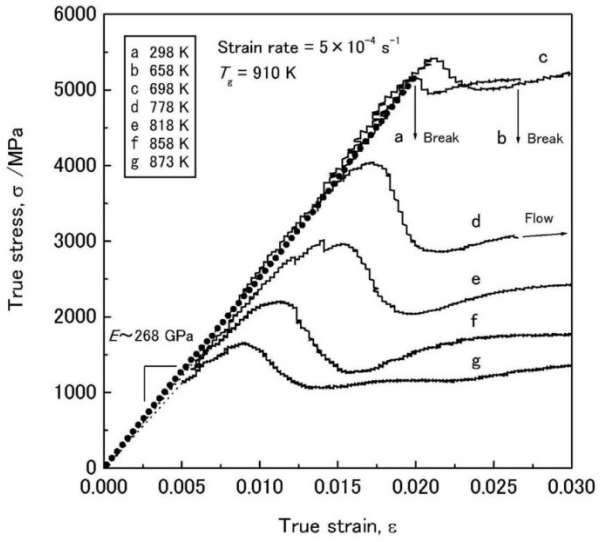


図 3.5.2-1　Co-Fe-Ta-B バルク金属ガラスの応力－ひずみ曲線(Inoue et al., 2003)

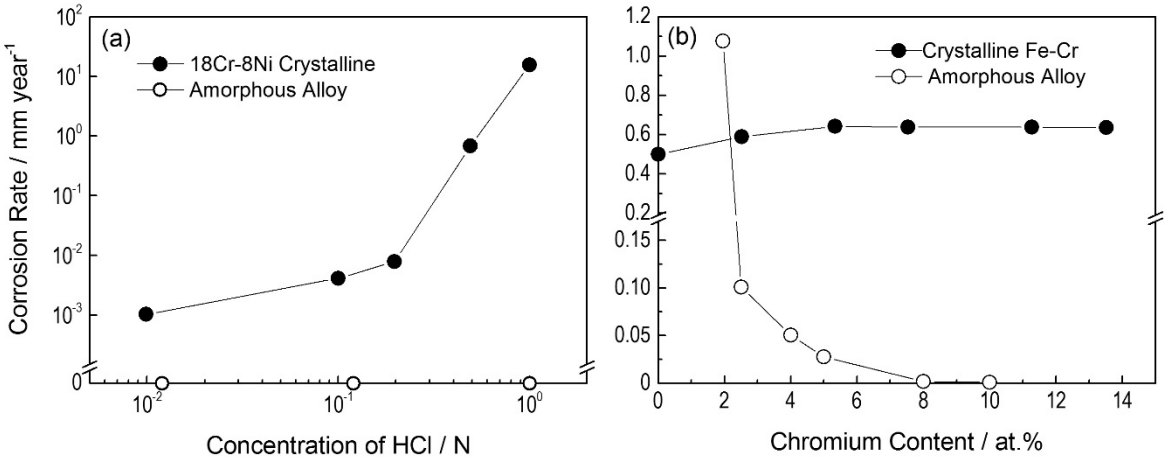


図 3.5.2-2　クロム含有 Fe 基アモルファス合金と結晶合金の耐食性の比較(奈賀ほか, 1974)

((左)異なる HCl 溶液濃度浸漬によるアモルファス合金と 18Cr-8Ni ステンレス鋼の腐食率。(右)アモルファス合金と Fe-Cr 結晶合金の腐食率の Cr 濃度依存性)

金属ガラスと類似した名称として、アモルファス合金(amorphous alloy)、ガラス合金(glassy alloy)および稠密無秩序充填合金(DRP: dense random packing alloy) (Bernal,1960)などを列挙することが可能である。金属ガラスとガラス合金とは、物理的・工学的意味において同義であり、金属ガラスとアモルファス合金は、工学的観点から同類の金属・合金物質である。稠密無秩序充填合金は、物理学、材料物理学、金属物理学などの物理系分野および稠密充填問題を扱う数学系分野において用いられる。以下では、工学的観点から、金属ガラス、アモルファス合金およびそれらの比較対象としての結晶金属・結晶合金について述べる。

金属ガラス(アモルファス合金)の分類上の比較対象は、結晶金属・結晶合金であり、図3.5.2-3 に示すように、金属ガラス(アモルファス合金)は、原子配列および組織形態において、結晶金属・結晶合金と区別される。金属ガラスおよびアモルファス合金は、原子配列が長周期的に無秩序である点で類似しており、この点において原子配列が長周期的配列状態にある結晶金属・合金とは異なる。図 3.5.2-3 では比較のために、酸化物である SiO_2 の結晶およびガラス状態とともに、金属ガラスおよび結晶合金の原子配列を示している(作花, 1997)。金属・合金では原子配列がランダムであるか否かにより、ガラス(アモルファス)と結晶が区別されている。一方、SiO_2 では、Si^{4+}イオン(●)と O^{2-}イオン(○)から成る正四面体構造が三次元的なネットワークを構成する際に、正四面体構造(注:図 3.5.2-3 では二次元ネットワークで模式図的に示している)からのずれの有無により、ガラスと結晶が区別されている。原子配列に関して、図 3.5.2-3 が示すガラス構造の特長は、金属ガラス(アモルファス合金)では、構成要素が原子または原子十個程度の原子集団であるのに対して、SiO_2 では構成要素がネットワークである点が特筆される。この構成要素の違いは、ガラス状態になり易さ、すなわち、ガラス形成能(GFA: Glass-Forming Ability)に大きく影響を与える。構成要素が原子または原子集団で小さい金属・合金は、構成要素がネットワークである酸化物や高分子物質と比較して、ガラス形成能が低いと理解されている。言い換えると、SiO_2 は歪んだ正四面体構造がネットワーク構造を形成して系(試料)全体に広がっており、結果として高いガラス形成能をもつ。一方、図 3.5.2-3 に示されるように、結晶金属・結晶合金と金属ガラスとは、原子配列の他に組織形態も異なることに注意されたい。結晶金属・合金では、結晶粒界が存在するのに対して、金属ガラスでは、サブマイクロメートル以上のスケールにおいて均一組織を呈するのが特徴である。この金属ガラスの原子配列および組織の特徴は、ある瞬間における液体の原子配列および組織の特徴に類似している。合金液体は、空間的および時間的に、原子の拡散が生じているため、常時、原子位置は変動しているが、ある瞬間のスナップ写真を撮影した場合を考えると、液体と固体とで密度の差はあるものの、液体と金属ガラスとは同様の原子配列および組織が示されると考えて良い。このある瞬間のスナップ写真撮影に相当するのが、後述する液体急冷法による金属ガラスの作製原理であり、液相状態を 10^5 K/s で急速凝固して液相の原子配列および組織を固化凍結させた状態が金属ガラスであると理解できる。

この金属ガラスの均一組織形態は、金属ガラスの機械的性質、軟磁気的性質および化学的性質などの諸特性が結晶金属・結晶合金よりも優れた特性になる根拠を与える。すなわち、結晶金属・結晶合金の粒界は欠陥の集合体であり、機械的性質においては破壊(破断)の起点、

軟磁気特性においては保磁力が上昇するピニングサイト、化学的性質においては腐食の起点となる。一方、欠陥の集合体である粒界を内部組織に含まない金属ガラスは、機械的性質、軟磁気的性質および化学的性質において、結晶金属・合金を凌駕する優れた特性を発揮することが可能となる。前述したアモルファス合金の三大特性、すなわち、高強度、高耐食性および軟磁性は、図 3.5.2-3 の原子配列および組織にその根拠をもつ。

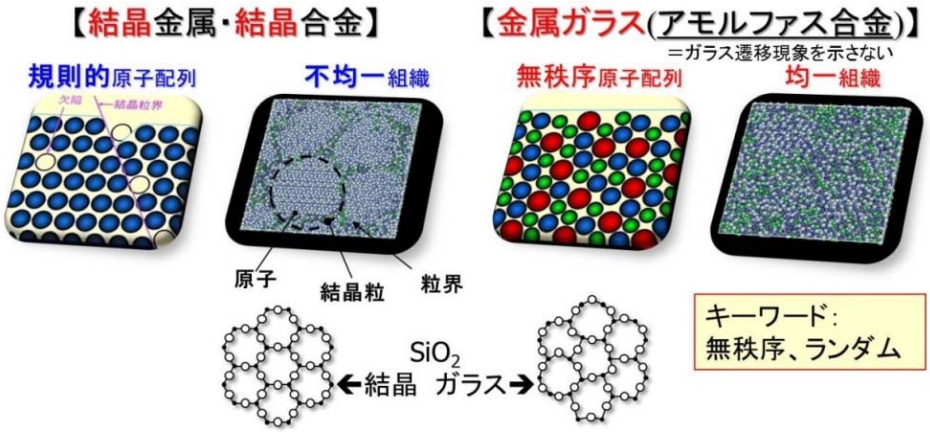


図 3.5.2-3　結晶金属・結晶合金と金属ガラス(アモルファス合金)の原子配列、組織の相違

金属ガラスとアモルファス合金は工学的観点から同類と前述したのは、原子の充填が無秩序状態である点で同類であることを意味する。しかしながら、金属ガラスとアモルファス合金は、試料を一定の昇温速度で加熱する熱分析において、ガラス遷移温度(T_g)が検出可能か否かによって区別されている。すなわち、工学的には、T_g が検出される合金を金属ガラスと称し、検出されない合金をアモルファス合金と呼び、両者を区別している。図 3.5.2-4 に金属ガラス、アモルファス合金および結晶合金を昇温した際に生じる相変態を模式図で示す。この区別は、工業的な製品生産において、ガラス物質のみが発現する粘性流動加工の重要性に起因している他、次節で述べる試料の大形状化の可否を考えた場合、金属ガラスのみが塊状として作製できることに起因している。粘性流動加工の重要性は、酸化物ガラスに代表されるガラス物質の相変態挙動を例に取ると明らかになる。酸化物ガラスは、純物質の融点(T_m)もしくは化合物などの液相温度(T_l)以下のある温度域で粘性流動加工が生じ、この粘性流動加工は、たとえば、日常生活におけるガラス瓶や風鈴の加工方法として知られている。一般的には、高温加熱したガラス物質は、ある温度域に保持することによりブロー加工が可能となる。この粘性流動加工が可能な温度域は、T_g 以上であり、かつ、結晶化が生じる結晶化温度(T_x)以下の温度域であり、この温度域のことを過冷却液体域($\Delta T_x = T_x - T_g$)と呼ぶ。ここで、T_x の下付き x 記号は、結晶化(Crystallization)を X-tal とする表記を歴史的に継続していることに起因しており、この T_x 表記は磁性物質のキュリー温度(T_c)と区別して用いられる。金属ガラスを ΔT_x の温度域に保持することにより、図 3.5.2-4 の挿入写真に示されているように、金属風船を作製することも、水飴が糸を引くような伸び加工を行うことが可能となる。さらに、インプリントなどの成形加工が可能であり、最近は、ハードディスクメディア媒体の作製に応用されている(Inoue and Takeuchi, 2011)。図 3.5.2-3 と図 3.5.2-4 に示した金属ガラス、アモルファス合金および結晶金属・合金の特徴を表 3.5.2-1 にまとめる。

なお、金属ガラスとアモルファス合金は、試料を一定の昇温速度で加熱する熱分析において、ガラス遷移温度(T_g)が検出可能か否かによって区別されると上述したが、この試料の一定昇温速度での加熱という条件について、以下の二点の注意を要する。第一に、T_gは昇温速度依存性を有しており、一般的に、昇温速度が大きい場合にはT_gは高く検出され、逆に昇温速度が小さい場合にはT_gは低く検出される。この昇温温度依存性は、T_gのみならずT_xにも当てはまる。このT_gの昇温速度依存性は、ガラス遷移現象が熱力学的には非平衡状態であることに起因しており、後述の過冷却液体域の解析で述べるように、温度降下に伴い自由体積が減少する構造緩和と各温度での平衡自由体積への追従の二つの異なる挙動の結果として、ガラス遷移現象が生じていることに起因する。特性温度の昇温温度依存性があることは、熱力学的に定義される相変態の次数による相変態の分類においてもガラス遷移現象は例外として取り扱われることを意味する。相変態の次数としては、一次変態および二次変態があることが知られている。身近な現象では、0℃における水と氷の共存は一次変態の代表例であり、純鉄が 736℃で強磁性から常磁性に変態を起こすのは二次変態の代表例である。たとえば、大気圧下の凝固点で一次相変態する凝固現象は凝固温度で異なる合金組成を有する液相と固相の二相共存状態を取ることができる。一方、二次変態では、同じく大気圧下の磁気変態温度では、協調現象により系全体で一斉に磁気変態が生じる。ガラス遷移現象は、どちらかと言えば、二次相変態に近い性質をもっていると理解されている。第二点目の注意点は、金属ガラスのガラス遷移現象は、冷却過程中に検出することが困難で、事実上不可能である点を挙げることができる。これは、金属ガラスのガラス形成能が他のガラス物質よりも相対的に低いこと、および、金属ガラスのT_gが相対的に高温であるため、制御された測定自体が難しいことに起因する。本来、ガラス形成能を評価するパラメータとしては、後に述べるように、ガラス相生成のための臨界冷却速度(R_c)を測定する方法が最適である。しかしながら、実測が困難であることから、熱力学的手法に基づくR_cの算出や分子動力学(MD)シミュレーションなどが行われている。MD シミュレーションの場合、計算する原子数が少ないこと、冷却速度が 10^{12} K/s 以上で実験的に知られている 10^5 K/s よりも 7 桁以上の超急速冷却でしか計算が行われないこと、および、過飽和固溶体および金属化合物相に対する MD ポテンシャルに未知な点が多いこと、などの問題を抱えるが、一定温度で冷却する様子をシミュレーションできる点は魅力的であり、原子配列を視覚的に表示できる能力とともに、熱力学量および物理量を解析可能である点において、金属ガラスの諸性質の解明にとって、極めて、強力なツールと成り得る。実際に、合金に対して一定の冷却速度で MD シミュレーションを実行すると、系の体積は冷却により直線的に液相から減少するが、ある温度域で勾配が変化した緩やかな体積減少に移行する。この高温域および低温域の直線的体積変化に違いが生じる温度がT_gに対応する。すなわち、一定の昇温度速度でT_gが検出されないアモルファス合金も、T_gが検出される金属ガラスも、実験的な測定が不可能であるだけで、実は、冷却過程ではガラス遷移が生じているとする考え方もある。この考え方は、図 3.5.2-5 のように、冷却過程における体積変化で、一次相変態の凝固およびその際の凝固潜熱を回避して、そのままガラス遷移温度(T_g)以下に達することができれば、ガラス構造が得られることになる。

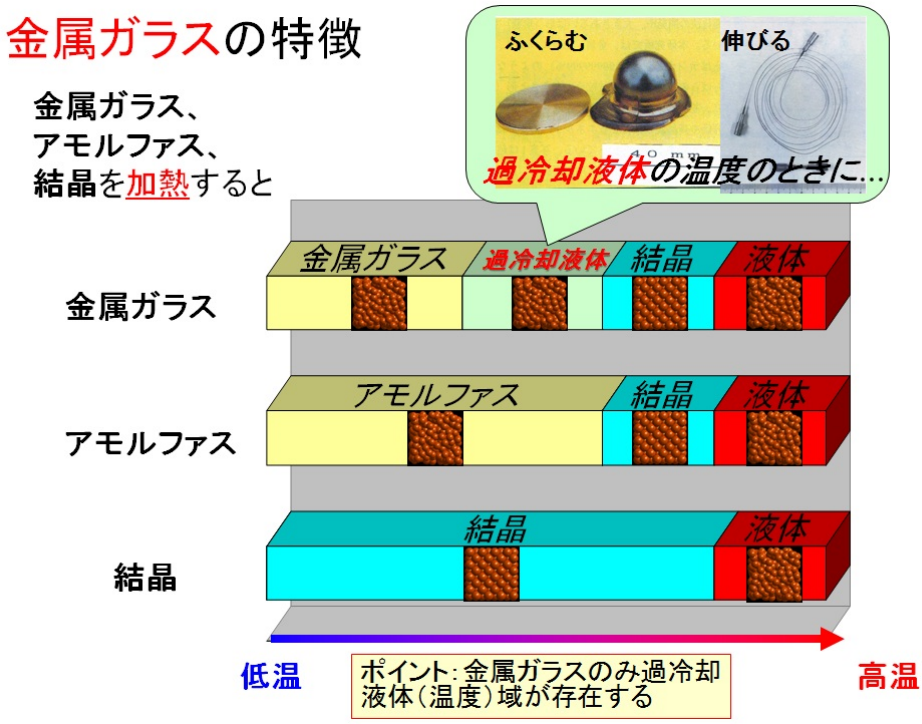


図 3.5.2-4　金属ガラス、アモルファス合金および結晶合金を昇温した際に生じる相変態

表 3.5.2-1　結晶金属・結晶合金と金属ガラス(アモルファス合金)の特性のまとめ

	結晶金属・結晶合金	金属ガラス	アモルファス合金	酸化物ガラス
原子配列	規則的	無秩序	無秩序	無秩序
長周期原子配列規則	あり	なし	なし	なし
組織形態	不均一	均一	均一	均一
一定昇温下でのガラス遷移温度(T_g)の検出	なし	あり	なし	あり

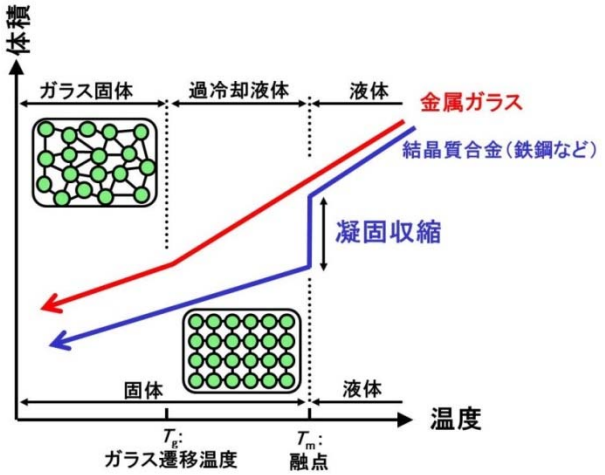


図 3.5.2-5　金属・合金の温度変化に伴う体積変化の模式図

後述するように、バルク金属ガラスの作製方法として、最もポピュラーな方法は、溶湯の鋳造法である。図 3.5.2-6 にバルク金属ガラスを作製する際の概念を示す。この概念図は、横軸に対数時間、縦軸に温度をとった図面であり、図 3.5.2-6 中の矢印が冷却曲線を示している。冷却直線ではなく、冷却曲線となっているのは、横軸が対数時間であるためである。後に、アモルファス合金の臨界冷却速度の項でも述べるが、バルク金属ガラスを作製するためには、合金系および合金組成を十分に調査して、図 3.5.2-6 における結晶相の領域、すなわち、C 型をした領域ができる限り図面の右側に位置する合金系、合金組成を選択する必要がある。適切に合金系、合金組成が選択された場合、結晶相の C 曲線が相対的に右側に位置して、冷却速度が遅い場合についても、冷却曲線と結晶相の C 曲線が交差しなくなる。このように､連続冷却温度 - 時間 - 変態曲線で､冷却曲線と結晶相の C 曲線が交差しない場合は、液相がそのまま固相に凍結されることとなり、アモルファス構造の固体、すなわち、金属ガラスを作製することができる。

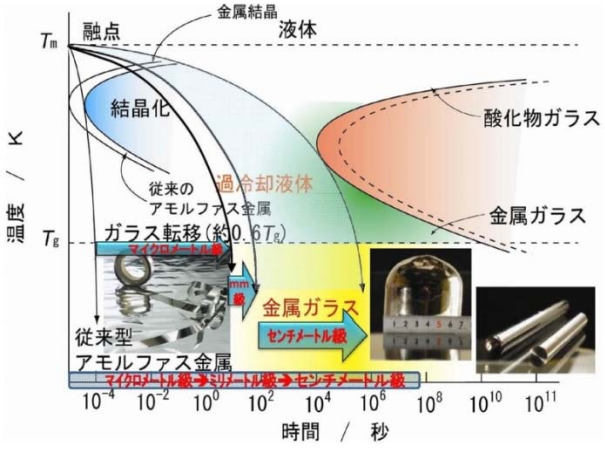


図 3.5.2-6　連続冷却温度 - 時間 - 変態曲線によるアモルファス合金および金属ガラス生成の概念図

アモルファス合金および金属ガラスに放射線を照射した場合の特性変化については、情報が希少であるが、文献調査により既往の知見を整理した。ここで、放射線は、高い運動エネルギーをもって流れる物質粒子（イオン、電子、中性子、陽子、中間子などの粒子放射線）と高エネルギーの電磁波（ガンマ線、X 線のことで電磁放射線）の総称をいう。特に、放射性物質の放射能を問題とする場合として、放射性元素の放射性崩壊に伴い放出される粒子放射線と電磁放射線（主にアルファ線、ベータ線、ガンマ線）に関する学術研究についても文献調査を行った。金属ガラスに電子線照射を行った場合の相変態については、永瀬らにより Zr 基および Fe 基金属ガラスに対して行われている。たとえば、$Zr_{66.7}Cu_{33.3}$ および $Zr_{65.0}Al_{7.5}Cu_{27.5}$ 金属ガラスでは、状態図上の安定相(tetragonal Zr_2Cu)とは異なる準安定の Zr_2Cu 相が電子線照射により析出することを報告している (Nagase and Umakoshi , 2003)。一方、Fe 基金属ガラスでは、Zr 基金属ガラスと同様に、電子線照射に対して金属ガラスは不安定であり、準安定相への相変態が生じる傾向が認められる報告がなされている(Nino et al., 2005)。一方、イオン照射については、$Ti_{50}Cu_{45}Ti_5$ 金属ガラスに対するイオン照射ではナノ結晶化が生じることが報告されている(Carter et al., 2009)。さらに、永田らの報告によれば、Zr 基金属ガラスの構造変化および微細結晶化に及ぼすイオンビーム照射効果について調べた結果が報告されている。具体的には、$Zr_{55}Al_{10}Ni_5Cu_{30}$ からなる厚さ 2mm の板状試料と薄膜試料に対して、室温のもと Mg、P、Au および Bi イオンを 100～500keV の範囲で、最大 2×10^{16} ions/cm^2 まで照射した。X 線回折を用いて照射試料の結晶構造を観察した結果、照射による長周期構造変化は見られなかった。Mg イオン照射した試料以外では TEM 観察によって fcc-Zr_2Cu の析出を観察することができた。また、Au イオンを照射した試料では X 線光電子分光法により Au-Zr 又は Au-Cu 金属間化合物の形成が認められた。これらの結果から、イオン照射は、金属ガラスの長周期構造にあまり影響を与えないが、金属間化合物の析出を促進させる効果があり、その効果は重イオンであるほど顕著であることが明らかになったとの報告がなされている(Nagata et al., 2009)。この Zr 基金属ガラスに対する放射線照射に関しては、東らによる報告が邦文でまとめられている(Higashi et al., 2006)。これらの結果とは反対に、合金多層膜にイオン照射した場合に、金属ガラスが生成される報告も Liu ら(Liu et al., 2000) によりなされている。

(1)金属ガラス設計指針としての３つの経験則(成分則)

バルク金属ガラスの合金設計に関しては、三つの経験則がしばしば用いられている。この経験則は、高いガラス形成能があるための必要条件を示している。具体的には、

1) ３成分以上の多元系であること
2) 主要構成元素の原子寸法が約 12%以上異なっていること
3) 主要構成元素間が負の混合熱をもつこと

の３項目から成る。1980 年の Chen の報告(Chen, 1980)に記載があるが、上述の 2)については、 1975 年に Cargill が金属ガラスの主要元素および溶質元素の原子半径を、それぞれ、r_1 および r_2 とした場合$[(2r_1-r_2)/\ r_1]>0.12$ を満たすことを報告している(Cargill, 1975)。一方、3)については、1968 年に Chen と Turnbull が Au-Ge-Si 金属ガラスで負の混合熱に着目した報告を行っている(Chen and Turnbull, 1968)。その他、状態図における共晶反応、均一核生成および成長理論に基づく解析から導出される因子、電子論もしくは価電子濃度に起

因する因子など、数多くの因子が乱立していた(Chen, 1980)。井上らの提唱した三つの経験則は、1990 年代に入り、金属ガラスについてより多くの情報が集積された段階で、1980 年代までに提唱された複数のガラス形成能に関する因子を 3 つの簡便な表現でまとめ上げた点が評価される。この３条件を満たす元素の組み合わせを検討することにより、Mg 基、Zr 基、La 基、Pd-Cu 基、Fe 基、Cu 基など、数多くのバルク金属ガラスが見出されている。ここで留意すべき点は、上述の３つの経験則は必要条件を与えている点であり、また、合金を構成する元素の組み合わせ、すなわち、成分の必要条件を与えている点である。この点において、この経験則は成分則と別称する場合もある。この成分則は合金を構成する元素についてのみ指針を与えるため、バルク金属ガラスが生成する最適合金組成については答えを与えない。したがって、合金組成を決定した後、合金組成の最適化をするには、絨毯爆撃的および人海戦術的に最適組成を見つける他、方策がない状況ではあるが、これまでに見出されたバルク金属ガラスに対する成分則の貢献は認められる。

なお、上述の経験則については、成分数、原子寸法差および混合熱の因子を変えずに、それらの閾値を変化させた場合には、バルク金属ガラス以外に、各種合金が得られることが報告されている(Inoue, 2005)。したがって、成分数、原子寸法差および混合熱の３因子は、バルク金属ガラスに限らず、非平衡系金属ガラスにとって普遍的な因子であると考えられる。

前節までに、高いガラス形成能を有するための３つの成分則は必要条件であること、および、バルク金属ガラスの最適合金組成について情報を与えない欠点を有することを述べた。この中で､後者の欠点を改良するために､竹内と井上は３つの成分則を熱力学的に記述して、熱力学変数および物理変数を多元系合金の合金組成に対して演算することにより、金属ガラスのガラス形成能と合金組成の相関を求める研究を展開した(Takeuchi and Inoue, 2000)。竹内と井上は、成分数を N、原子寸法差をボルツマン定数(k_B)で規格化したミスマッチエントロピー、混合熱を混合エンタルピー(ΔH_{mix})として記述して、定量的な計算を行った。S_σ の定義式は(Takeuchi and Inoue, 2000)を参照されたい。上述の３つの経験則、すなわち、1)から 3)に対応させると、1)から 3)の変数は以下、1’)から 3’)である。

1’) 成分数: N

2’) ミスマッチエントロピー(S_σ/k_B)

3’) 混合エンタルピー: ΔH_{mix}

特に、1)および 3)の閾値は 1) $N \geq 3$ および 3) $\Delta H_{mix} < 0$ となる。ここで、2)の閾値については､2)と 2’)の変数の相違から､特に定めはない｡後述するデータブック(Kawazoe et al., 1997)に記載されている 351 の三元系アモルファス合金､6150 合金組成に対して､2’) S_σ/k_B および 3’) ΔH_{mix} を合金組成の関数として算出してプロットした結果を図 3.5.2-7 に示す。この計算結果から、アモルファス合金の生成条件として、$-55 \leq \Delta H_{mix} / \mathrm{kJmol^{-1}} \leq 0$ および $S_\sigma/k_B \leq 1$ が示された。この結果は、混合 ΔH_{mix} について、負の下限値(-55 $\mathrm{kJmol^{-1}}$)が与えられた点が新規結果であり、この下限値以下の ΔH_{mix} を合金が持つ場合、負に大きすぎる ΔH_{mix} のために、アモルファス相ではなく、結晶系の金属間化合物が安定化すると理解される。一方、$S_\sigma/k_B \leq 1$ の上限値が示された点は、原子寸法差が大きすぎる合金系の場合、原子寸法の小さな原子が大きな原子の原子空隙に収まってしまい、結果として結晶相が安定化するためと理解される｡上述のように､竹内と井上による試みは､経験則の 2)と 3)について、

一方の閾値(原子寸法差≥12%および混合熱<0)だけでなく、他方の閾値を与えることにより、上限および下限値からなる領域値を与えたことに貢献した。竹内と井上による成分則の熱力学的記述の試みは、結果としてバルク金属ガラスの最適合金組成を導出するには至っていないが、この試みを起点として、現在でもバルク金属ガラスに関する合金組成則の研究が盛んに行われている。

混合エンタルピー(ΔH_{mix})は、いわゆる、Miedema の方法により求めることができる(de Boer et al., 1988; Bakker, 1998)。Miedema の方法は、半経験的な手法ではあるが、計算対象の元素が 73 にのぼり、実用合金を含み、ほとんどの合金系に適応可能な高い汎用性を有する。この Miedema の手法に基づく高い汎用性を利用して、竹内と井上は A‐B 二元系合金の中央組成($A_{50}B_{50}$ at.%)における液相の ΔH_{mix} を算出して、73 元素からの組み合わせ 2628 種類の ΔH_{mix} の値を報告している(Takeuchi and Inoue, 2005)。なお、液相の ΔH_{mix} を求めてアモルファス相に適用している理由は、液相とアモルファス相の構造的類似性を根拠としている。以下の表に、2628 種類の ΔH_{mix} の値を示す。表 3.5.2-2 と表 3.5.2-3 が都合 2628 種類の ΔH_{mix} の値を示しており、それぞれの左右上下などに付記された原子番号および原子記号を座標として交差させることにより ΔH_{mix} の値を読み取ることができる。ここで、表 3.5.2-3 は表 3.5.2-2 とは異なった形式となっているが、この理由は、表 3.5.2-4 に示された ΔH_{mix} の全体の模式的な表から表 3.5.2-2 および表 3.5.2-3 を切り出したことによるものである。すなわち、ΔH_{mix} の全体を表す表 3.5.2-3 は対角線上に対象であるため、表 3.5.2-4 中の太線で囲まれた２つの領域を合体させて表 3.5.2-3 が構成されている。

原子寸法差を評価する試みは、数々の方法で行われている。ここで問題となるのは、金属ガラスおよびアモルファス合金が多元系合金であるため、合金組成の関数として原子寸法差を表現する物理量もしくは熱力学量を考慮する必要が生じる点である。たとえば、竹内と井上はいわゆる、ミスマッチエントロピー(S_σ/k_B)を(Takeuchi and Inoue, 2000; Takeuchi and Inoue, 2001)評価パラメータとして提案している。その他には、江上と早稲田(Egami and Waseda, 1984)により、二元型合金に対して λ パラメータが提唱されており、de Oliveira らは、この江上と早稲田の手法を多元系に拡張して $Zr_{55}Al_{10}Ni_5Cu_{30}$ 金属ガラスへ適用している(de Oliveira et al., 2002)。さらに後述する高エントロピー合金では、Zhang ら(Zhang et al., 2008)が原子寸法差に関する δ パラメータを提唱して高エントロピー合金の解析を行うとともに、バルク金属ガラスとの相関について報告している。

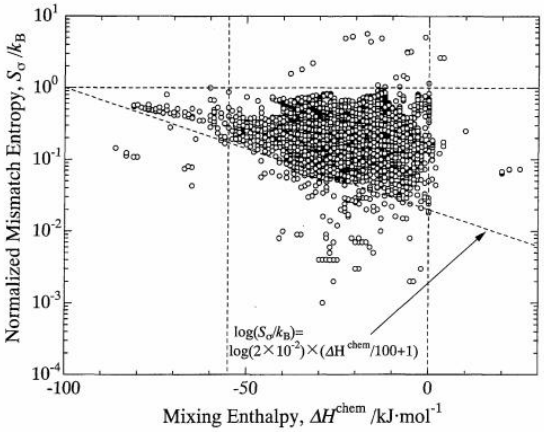


図 3.5.2-7　三元系アモルファス合金、351 合金系、6150 合金組成に対する S_σ/k_B および ΔH_{mix}(Kawazoe et al., 1997)

表 3.5.2-2　2628 種類の ΔH_{mix} の値

(a) \ (b)	1 H	3 Li	4 Be	5 B	6 C	7 N	11 Na	12 Mg	13 Al	14 Si	15 P	19 K	20 Ca	21 Sc	22 Ti	23 V	24 Cr	25 Mn	26 Fe	27 Co	28 Ni	29 Cu	30 Zn	31 Ga	32 Ge	33 As	37 Rb	38 Sr	39 Y	40 Zr	41 Nb	42 Mo	43 Tc	44 Ru	45 Rh	46 Pd	(b) \ (a)
46 Pd	-27	-40	-8	-24	-32	-62	-15	-40	-46	-55	-36.5	-9	-63	-86	-65	-35	-15	-23	-4	-1	0	-14	-33	-42	-43.5	-36	-9	-61	-84	-91	-53	-15	4	6	2	/	Pd 46
47 Ag	-10	-16	6	5	-32	-94	0	-10	-4	-20	-18.5	7	-28	-28	-2	17	27	13	28	19	15	2	-4	-5	-17.5	-8	7	-27	-29	-20	16	37	24	23	10	-7	Ag 47
48 Cd	-6	-13	11	13	-27	-91	-3	-6	3	-13	-11.5	1	-32	-30	-8	9	17	2	17	6	2	6	1	1	-14.5	-4	-1	-33	-35	-26	11	28	10	9	-6	-26	Cd 48
49 In	-6	-12	16	18	-27	-98	-5	-4	7	-10	-10.5	-4	-35	-30	-5	12	20	3	19	7	2	10	3	3	-13.5	-3	-4	-37	-36	-25	15	33	11	10	-8	-31	In 49
50 Sn	-4	-18	15	18	-23	-90	-8	-9	4	-11	-7.5	-7	-45	-45	-21	-1	10	-7	11	0	-4	7	1	1	-12.5	-1	-7	-46	-51	-43	-1	20	5	4	-13	-34	Sn 50
51 Sb	-1	-28	18	23	-13	-74	-20	-16	2	-8	2.5	-22	-62	-61	-33	-8	7	-11	10	2	-1	7	-1	-1	-10.5	3	-24	-66	-68	-60	-11	17	8	9	-8	-28	Sb 51
55 Cs	-16	16	29	29	-43	-155	3	25	26	-3	-24.5	0	19	70	104	57	50	29	37	11	0	-9	-23	-30	-63.5	-66	9	0	14	62	101	135	128	69	64	34	-9	Cs 55
56 Ba	-49	0	-10	-19	-90	-212	-3	-4	-20	-52	-85.5	6	1	28	57	57	57	3	5	-17	-27	-21	-31	-41	-73.5	-81	52	14	0	20	52	81	73	11	6	-21	-62	Ba 56
57 La	-60	6	-29	-47	-116	-235	24	-7	-38	-73	-112.5	46	8	2	20	22	17	3	5	-17	-27	-21	-31	-41	-73.5	-81	53	15	0	13	36	31	-23	-28	-50	-82	La 57
58 Ce	-61	7	-30	-48	-116	-234	25	-7	-38	-73	-112.5	47	9	2	18	20	15	1	3	-18	-28	-21	-31	-41	-72.5	-81	55	16	0	12	34	29	-25	-30	-52	-83	Ce 58
59 Pr	-61	7	-31	-49	-117	-233	26	-6	-38	-73	-112.5	49	10	1	17	18	13	0	1	-20	-30	-22	-31	-41	-72.5	-81	55	16	0	10	32	26	-27	-32	-53	-83	Pr 59
60 Nd	-61	7	-31	-49	-116	-235	26	-6	-38	-73	-112.5	49	10	2	17	18	13	0	1	-20	-30	-22	-31	-40	-101.5	-80	55	16	0	10	32	26	-27	-32	-53	-83	Nd 60
61 Pm	-61	8	-33	-51	-118	-233	28	-6	-39	-74	-114.5	51	11	1	15	16	10	-2	-2	-23	-32	-23	-32	-41	-73.5	-81	57	18	0	9	29	23	-30	-35	-56	-86	Pm 61
62 Sm	-61	8	-32	-50	-117	-202	28	-6	-38	-74	-113.5	50	11	1	15	17	11	-1	-1	-22	-31	-22	-31	-40	-72.5	-80	56	17	0	9	30	24	-29	-34	-54	-84	Sm 62
63 Eu	-45	-1	-12	-19	-87	-231	0	-5	-19	-49	-79.5	10	0	21	48	49	43	23	30	7	-3	-10	-21	-27	-58.5	-60	13	0	14	42	69	63	6	2	-24	-61	Eu 63
64 Gd	-61	8	-32	-50	-117	-232	28	-6	-39	-73	-113.5	50	11	1	15	17	11	-1	-1	-22	-31	-22	-31	-40	-72.5	-80	56	17	0	9	30	24	-29	-34	-54	-84	Gd 64
65 Tb	-61	9	-33	-51	-118	-232	29	-6	-39	-74	-113.5	52	12	1	14	15	9	-3	-3	-23	-32	-23	-31	-40	-72.5	-80	58	18	0	8	28	22	-30	-35	-56	-85	Tb 65
66 Dy	-61	9	-32	-51	-117	-231	29	-6	-38	-74	-112.5	51	12	1	14	15	9	-3	-3	-23	-32	-22	-31	-40	-71.5	-80	58	18	0	8	27	22	-30	-35	-55	-84	Dy 66
67 Ho	-60	8	-32	-50	-116	-229	28	-6	-38	-73	-111.5	51	11	1	14	16	10	-2	-2	-22	-31	-22	-30	-39	-71.5	-79	57	18	0	9	28	22	-29	-34	-54	-83	Ho 67
68 Er	-61	9	-33	-52	-118	-230	30	-5	-38	-74	-113.5	53	13	0	13	14	8	-4	-5	-24	-34	-23	-31	-40	-71.5	-79	59	20	0	7	26	20	-32	-37	-57	-85	Er 68
69 Tm	-61	9	-33	-52	-117	-229	30	-5	-38	-74	-112.5	52	13	0	12	13	8	-4	-5	-24	-34	-23	-30	-39	-71.5	-79	59	20	0	7	25	19	-32	-37	-56	-85	Tm 69
70 Yb	-45	-1	-14	-22	-88	-199	2	-6	-20	-51	-80.5	12	0	16	41	43	37	19	25	2	-7	-12	-21	-27	-58.5	-59	16	1	10	36	61	55	1	-4	-28	-62	Yb 70
71 Lu	-61	10	-35	-54	-119	-231	31	-5	-39	-75	-114.5	55	14	0	11	11	5	-6	-7	-27	-36	-24	-31	-40	-71.5	-80	61	21	0	6	23	17	-35	-40	-59	-87	Lu 71
72 Hf	-63	30	-37	-66	-123	-218	63	10	-39	-77	-117.5	92	39	5	0	-2	-9	-12	-21	-35	-42	-17	-24	-34	-65.5	-75	98	50	11	0	4	-4	-47	-52	-63	-80	Hf 72
73 Ta	-46	48	-24	-54	-101	-173	89	30	-19	-56	-89.5	119	60	16	1	-1	-7	-4	-15	-24	-29	2	-3	-10	-37.5	-45	125	73	27	3	0	-5	-35	-39	-45	-52	Ta 73
74 W	-24	50	-3	-31	-60	-103	97	38	-2	-31	-46.5	124	57	9	-6	-1	1	6	0	-1	-3	22	15	11	-7.5	-9	129	70	24	-9	-8	0	-7	-10	-9	-6	W 74
75 Re	-18	29	0	-25	-42	-72	73	21	-9	-31	-32.5	95	28	-17	-25	-13	-4	-1	0	2	2	18	8	3	-7.5	-6	98	39	-4	-35	-26	-7	0	-1	1	6	Re 75
76 Os	-19	11	-2	-24	-35	-60	52	5	-18	-36	-29.5	70	4	-39	-41	-23	-11	-9	-4	0	1	10	-1	-7	-14.5	-11	72	13	-28	-55	-39	-14	0	0	2	8	Os 76
77 Ir	-20	-9	-5	-26	-32	-54	28	-13	-30	-43	-30.5	42	-23	-62	-57	-34	-18	-18	-9	-3	-2	0	-13	-21	-24.5	-19	44	-16	-53	-76	-53	-21	-2	-1	1	6	Ir 77
78 Pt	-24	-33	-10	-28	-30	-52	-1	-35	-44	-53	-34.5	9	-55	-89	-74	-45	-24	-28	-13	-7	-5	-12	-29	-38	-37.5	-31	9	-50	-83	-100	-67	-28	-3	-1	-2	2	Pt 78
79 Au	-8	-37	0	-2	-20	-58	-14	-32	-22	-30	-13.5	-9	-60	-74	-47	-19	0	-11	8	7	7	-9	-16	-19	-21.5	-11	-10	-59	-74	-74	-32	3	14	15	7	0	Au 79
80 Hg	-3	-19	15	19	-20	-81	-11	-10	4	-10	-4.5	-10	-43	-37	-10	10	21	4	22	12	8	8	1	1	-11.5	0	-11	-45	-43	-31	11	32	18	18	2	-18	Hg 80
81 Tl	-3	-15	23	27	-19	-91	-11	-3	11	-4	-1.5	-13	-40	-28	2	22	31	11	31	18	13	15	6	6	-9.5	3	-14	-44	-35	-19	26	46	25	24	5	-21	Tl 81
82 Pb	-1	-21	25	30	-13	-82	-18	-8	10	-2	4.5	-21	-52	-40	-8	15	28	7	29	17	13	15	5	5	-7.5	6	-23	-56	-48	-33	17	42	26	25	6	-18	Pb 82
83 Bi	0	-23	26	31	-12	-80	-20	-10	10	-2	5.5	-24	-56	-46	-14	10	24	3	26	14	10	15	4	4	-7.5	7	-26	-61	-54	-40	12	38	23	23	3	-21	Bi 83
90 Th	-61	14	-37	-57	-123	-237	39	-3	-40	-77	-119.5	65	19	0	8	9	2	-8	-11	-30	-39	-24	-30	-39	-72.5	-82	72	27	1	4	20	13	-39	-45	-63	-91	Th 90
92 U	-53	30	-27	-54	-105	-189	65	14	-30	-66	-98.5	53	37	3	0	1	-3	-5	-11	-23	-29	-7	-15	-25	-52.5	-60	99	48	11	-3	4	2	-31	-36	-46	-59	U 92
94 Pu	-54	21	-25	-50	-102	-188	49	6	-33	-66	-95.5	72	24	-1	2	4	2	-4	-6	-19	-25	-9	-20	-29	-56.5	-62	77	33	4	-3	9	8	-26	-30	-42	-58	Pu 94
(b) \ (a)	1 H	3 Li	4 Be	5 B	6 C	7 N	11 Na	12 Mg	13 Al	14 Si	15 P	19 K	20 Ca	21 Sc	22 Ti	23 V	24 Cr	25 Mn	26 Fe	27 Co	28 Ni	29 Cu	30 Zn	31 Ga	32 Ge	33 As	37 Rb	38 Sr	39 Y	40 Zr	41 Nb	42 Mo	43 Tc	44 Ru	45 Rh	46 Pd	(b) \ (a)

表 3.5.2-3　2628 種類の ΔH_{mix} の値（つづき）

(b) \ (a)	1 H	3 Li	4 Be	5 B	6 C	7 N	11 Na	12 Mg	13 Al	14 Si	15 P	19 K	20 Ca	21 Sc	22 Ti	23 V	24 Cr	25 Mn	26 Fe	27 Co	28 Ni	29 Cu	30 Zn	31 Ga	32 Ge	33 As	37 Rb	38 Sr	39 Y	40 Zr	41 Nb	42 Mo	43 Tc	44 Ru	45 Rh	(a)
47 Ag	H	-25	2	5	-3	-18	-16	-19	-8	-19	0.5	-16	-46	-60	-54	-39	-28	-34	-23	-23	-23	-6	-8	-8	-14.5	-1	-16	-45	-61	-69	-46	-28	-21	-20	-23	1
48 Cd	-2	Li	-5	-6	-61	-145	4	0	-4	-30	-45.5	11	-1	12	34	37	35	19	26	8	1	-5	-7	-9	-34.5	-29	13	0	8	27	51	49	8	5	-14	3
49 In	-2	0	Be	0	-15	-39	18	-3	0	-15	-35	27	-14	-36	-30	-16	-7	-10	-4	-4	-4	0	4	5	-3.5	7	28	-10	-32	-43	-25	-7	-3	-3	-6	4
50 Sn	-3	0	0	B	-10	-28	18	-4	0	-14	0.5	27	-22	-55	-58	-42	-31	-32	-26	-24	-24	0	4	6	-0.5	10	28	-18	-50	-71	-54	-34	-25	-24	-25	5
51 Sb	-4	-2	-1	Sb	C	-2	-45	-55	-36	-39	-4.5	-43	-89	-118	-109	-82	-61	-66	-50	-42	-39	-33	-32	-33	-29.5	-14	-44	-87	-117	-131	-102	-67	-39	-35	-35	6
55 Cs	8	1	-7	-25	Cs	N	-141	-134	-92	-81	-24.5	-152	-201	-224	-190	-143	-107	-119	-87	-75	-69	-84	-88	-95	-78.5	-59	-154	-206	-232	-233	-174	-115	-68	-61	-63	7
56 Ba	-28	-36	-51	-72	Ba		Na	10	13	-11	-26.5	1	1	-3	68	73	71	49	62	41	32	16	6	5	-21.5	-14	2	-2	28	59	93	93	47	44	19	11
57 La	-30	-36	-53	-71	16	La		Mg	-2	-26	-39.5	20	-6	-3	16	23	24	10	18	3	-4	-3	-4	-4	-26.5	-21	23	-4	-6	6	32	36	3	0	-17	12
58 Ce	-30	-36	-52	-70	17	0	Ce		Al	-19	-20.5	23	-20	-38	-30	-16	-10	-19	-11	-19	-22	-1	1	1	-14.5	-6	25	-18	-38	-44	-18	-5	-20	-21	-32	13
59 Pr	-30	-35	-52	-69	18	0	0	Pr		Si	-25.5	-4	-51	-74	-66	-48	-37	-45	-35	-38	-40	-19	-18	-17	-14.5	-17	-4	-49	-73	-84	-56	-35	-38	-38	-46	14
60 Nd	-29	-35	-51	-69	18	0	0	0	Nd		P	-24.5	-81.5	-112.5	-100.5	-70.5	-49.5	-57.5	-39.5	-35.5	-34.5	-17.5	-17.5	-18.5	-17	-2.5	-24.5	-81.5	-113.5	-127.5	-89.5	-53.5	-33.5	-30.5	-34.5	15
61 Pm	-30	-35	-52	-69	20	0	0	0	0	Pm		K	12	58	94	96	91	66	81	55	45	25	13	12	-19.5	-11	0	7	50	88	123	120	65	60	31	19
62 Sm	-30	-35	-51	-68	20	0	0	0	0	0	Sm		Ca	17	43	44	38	19	25	2	-7	-13	-22	-28	-59.5	-61	15	1	11	37	63	56	1	-4	-28	20
63 Eu	-27	-32	-44	-63	16	0	12	13	13	14	14	Eu		Sc	8	7	1	-8	-11	-30	-39	-24	-29	-38	-69.5	-77	64	25	1	4	18	11	-39	-44	-61	21
64 Gd	-29	-35	-51	-68	20	0	0	0	0	0	0	14	Gd		Ti	-2	-7	-8	-17	-28	-35	-9	-15	-23	-51.5	-60	100	53	15	0	-4	-4	-39	-43	-52	22
65 Tb	-29	-34	-50	-67	21	0	0	0	0	0	0	15	0	Tb		V	-2	-1	-7	-14	-18	5	-2	-8	-31.5	-35	100	54	17	-4	-1	0	-21	-25	-29	23
66 Dy	-29	-34	-50	-67	21	0	0	0	0	0	0	15	0	0	Dy		Cr	2	-1	-4	-7	12	5	-1	-18.5	-19	94	47	11	-12	-7	0	-9	-12	-13	24
67 Ho	-29	-33	-49	-66	20	0	0	0	0	0	0	15	0	0	0	Ho		Mn	0	-5	-8	4	-6	-13	-31.5	-31	69	27	-1	-15	-4	5	-8	-11	-16	25
68 Er	-29	-33	-49	-66	22	1	0	0	0	0	0	16	0	0	0	0	Er		Fe	-1	-2	13	4	-2	-15.5	-14	83	34	-1	-25	-16	-2	-3	-5	-5	26
69 Tm	-29	-33	-49	-66	22	1	0	0	0	0	0	16	0	0	0	0	0	Tm		Co	0	6	-5	-11	-21.5	-18	57	10	-22	-41	-25	-5	0	-1	-2	27
70 Yb	-28	-31	-43	-61	19	8	8	9	9	11	10	0	10	11	11	11	12	12	Yb		Ni	4	-9	-15	-23.5	-19	47	-1	-31	-49	-30	-7	1	0	-1	28
71 Lu	-30	-33	-49	-66	67	24	1	1	0	0	0	18	0	0	0	0	0	0	14	Lu		Cu	1	1	-11.5	-3	27	-9	-22	-23	3	19	8	7	-2	29
72 Hf	-13	-19	-18	-35	-50	104	54	15	14	13	11	44	11	10	10	10	9	9	38	8	Hf		Zn	0	-15.5	-6	14	-21	-31	-29	-1	12	-4	-5	-17	30
73 Ta	15	9	13	-3	-13	130	31	29	29	27	27	66	27	25	25	26	23	23	58	21	3	Ta		Ga	-15.5	-6	13	-27	-40	-40	-8	7	-10	-11	-25	31
74 W	43	33	38	27	25	132	74	77	33	29	26	64	24	21	21	22	19	19	56	16	-6	-7	W		Ge	-12.5	-19.5	-59.5	-72.5	-72.5	-36.5	-13.5	-18.5	-18.5	-29.5	32
75 Re	38	25	29	20	23	101	42	3	0	-2	-2	-4	34	4	-7	-7	-5	-9	-9	28	-12	-30	-24	-4	Re		As	-12	-61	-80	-85	-44	-16	-15	-14	-24	33
76 Os	28	14	16	9	14	74	15	-21	-24	-26	-26	-28	9	-30	-29	-28	-31	-31	4	-34	-48	-38	-10	-1	Os		Pb	10	56	95	130	125	67	62	33	37
77 Ir	16	0	0	-5	1	45	-14	-48	-50	-52	-51	-18	-53	-55	-55	-53	-56	-56	-22	-59	-68	-52	-16	-3	-1	Ir		Sr	17	48	76	69	10	5	-22	38
78 Pt	-1	-18	-21	-25	-17	10	-50	-80	-81	-82	-82	-51	-83	-85	-84	-83	-86	-85	-54	-88	-90	-66	-20	-4	0	0	Pt		Y	9	30	24	-29	-34	-54	39
79 Au	-6	-11	-11	-10	-4	-9	-60	-73	-73	-73	-73	-58	-74	-74	-74	-72	-74	-74	-59	-75	-63	-32	12	20	18	13	4	Au		Zr	4	-6	-53	-59	-72	40
80 Hg	-1	0	-1	-1	-11	-49	-44	-43	-43	-43	-43	-43	-43	-42	-42	-41	-41	-41	-42	-41	-23	9	38	33	23	9	-9	-4	Hg		Nb	-6	-36	-41	-46	41
81 Tl	3	2	0	-5	-1	-15	-49	-38	-37	-36	-36	-41	-35	-34	-34	-33	-32	-32	-39	-32	-11	24	52	-16	-3	1	-8	-2	1	Tl		Mo	-11	-14	-15	42
82 Pb	3	2	-1	2	1	-25	-62	-51	-50	-49	-49	-53	-48	-47	-46	-46	-45	-45	-50	-45	-23	15	49	44	32	16	-5	2	1	-1	Pb		Tc	0	0	43
83 Bi	2	1	-1	1	1	-27	-68	-58	-57	-56	-55	-58	-54	-53	-53	-52	-52	-51	-55	-51	-30	9	45	40	29	14	-8	2	1	-1	0	Bi		Ru	1	44
90 Th	-29	-32	-31	-48	-65	78	30	3	2	2	1	23	1	1	1	1	1	1	18	0	6	18	12	-16	-39	-64	-94	-78	-39	-28	-41	-48	Th		Rh	45
92 U	0	-8	-7	-23	-34	104	52	15	14	12	12	43	11	10	9	10	8	8	36	7	-2	3	1	-17	-33	-50	-68	-43	-10	1	-9	-15	4	U		(a)
94 Pu	-6	-16	-16	-30	-42	81	36	7	5	5	4	29	4	3	3	3	2	2	24	1	-1	8	8	-10	-26	-44	-63	-45	-18	-10	-20	-26	0	1	Pu	
(b) \ (a)	Ag 47	Cd 48	In 49	Sn 50	Sb 51	Cs 55	Ba 56	La 57	Ce 58	Pr 59	Nd 60	Pm 61	Sm 62	Eu 63	Gd 64	Tb 65	Dy 66	Ho 67	Er 68	Tm 69	Yb 70	Lu 71	Hf 72	Ta 73	W 74	Re 75	Os 76	Ir 77	Pt 78	Au 79	Hg 80	Tl 81	Pb 82	Bi 83	Th 90	U 92	Pu 94	(b)

表 3.5.2-4　表 3.5.2-2 および表 3.5.2-3 の全体構成

(b)＼(a)		1	3	4	5	ㄴ	42	43	44	45	46	47	48	49	50	ㄴ	83	90	92	94	(a)＼(b)	
		H	Li	Be	B	ㄴ	Mo	Tc	Ru	Rh	Pd	Ag	Cd	In	Sn	ㄴ	Bi	Th	U	Pu		
1	H		–25	2	5		–28	–21	–20	–23	–27	–10	–6	–6	–4		0	–61	–53	–54	H	1
3	Li	–25		–5	–6		49	8	5	–14	–40	–16	–13	–12	–18		–23	14	30	21	Li	3
4	Be	2			0		–7	–3	–3	–6	–8	6	11	16	15		26	–37	–27	–25	Be	4
5	B	5	–6	0			–34	–25	–24	–25	–24	5	13	18	18		31	–57	–54	–50	B	5
M	M																				M	M
42	Mo	–28	49	–7	–34			–11	–14	–15	–15	37	28	33	20		38	13	2	8	Mo	43
43	Tc	–21	8	–3	–25		–11		0	0	4	24	10	11	5		23	–39	–31	–26	Tc	44
44	Ru	–20	5	–3	–24		–14	0		1	6	23	9	10	4		23	–45	–36	–30	Ru	44
45	Rh	–23	–14	–6	–25		–15	0	1		2	10	–6	–8	–13		3	–63	–46	–42	Rh	45
46	Pd	–27	–40	–8	–24		–15	4	6	2		–7	–26	–31	–34		–21	–91	–59	–58	Pd	46
47	Ag	–10	–16	6	5		37	24	23	10	–7		–2	–2	–3		2	–29	0	–6	Ag	47
48	Cd	–6	–13	11	13		28	10	9	–6	–26	–2		0	0		1	–32	–8	–16	Cd	48
49	In	–6	–12	16	18		33	11	10	–8	–31	–2	0		0		–1	–31	–7	–16	In	49
50	Sn	–4	–18	15	18		20	5	4	–13	–34	–3	0	0			1	–48	–23	–30	Sn	50
M	M																				M	M
83	Bi	0	–23	26	31		38	23	23	3	–21	2	1	–1	1			–48	–15	–26	Bi	83
90	Th	–61	14	–37	–57		13	–39	–45	–63	–91	–29	–32	–31	–48		–48		4	0	Th	90
92	U	–53	30	–27	–54		2	–31	–36	–46	–59	0	–8	–7	–23		–15	4		1	U	92
94	Pu	–54	21	–25	–50		8	–26	–30	–42	–58	–6	–16	–16	–30		–26	0	1		Pu	94
(b)＼(a)		H	Li	Be	B	ㄴ	Mo	Tc	Ru	Rh	Pd	Ag	Cd	In	Sn	ㄴ	Bi	Th	U	Pu	(b)＼(a)	
		1	3	4	5	ㄴ	42	43	44	45	46	47	48	49	50	ㄴ	83	90	92	94		

３つの経験則(成分則)に関連して、バルク金属ガラスの種類および分類を行うことは重要であり、1970 年から 1980 年にかけて、当時、それまでに見出されたアモルファス合金の分類がなされた。この分類の基本的な考え方は、いずれも、合金系の構成元素を周期律表の同族元素毎に区別して構成要素を考え、構成要素の組み合わせにより分類を行う方式である。初期に行われた報告としては、Hafner による金属ガラスの分類(Hafner, 1980)が良く知られている。Hafner は、構成要素として、単純金属(S)、遷移金属(T)、希土類金属(R)および半金属(M)を考え、金属ガラスを T‐M、S‐S、S‐T、S‐R、T‐R、T‐T から成る６種類に分類した。一方、増本は、構成元素として半金属の B、C、Si、P、Ge の非含有／含有により、アモルファス合金を金属‐金属系と金属‐半金属系に分類している(Masumoto, 1982)。

最近行われた分類では、構成要素としては、前期遷移金属(ETM: Early Transition Metal)、後期遷移金属(LTM: Late Transition Metal)、単純金属(SM: Simple Metal)、半金属(MLD: Metalloid)などを考えている。これまでになされた代表的な分類としては、バルク金属ガラスの分類に関しては、1970 年代に行われたアモルファス合金の分類を踏襲しつつ、バルク金属ガラスの種類が劇的に増加した 1990 年代を通じて、2000 年以降、しばしば報告されている。たとえば、井上(Inoue, 2000)は、金属ガラスをⅠからⅤに分類している。Ⅰ：Zr および La 系、Ⅱ：Fe-TM-B 系、Ⅲ：Fe-(Al,Ga)-(B,C,Si)系、Ⅳ：Mg 系およびⅤ：Pd および Pt

系である。この井上の分類では、以下の５つの構成要素、すなわち、前期遷移金属、後期遷移金属、(Al,Ga,Sn)元素群、単純金属、半金属を考えている。その後、2005 年に竹内と井上は、新規に見出された Cu 基および Ca 基のバルク金属ガラスを包括するために、図 3.5.2-8 のように金属ガラスの分類を改訂した(Takeuchi and Inoue, 2005)。図 3.5.2-8 に対応するバルク金属ガラスの７つの分類、代表的な金属ガラスの合金系および構成要素の組み合わせを表 3.5.2-5 に示す。この図 3.5.2-8 および表 3.5.2-5 に示した７つのバルク金属ガラスの分類は、2014 年現在見出されているバルク金属ガラスの分類とみなして良い。

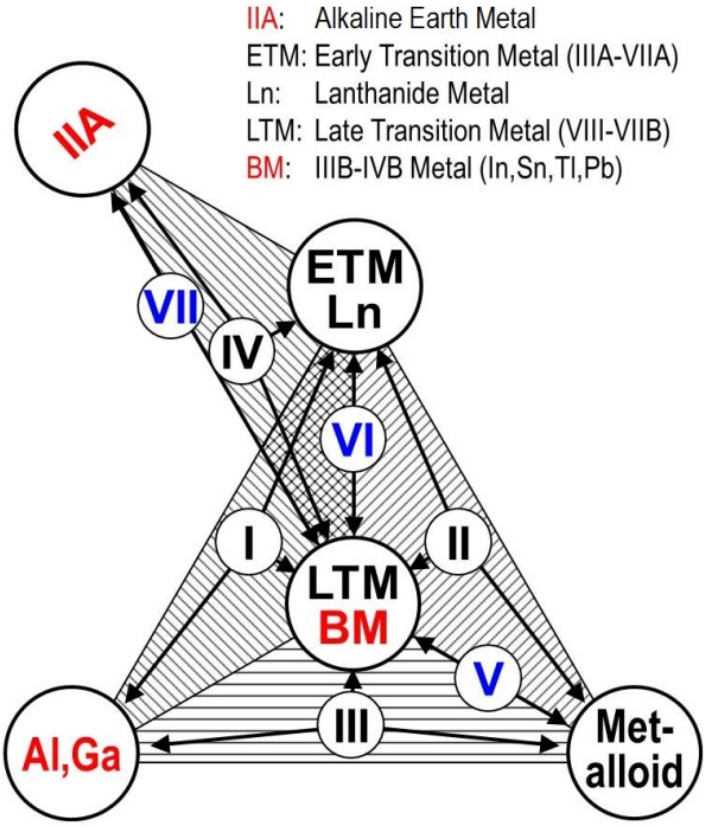


図 3.5.2-8　バルク金属ガラスの分類

表 3.5.2-5　バルク金属ガラスの７つの分類、代表的な金属ガラスの合金系および構成要素の組み合わせ

分類	主構成元素	代表的なバルク金属ガラスの合金系	構成要素の組み合わせ
I	Zr および Ln	Zr-Al-Ni, Ln-Al-Ni Zr-Al-Cu, Ln-Al-Cu Zr-Al-Ni-Cu, Ln-Al-Ni-Cu Zr-Ti-Al-Ni-Cu Zr-Ga-Ni, Ln-Ga-Ni Ln-Ga-Cu	ETM/Ln-LTM/BM-(AlGa)

Ⅱ	Fe	Fe-Zr-B, Fe-Hf-B Fe-Zr-Hf-B Fe-Co-Ln-B Co-Zr-Nb-B Co-Fe-Ta-B	ETM/Ln-LTM/BM-MLD
Ⅲ	Fe	Fe-(Al,Ga)-Metalloid	LTM/BM-(Al,Ga)-MLD
Ⅳ	Mg, Zr および Ti	Mg-Ln-Ni, Mg-Ln-Cu Zr-Ti-Be-Ni-Cu Ti-Cu-Ni-Sn-Be Ti-Cu-Ni-Sn-Be-Zr	IIA-ETM/Ln-LTM/BM
Ⅴ	Pd および Pt	Pd-Ni-P Pd-Cu-Ni-P Pt-Ni-P	LTM/BM-MLD
Ⅵ	Cu および Ni	Cu-Zr-Ti Ni-Nb-Ta, Ni-Nb-Sn Ti-Zr-Cu-Ni Ti-Ni-Cu-Sn Ti-Cu-Ni-Mo-Fe	ETM/Ln-LTM/BM
Ⅶ	Ca	Ca-Mg-Cu Ca-Mg-Zn	IIA-LTM/BM

(2)金属ガラスのガラス形成能評価パラメータ

金属ガラスの作製の容易度を評価するパラメータとしては、臨界冷却速度(R_c)、α パラメータや γ パラメータなどの換算温度、過冷却液体域(ΔT_x)などを挙げることができる(Suryanarayana and Inoue, 2011)。金属ガラスは、酸化物ガラスや高分子ガラスと比較して、ガラス形成能が低いこと、ならびに、T_g や T_l の温度域が数百度におよぶ高温であること、などの要因により、R_c を実測することは極めて困難である。実際、西山と井上により報告された $Pd_{42.5}Cu_{30}Ni_{7.5}P_{20}$ 金属ガラスは、金属ガラスとしては最も R_c が低く、R_c = 0.067 K/s (Nishiyama and Inoue, 2002)であることが報告されているが、Zr 基や La 基金属ガラスで 10 K/s 程度、Fe 基金属ガラスでは～10^5 K/s であると認識されている。これらのことより、金属ガラスのガラス形成能として R_c を利用することは、技術的にも不可能である。一方、換算温度および ΔT_x を用いてガラス形成能を評価する方法は、熱分析による測定で T_g、T_x、T_l などの特性温度を測定する簡便な方法で算出することができ、実用的である。換算温度に起因するパラメータとしては、α ($=T_g / T_l$)や γ ($=T_x /(T_g + T_l)$)の信頼性が高く、数多くの研究者により使用されている。ここで、バルク金属ガラスが作製できる目安としては、$\alpha \geq 0.6$、$\gamma \geq 0.4$ が基準となる。ここで、α および γ は、酸化物ガラスなどのガラス物質のガラス形成能パラメータとして知られている、いわゆる、三分の二ルール(T_g/T_m=2/3) (作花, 1997)を出発点としている。一方、$\Delta T_x \geq 50$ K が過冷却液体域の基準として認識されている。こ

の基準、すなわち、$\Delta T_x \geq 50$ K は、確かにこの条件でバルク金属ガラスを作製することが可能になる確率が高いが、その他、工業的・実用的な見地から重要な条件である。たとえば、金属ガラスを成形する場合、ΔT_x の温度域で熱処理を施し、結晶化させることなく粘性流動加工を行う必要がある。この際、$\Delta T_x < 50$ K の特性をもつ金属ガラスを使用した場合、熱処理を行う炉内の温度分布むら、もしくは試料寸法に起因する試料内での温度分布により、ΔT_x の温度域以外の温度、すなわち、$T < T_g$ あるいは $T > T_x$ に試料が晒されることがあり得る。この時、$T < T_g$ では粘性流動加工に困難をきたし、$T > T_x$ では結晶化が生じるために、やはり粘性流動加工は不可能になる。現在までに提唱されている金属ガラスのガラス形成能の評価パラメータを表 3.5.2-6 に示す。表 3.5.2-6 が示すように、多種多様のパラメータが乱立しており、唯一無二のパラメータが存在していないのが現状である。Suryanarayana らは、各パラメータの特性を統計解析することにより、それぞれの合金系において最もフィットするパラメータを選定している(Suryanarayana et al., 2009)。

表 3.5.2-6　金属ガラスのガラス形成能の評価パラメータ(Suryanarayana et al.,2009)

パラメータ	定義
換算ガラス化温度(T_{rg})	T_g/T_l
過冷却液体域(ΔT_x)	$T_x - T_g$
αパラメータ	T_x/T_l
βパラメータ	$1+T_x/T_l = 1 +\alpha$
新βパラメータ	$T_x \times T_g/(T_l - T_x)^2$
γパラメータ	$T_x/(T_g + T_l)$
γ_mパラメータ	$(2T_x - T_g)/T_l$
δパラメータ	$T_x/(T_l - T_g)$
κ_{gl}パラメータ	$(T_x - T_g)/(T_m - T_x)$
φパラメータ	$T_{rg}(\Delta T_x/T_g)^{0.143}$
T_{xg}パラメータ	T_x/T_x
ωパラメータ	$T_g/T_l - 2T_g/(T_g + T_l)$

上述の表 3.5.2-6 で示した金属ガラスのガラス形成能の評価パラメータは、いずれも、熱力学安定性に基づく解析結果であり、金属ガラスの作製時の動力学的因子は組み入れられていない。特に、金属ガラスは T_g 近傍で粘性が急激に上昇する性質を示すため、上述の金属ガラスのガラス形成能の評価パラメータに加えて、金属ガラスの粘性について研究することは重要である。金属ガラスの粘性(η)および粘性の温度依存性($\eta(T)$) は、金属ガラスの生成過程、物性を決定する主要因子の一つである。ガラス物質の粘性を考える場合、ガラス物質に特有の自由体積(free Volume)を考えることになる。簡単のため、結晶系金属を考えると、最密充填構造を持つ fcc および hcp 構造の原子充填率は約 74%であり、原子を球近似した場合に約 26%の原子空隙が生じている。一方、アモルファス合金および金属ガラスの原子充填率は、約 64%であると考えられている。原子充填率が結晶相とアモルファス相とで異なるの

は、三次元空間に原子を規則および不規則配列した場合、不規則配列することにより余剰の体積が生じることによる。この余剰体積を自由体積と称する。自由体積および余剰体積の基準は結晶状態であるため、アモルファス相が最密充填構造 fcc もしくは hcp 結晶に変態した場合、自由体積が正の値から零に減少したと定義する。

実際の金属ガラスの粘性の $\eta(T)$は、Angell プロットと呼ばれる図面でまとめられることが多い。Angell プロットの縦軸および横軸は、それぞれ、$\eta(T)$の対数および T_gで規格化した換算温度(T_g/T)から成る。この Angell プロットの横軸は換算温度(T_g/T)であるから、$T \geq T_g$ の温度域の $\eta(T)$に対して、$0 \leq T_g/T \leq 1$ の定義域を与える。上述の Angell プロットに対して、ガラス物質の理想ガラス化温度(T_0)を用いて、横軸を($T_g - T_0$)/($T-T_0$)に置き換えた場合の $\eta(T)$が竹内らにより図 3.5.2-9 のように報告されている(Takeuchi et al., 2010)。

この竹内らの報告では、$\eta(T)$を記述する式として、Vogel-Fulcher-Tammann (VFT)式を用いており、30 近い金属ガラスの $\eta(T)$がまとめられている。公表されている金属ガラスの粘性のデータは限定されており、わずかながら 20 程度の合金で調査されているのみである。さらに、ガラス物質の粘性を表現する数式として数々の理論式および経験式が提唱されているが、いずれの数式においても T_g付近で急激に粘性が上昇して T_gで 10^{12} Pa·s に達するガラス物質の粘性挙動を表現するには至っていないのが現状である。一般的には、VFT (Vogel-Fulcher-Tammann)式が最も汎用的に用いられている。この Angell プロットが与える T_g/T ～ 1 勾配は、T_g 近傍の温度域における $\eta(T)$の変化率を与える。勾配が急である場合および緩やかである場合に、それぞれ、Strong タイプおよび Fragile タイプと名称が付けられている。また、Strong タイプから Fragile タイプへの変遷を示すパラメータとしてフラジリティー(Fragility)が用いられ、ガラス物質のガラス形成能や局所微細構造の関連の研究およびガラス物質の粘性を表す VFT 式のパラメータの一部として用いられている。また、フラジリティーは、過冷却液体域における粘性流動加工性の指標としても利用されている。フラジリティーが小さい程、T_g近傍で粘性が急激に低下することから加工性が良い。Strong タイプの代表は、SiO_2ガラスであり、Fragile タイプには高分子系のガラスが多い。この Strong タイプおよび Fragile タイプは、ガラス物質のネットワーク形成の強弱ならびにガラス形成能と関係すると理解されている。すなわち、ガラス形成能が高い SiO_2ガラスは、図 3.5.2-3 に示した六員環に相当するネットワークが物質全体に広がっている。たとえば、SiO_2ガラスに Na を加えることによって、物質全体に広がっているそのネットワークの一部が切断される結果、Na 添加の SiO_2ガラスは融点が低下する(作花, 1997)。ネットワークの広がりの程度は、ガラスの構成要素の寸法に対応している。金属ガラスの粘性に関するデータは開発された金属ガラスの総数に比べて、極めて少数であるのが現状である。表 3.5.2-7 に、金属ガラスの粘性に関するデータをまとめて示す。

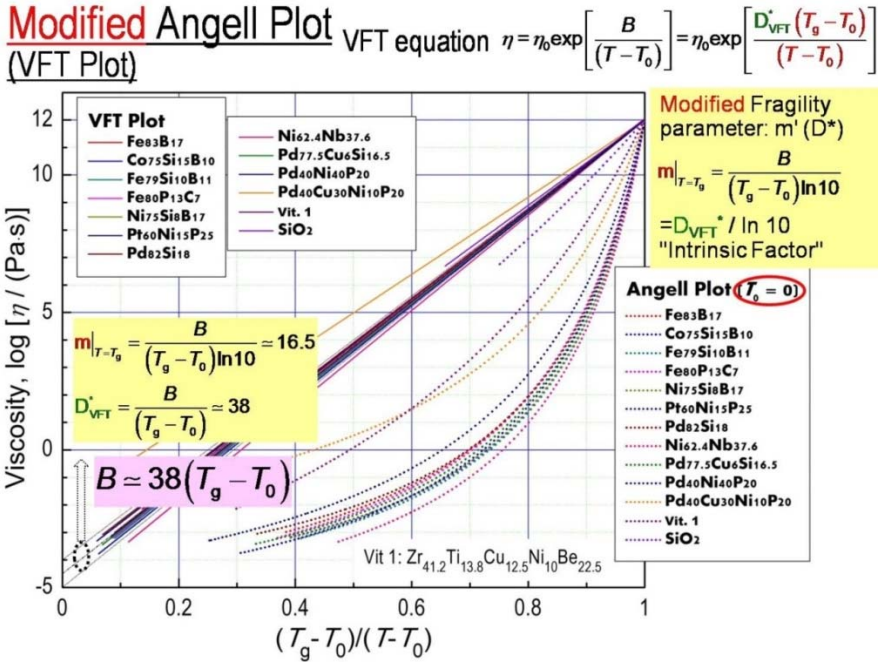


図 3.5.2-9　横軸が(T_g-T_0/T-T)の VFT プロットで表示した金属ガラスの粘性(実線の直線)

理想ガラス化温度(T_0)が 0 K の場合、横軸は T_g/T でとなり点線の曲線で表現される Angell プロットになる(Takeuchi et al., 2010)。

表 3.5.2-7　金属ガラスの VFT パラメータ(η_0, B, T_0)、ガラス遷移温度(T_g)およびその測定のための昇温速度(ϕ)、ならびに Angell プロットおよび VFTG プロットで求めたフラジリティー指数(D^* および D^*_{VFT})

(比較のため、SiO_2および OTP のデータを併せて示す)

No.	Alloy	$\eta_0/10^{-5}$ Pa s	B/K	T_0/K	T_g/K	φ/K s^{-1}	m	D*	D^*_{VFT}
1	$Fe_{83}B_{17}$	3.3	4630	638	760	0.333	103	7.26	37.95
2	$Fe_{41.5}Ni_{41.5}B_{17}$	3.78	4500	601	720	0.333	99	7.49	37.82
3	$Co_{75}Si_{15}B_{10}$	2.87	4190	675	785	0.333	118	6.21	38.09
4	$Fe_{79}Si_{10}B_{11}$	1.9	4505	701	818	0.333	117	6.43	38.50
5	$Ni_{75}Si_8B_{17}$	2.53	4280	670	782	0.333	116	6.39	38.21
6	$Fe_{80}P_{13}C_7$	2.25	4600	616	736	0.333	102	7.47	38.33
7	$Pt_{60}Ni_{15}P_{25}$	5.31	3560	405	500	0.333	86	8.79	37.47
8	$Pd_{82}Si_{18}$	6.32	3730	557	657	0.333	106	6.70	37.30
9	$Ni_{62.4}Nb_{37.6}$	0.49	5380	810	945	0.333	121	6.64	39.85
10	$Pd_{77.5}Cu_6Si_{16.5}$	2.57	3820	553	653	0.333	108	6.91	38.20
11	$Pd_{40}Ni_{40}P_{20}$	1.5	3600	509	602	0.333	109	7.07	38.71

12	$Pt_{60}Ni_{15}P_{25}$	0.45	(4761)	345	464	0.333	67.2	13.8	40.00
13	$Cu_{47}Ti_{34}Zr_{11}Ni_{8}$	4	(6000)	500	(659)	–	(68)	12	37.86
14	$Pd_{40}Ni_{40}P_{20}$	0.53	(7868)	356	554	0.333	48	22.1	41.85
15	$Mg_{65}Cu_{25}Y_{10}$	3	(5746)	260	(411)	0.333	(44)	22.1	38.05
16	$Zr_{46.75}Ti_{8.25}Cu_{7.5}Ni_{10}Be_{27.5}$	4	(8444)	372	(595)	–	44.2	22.7	37.87
17	$Zr_{41.2}Ti_{13.8}Cu_{12.5}Ni_{10}Be_{22.5}$	4	(7631)	412.5	(614)	–	(59)	18.5	37.78
18	$Pd_{42.5}$ $Ni_{7.5}Cu_{30}P_{20}$	3.5	(6254)	379	544	0.333	58.5	16.5	37.90
19	$La_{55}Al_{25}Ni_{20}$	2.58	(5517)	306.5	470.3	0.0167	(42)	18	33.68
20	$La_{55}Al_{25}Ni_{15}Cu_{5}$	2.54	(5762)	273.1	449.3	0.0167	(36)	21.1	32.7
21	$La_{55}Al_{25}Ni_{10}Cu_{10}$	2.48	(6240)	254.7	440.6	0.0167	(35)	24.5	33.57
22	$La_{55}Al_{25}Ni_{5}Cu_{15}$	2.66	(5027)	285.6	435.5	0.0167	(42)	17.6	33.54
23	$La_{55}Al_{25}Ni_{5}Cu_{10}Co_{5}$	2.51	(6657)	241.2	439.1	0.0167	(32)	27.6	33.64
24	$Au_{77.8}Ge_{13.8}Si_{8.4}$	5200	(1359)	241	285	0.167	85	5.64	30.89
25	$Ni_{59.35}Nb_{34.45}Sn_{6.2}$	–	(7370)	670	887	0.167	(60)	11.0	33.96
26	$Ni_{57}Fe_{3}Nb_{35}Sn_{5}$	–	(9692)	591	876	0.167	(45)	16.4	34.00
27	$Ni_{60}(Nb_{0.4}Ta_{0.6})_{34}Sn_{6}$	–	(11039)	581	906.5	0.167	(41)	19	33.91
28	$Mg_{61}Cu_{28}Gd_{11}$	(100)	(5734)	256	422	0.333	(38)	22.4	34.54
29	$Mg_{59.5}Cu_{22.9}Ag_{6.6}Gd_{11}$	(44)	(6225)	249	425	0.333	(37)	25	35.37
30	$Pd_{79.5}Au_{4}Si_{18.5}$	1500	(3193)	515	622	0.333	84	6.2	29.84
31	$Ce_{60}Ni_{10}Al_{10}Cu_{20}$	–	(252)	331	373	0.333	21	0.76	6
32	$Pd_{40}Cu_{30}Ni_{10}P_{20}$	934	4135	447	575	0.667	(63)	(9.25)	32.30
33	$Pd_{43}Cu_{27}Ni_{10}P_{20}$	–	–	–	568.3	–	65	–	–

(3)金属ガラスのデータベースの整理および関連研究の現状

アモルファス合金および金属ガラスのデータベースについては、1997 年に、三元系アモルファス合金の合金組成に関するデータブック(Kawazoe et al., 1997)が刊行されている。このデータブックは、LB (Landort Börnstein)のシリーズであり、現在までに、上述のデータブックに対応する三元系アモルファス合金の物性に関するデータブック三巻・一セットが 2011 年に刊行された段階にある(Takeuchi et al., 2011a; Takeuchi et al., 2011b; Takeuchi et al., 2011c)。学術論文の中にもたとえば解説論文などの形式で、2000 年以降、バルク金属ガラスに関する熱力学量などが示されるようになってきた。たとえば、2000 年代初頭に Lu と Liu(Lu et al., 2000; Lu and Liu, 2002)らは、膨大な数の金属ガラスを用いて、ガラス形成能を表す新しいパラメータを導出している。最近では、2008 年に Yuan らが 278 種類の BMG の特性をまとめて報告している(Yuan et al., 2008)。本研究ではこれらのデータベース

を新合金のスクリーニングに活用する。

3.5.3 新合金の候補材選定（スクリーニング）

(1)スクリーニングの基本的な考え方

バルク金属ガラスを人工バリア材として使用することを考えるにあたり、合金系(合金成分)および合金組成の選択を行う必要がある。バルク金属ガラス形成元素としては、表3.5.2-5に示したように、Zr、La、Fe、Mg、Pd、Pt、Cu、Ca、Tiの主構成元素ならびにAl、Ni、Cu、Nb、Ta、Cr、Mo、B、C、Si、P、Ge、Ga、Y、Znなどの溶質元素を挙げることができる。一方、人工バリア材として使用する場合、現状では規制がないものの、環境基準の観点からPbおよびBの組み合わせを避けることは可能である。さらに、資源確保および材料コストの観点からは、レアメタルなどの希少元素を排除するとともに廉価な材料を選択する必要が生じる。これらの条件を勘案した場合、本研究として選択すべき材料としては、Fe基合金を第一に挙げることができる。次に、バルク金属ガラスの化学的特性、特に、耐食性を考えた場合､Fe基合金で幅広く研究が行われているHClを含む酸性溶液に対する耐食性とともに、アルカリ性溶液系の耐食性についても考慮する必要がある。後者の要請について予備調査を行った結果、バルク金属ガラスとのマッチングとして、Cu基合金を候補として絞ることとした。これらのFe基およびCu基バルク金属ガラスに加え、これまでに行われているバルク金属ガラスの研究実績を考える場合、最も研究が行われている合金として、Zr基バルク金属ガラスを採り挙げることも重要と考えられる。これまでに蓄積されたバルク金属ガラスの学術的および工業的知見を鑑みる場合、最も研究報告が多いZr基バルク金属ガラスは、通常の結晶金属･結晶合金とは根本的に物性発現機構が異なるバルク金属ガラスの取扱いを行う上で、外すことができない重要な合金系である。研究報告の事例からみれば、Zr基バルク金属ガラスの次に研究例の多いのは、Pd基バルク金属ガラスであるが、Pdが貴金属であることを鑑みた場合、本研究の対象合金から除外すべきである。La基バルク金属ガラスは、歴史的にみてZr基バルク金属ガラスが出現する直前に研究がなされた合金系に位置する。Laおよび希土類金属系バルク金属ガラスは､溶質元素の組み合わせがZr基バルク金属ガラスと同類であるが、希土類金属がレアメタルであることから､やはり研究対象から除外する。これらの状況から、研究例の豊富なZr基バルク金属ガラスおよび最近研究例が増加してきたCu基バルク金属ガラスを軸として、研究を進め、Fe基バルク金属ガラスに関する研究実績の蓄積に応じて、軸とするバルク金属ガラスを見直すことが望ましいと考えられる。以下では、まず、Zr基バルク金属ガラスおよびCu基バルク金属ガラスの双方について、基本的な特性を述べる。Zr基およびCu基バルク金属ガラスは、Ti基バルク金属ガラスとともに、おおよそ５年程前に、世界標準を確立する動きがあり、それに伴い、諸物性が整理されて公開されている。なお、Ti基バルク金属ガラスは、主に、生体材料を指向した開発に利用されている。

(2)Zr基およびCu基バルク金属ガラスの候補合金の選出

Zr基およびCu基ならびにTi基バルク金属ガラスについては、東北大学金属材料研究所新素材共同研究開発センター(旧金属ガラス総合研究センター)によって、五年ほど前に標準化がなされている。参考までに、バルク金属ガラスの標準化の資料は、同センターの下記ウェブサイトからダウンロード可能である(平成26年1月28日現在)。

URL: http://www.arcmg.imr.tohoku.ac.jp/pdf_file/top_topics/top_topics_8.pdf

表 3.5.3-1 にバルク金属ガラスの標準化の資料に記載されている Zr 基および Cu 基バルク金属ガラスの基本的特性を示す。Z1 から Z4 の Zr 基バルク金属ガラスの中では、ガラス形成能が高い $Zr_{55}Cu_{30}Ni_5Al_{10}$ 合金を人工バリア材の予察試験候補として選択するのが妥当であるとの結論に至った。一方、表 3.5.3-1 に示した C1 と C2 の Cu 基バルク金属ガラスの中では、ガラス形成能が高い $Cu_{36}Zr_{48}Al_8Ag_8$ 合金(Zhang et al., 2007)が人工バリア材の予察試験候補として選択される。図 3.5.3-1 に $Cu_{36}Zr_{48}Al_8Ag_8$ バルク金属ガラスの XRD 図形および外観写真を示す。

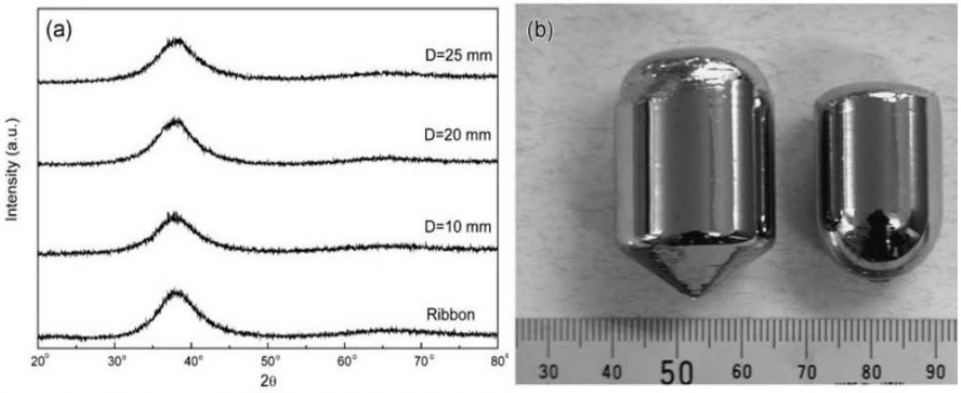


図 3.5.3-1 (a)$Cu_{36}Zr_{48}Al_8Ag_8$ 合金の 10、20 および 25mm 直径の棒状鋳造材および比較参照の薄帯材料の XRD 図形 (b) 10、20 および 25mm 直径の $Cu_{36}Zr_{48}Al_8Ag_8$ 合金鋳造材の外観写真

ここで、この $Cu_{36}Zr_{48}Al_8Ag_8$ は、分類上、Cu 基金属ガラスとなされているが、合金成分の中で最も高濃度の元素は Zr の 48 at.%であり、成分上からは Zr 基合金とみなされ得る。Cu の化学的特性、特に、耐アルカリ溶液環境化での耐食性を考える場合、合金組成としては、Cu 濃度が 50 at.%以上の Cu リッチな合金であることが今後の研究で求められる可能性がある。したがって、 Yuan らの報告による Cu 基金属ガラスから Cu 濃度がリッチな合金として、$Cu_{60}Zr_{30}Ti_{10}$ 合金(No. 29、 t_{max} = 4 mm)を併せて選出することとした。

以上より、人工バリア材として適性評価するバルク金属ガラスの候補材料としては、予察実験を含めて、$Zr_{55}Cu_{30}Ni_5Al_{10}$、$Cu_{36}Zr_{48}Al_8Ag_8$ および $Cu_{60}Zr_{30}Ti_{10}$ バルク金属ガラスが妥当であるとの見解に達した。なお、表 3.5.3-1 には $Cu_{60}Zr_{30}Ti_{10}$ バルク金属ガラスが記載されていないが、$Cu_{60}Zr_{30}Ti_{10}$ バルク金属ガラスが C１($Cu_{36}Zr_{48}Al_8Ag_8$)および C２($Cu_{42}Zr_{42}Al_8Ag_8$)に記した Cu 基バルク金属ガラスのプロトタイプである点、基礎的な研究が豊富に行われている点、および、Cu 濃度が 50at.%以上であることを鑑みて、$Cu_{60}Zr_{30}Ti_{10}$ バルク金属ガラスを検討対象とする材料に組み入れることとした。

Cu 基バルク金属ガラスは井上らの報告に起源をもつ(Inoue et al., 2001)。井上らは、Cu-Zr-Ti および Cu-Hf-Ti 系の調査を行った結果、たとえば、図 3.5.3-2 に示すように、$Cu_{60}Zr_{30}Ti_{10}$ 合金および $Cu_{60}Zr_{30}Ti_{10}$ 合金で直径 3～4mm のバルク金属ガラスが作製可能であることを報告している。この $Cu_{60}Zr_{30}Ti_{10}$ 合金および $Cu_{60}Zr_{30}Ti_{10}$ バルク金属ガラスが他のバルク金属ガラスと異なる点は、図 3.5.3-3 に示すように、機械的試験において、圧縮で伸びが

生じる点である。すなわち、圧縮応力環境化ではあるが機械的加工が可能である。図 3.5.3-4 に圧縮応力試験後の破断面の SEM 写真を示すが、図 3.5.3-4(b)に示されているのように、破断面にはベインパターンが観察され、このことから、Cu 基バルク金属ガラスの破壊様式は、延性破壊であることがわかる。この圧縮伸びが生じる点および延性破壊が生じる点において、Cu 基バルク金属ガラスは伸びを生じずに脆性破壊が生じる Fe 基金属ガラスと根本的に挙動が異なるため、下記に述べる Cu 合金のアルカリ水溶液中での耐食性の優位性とともに、機械加工的観点から Cu 基合金のアドバンテージと成り得る要素である。

表 3.5.3-1　Zr 基および Cu 基バルク金属ガラスのバルク金属ガラスの標準化合金とその特徴、熱的安定性および機械的性質

（E: ヤング率, ε_y: 降伏歪, σ_y:降伏応力, CUE:U ノッチシャルピー衝撃値）

	合金組成 (特徴)	t_{max} /mm	T_g /K	T_x /K	T_l /K	E /GPa	ε_y/ %	σ_y/MPa	CUE /kJmol^{-1}
Z1	$Zr_{50}Cu_{40}Al_{10}$ (三元共晶合金)	14	706	792	1092	88	2.1	1860	104
Z2	$Zr_{55}Cu_{30}Ni_5Al_{10}$ (高ガラス形成能合金)	30	683	767	1163	90	2.0	1830	125
Z3	$Zr_{60}Cu_{20}Ni_{10}Al_{10}$ (耐構造緩和脆性合金)	20	662	754	1164	80	2.2	1750	87
Z4	$Zr_{65}Cu_{17.5}Ni_{10}Al_{7.5}$ (過冷却液体安定合金)	16	625	750	1164	82	1.9	1528	85
C1	$Cu_{36}Zr_{48}Al_8Ag_8$ (高ガラス形成能合金)	25	683	792	1142	102	1.8	1850	—
C2	$Cu_{42}Zr_{42}Al_8Ag_8$ (高強度合金)	15	705	780	1213	108	1.8	1986	—

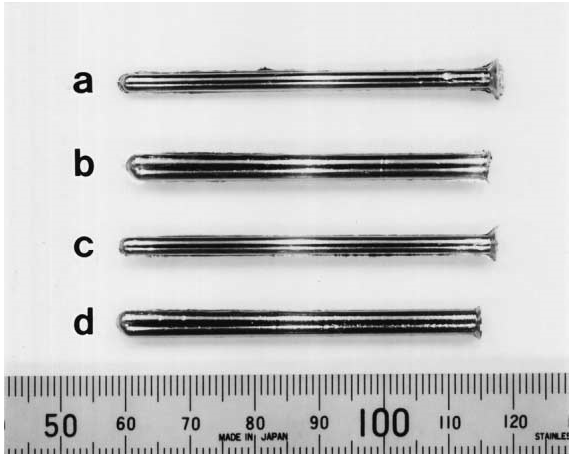


図 3.5.3-2　(a, b) $Cu_{60}Zr_{30}Ti_{10}$ および (c, d)$Cu_{60}Hf_{25}Ti_{15}$ 鋳造ガラス合金の外観写真

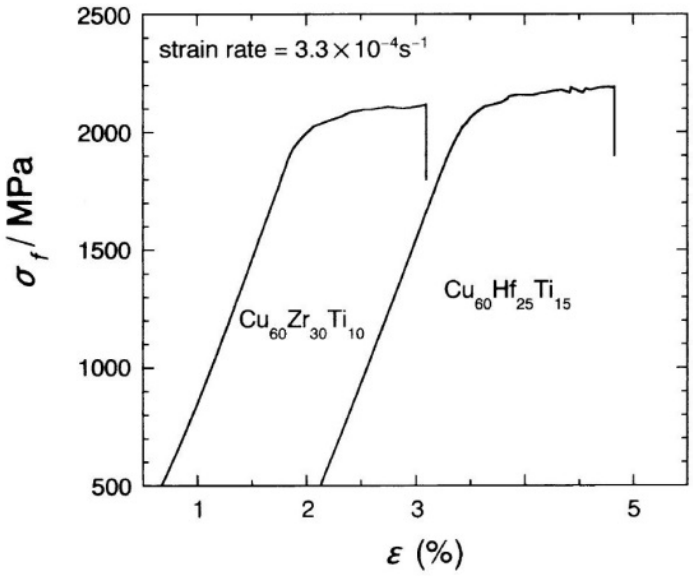


図 3.5.3-3　直径 2mm の $Cu_{60}Zr_{30}Ti_{10}$ および (c, d)$Cu_{60}Hf_{25}Ti_{15}$ 鋳造ガラス棒材の圧縮試験における応力－伸び曲線

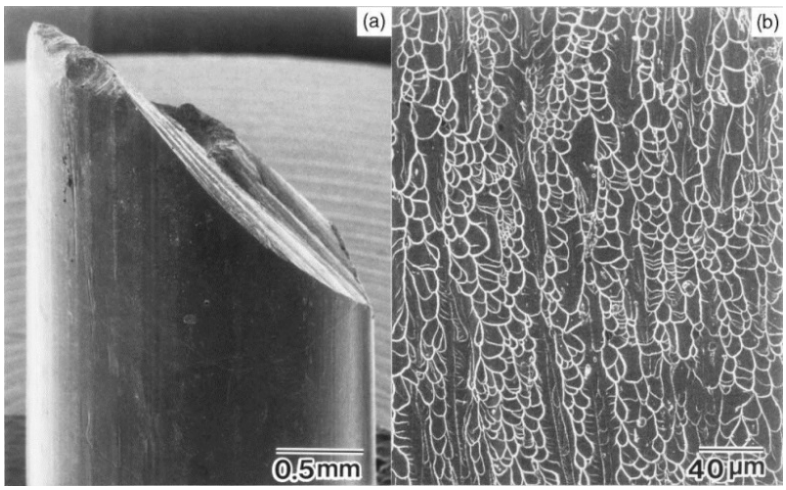


図 3.5.3-4　圧縮で破断した $Cu_{60}Zr_{30}Ti_{10}$ 鋳造ガラス棒材の SEM 写真

Cu 基バルク金属ガラスは、文字通り、Cu を主成分とする合金であることから、アルカリ溶液中での耐食性は非常に高いと報告されている(Qin et al., 2003a)。たとえば、$(Cu_{0.6}Zr_{0.3}Ti_{0.1})_{97}Nb_3$ バルク金属ガラスは、1 N HNO_3 溶液中で重量損失が認められなかったと報告している。浅見らの報告によれば、基本組成の $Cu_{60}Zr_{30}Ti_{10}$ 合金および $Cu_{60}HF_{25}Ti_{15}$ 合金のままでは Hf 系の方が高い耐食性を示し、腐食速度は Zr 系に比較して Hf 系は 298K 大気開放 1N HCl 溶液中では半分程度、3%NaCl 溶液中では約 1/3 である。これらの合金に Mo、Nb、Ta などを添加すると塩化物溶液中での耐食性は著しく向上する。Hf 系の場合、Nb を 4 at.%あるいは 8 at.%添加することで、NaCl あるいは 1N HCl 溶液中での腐食は観察されなくなったと報告している。さらに、浅見らは、この Cu 基バルク金属ガラスに対する Ni および Nb

の複合添加を調査した結果、ガラス形成能を劣化させることなく耐食性の向上が見られることを報告している。その中で、腐食試験を施した$(Cu_{0.6}Zr_{0.3}Ti_{0.1})Ni_5Nb_6$合金の XPS 調査を行い、表面皮膜中に Ti、Zr、Nb が濃縮して、Ni と Cu、特に、Ni 濃度が減少していることを報告している。一方、Cu 基バルク金属は、酸性溶液中、特に塩素イオン存在下では耐食性は低いことが報告されている(Qin et al., 2003a; Qin et al., 2003b)。

(3)Fe 基バルク金属ガラスの候補合金の選出

Fe 基バルク金属ガラスを人工バリア材として候補とするにあたり、Suryanarayana と井上による Fe 基金属ガラスの概説報告(Suryanarayana and Inoue, 2013)を参照した。表 3.5.3-2 に Fe 基バルク金属ガラスの合金、作製方法、最大試料厚さ(t_{max})、ガラス遷移温度(T_g)、結晶化温度(T_x)、液相温度(T_l)および過冷却液体域($\Delta T_x = T_x - T_g$)を示す。表 3.5.3-2 をみると Fe 基金属ガラスの構成元素としては、半金属元素から B が必須元素のひとつであることが分かる。実際、表 3.5.3-2 の中では、B を非含有とする Fe 基金属ガラスとしては、 No.180 の $Fe_{64}Cr_{10}Mo_5C_8P_{13}$ のみである。なお、表 3.5.3-2 のデータは、スプレッドシートの形式でデジタル化を行い、たとえば、Microsoft Excel などの表計算ソフトウェアおよび FileMaker Pro などのデータベースソフトウェアとしてまとめ上げ、その後の計算機科学計算へ用いることを指向して、データベース化を行った。このデータベース化は、知識の構造化の一環として行われた。Yuan らの報告にある 278 種類の BMG の特性金属ガラスの合金、作製方法、最大試料厚さ(t_{max})、ガラス遷移温度(T_g)、結晶化温度(T_x)、液相温度(T_l)および過冷却液体域($\Delta T_x = T_x - T_g$)についても、同様の方法によりデータベース化を行った。

表 3.5.3-2　Fe 基金属ガラスの合金、作製方法、最大試料厚さ(t_{max})、ガラス遷移温度(T_g)、結晶化温度(T_x)、液相温度(T_l)および過冷却液体域($\Delta T_x = T_x - T_g$)

(t_{max}が概ね 2、3mm 以上の金属ガラスがバルク金属ガラスと認されている)

番号	合金	作製方法	t_{max}/mm	T_g/K	T_x/K	T_l/K	ΔT_x/K
1	$Fe_{61}Co_7Zr_8Mo_7B_{15}Y_2$	DC	5	904.6	961.4	1490.2	56.8
2	$Fe_{61}Co_6Zr_8Al_1Mo_7B_{15}Y_2$	DC	5	899.5	955.6	1495.7	56.1
3	$Fe_{61}Co_5Zr_8Cr_2Mo_7B_{15}Y_2$	DC	5	901.1	958.9	1490.1	57.8
4	$Fe_{60}Co_8Zr_{10}Mo_5W_2B_{15}$	CMC	1.5	891	950		59
5	$Fe_{61}Co_7Zr_{10}Mo_5W_2B_{15}$	SC		897	964	1460	67
6	$Fe_{59}Co_9Zr_{10}Mo_5W_2B_{15}$	SC		867	919	1439	52
7	$Fe_{57}Co_{11}Zr_{10}Mo_5W_2B_{15}$	SC		881	949	1430	68

8	$Fe_{66}Co_4Hf_5Mo_7B_{15}Y_3$	SC		877	937	1482	60
9	$Fe_{62}Co_8Hf_5Mo_7B_{15}Y_3$	SC		889	939	1481	50
10	$Fe_{60}Co_{10}Hf_5Mo_7B_{15}Y_3$	SC		879	943	1480	64
11	$Fe_{58}Co_{12}Hf_5Mo_7B_{15}Y_3$	SC		874	935	1460	61
12	$Fe_{61}Co_7Zr_{9.5}Mo_5W_2B_{15.5}$	CMC	1.5	898	943		45
13	$Fe_{84}Si_4B_{12}$	MS		647	728		81
14	$Fe_{83.3}Si_4B_{12}Cu_{0.7}$	MS		595	698		103
15	$Fe_{83.3}Si_4B_8P_4Cu_{0.7}$	MS		515	669		154
16	$Fe_{83.3}Si_4B_8P_4Cu_{0.7}$	MS		548	684		136
17	$Fe_{80}P_{12}B_4Si_4$	CMC		753	789		36
18	$Fe_{79}P_{10}C_4B_4Si_3$	CMC	1	740	774		34
19	$Fe_{76}Si_9B_{10}P_5$	CMC	2.5	780	832		52
20	$Fe_{80}P_{12}C_4B_4$						
21	$Fe_{79}Ga_1P_{12}C_4B_4$						25
22	$Fe_{76}Ga_4P_{12}C_4B_4$						
23	$Fe_{75}Ga_5P_{12}C_4B_4$	CMC	1	731	768		37
24	$Fe_{78}Ga_2P_{12}C_4B_4$	CMC					25
25	$Fe_{78}Ga_2P_{10.5}C_4B_4Si_{1.5}$	CMC					
26	$Fe_{78}Ga_2P_{10}C_4B_4Si_2$	CMC					41
27	$Fe_{78}Ga_2P_{9.5}C_4B_4Si_{2.5}$	CMC	2	735	775		40
28	$Fe_{78}Ga_2P_9C_4B_4Si_3$	CMC					
29	$Fe_{78}Ga_2P_{8.5}C_4B_4Si_{3.5}$	CMC					
30	$Fe_{77}Ga_3P_{12}C_4B_4$	CMC					
31	$Fe_{77}Ga_3P_{10.5}C_4B_4Si_{1.5}$	CMC					
32	$Fe_{77}Ga_3P_{10}C_4B_4Si_2$	CMC					
33	$Fe_{77}Ga_3P_{9.5}C_4B_4Si_{2.5}$	CMC	2.5	750	798		48
34	$Fe_{77}Ga_3P_9C_4B_4Si_3$	CMC					
35	$Fe_{77}Ga_3P_{8.5}C_4B_4Si_{3.5}$	CMC					
36	$Fe_{76}Al_4P_{12}B_4Si_4$	CMC		738	780		42
37	$Fe_{74}Al_4Ga_2P_{12}B_4Si_4$	CMC		737	786		49
38	$Fe_{76}Mo_2Ga_2P_{10}C_4B_4Si_2$	CMC	4	738	788	1277	50
39	$Fe_{76}Mo_2Ga_2P_{10}C_4B_4Si_2$	IM	2	738	788	1277	50
40	$Fe_{74}Cr_2Mo_2Ga_2P_{10}C_4B_4Si_2$	IM	2.5				
41	$Fe_{72}Cr_4Mo_2Ga_2P_{10}C_4B_4Si_2$	IM	2.5				
42	$Fe_{70}Cr_6Mo_2Ga_2P_{10}C_4B_4Si_2$	IM	3	750	805	1255	
43	$Fe_{70}Co_5Ga_5P_{12}C_4B_4$	CMC					
44	$Fe_{67.5}Co_{7.5}Ga_5P_{12}C_4B_4$	CMC					

45	$Fe_{65}Co_{10}Ga_5P_{12}C_4B_4$	CMC	2	727	775		48
46	$Fe_{65}Co_{10}Ga_5P_{12}C_4B_4$	ASPS		723	773		50
47	$Fe_{62.5}Co_{12.5}Ga_5P_{12}C_4B_4$	CMC					48
48	$Fe_{60}Co_5Ga_{15}P_{12}C_4B_4$	CMC					48
49	$Fe_{57.5}Co_{17.5}Ga_5P_{12}C_4B_4$	CMC					
50	$Fe_{55}Co_{20}Ga_5P_{12}C_4B_4$	CMC					
51	$Fe_{74}Al_4Ga_2P_{11}C_5B_4$	IC		733	782		49
52	$Fe_{73}Al_5Ga_2P_{11}C_5B_4$	IC	1	732	785		53
53	$Fe_{72}Al_5Ga_2P_{11}C_6B_4$	MS		732	793		61
54	$Fe_{72}Al_5Ga_2P_{11}C_6B_4$	MS		743	798		55
55	$Fe_{78}Ga_2P_{10}C_4B_4Si_2$	CMC					
56	$Fe_{77}Mo_1Ga_2P_{10}C_4B_4Si_2$	CMC					43
57	$Fe_{76}Mo_2Ga_2P_{10}C_4B_4Si_2$	CMC	2	736	788		52
58	$Fe_{74}Mo_4Ga_2P_{10}C_4B_4Si_2$	CMC	1.5	740	790		50
59	$Fe_{72}Mo_6Ga_2P_{10}C_4B_4Si_2$	CMC					
60	$Fe_{77}Ga_3P_{10}C_4B_4Si_2$	CMC					
61	$Fe_{76}Mo_1Ga_3P_{10}C_4B_4Si_2$	CMC					44
62	$Fe_{75}Mo_2Ga_3P_{10}C_4B_4Si_2$	CMC	2.5	738	798		60
63	$Fe_{73}Mo_4Ga_3P_{10}C_4B_4Si_2$	CMC	2	744	801		57
64	$Fe_{71}Mo_6Ga_3P_{10}C_4B_4Si_2$	CMC					
65	$Fe_{65}Co_{10}Ga_5P_{12}C_4B_4$			723			
66	$Fe_{74}Mo_6P_{10}C_{7.5}B_{2.5}$	CMC	3	711	749	1255	38
67	$Fe_{70.3}Ni_{3.7}Mo_6P_{10}C_{7.5}B_{2.5}$	CMC	5	713	747		34
68	$Fe_{69}Ni_5Mo_6P_{10}C_{7.5}B_{2.5}$	CMC	5				
69	$Fe_{66.6}Ni_{7.4}Mo_6P_{10}C_{7.5}B_{2.5}$	CMC	4				
70	$Fe_{62.9}Ni_{11.1}Mo_6P_{10}C_{7.5}B_{2.5}$	CMC	3	698	739	1335	41
71	$Fe_{72}Al_5Ga_2P_{10}C_6B_4Si_1$	IC	2	732	785		53
72	$Fe_{72}Al_5Ga_2P_{10}C_6B_4Si_1$	RQ		726	784		58
73	$Fe_{70}Al_5Ga_2P_{9.65}C_{5.75}B_{4.6}Si_3$	CMC*		748	807		59
74	$Fe_{70}Al_5Ga_2P_{9.65}C_{5.75}B_{4.6}Si_3$	MS		743	806		63
75	$Fe_{70}Al_5Ga_2P_{9.65}C_{5.75}B_{4.6}Si_3$	CMC		743	806		63
76	$Fe_{67}Co_7Zr_6B_{20}$	CMC	1			1395	45
77	$Fe_{64}Co_7Zr_6Nd_3B_{20}$	CMC	1			1331	67
78	$Fe_{67}Co_{9.5}Nd_3Dy_{0.5}B_{20}$	MS		800	850		50
79	$Fe_{67}Co_{9.5}Nd_3Dy_{0.5}B_{20}$	IC		801	846		45
80	$Fe_{57}Co_{9.5}Nd_3Dy_{0.5}B_{30}$	IC		888	933		45
81	$Fe_{63}Co_7Zr_{10}B_{20}$	MS		883.	952.8		

				2			
82	$Fe_{63}Co_7Nb_2Zr_8B_{20}$	MS					
83	$Fe_{63}Co_7Nb_4Zr_6B_{20}$	MS					78.7
84	$Fe_{63}Co_7Nb_6Zr_4B_{20}$	MS					
85	$Fe_{64}Co_7Zr_6B_{20}Nd_3$	CMC				1395	67
86	$Fe_{56}Co_7Ni_7Zr_{10}B_{20}$	MS		814	887		73
87	$Fe_{56}Co_7Ni_7Zr_8Nb_2B_{20}$	MS		828	912		84
88	$Fe_{56}Co_7Ni_7Zr_6Nb_4B_{20}$	MS		828	912		84
89	$Fe_{56}Co_7Ni_7Zr_{7.5}Nb_{2.5}B_{20}$	SC	3	773	853		
90	$Fe_{56}Co_7Ni_7Zr_6Nb_{2.5}Ta_{1.5}B_{20}$	SC	3	768	853		
91	$Fe_{56}Co_7Ni_7Zr_6Nb_{2.5}Ti_{1.5}B_{20}$	SC	3	733	823		
92	$Fe_{56}Co_7Ni_7Zr_6Nb_{2.5}Mo_{1.5}B_{20}$	SC	3	743	833		
93	$Fe_{61}Co_{13.5}Zr_1Pr_{4.5}B_{20}$	SCCM	<1	866	903		37
94	$Fe_{61}Co_{13.5}Zr_1Pr_{3.5}Dy_1B_{20}$	SCCM		868	900		32
95	$Fe_{67}Co_{9.5}Nd_3Dy_{0.5}B_{20}$	CMC		828	853		25
96	$Fe_{61}Co_{10}Zr_5W_4B_{20}$		1	843	903		60
97	$Fe_{72}Si_4B_{20}Nb_4$	CMC	2	810	860		50
98	$Fe_{72}Si_4B_{20}Nb_4$	CMC	2	829	876		47
99	$Fe_{70}Si_4B_{20}Nb_6$	CMC	2				
100	$Fe_{72}Si_{9.6}Nb_4B_{14.4}$	MS		785	835		50
101	$Fe_{30}Co_{30}Ni_{15}Si_8B_{17}$		1.2	780	834		54
102	$(Fe_{0.5}Co_{0.5})_{72}B_{20}Si_4Nb_4$	CMC	4	815	859		44
103	$Fe_{72}B_{22}Y_6$	ICM	2	898.4	948.6	1412.6	50.2
104	$Fe_{72}B_{22}Y_4Ti_2$	ICM	3	841.5	914.3	1419.7	72.7
105	$Fe_{72}B_{22}Y_4Ta_2$	ICM	4	847.6	931.8	1421.1	84.2
106	$Fe_{72}B_{22}Y_4Nb_2$	ICM	4	837.8	921.3	1410.7	83.5
107	$Fe_{72}B_{22}Y_4Hf_2$	ICM	3	868.2	938.6	1411.9	70.4
108	$(Fe_{0.72}B_{0.22}Y_{0.06})_{98}Ti_2$	ICM	2	914.5	973.7	1416	59.2
109	$(Fe_{0.72}B_{0.22}Y_{0.06})_{98}Ta_2$	ICM	4	917.3	978.8	1415.4	61.5
110	$(Fe_{0.72}B_{0.22}Y_{0.06})_{98}Nb_2$	ICM	4	918	980	1411.5	62

111	$Fe_{68}Zr_{10}B_{22}$	MS		843	913	1533	70
112	$(Fe_{0.75}Mn_{0.25})_{70}Zr_9B_{21}$	MS		833	903	1436	70
113	$(Fe_{0.70}Mn_{0.25}Cr_{0.05})_{68}Zr_7Nb_3B_{22}$	MS		886	964	1443	78
114	$(Fe_{0.69}Mn_{0.26}Cr_{0.05})_{68}Zr_{10}B_{19}C_3$	MS		853	923	1423	70
115	$(Fe_{0.69}Mn_{0.26}Cr_{0.05})_{70}Zr_4Nb_4B_{22}$	MS		868	946	1400	78
116	$(Fe_{0.69}Mn_{0.26}Cr_{0.05})_{68}Zr_6Nb_2B_{24}$	MS		864	942	1413	78
117	$(Fe_{0.69}Mn_{0.26}Cr_{0.05})_{68}Zr_4Nb_4B_{24}$	MS		886	971	1413	85
118	$(Fe_{0.70}Mn_{0.30})_{65}Zr_4Nb_4Mo_3B_{24}$	MS		878	965	1393	87
119	$Fe_{72}(Nb_{0.6}Zr_{0.4})_6B_{22}$	CMC	1.5	816	857	1453	41
120	$Fe_{71}Nb_6B_{23}$	CMC	1.5	831	870	1509	39
121	$Fe_{71}(Nb_{0.8}Zr_{0.2})_6B_{23}$	CMC	2	825	877	1507	52
122	$Fe_{71}B_{23}Nb_6$	CMC	1				
123	$Fe_{76}Si_{9.6}B_{8.4}P_6$	CMC	2.5	783	831	1340	48
124	$(Fe_{0.76}Si_{0.096}B_{0.084}P_{0.06})_{99.9}Cu_{0.1}$	CMC	2.5	785	831	1346	46
125	$Fe_{65}Mo_{14}C_{15}B_6$	SCCM	1.5	789	843	1418	54
126	$Fe_{64.75}Mo_{14}C_{15}B_6Er_{0.25}$	SCCM	2	793	845	1423	52
127	$Fe_{64.5}Mo_{14}C_{15}B_6Er_{0.5}$	SCCM	2.5	789	846	1423	57
128	$Fe_{64}Mo_{14}C_{15}B_6Er_1$	SCCM	3.5	783	832	1413	49
129	$Fe_{63.5}Mo_{14}C_{15}B_6Er_{1.5}$	SCCM	3	779	821	1413	42
130	$Fe_{63}Mo_{14}C_{15}B_6Er_2$	SCCM	3	777	819	1423	42
131	$Fe_{64.5}Mo_{14}C_{15}B_6Dy_{0.5}$	SCCM	2	792	851	1418	59
132	$Fe_{64}Mo_{14}C_{15}B_6Dy_1$	SCCM	3	785	835	1408	50
133	$Fe_{63}Mo_{14}C_{15}B_6Dy_2$	SCCM	3	777	817	1418	40
134	$(Fe_{0.9}Co_{0.1})_{58.5}Cr_6Mo_{14}C_{15}B_6Er_{0.5}$	SCCM	4	813	871	1424	58
135	$(Fe_{0.9}Co_{0.1})_{58.5}Cr_6Mo_{14}C_{18}B_3Er_{0.5}$	SCCM	3	805	849	1417	44
136	$(Fe_{0.9}Co_{0.1})_{58.5}Cr_6Mo_{14}C_{19}B_2Er_{0.5}$	SCCM	2	802	846	1419	44
137	$Fe_{50}Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6$	CMC	<2				
138	$Fe_{50}Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6$	ICM	1.5	843		1483	
139	$Fe_{49}Cr_{15}Mo_{14}C_{13}B_8Er_1$	SCCM	4	861	914	1468	53
140	$Fe_{49}Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6Er_1$	SCCM	6	857	901	1463	44
141	$Fe_{49}Cr_{15}Mo_{14}C_{17}B_4Er_1$	SCCM	4	849	891	1463	42
142	$Fe_{49}Cr_{15}Mo_{14}C_{18}B_3Er_1$	SCCM	4	848	887	1461	39
143	$Fe_{49}Cr_{15}Mo_{14}C_{19}B_2Er_1$	SCCM	3	841	883	1498	42
144	$Fe_{49}Cr_{15.3}Mo_{15}C_{15}Y_2B_{3.4}N_{0.3}$	CMC	1.2				
145	$Fe_{48}Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6Tm_2$	CMC	10	862	914		52
146	$(Fe_{0.8}Co_{0.2})_{48}Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6Tm_2$	CMC	16				
147	$(Fe_{0.6}Co_{0.4})_{48}Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6Tm_2$	CMC	16				

148	$Fe_{78}Mo_1P_{10}C_4B_4Si_3$	CMC	1.5	742	780	1270	38
149	$Fe_{77}Mo_2P_{10}C_4B_4Si_3$	CMC	2.5	742	783		41
150	$Fe_{76}Mo_3P_{10}C_4B_4Si_3$	CMC	3.5	750	793		43
151	$Fe_{76}Mo_2Ga_2P_{10}C_4B_4Si_2$		2	736	788		52
152	$Fe_{75}Mo_4P_{10}C_4B_4Si_3$	CMC	4	752	799	1226	47
153	$Fe_{74}Mo_5P_{10}C_4B_4Si_3$	CMC	3	758	799	1265	41
154	$Fe_{73}Mo_6P_{10}C_4B_4Si_3$	CMC					
155	$Fe_{62.8}Co_{10}B_{13.5}Si_{10}Nb_3Cu_{0.7}$	CMC	1.5	815	845		30
156	$Fe_{52}Cr_{15}Mo_9C_{15}B_6Er_3$	ICM	6	808		1453	
157	$Fe_{48}Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6Er_2$	ICM	12	843		1443	
158	$Fe_{48}Cr_{19}Mo_{10}C_{15}B_6Er_2$	ICM	5	853		1483	
159	$Fe_{48}Cr_{10}Mo_{19}C_{15}B_6Er_2$	ICM	4	858		1523	
160	$Fe_{48}Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6Dy_2$	ICM	9	843		1453	
161	$Fe_{50}Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6$	SC	1				
162	$Fe_{49.5}Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6Y_{0.5}$	SC	2				
163	$Fe_{49}Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6Y_{1.0}$	SC	2				
164	$Fe_{48.5}Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6Y_{1.5}$	SC	2				
165	$Fe_{48}Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6Y_2$	SC	2				
166	$Fe_{48}Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6Y_2$	ICCM	3	839	886	1464	
167	$Fe_{48}Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6Y_2$	ICCM	9	848		1453	
168	$Fe_{45}Co_3Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6Y_2$	ICCM	3	834	880	1446	46
169	$Fe_{43}Co_5Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6Y_2$	ICCM	3	835	872	1442	37
170	$Fe_{41}Co_7Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6Y_2$	ICCM	3	838	875	1436	37
171	$Fe_{39}Co_9Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6Y_2$	ICCM	3	838	888	1466	50
172	$Fe_{41}Co_7Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6Y_2$	ICCM	16	838	876	1437	38
173	$Fe_{61}Cr_4Mo_{14}C_{15}B_6$	SCCM	2	800	853	1433	53
174	$Fe_{59}Cr_6Mo_{14}C_{15}B_6$	SCCM	1.5	806	858	1436	52
175	$Fe_{50}Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6$	SCCM	1.5	829	874	1483	45
176	$Fe_{60.5}Cr_4Mo_{14}C_{15}B_6Er_{0.5}$	SCCM	3	803	859	1441	56
177	$Fe_{63}Mo_{14}C_{15}B_6Er_2$	SCCM	3	777	819	1423	42
178	$Fe_{55}Cr_8Mo_{14}C_{15}B_6Er_2$	SCCM	>4				
179	$Fe_{48}Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6Er_2$	SCCM	12	843	893	1443	50
180	$Fe_{64}Cr_{10}Mo_5C_8P_{13}$	MS		783	821		38
181	$(Fe_{0.9}Co_{0.1})_{64.875}Mo_{14}C_{15}B_6Er_{0.125}$	SCCM	2	781	842	1403	61
182	$(Fe_{0.9}Co_{0.1})_{64.75}Mo_{14}C_{15}B_6Er_{0.25}$	SCCM	3	782	843	1399	61
183	$(Fe_{0.9}Co_{0.1})_{64.5}Mo_{14}C_{15}B_6Er_{0.5}$	SCCM	4	790	845	1403	55
184	$(Fe_{0.9}Co_{0.1})_{64.25}Mo_{14}C_{15}B_6Er_{0.75}$	SCCM	4	781	838	1394	57

185	$(Fe_{0.9}Co_{0.1})_{64}Mo_{14}C_{15}B_6Er_1$	SCCM	3.5	776	830	1398	54
186	$(Fe_{0.9}Co_{0.1})_{63}Mo_{14}C_{15}B_6Er_2$	SCCM	1.5	767	809	1415	42
187	$(Fe_{0.8}Co_{0.2})_{65}Mo_{14}C_{15}B_6$	SCCM	2	775	838	1392	63
188	$(Fe_{0.8}Co_{0.2})_{64.75}Mo_{14}C_{15}B_6Er_{0.25}$	SCCM	3	779	844	1395	65
189	$(Fe_{0.8}Co_{0.2})_{64.5}Mo_{14}C_{15}B_6Er_{0.5}$	SCCM	4	779	846	1393	67
190	$(Fe_{0.8}Co_{0.2})_{64}Mo_{14}C_{15}B_6Er_1$	SCCM	3.5	772	828	1392	46
191	$(Fe_{0.7}Co_{0.3})_{65}Mo_{14}C_{15}B_6$	SCCM	1.5	776	838	1374	62
192	$(Fe_{0.7}Co_{0.3})_{64.75}Mo_{14}C_{15}B_6Er_{0.25}$	SCCM	2.5	777	842	1380	65
193	$(Fe_{0.7}Co_{0.3})_{64.5}Mo_{14}C_{15}B_6Er_{0.5}$	SCCM	3	778	844	1383	66
194	$(Fe_{0.7}Co_{0.3})_{64}Mo_{14}C_{15}B_6Er_1$	SCCM	3	770	826	1385	56
195	$Fe_{71}Cr_4Mo_4P_{11}B_5C_5$	WQ		718	753		35
196	$Fe_{67}Cr_4Mo_4Ga_4P_{11}B_5C_5$	WQ		730	785		56
197	$Fe_{62}Co_5Cr_4Mo_4Ga_4P_{11}B_5C_5$	WQ		731	786		55
198	$Fe_{65}Sb_2Cr_4Mo_4Ga_4P_{11}B_5C_5$	WQ		719	776		56
199	$(Fe_{66}Cr_4Mo_4Ga_4P_{12}C_5)_{94.5/95}B_{5.5}$	WQ		723	785		61
200	$Fe_{64}Mo_{14}C_{15}B_7$	IIaCM	2.5	793	843	1343	50
201	$Fe_{54}Mn_{10}Mo_{14}C_{15}B_7$	IIaCM	3				
202	$Fe_{50}Mn_{10}Mo_{14}Cr_4C_{15}B_7$	IIaCM	3				
203	$Fe_{50}Mn_{10}Mo_{14}Cr_4C_{16}B_6$	IIaCM	4				
204	$Fe_{49}Mn_{10}Mo_{14}Cr_4W_1C_{16}B_6$	IIaCM	4				
205	$Fe_{51}Mn_{10}Mo_{14}Cr_4C_{15}B_6$	IIaCM	4				
206	$Fe_{48}Mn_{10}Mo_{16}Cr_4C_{15}B_7$	IIaCM	3				
207	$Fe_{49}Mn_{10}Mo_{14}Cr_4W_1C_{15}B_7$	IIaCM	3				
208	$Fe_{48}Mn_{10}Mo_{13}Cr_4W_3C_{15}B_7$	IIaCM	2				
209	$Fe_{49}Mn_{10}Mo_{13}Cr_3W_3C_{15}B_7$	IIaCM	2				
210	$Fe_{46}Mn_{10}Mo_{16}Cr_4Ga_2C_{15}B_7$	IIaCM	2				
211	$Fe_{49}Mn_{10}Mo_{14}Cr_4V_1C_{15}B_7$	IIaCM	3				
212	$Fe_{49}Mn_{10}Mo_{13}Cr_3W_3C_{15}B_7$	CMC	10	862	914		52
213	$Fe_{48}Mn_{10}Mo_{16}Cr_4C_{15}B_7$	MS		754	797		43
214	$Fe_{45}Cr_{16}Mo_{16}C_{18}B_5$	MS		856	914		58
215	$Fe_{45}Cr_{16}Mo_{14}Nb_2C_{18}B_5$	MS		853	906		53
216	$Fe_{45}Cr_{16}Mo_{14}TA_2C_{18}B_5$	MS		852	903		51
217	$Fe_{46}Cr_{16}Mo_{16}C_{18}B_4$	CMC	1.2	862	915	1389	53
218	$Fe_{44}Cr_{16}Mo_{16}C_{18}B_6$	CMC	1.2	870	932	1414	62
219	$Fe_{42}Cr_{16}Mo_{16}C_{18}B_8$	CMC	1.2	887	947	1405	60
220	$Fe_{43}Cr_{16}Mo_{16}C_{15}B_{10}$	CMC	2.7				90
221	$Fe_{43}Cr_{16}Mo_{16}C_{17.5}B_{7.5}$	CMC	2.2				

222	$Fe_{43}Cr_{16}Mo_{16}C_{15}B_5P_5$	CMC	2.2				
223	$Fe_{43}Cr_{16}Mo_{16}C_{20}B_5$	CMC	1.6				
224	$Fe_{43}Cr_{16}Mo_{16}C_{10}B_{15}$	CMC	1.2				
225	$(Fe_{0.775}B_{0.125}Si_{0.10})_{98}Nb_2$	CMC	0.5	760			
226	$(Fe_{0.75}B_{0.2}Si_{0.05})_{99}Nb_1$	CMC	0.5	815	858		43
227	$(Fe_{0.75}B_{0.2}Si_{0.05})_{98}Nb_2$	CMC	1	812	870		58
228	$(Fe_{0.75}B_{0.2}Si_{0.05})_{96}Nb_4$	CMC	1.5	835	885		50
229	$(Fe_{0.75}Si_{0.1}B_{0.15})_{96}Nb_4$	CMC	1.5		885		
230	$Fe_{71}Mo_5P_{12}C_{10}B_2$	CMC	3	701	733	1257	32
231	$Fe_{69}Cr_2Mo_5P_{12}C_{10}B_2$	CMC	3	710	744	1266	34
232	$Fe_{69}Mo_7P_{12}C_{10}B_2$	CMC	2.5	716	753	1263	37
233	$Fe_{66}Mo_{10}P_{12}C_{10}B_2$	CMC	2.5	721	757	1267	36
234	$Fe_{64}Cr_3Mo_{10}P_{10}C_{10}B_3$	CMC	2.5	729	775	1288	46
235	$Fe_{63}Cr_3Mo_{10}P_{12}C_{10}B_2$	CMC	2.5	735	778	1277	43
236	$Fe_{63}Cr_3Mo_{12}P_{10}C_7B_5$	CMC	2.5	747	791	1299	44
237	$Fe_{65}Cr_2Mo_9P_{10}C_8B_6$	CMC	2.5	756	820	1288	64
238	$Fe_{71.2}B_{24}Y_{4.8}$	CMC	<1	856	917	1405	61
239	$(Fe_{0.712}B_{0.24}Y_{0.048})_{98}Nb_2$	CMC	2	858	922	1397	64
240	$(Fe_{0.712}B_{0.24}Y_{0.048})_{96}Nb_4$	CMC	7	864	957	1393	93
241	$(Fe_{0.712}B_{0.24}Y_{0.048})_{94}Nb_6$	CMC	3	864	947	1393	83
242	$(Fe_{0.712}B_{0.24}Y_{0.048})_{92}Nb_8$	CMC	1	914	946	1393	32
243	$(Fe_{0.75}B_{0.2}Si_{0.05})_{96}Nb_4$	CMC	1.5	835	880	1475	45
244	$[(Fe_{0.9}Co_{0.1})_{0.75}B_{0.2}Si_{0.05}]_{96}Nb_4$	CMC	2	832	877	1460	45
245	$[(Fe_{0.8}Co_{0.2})_{0.75}B_{0.2}Si_{0.05}]_{96}Nb_4$	CMC	2.5	830	880	1431	50
246	$[(Fe_{0.7}Co_{0.3})_{0.75}B_{0.2}Si_{0.05}]_{96}Nb_4$	CMC	3.5	828	878	1413	50
247	$[(Fe_{0.6}Co_{0.4})_{0.75}B_{0.2}Si_{0.05}]_{96}Nb_4$	CMC	4	825	875	1407	50
248	$[(Fe_{0.5}Co_{0.5})_{0.75}B_{0.2}Si_{0.05}]_{96}Nb_4$	CMC	5	820	870	1397	50
249	$[(Fe_{0.9}Ni_{0.1})_{0.75}B_{0.2}Si_{0.05}]_{96}Nb_4$	MS		855	900	1335	45
250	$[(Fe_{0.6}Ni_{0.4})_{0.75}B_{0.2}Si_{0.05}]_{96}Nb_4$	MS				1464	55
251	$[(Fe_{0.5}Ni_{0.5})_{0.75}B_{0.2}Si_{0.05}]_{96}Nb_4$	MS		758	810	1323	50
252	$(Fe_{0.75}B_{0.2}Si_{0.05})_{96}Nb_4$	CMC	2	855	903		48
253	$[(Fe_{0.8}Ni_{0.2})_{0.75}B_{0.2}Si_{0.05}]_{96}Nb_4$	CMC	2	816	867		51
254	$[(Fe_{0.6}Ni_{0.4})_{0.75}B_{0.2}Si_{0.05}]_{96}Nb_4$	CMC	2	769	825		56
255	$[(Fe_{0.8}Co_{0.1}Ni_{0.1})_{0.75}B_{0.2}Si_{0.05}]_{96}Nb_4$	CMC	2.5	835	890		55
256	$[(Fe_{0.8}Co_{0.1}Ni_{0.1})_{0.75}B_{0.2}Si_{0.05}]_{96}Nb_4$	CMC	2.5	818	873		55
257	$[(Fe_{0.6}Co_{0.1}Ni_{0.3})_{0.75}B_{0.2}Si_{0.05}]_{96}Nb_4$	CMC	3	792	852		60
258	$[(Fe_{0.6}Co_{0.2}Ni_{0.2})_{0.75}B_{0.2}Si_{0.05}]_{96}Nb_4$	CMC	4	800	865		65

259	$[(Fe_{0.6}Co_{0.3}Ni_{0.1})_{0.75}B_{0.2}Si_{0.05}]_{96}Nb_4$	CMC	4	813	878		65
260	$[(Fe_{0.6}Co_{0.4})_{0.75}B_{0.2}Si_{0.05}]_{96}Nb_4$	CMC		826	870	1452	44
261	$([(Fe_{0.6}Co_{0.4})_{0.75}B_{0.2}Si_{0.05}]_{0.96}Nb_{0.04})_{99}Cr_1$	CMC	4	827	871	1462	44
262	$([(Fe_{0.6}Co_{0.4})_{0.75}B_{0.2}Si_{0.05}]_{0.96}Nb_{0.04})_{98}Cr_2$	CMC	4	830	873	1469	43
263	$([(Fe_{0.6}Co_{0.4})_{0.75}B_{0.2}Si_{0.05}]_{0.96}Nb_{0.04})_{97}Cr_3$	CMC	3.5	831	874	1474	43
264	$([(Fe_{0.6}Co_{0.4})_{0.75}B_{0.2}Si_{0.05}]_{0.96}Nb_{0.04})_{96}Cr_4$	CMC	3	833	874	1481	41
265	$[(Fe_{0.5}Co_{0.5})_{0.75}B_{0.2}Si_{0.05}]_{96}Nb_4$	CMC	2				
266	$(Fe_{0.75}B_{0.15}Si_{0.10})_{99}Zr_1$	CMC	0.75	867	919	1469	52
267	$(Fe_{0.75}B_{0.15}Si_{0.10})_{99}Nb_1$	CMC	0.5	815	858	1455	43
268	$(Fe_{0.75}B_{0.15}Si_{0.10})_{98}Nb_2$	CMC	1	812	870	1424	58
269	$(Fe_{0.75}B_{0.15}Si_{0.10})_{96}Nb_4$	CMC	1.5	835	885	1374	50
270	$(Fe_{0.443}Cr_{0.05}Co_{0.05}Mo_{0.128}Mn_{0.112}C_{0.158}B_{0.059})_{98.5}Y_{1.5}$	DC	12	804		1411	
271	$(Fe_{0.443}Cr_{0.10}Mo_{0.128}Mn_{0.112}C_{0.158}B_{0.059})_{98.5}Y_{1.5}$	DC	12	835.5		1440	
272	$Fe_{43}Cr_{16}Mo_{16}C_{15}B_{10}$	MS		810	890		80
273	$Fe_{60}Mo_{15}C_{15}B_{10}$	CMC	1				70
274	$Fe_{60}Mo_{15}C_{15}B_{10}$	CMC	1				
275	$Fe_{52.5}Cr_{15}Mo_{7.5}C_{15}B_{10}$	CMC					
276	$Fe_{52.5}Cr_{7.5}Mo_{15}C_{15}B_{10}$	CMC	2				
277	$Fe_{52.5}Cr_{7.5}Mo_{15}C_{15}B_{10}$	CMC	2				80
278	$Fe_{45}Cr_{15}Mo_{15}C_{15}B_{10}$	CMC	2.5				90
279	$Fe_{45}Cr_{15}Mo_{15}C_{15}B_{10}$	CMC	2.5				80
280	$Fe_{45}Cr_{7.5}Mo_{22.5}C_{15}B_{10}$	CMC	1				
281	$Fe_{43}Cr_{16}Mo_{16}C_{15}B_{10}$	CMC					
282	$Fe_{37.5}Cr_{22.5}Mo_{15}C_{15}B_{10}$	CMC	1				70
283	$Fe_{37.5}Cr_{22.5}Mo_{15}C_{15}B_{10}$	CMC	1				
284	$Fe_{37.5}Cr_{15}Mo_{22.5}C_{15}B_{10}$	CMC	1				
285	$Fe_{30}Cr_{30}Mo_{15}C_{15}B_{10}$	CMC	1				
286	$Fe_{30}Cr_{30}Mo_{15}C_{15}B_{10}$	CMC	1				70
287	$Fe_{60}Mo_{15}C_{15}B_{10}$	CMC	1				70
288	$Fe_{52.5}Cr_{7.5}Mo_{15}C_{15}B_{10}$	CMC	2				
289	$Fe_{45}Cr_{15}Mo_{15}C_{15}B_{10}$	CMC	2.5				
290	$Fe_{37.5}Cr_{22.5}Mo_{15}C_{15}B_{10}$	CMC	1				
291	$Fe_{30}Cr_{30}Mo_{15}C_{15}B_{10}$	CMC	1				
292	$Fe_{71.2}C_{7.0}Si_{3.3}B_{5.5}P_{8.7}Cr_{2.3}Al_{2.0}$	SCCM	3	782	806	1234	24
293	$Fe_{68.7}C_{7.0}Si_{3.3}B_{5.5}P_{8.7}Cr_{2.3}Al_{2.0}Mo_{2.5}$	SCCM	5	794	823	1232	29

294	$Fe_{66.7}C_{7.0}Si_{3.3}B_{5.5}P_{8.7}Cr_{2.3}Al_{2.0}Mo_{4.5}$	SCCM	6	796	825	1227	29
295	$Fe_{64.7}C_{7.0}Si_{3.3}B_{5.5}P_{8.7}Cr_{2.3}Al_{2.0}Mo_{6.5}$	SCCM	4	803	832	1222	29

DC: Drop Casting, CMC: Cu-Mould Casting, CMC* Cu-Mould Casting with Ring-ShapeSC: Suction Casting, MS: Melt-Spinning, IM: Injecting Mold, ASPS: Atomization + SPS, IC: Injecting Casting, ICM: Injecting _into_ Cu Molud, SCCM: Suction Casting into_Cu Mould, RQ: Rapid Quenching, WQ: Water Quenching, IIaCM: Injecting into_a Cu Mold

1980 年代には、Fe 基合金で数多くのアモルファス合金の研究がなされたが、その研究は液体急冷法による薄帯試料によりなされた。このように試料厚さ約 20μm の薄帯試料の作製は可能であったが、Fe 基合金のバルク金属ガラス化は 1990 年代中盤まで困難を極めた。この障害を乗り越え、Fe 基バルク金属ガラスとして、その後の研究の端緒となったのが、1996 年に井上と Gook により報告された Fe-(Al,Ga)-P-C-B 系バルク金属ガラス(Inoue and Gook, 1995)、たとえば、$Fe_{74}Al_4Ga_2P_{12}B_4Si_4$ である。この Al と Ga を含有する Fe 基バルク金属ガラスは、その後、Al、Ga の代わりに遷移金属(TM)を含有する合金へと研究展開された。たとえば、井上らは 1997 年に Fe-TM-B 系の $Fe_{60}Co_8Zr_{10}Mo_5W_2B_{15}$ で直径 6mm のバルク金属ガラスが作製可能なことを報告している(Inoue et al., 1997)。その後、表 3.5.3-2 の No. 157 および 179 に示したように、2004 年の Ponnambalam と Poon の報告で、センチメートル級の $Fe_{48}Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6Er_2$ バルク金属ガラス(Ponnambalam et al., 2004)へと発展を遂げた。なお、この $Fe_{48}Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6Er_2$ バルク金属ガラスについては、合金成分から明らかなように、Fe の濃度が最も高いものの、Fe の濃度が 50 at.%を下回っており、厳密な意味での Fe 基合金とはみなされない。この状況は、後述するように、Cu 濃度が 50 at.%未満の Cu 基バルク金属ガラスでも、同様の事態が生じている。

2004 年に Ponnambalam と Poon が報告したセンチメートル級の $Fe_{48}Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6Er_2$ バルク金属ガラスの研究以降、Fe 基バルク金属ガラスは、(1)高 Fe 濃度に起因する強磁性に着目する Fe 基強磁性バルク金属ガラスと(2)ガラス形成能に着目する Fe 基バルク金属ガラスに研究が分岐することとなった。言うまでもなく、(1)の高 Fe 濃度に起因する強磁性に着目する Fe 基強磁性バルク金属ガラスは、1980 年代以降の、いわゆる、Fe 基アモルファス合金の研究を継承する流れである。一方、(2)のガラス形成能に着目する Fe 基バルク金属ガラスの研究の一環として、網谷らは、$(Fe_{0.8}Co_{0.2})_{48}Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6Tm_2$ および $(Fe_{0.6}Co_{0.4})_{48}Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6Tm_2$ の Fe 基バルク金属ガラスの最大直径が 16mm であることを図 3.5.3-5 のように報告している(Amiya and Inoue, 2006)。ここで、$(Fe_{0.8}Co_{0.2})_{48}Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6Tm_2$ および $(Fe_{0.6}Co_{0.4})_{48}Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6Tm_2$ のバルク金属ガラスは表 3.5.3-2 の No. 146 および 147 合金であり、表 3.5.3-2 の $Fe_{41}Co_7Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6Y_2$ (No. 172) とともに Fe 基バルク金属ガラスの最大直径を与える合金である。

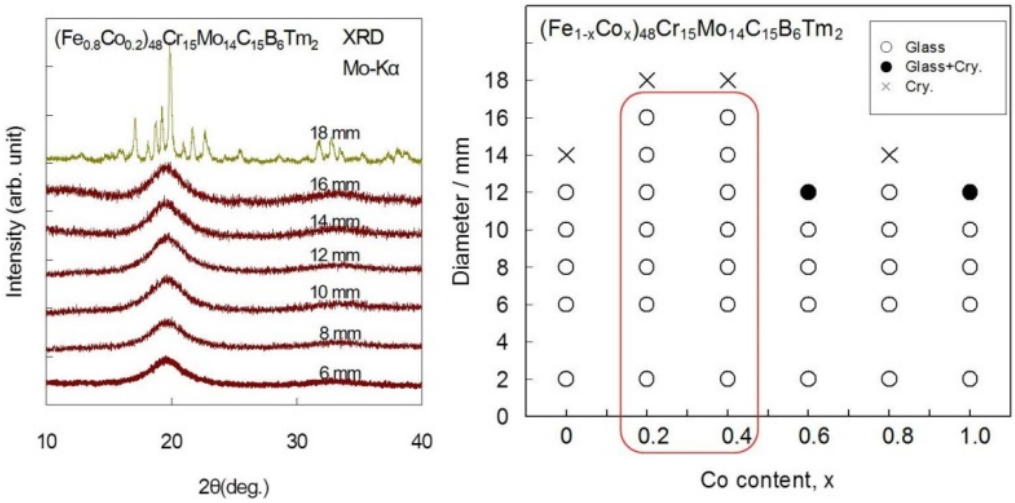


図 3.5.3-5　(a)$(Fe,Co)_{48}Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6Tm_2$合金の資料直径に対する XRD 図形および(b)バルク金属ガラス作製の合金組成依存性(Amiya and Inoue, 2006)

一部の Fe 基バルク金属ガラスについては、銅鋳型鋳造法で試料を作製する際に B_2O_3 のフラックス処理を施して、t_{max} の増加に務めた研究報告がある。B_2O_3 のフラックス処理は、世界最大寸法の、$Pd_{42.5}Cu_{30}Ni_{7.5}P_{20}$ バルク金属ガラスをはじめとして、Pd 基および Pt 基合金ではバルク金属ガラスの作製プロセスの一つに組み入れられている常套手段の一つであるが、Fe 基バルク金属ガラスの作製にも効果があることが示されている。この研究が行われた背景としては、Fe 基金属ガラスは優れた軟磁気特性と 4000 MPa の高い圧縮破壊強度を示し、機能部材にも構造部材にも魅力的な材料である。しかし、Fe 基バルク金属ガラスの生成臨界径(d_c)は、Pd 基や Zr 基のものと比べ、低いと言わざるを得ない。近年、cm 級の Fe 基バルク金属ガラス作製の報告がなされたが、それらは添加元素を過分に含むため非磁性ガラス合金であり、強磁性 Fe 基ガラス合金の d_c は 5mm である。そこで、尾藤らはフラックス法を用いて、より大きな強磁性バルク金属ガラスの開発を試みた。図 3.5.3-6 は作製された$[(Fe_{0.5}Co_{0.5})_{0.75}Si_{0.05}B_{0.2}]_{96}Nb_4$ バルクガラス合金の外観写真(Bitoh et al., 2006)である。

図 3.5.3-6　B_2O_3 フラックス処理で作製された$[(Fe_{0.5}Co_{0.5})_{0.75}Si_{0.05}B_{0.2}]_{96}Nb_4$ バルクガラス合金の外観写真(Bitoh et al., 2006)

B_2O_3フラックス処理した溶湯を水焼入れすることで、直径 7.7mm のバルク試料の作製に成功した。この寸法は銅鋳型鋳造法にて得られるものの 1.5 倍程度である。水焼入れでは銅鋳型鋳造法よりも冷却速度が低下することを考慮すると、フラックス処理により不均質核生成が抑制され、臨界冷却速度が大幅に低下したことによる成果と考えられる。さらに、同試料は 1.13T の飽和磁束密度を示すことから、強磁性バルク金属ガラスの大型化に成功したと報告している。

(4)Fe 基金属ガラスの機械的性質

バルク金属ガラスの機械的性質の特徴としては、同じ合金系の結晶合金と比較して、高強度であることを挙げることができる。図 3.5.3-7 に、様々なバルク金属ガラスの機械的特性として、ヤング率と破壊強度の関係を示す(Inoue and Takeuchi, 2011)。表 3.5.2-5 で示したバルク金属ガラスの 7 つの分類として、Zr 基、La 基、Fe 基、Mg 基、Pd 基のバルク金属ガラスが示されているが、そのなかで Fe 基バルク金属ガラスの機械的性質は、特に高強度であり、結晶合金では到達不可能な 3000 MPa 超の破壊強度が得られることが知られており、この高強度特性は Fe 基金属ガラスを人工バリア材として使用する場合に、高強度の特性を生かした用途としての適用が期待できる可能性もある。

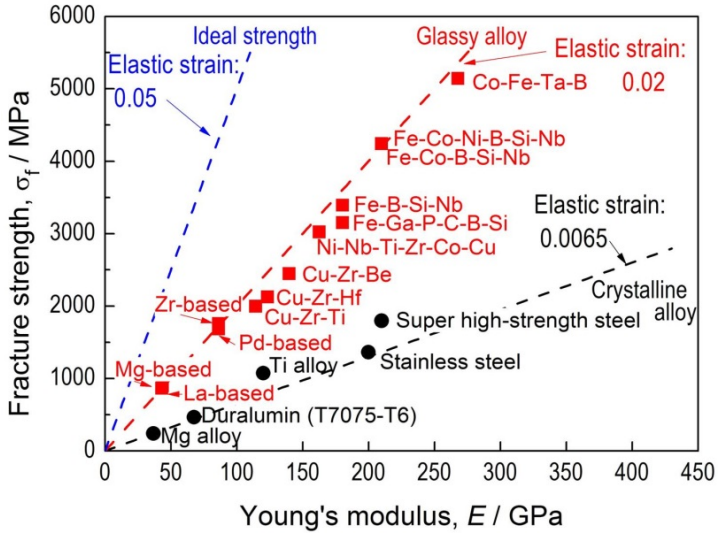


図 3.5.3-7　各種金属ガラス、結晶合金のヤング率と破壊強度の関係

(Inoue and Takeuchi, 2011)

上述の表 3.5.3-2 から Fe 基金属ガラスの構成元素としては、半金属元素から B が必須であることが示された。Fe-B 二元系アモルファス合金については、Nakajima らによる詳細な研究報告がある(Nakajima et al., 1988)。そこで、まず、Fe-B 二元系金属ガラスについて、基本的な熱力学的解析を行った。図 3.5.3-8 は、統合型熱力学ソフトウェアの Thermo-Calc を用いて計算した Fe-B 二元系の状態図であり、図中には赤色の点線で T_0 曲線を示している。ここで、T_0 曲線は図 3.5.3-8 に示す T = 664 K での自由エネルギー曲線で表されているように、等エネルギー(G)図である。点 A、E を含む赤色の太い実線は液相の自由エネルギーを表

しており、点 BDGJ を結ぶ液相の自由エネルギー曲線(G_L)と点 ABCFI を結ぶ bcc 相の自由エネルギー曲線(G_{bcc})との交点 B の合金組成を各温度について調べてプロットして描かれている。状態図上に描かれた T_0 曲線は、各温度でその溶質濃度よりも高溶質濃度側で $G_L < G_{bcc}$ が得られており、液相がエネルギー的に過飽和固溶体よりも安定であることを意味している。実際には、点 H で表される Fe_2B 相が点 D の G_L よりもエネルギー的に安定であるため、T = 664 K では線分 AH で表されるような平衡関係、すなわち、bcc+ Fe_2B 相が安定となる。本研究課題の金属ガラスを研究対象とする場合、図 3.5.3-8 の T_0 曲線と、図中には一点のみ示されているだけだが合金組成依存性がさほど高くない T_x 曲線との交差する合金組成で金属ガラスが生成すると理解することができる。$Fe_{85}B_{15}$ 合金では、T_x = 664 K であることが報告されており、得られた金属ガラスの結晶化が生じる際の各相の自由エネルギーの関係が図 3.5.3-9 に示されていることになる。

上記は Fe-B 二元系における熱力学的解析例であったが、実際には、多元系合金において同様の解析を行うことによって、ガラス形成能の評価を行うことは原理的に可能である。しかしながら、金属ガラス作製は時間変化が伴う動力学的プロセスであること、金属ガラスは液相の非平衡凍結状態であり厳密には液相の準安定状態では記述できないこと、などの要因により、この計算機科学的手法により、金属ガラスのガラス形成の予測を行うことは困難な状況下にある。

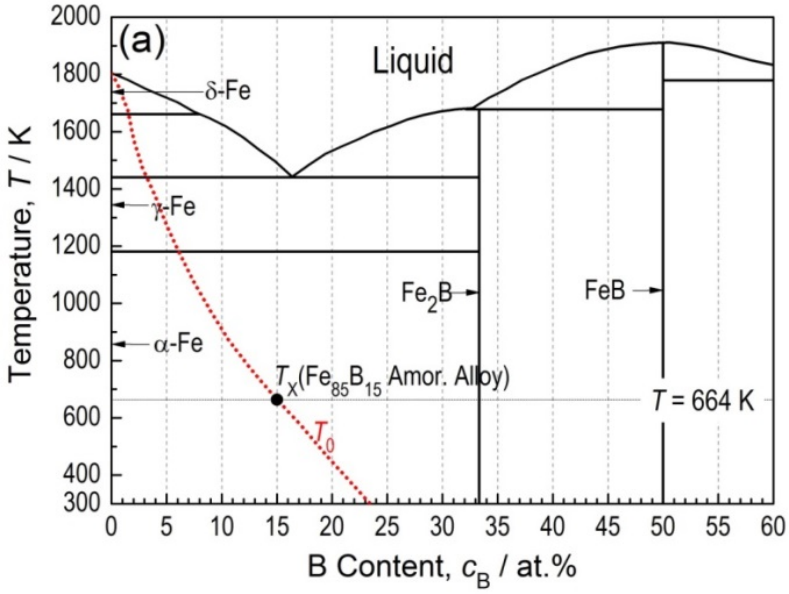


図 3.5.3-8　Fe-B 二元系合金の計算状態図および液相と bcc 相が同じエネルギー値となる T_0 曲線

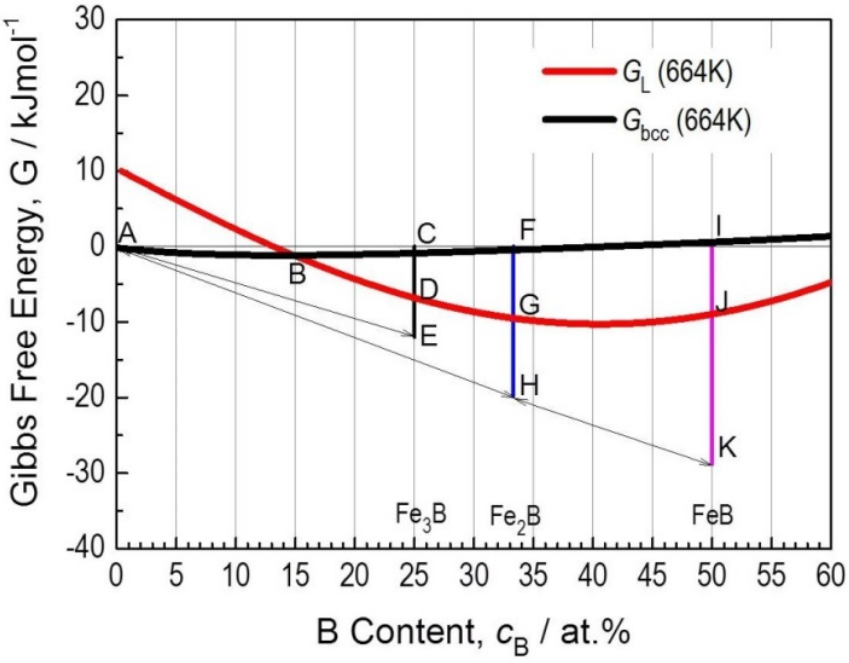


図 3.5.3-9 T = 664 K における液相、bcc-Fe 相、Fe_2B および Fe_3B 相の自由エネルギー曲線

ステンレスの構成元素として Cr や Mo が添加されていることから分かるように、Cr および Mo は Fe 基合金の耐食性を向上させるための必須元素である。Fe 基金属ガラスにおいても、同様な考え方に立って、Cr や Mo を含むバルク金属ガラスの開発が Pang らにより行われている(Pang et al., 2002)。合金組成は、$Fe_{43}Cr_{16}Mo_{16}C_{15}B_{10}$ および $Fe_{43}Cr_{16}Mo_{16}C_{10}B_5P_{10}$ が研究されている。なお、本研究では表のデータベース化を行ったが、たとえば、Cr と Mo を含み、かつ、$t_{max} \geq 5$ mm の合金系は、No. 3、140、156、158、160、167、293 および 294 の 8 つの合金であることが容易に調査できるような仕組みを構築した。

Fe 基合金は、各種バルク金属ガラスの中でも、比較的高融点であるため、作製することが難しい部類に入る。Fe 基金属ガラスの粉末については、後述する溶射皮膜の原料とも関連して、非常に重要な研究項目である。金属ガラス粉末は、工業的な観点からの応用製品への素材供給のニーズがあるため、企業もしくは産学連携により研究開発が進められている。Fe 基金属ガラス粉末については、たとえば、新東ブレーター㈱の奥村らは、ショットピーニングに関して、より高硬度の投射材(ショット)を探求した結果、新規にアモルファス合金投射材「アモビーズ」の開発に成功している(Inoue et al., 2010)。たとえば、奥村らは、図 3.5.3-10 に示すように、$Fe_{44}Co_{15}Ni_{14}Si_8B_{14}Mo_3$ 合金を水アトマイズ装置で金属ガラス球体として作製することに成功している。図 3.5.3-10 が示すガラス球体の寸法は、直径が約 200 μm 弱である。

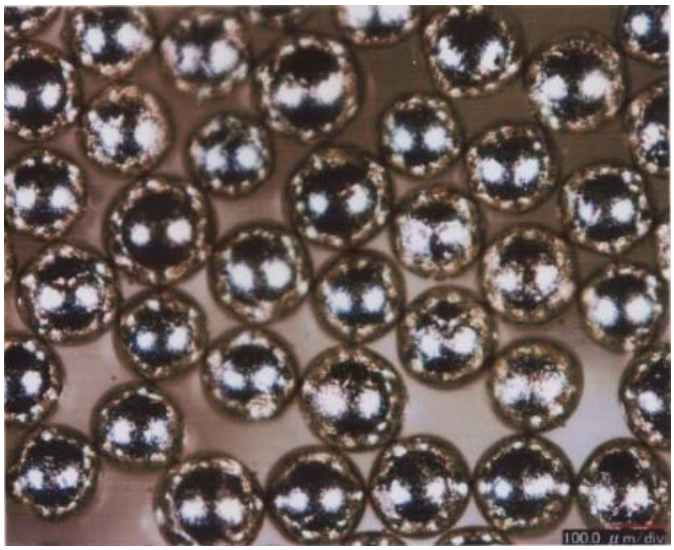


図 3.5.3-10　水アトマイズ装置で作製した$(Fe,Co,Ni)_{75}Si_8B_{14}Mo_3$金属ガラス粉末

(Inoue et al., 2010)

その他、直近では、エプソンアトミック㈱が SWAP(Spinning Water Atomization Process)と呼ばれる施回水流とガスアトマイズをミックスさせた方法により、Fe 基金属ガラス粉末の量産を可能にしている。SWAP 法については、以下の URL を参照されたい(平成 26 年 1 月 28 日現在)。

http://www.atmix.co.jp/powder_swappowder.html

一方、ガスアトマイズ系では、高速燃焼炎を用いたアトマイズ装置が東北大とハード工業㈱により開発され、たとえば、Fe-2.5Cr-6.7Si-2.5B-0.7C 合金粉末の作製に成功している事例が報告されている。高速燃焼炎アトマイズ装置については以下の URL を参照されたい(平成 26 年 1 月 28 日現在)。

http://www.t-technoarch.co.jp/content/licence_T12-119.html

なお、粉末の成形法としては、たとえばスパークプラズマ焼結(SPS: Spark Plasma Sintering)などの手法があり、たとえば、図 3.5.3-11 のような磁気コアの作製が報告されている(Shen et al., 2004)。

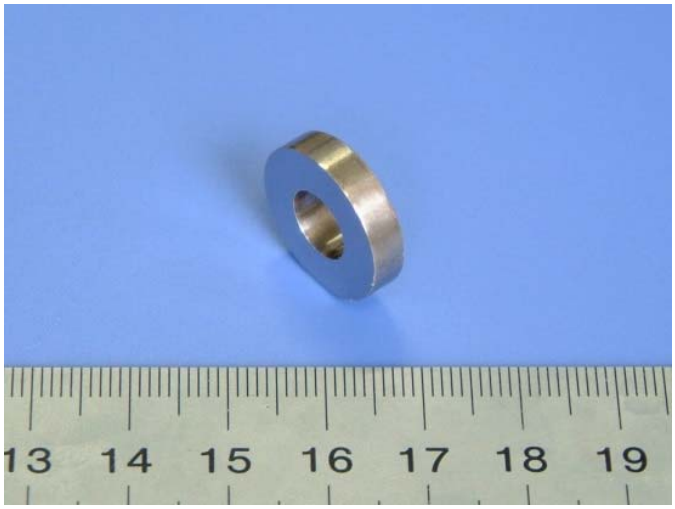


図 3.5.3-11　スパークプラズマ焼結によりバルク体とした後、放電加工機で成形された外径 20mm、内径 10mm、厚さ 4mm の $Fe_{65}Co_{10}Ga_5P_{12}C_4B_4$ 磁気コア（Shen et al., 2004）

Fe 基金属ガラスの $Fe_{50.26}Si_{2.41}B_{2.62}Cr_{23.86}Mo_{20.85}$ 合金に対してプラズマスプレーコーティングの報告例があるが、Zhou らは $Fe_{48}Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6Y_2$ 合金(表 3.5.3-2、No. 165～167 および $Fe_{48}Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6Y_2$、 t_{max} = 9 mm)合金に対して、大気プラズマ溶射(APS: Atmospheric Plasma Spraying)を行うとともに、作製した $Fe_{48}Cr_{15}Mo_{14}C_{15}B_6Y_2$ 金属ガラスコート材の特性評価を行っている(Zhou et al., 2011)。その結果、イットリウム酸化物など副次的な化合物が作製され、液体急冷法で作製したリボン材(=100%アモルファス構造)を基準として、69%アモルファス構造のコート膜が作製できたとして報告している。作製した金属ガラスコート膜を 3.5%NaCl、1 mol/L HCl および 1 mol/L H_2SO_4 溶液中で耐食試験を行った結果、316L ステンレス材よりも良好な耐食性が示されたことを報告している。また、杉山らは、$Fe_{43}Cr_{16}Mo_{16}C_{15}B_{10}$ バルク金属ガラス(表 3.5.3-2 の No. 220、272 および 282、 t_{max} = 2.7 mm)に対して高速フレーム溶射法(HVOF: High Velocity Oxy-Fuel)で溶射皮膜を作製した結果を報告している(杉山ほか, 2007a; 杉山ほか, 2007b)。HVOF の仕組みおよび外観写真原材料の金属ガラス粉末、溶射結果および耐食性・機械的試験結果を、それぞれ、図 3.5.3-12、図 3.5.3-13、図 3.5.3-14 および図 3.5.3-15 に示す。その結果、得られた Fe 基合金溶射皮膜は、(1)気孔が極めて少なく緻密なガラス単相が得られた、(2)ビッカース固さ(Hv)1000～1100 であり、硬質クロムメッキよりも Hv 値で 200Hv 分、硬度が高かった、(3)耐食性試験で SUS304 ステンレス板の 1000 分の１以下の電流密度であった、(4)鉛フリーはんだ Sn-3mass%Ag-0.5mass%Cu 合金に対し高い耐浸食性を示した、および(5)はんだ連続鋳造機のはんだ溶解槽への皮膜(図 3.5.3-16)は、使用経過六カ月(のちの報告で２年以上)の段階で、浸食および損傷が全く発生していないことを報告している。さらに、Komaki らは、Fe-Cr-P-C および Fe-Co-Si-B-Nb 合金に対して熱スプレー法により、金属ガラスコーティング膜の研究を行っている(Komaki et al., 2012a; Komaki et al., 2012b)。以上のように、Fe 基金属ガラスに対して溶射による膜生成の研究は国内外で先行的に行われており、本研究において今後溶射皮膜を作製する場合にも、問題となる技術的な障壁は少ないと考えられる。

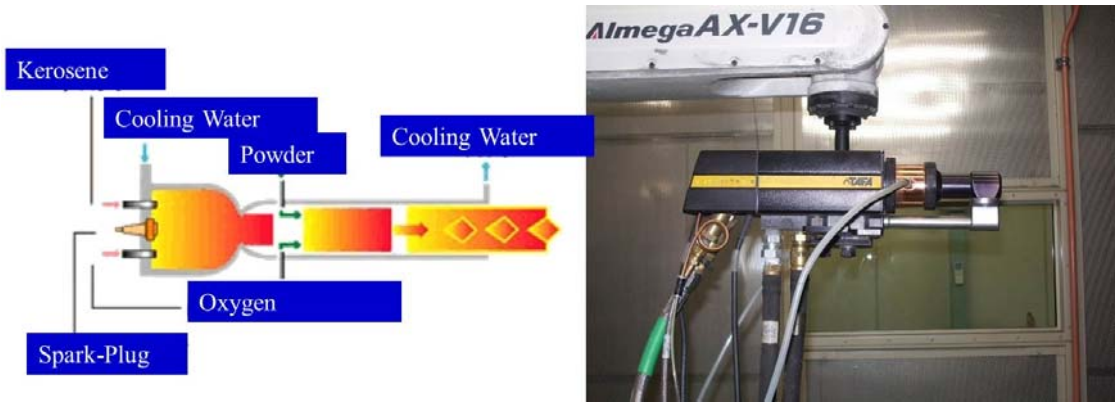


図 3.5.3-12　(左)HVOF の概念図と(右)HVOF 銃(TAFA JP-5000)の外観図(杉山ほか, 2007a)

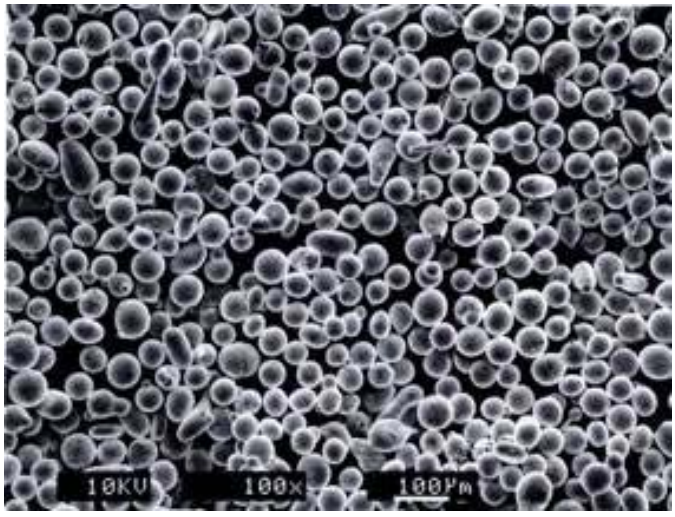


図 3.5.3-13　ガスアトマイズ法により作製された $Fe_{43}Cr_{16}Mo_{16}C_{15}B_{10}$ 金属ガラス粉末の走査電子顕微鏡写真(杉山ほか, 2007a)

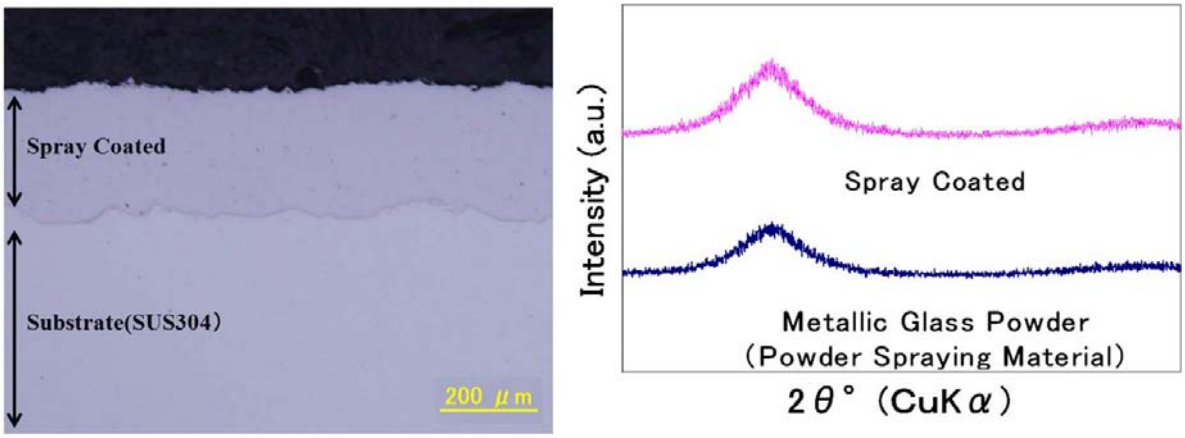


図 3.5.3-14　(左)SUS304 基板上に溶射した $Fe_{43}Cr_{16}Mo_{16}C_{15}B_{10}$ 金属ガラス皮膜断面の光学 顕微鏡写真および(右)$Fe_{43}Cr_{16}Mo_{16}C_{15}B_{10}$ 金属ガラス粉末および溶射皮膜の XRD(杉山ほか, 2007b)

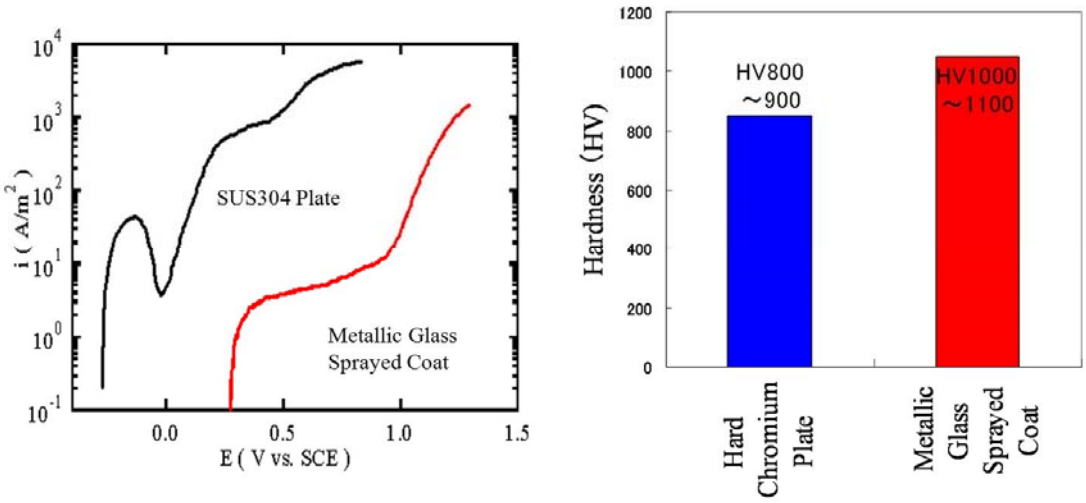


図 3.5.3-15　$Fe_{43}Cr_{16}Mo_{16}C_{15}B_{10}$ 金属ガラス皮膜の(左)耐食性および(右)強度特性

(杉山ほか, 2007a)

図 3.5.3-16　鉛非含有はんだ溶解槽(直径 50cm、高さ 40cm)への $Fe_{50}Cr_{15}Mo_{15}C_{14}B_6$ 金属ガラス表面相の外観写真(六カ月使用後の状態、右図) (杉山ほか, 2007b)

Fe 基金属ガラスの関連化合物としては、C_6Cr_{23} 構造があることを前述した。古典的解釈としては、C_6Cr_{23} 構造とともに、 Pd-Si 系の三角プリズム連結構造が Fe 基金属ガラスの局所構造として存在すると理解されてきた。この三角プリズム連結ネットワーク構造は、図 3.5.3-17 のように、希土類元素(RE: Rare Earth)および遷移金属(TM: Transitoin Metal)を含む Fe-RE-B および Fe-TM-B 系金属ガラスの局所原子構造として報告されている(Inoue and Takeuchi, 2002)。これに対して、平田らは、$(Fe_{0.5}Co_{0.5})_{72}B_{20}Si_4Nb_4$ 金属ガラスの局所原子構造をナノビーム電子線回折で調査した結果、$Fe_{23}B_6$ 構造には、結晶状態で内部含される正 20 面体構造は存在せず、その変形による近似結晶である準結晶構造を見出して報告している(Hirata et al., 2009)。なお、表 3.5.3-2 によれば、この $(Fe_{0.5}Co_{0.5})_{72}B_{20}Si_4Nb_4$ バルク金属ガラス(No. 102)は、t_{max} = 4 mm のバルク形成能を有する。この $(Fe_{0.5}Co_{0.5})_{72}B_{20}Si_4Nb_4$ バルク金属ガラスの合金組成の特長としては、後述する $Fe_{76}Si_9B_{10}P_5$ バルク金属ガラスと比較して、

B濃度が 20 at.%と高いことであり、この高 B 濃度が $Fe_{23}B_6$ 構造の生成に寄与していると考えられる。なお、$Fe_{23}B_6$ 構造を濃度表記すると、$Fe_{79.31}B_{20.69}$ 合金に相当する。

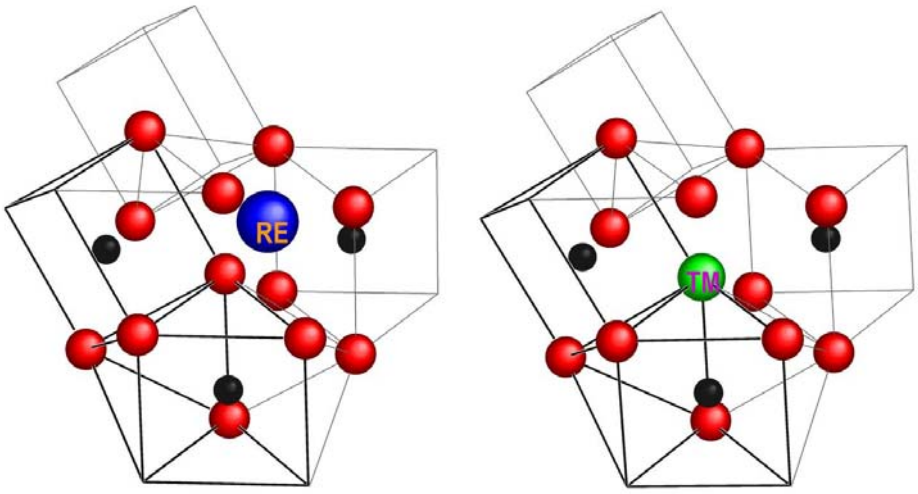


図 3.5.3-17　Fe-RE-B および Fe-TM-B 系金属ガラスの局所原子構造の模式図（Hirata et al., 2009）

Fe 基バルク金属ガラスの候補としては、Fe 濃度が比較的高く、かつ、レアメタルおよび希少金属などを含有しない $Fe_{76}Si_9B_{10}P_5$ バルク金属ガラス(Makino et al., 2007)を候補の一つとして挙げることができる。この $Fe_{76}Si_9B_{10}P_5$ バルク金属ガラス(表 3.5.3-2、No. 19)は、Fe と半金属元素からのみ構成されており、表 3.5.2-5 で示した金属ガラスの分類では、Pd 基および Pt 基バルク金属ガラスと同じ第 V グループに属する。その他の Fe 基金属ガラスが第Ⅱおよび第Ⅲグループに属し、Zr などの前期遷移金属や Al などの元素を必須元素として含有していることに着目すると、$Fe_{76}Si_9B_{10}P_5$ バルク金属ガラスは特異性を示している。この $Fe_{76}Si_9B_{10}P_5$ バルク金属ガラスは、Fe 基金属ガラスおよび Fe 基バルク金属ガラス中で、原材料価格の面で最も廉価であることも特長の一つとして挙げられる。表 3.5.3-2 中には、同様の Fe-半金属系金属ガラスとして、$Fe_{76}Si_9B_{10}P_5$ バルク金属ガラスの他に下記の 6 合金および表 3.5.3-2 の番号、すなわち、$Fe_{84}Si_4B_{12}$ (No. 13)、$Fe_{80}P_{12}B_4Si_4$ (No. 17)、$Fe_{79}P_{10}C_4B_4Si_3$ (No. 18、t_{max} = 1 mm)、$Fe_{80}P_{12}C_4B_4$ (No. 20)、$Fe_{30}Co_{30}Ni_{15}Si_8B_{17}$ (No. 101、t_{max} = 1.2 mm)、$Fe_{76}Si_{9.6}B_{8.4}P_6$ (No. 123、t_{max} = 2.5 mm)が記載されているが、$Fe_{76}Si_{9.6}B_{8.4}P_6$ (No. 123)とともに、t_{max} = 2.5 mm は最大値を示しており、Fe-半金属系金属ガラスの中では、最大試料寸法のバルク化が作製可能な合金の一つである。以下では、$Fe_{76}Si_9B_{10}P_5$ バルク金属ガラスに対して、諸物性の解析を行った結果を示す。

図 3.5.3-18 に、Fe 基バルク金属ガラスの候補材料の一つとして、表 3.5.3-2 の 19 番合金に掲載されている $Fe_{76}Si_9B_{10}P_5$ バルク金属ガラス(Makino et al., 2007)について統合型熱力学ソフトウェアの Thermo-Calc に附属する Scheil Calculater で凝固解析を行った結果を示す。この $Fe_{76}Si_9B_{10}P_5$ の T_l はオリジナル文献(Makino et al., 2007)には与えられていないが、計算の結果、T_l = 1460 K と見積もることができた。したがって、換算ガラス化温度 T_g/T_l = 0.53 と算出される。この T_g/T_l = 0.53 の値は、高いガラス形成能の目安となる T_g/T_l = 0.60 には達していないが、その他のガラス形成能因子として、ΔT_x = 52 K が文献で示されており、

さらに、t_{max} = 2.5 mm であることから、バルク化は実験的に確認済である。図 3.5.3-18 の結果より、$Fe_{76}Si_9B_{10}P_5$ 合金の平衡凝固過程は、液相から平衡相の $M_2B(Fe_2B)$ 相が初相として析出した後、bcc-Fe 相、$M_2P(Fe_2P)$ 相と続き、最後に $M_3P(Fe_3P)$ 相が析出することが分かる。完全に固体相となる温度もしくは融点(T_m)は 1300K と見積もられる。この平衡凝固プロセスの特徴を考える場合、図 3.5.3-18 に見られるように、第３プロセスで bcc-Fe が第二相として析出することにより、平衡凝固プロセスがほぼ完了する点が挙げられる。したがって、この合金の凝固プロセスは、液相→液相+ Fe_2B→液相+ Fe_2B+bcc-Fe で簡略的に表記することが可能であり、この単純な凝固プロセスは、金属ガラスを生成する際にアドバンテージとなると考えられる。

この $Fe_{76}Si_9B_{10}P_5$ バルク金属ガラスの T_x は、表 3.5.3-2 に示されているように 832 K である。この T_x= 832 K を含め、T = 500～1800 K における平衡相と温度の関係を図 3.5.3-19 に示す。図 3.5.3-19 から、T_x = 832 K で $Fe_{76}Si_9B_{10}P_5$ バルク金属ガラスが結晶化した場合、平衡相の bcc-Fe、Fe_2B および Fe_3P に相分解することが理解できる。また、完全に平衡相に結晶化が生じた場合、図 3.5.3-19 から bcc-Fe、Fe_2B および Fe_3P のモル分率は、それぞれ、約 50%、27%および 23%であることが明らかになった。本研究で購入したソフトウェアの Pearson’s Crystal Data を用いて Fe_2B および Fe_3P 相の構造まとめた結果を表 3.5.3-3 に示す。Fe_2B および Fe_3P 相は、双方とも正方晶構造であり、単位胞内には、それぞれ、12 個および 32 個の原子を含有している。半金属周りの局所原子構造に着目すると、双方の構造とも、ある頂点原子が５つの三角形と点共有する部分構造が認められる。この部分構造は、正 20 面体構造に認められる部分構造と同様の部分構造であり、このことから、Fe_2B および Fe_3P 相は、$Fe_{76}Si_9B_{10}P_5$ バルク金属ガラスのガラス形成能の向上に寄与していると考えられる。実際の $Fe_{76}Si_9B_{10}P_5$ バルク金属ガラスは、平衡安定相である bcc-Fe ならびに Fe_2B および Fe_3P 相の部分構造が結晶核もしくはエンブリオの形で含まれている可能性があり、半金属周りの局所原子構造の配位数(C.N.: Coordination Number)に着目すると Fe_2B では C.N.=10 であるのに対して、Fe_3P 相では C.N.=8 となっている。この際に、半金属周りの局所原子構造は、Fe_2B では B 周りに最近接元素として B が含まれているのに対して、Fe_3P 相では、P 周りは Fe 原子により構成されている。

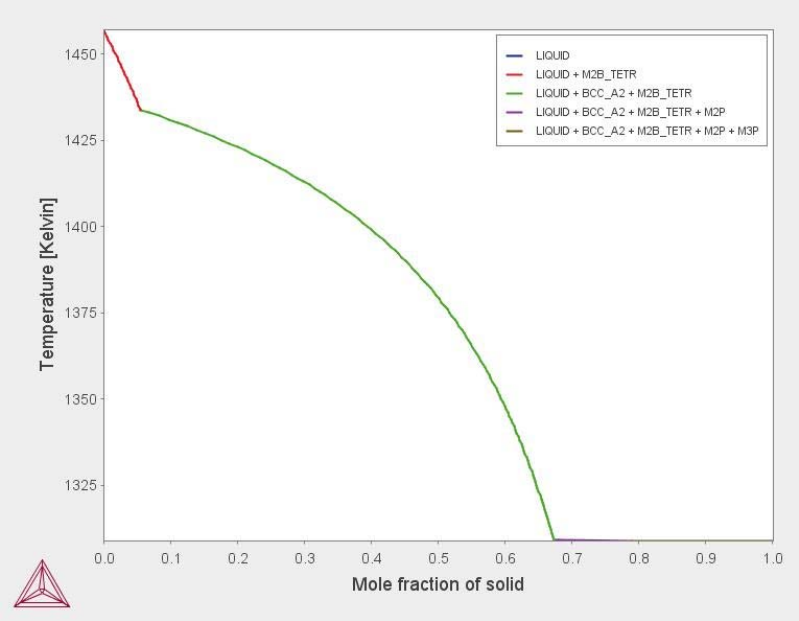


図 3.5.3-18　$Fe_{76}Si_9B_{10}P_5$合金の Scheil 凝固シミュレーション結果

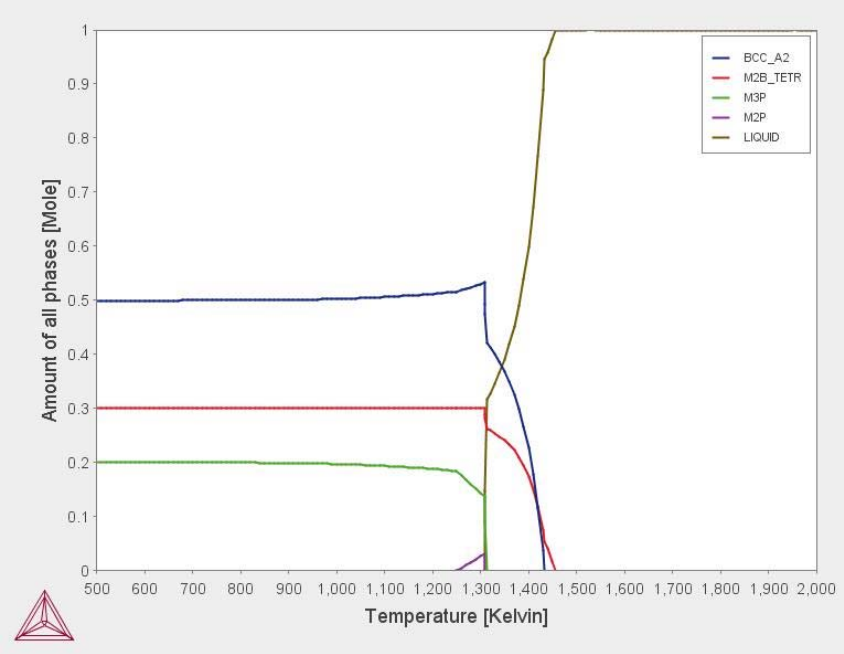
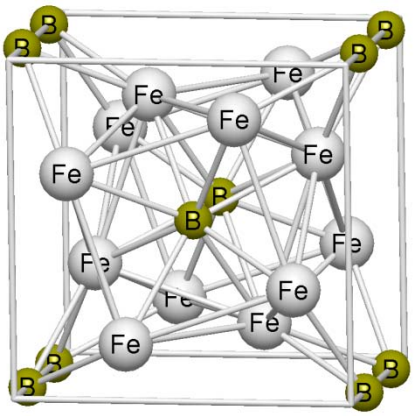
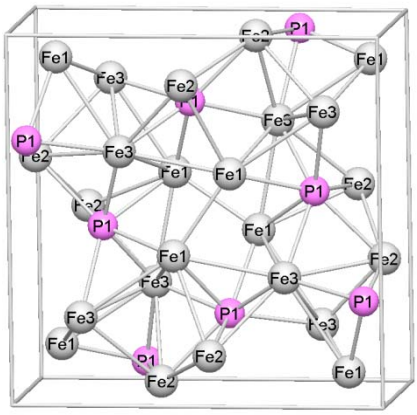
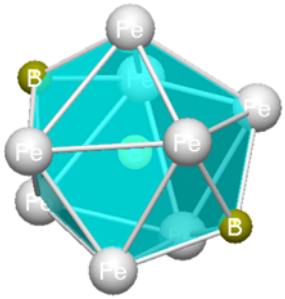
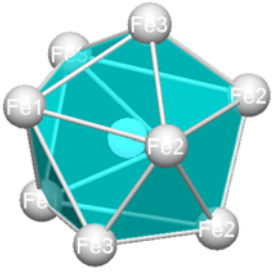


図 3.5.3-19　Thermo-Calc で計算した$Fe_{76}Si_9B_{10}P_5$合金の各温度における平衡相とそのモル分率

表 3.5.3-3　Fe_2B および Fe_3P 構造の結晶学データ

分類	Fe_2B	Fe_3P
空間群	*I4/mcm (140)*	*I*–4 (82)
プロトタイプ	tI12	tI32
格子定数	a = 0.51059, c = 0.4251 nm	a = 0.91074 nm, c = 0.44602 nm
原子配置の模式図		
半金属周りの局所原子構造および配位数(C.N.)	 B 周り，CN=10	 P 周り，CN=8

さらに、$Fe_{76}Si_9B_{10}P_5$ バルク金属ガラスの合金組成を(a)Fe と Si、(b)Fe と B および(c)Fe と P とで置換した場合の合金組成 $Fe_{76}Si_9B_{10}P_5$ 周囲の状態図を図 3.5.3-20 に示す。この図より、$Fe_{76}Si_9B_{10}P_5$ バルク金属ガラスは、平衡安定相である bcc-Fe ならびに Fe_2B および Fe_3P 相の境界に位置しており、この状態図上の位置が Fe-B-Si-P 系で高いガラス形成能を与えている要因の一つであると解釈される。図 3.5.3-20 で重要な点は、Si、B、P の溶質元素について、Fe 溶媒元素との置換を考える場合、それぞれ、1 at.%分でも溶質元素濃度が増加した場合、換言すれば、1 at.%分でも Fe 濃度が 76 at.%から減少した場合、図 3.5.3-20(a)から(c)の bcc-Fe+Fe_2B+Fe_3P の領域を外れて右側の異なる相平衡へ状態が変化してしまう点である。この平衡相の関係は、Fe-Si-B-P(-Cu)系の $Fe_{85.2}Cu_{0.8}Si_2B_8P_4$ および $Fe_{86}Si_2B_8P_4$ アモルファス合金などの Fe 濃度が～86 at.%まで継続している。したがって、Fe-Si-B-P 系では、$Fe_{76}Si_9B_{10}P_5$ アモルファス合金の Fe 濃度の 76 at.%を起点として、～86 at.%までの高 Fe 濃度合金までの範囲は、同一の平衡安定相を有する同一合金シリーズと認められる。なお、図 3.5.3-20(c)で、Fe と P との置換の観点から状態図を見ると、x = 0 at.%P、すなわち、$Fe_{81}Si_9B_{10}$ 合金側で bcc-Fe 単相領域が平衡状態として出現しているのが認められる。バルク金属ガラスの生成に関して、単純結晶相が単相として存在する場合、純金属をガラス化するのが極めて困難で

ある状況と類似しており、このことからPの微少添加がガラス形成能を向上させるために必須要因の一つであると理解できる。

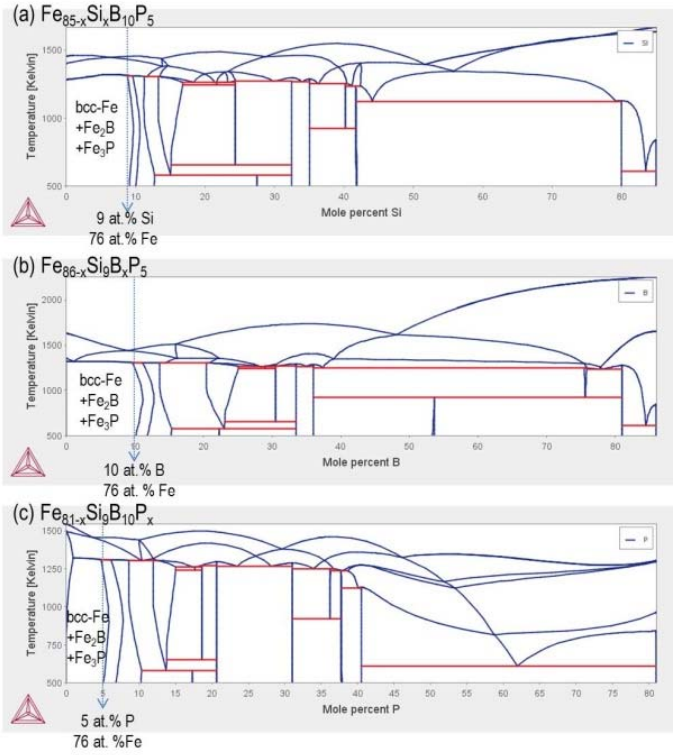


図 3.5.3-20　溶媒元素の Fe と溶質元素の(a)Si、(b)B および(c)を置換した $Fe_{76}Si_9B_{10}P_5$ 合金組成を含む断面状態図

なお、上述の状態図を計算するにあたり、Thermo-Calc で用いられているのは、固溶体および化合物の自由エネルギーであり、それぞれの結晶学的構造を考慮した自由エネルギーに基づき計算されている。この自由エネルギーを与えるデータベースとしては、SGTE(Scientific Group Thermodata Europe)のデータベースである。Thermo-Calc をはじめとして、各種の熱力学計算ソフトウェアで、この SGTE データベースが附属しており、信頼性の高い自由エネルギー計算が可能となっている。ところで、アモルファス形成組成範囲の計算で照会した Miedema の手法については、ΔH_{mix} が金属ガラスおよびアモルファス合金の生成に深く関与することを述べた。Miedema の手法では、ΔH_{mix} の他にも様々なエンタルピーを計算することが可能である。たとえば、構造エンタルピー ΔH_{struct} は、bcc、fcc および hcp 構造に対するエンタルピーを与える。この際、基準となるのが過飽和固溶体であり、本報告書で述べた ΔH_{mix} が基準値となり得る。すなわち、ΔH_{mix} に対して、bcc、fcc および hcp 構造の ΔH_{struct} を考えることにより、Miedema の手法の範囲内で、より詳細なアモルファス形成組成範囲の計算が可能となる。実際、ΔH_{struct} は遷移金属について与えられているが、周期律表の第 4 から第 6 周期の遷移金属については、族(または価電子)の関数として与えられているのみであり、たとえば、第 8 族 Fe、Ru および Os は hcp 構造が安定化する ΔH_{struct} が与えられており、Fe の強磁性に基づく bcc 構造の安定化が考慮されていない。この欠点を克

服するため、たとえば、上述の SGTE のデータベースを考慮した補正を行う研究を行った。図 3.5.3-21 は、周期律表を底面として、bcc、fcc および hcp 構造の ΔH_{struct} を示した三次元図である。図 3.5.3-21 の bcc 構造に着目すると、第 4 周期の第 8 族(Fe)で bcc 構造の ΔH_{struct} が局所的なくぼみを形成しており、これは Fe の強磁性に基づく bcc 構造の安定化が反映された結果である。この bcc、fcc および hcp 構造の ΔH_{struct} は、将来的に金属ガラスの安定性の評価のために、研究を進める計画である。通常、ΔH_{struct} は遷移金属を対象として計算が行われているが、バルク金属ガラスの溶質元素として、Al は重要な必須元素の一つと認識されており、図 3.5.3-21 の研究を進める。さらに、Al と遷移金属を合金化した場合の ΔH_{struct} の合金組成依存性についても、今後の研究課題である。

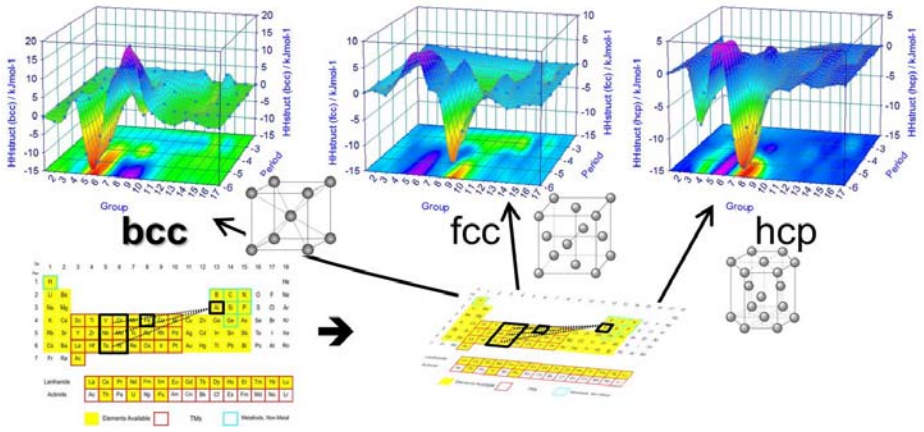


図 3.5.3-21　SGTE のデータベースを用いた ΔH_{struct} の元素依存性の計算結果

(bcc、fcc および hcp 構造の ΔH_{struct} を周期律表を底面として三次元図として表現している)

(5)スクリーニングのまとめ

本年度は、主に、バルク金属ガラスに関する論文などの公開資料を精緻に調査することにより、長期健全性の観点から人工バリア材料に資するべき金属ガラスの合金系、合金組成の調査を行った。その過程で、金属ガラスの基本的な知見をまとめつつ、対比材料として通常の結晶金属・結晶合金の基本的特性を整理して調査を進めた。現状で、バルク金属ガラスは、Zr 基、La 基、Fe 基、Mg 基、Pd 基、Pt 基、Cu 基、Ni 基、Ca 基および Ti 基に大別されるが、第一段階として研究を開始するにあたり、研究事例の豊富な Zr 基バルク金属ガラスの中で、ガラス形成能の大きい $Zr_{55}Cu_{30}Ni_5Al_{10}$ バルク金属ガラスを予察合金として選定した。この $Zr_{55}Cu_{30}Ni_5Al_{10}$ バルク金属ガラスは、通常の結晶金属・結晶合金とは異なる金属ガラスの物性について、充分な予備的な知見を得るために必須である。実際に、人工バリア材料として使用するバルク金属ガラスの選定は、バルク金属ガラスの 7 つの分類における上述の主構成構成元素元素に加え、Al、Ni、Cu、Nb、Ta、Cr、Mo、B、C、Si、P、Ge、Ga、Y、Zn などの溶質元素の含有特性、ならびに、人工バリア材として使用する場合に非含有が望ましい元素である Pb および B との元素の組み合わせを避けることとした。その際、資源確保および材料コストの観点から、レアメタルなどの希少元素を排除するとともに廉価な材料を選択する必要が

生じること、ならびに、バルク金属ガラスの化学的特性、特に、耐食性を考慮した。その結果、ガラス形成能が高く、それ故に、バルク金属ガラスの標準化が行われている Zr 基、Cu 基および Ti 基バルク金属ガラスの中で、Cu 基バルク金属を研究対象とするのが望ましいとの結論に至った。Cu 基バルク金属ガラスは、特に、アルカリ水溶液環境化における耐食性が良好であるために、人工バリア材料として使用する際にはアドバンテージとなる。一方、材料としての廉価性を重視して、Fe 基バルク金属ガラスも研究対象とすることに決定した。Fe 基バルク金属ガラスに関しては、ガラス形成能の観点からは Cu 基に比べて劣るものの、特に溶射特性については、豊富な先行研究事例があるので、それらの Fe 基バルク金属ガラスの合金系、合金組成を参考として、本研究を遂行するのが望ましいとの考えに至った。

以上の検討の結果、Zr 基バルク金属ガラスの中で $Zr_{55}Cu_{30}Ni_5Al_{10}$、Fe 基バルク金属ガラスの $Fe_{76}Si_9B_{10}P_5$ および $Fe_{43}Cr_{16}Mo_{16}C_{15}B_{10}$ ならびに Cu 基のバルク金属ガラスの $Cu_{36}Zr_{48}Al_8Ag_8$ および $Cu_{60}Zr_{30}Ti_{10}$ を候補材として選出する。

3.5.4 高アルカリ耐性についての予察試験(特性評価の検討)

(1)試験条件

金属ガラスの直接処分容器材料への適用にあたっては、処分環境条件における金属ガラスの耐性について検討する必要がある。たとえば、これまでの地層処分の検討では、高アルカリ条件におけるオーバーパック候補材料である炭素鋼や銅、チタンなどの腐食について研究がなされている(核燃料サイクル開発機構, 1999a)。これは、処分場施工に多量に必要とされるセメント系材料からカルシウム(Ca)イオンやナトリウム(Na)イオン、カリウム(K)イオンが溶出することによって、地下水の pH が 13 程度まで上昇することを想定していることによる。図 3.5.4-1 は Atkinson による処分場内の溶液組成変遷評価であるが、数十万年に至るまで高い pH が保持されることが示されている(Atkinson, 1985)。また、地下においては酸素の供給が限られ、施工時に取り込まれた酸素が処分施設内の多量の金属材料の酸化、および自然環境での酸化反応に速やかに消費されるために生じる還元雰囲気が保持されるとされている(核燃料サイクル開発機構, 1999b; 電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構, 2005)。地層処分の環境条件を考慮する際には、これら高アルカリ条件および還元雰囲気が重要となる。本研究にて対象とする直接処分は、わが国においては未だその形態が確立されておらず検討途中の段階にある。海外の事例では、スウェーデンやフィンランドで直接処分の検討事例があり、図 3.5.4-2 のような形態の処分が計画されている(原環センター, 2013c)。いずれも、わが国の地層処分相当の深度(300 m 以深)へ金属容器に封入して処分する方策であり、施工時に多量のセメント系材料を要すること、および酸素供給がない還元雰囲気となることが予想される。そこで、本研究においても、これまでの地層処分に関する検討と同様に、金属ガラスの耐性について高アルカリおよび還元雰囲気の条件を想定して検討を進めることとする。

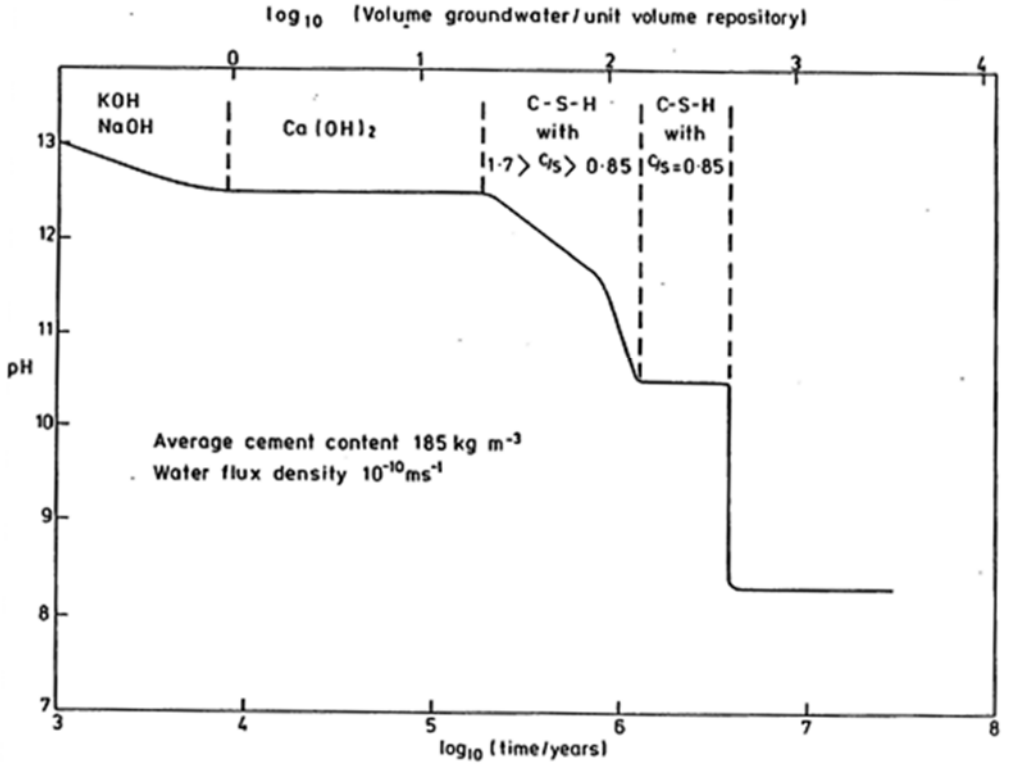


図 3.5.4-1　処分場内の溶液組成の変遷(Atkinson, 1985)

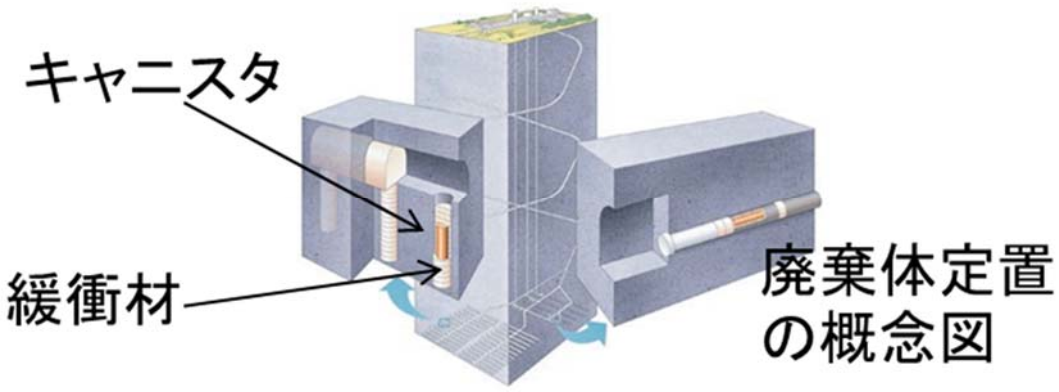


図 3.5.4-2　スウェーデンおよびフィンランドにおける直接処分の検討事例(原環センター, 2013c)

(2)金属ガラス粉末を用いた浸出試験

本研究では、処分環境条件における金属ガラスの耐性に関する予察試験として、金属ガラス粉末を用いた浸出試験を実施した。高アルカリ溶液に浸漬した金属ガラス粉末から浸出する元素の測定、および浸出試験前後の金属ガラス粉末を SEM-EDS で観察することで、金属ガラスの高アルカリ耐性について予備的知見を得ることを目的とした。

浸出試験には、ガスアトマイズ法により作製された金属ガラス $Zr_{55}Cu_{30}Ni_5Al_{10}$（各元素に付記されている値は元素比率を示す）の粉末を使用した。ガスアトマイズ法は、合金溶湯に高

速のガス(アルゴンや窒素、ヘリウムなどの不活性ガス)を吹き付けることで飛散および急冷凝固させて合金粉末を得る方法である(井上, 2009)。図 3.5.4-3 は、使用した金属ガラス粉末の SEM(Scanning Electron Microscope)およびデジタルカメラ写真である。SEM は日立ハイテクノロジーズ社製 TM3030 を、デジタルカメラは Nikon 社製 COOLPIX P3030 を使用した。図 3.5.4-3 に見られるように、一部に薄片状や繊維状などの形状が見られるがほとんどは球状粒子であり、その大きさはナノオーダーから 100 μm 程度である。金属ガラス粉末の表面は 20 μm 程度まで拡大した観察においても非常に滑らかであり、亀裂や局所的な変色はほとんど認められない。今回の予察試験では、この金属ガラス粉末をとくに分級せずに用いた。また、図 3.5.4-4 および図 3.5.4-5 は EDS(Energy Dispersion X-ray Spectrometer)による金属ガラス粉末の元素分布分析結果である。金属ガラス粉末試料の作製に用いられているジルコニウム(Zr)、銅(Cu)、ニッケル(Ni)、アルミニウム(Al)の各元素の均一な分布が確認できる。表 3.5.4-1 は EDS による元素比の定量結果であり、元素比率が $Zr_{55}Cu_{30}Ni_5Al_{10}$ に概ね一致していることから良好な金属ガラス粉末試料を得ることができていると言える。また、球状粒子と薄片のように形状の異なる対象についての EDS 分析がいずれもほぼ同様の結果を示したことから、元素比率が形状の違いによって異なることはなく、いずれもアモルファス構造を有する金属ガラス試料と見なせることが確認できた。なお、前項までで Fe 基系および Cu 基系金属ガラスについても着目しているが、今回の予察試験ではこれらの金属ガラス粉末を入手できなかったため、機械的特性の高さにより注目されており研究事例も多い Zr 基系金属ガラス $Zr_{55}Cu_{30}Ni_5Al_{10}$ のみを使用した。

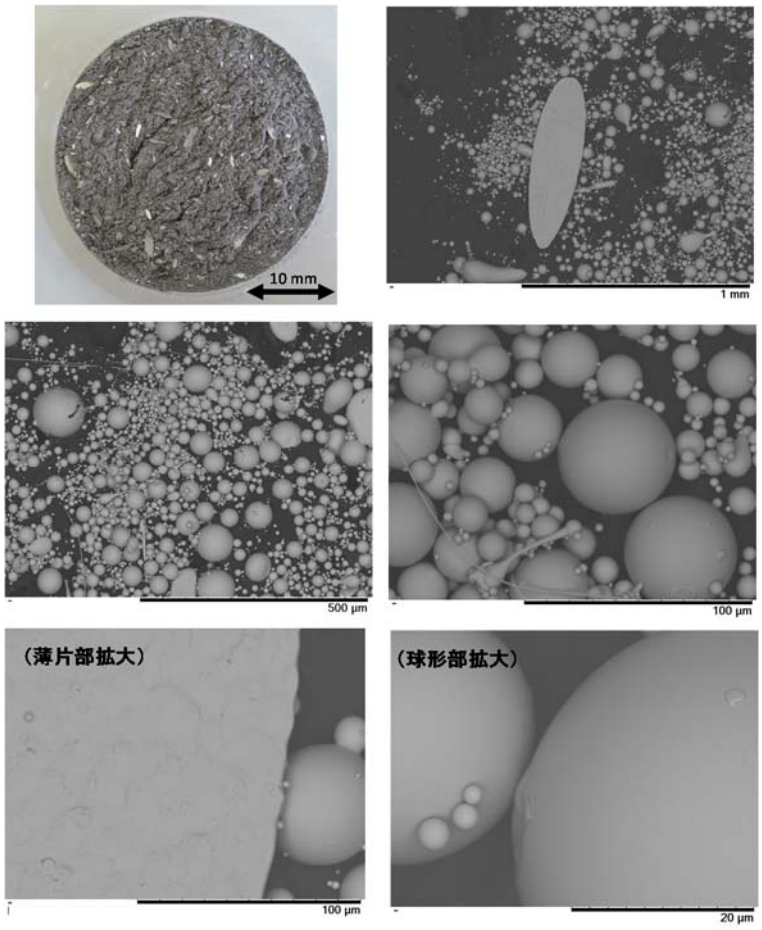


図 3.5.4-3　金属ガラス $Zr_{55}Cu_{30}Ni_5Al_{10}$ 粉末の SEM 画像およびデジタルカメラ写真(左上)

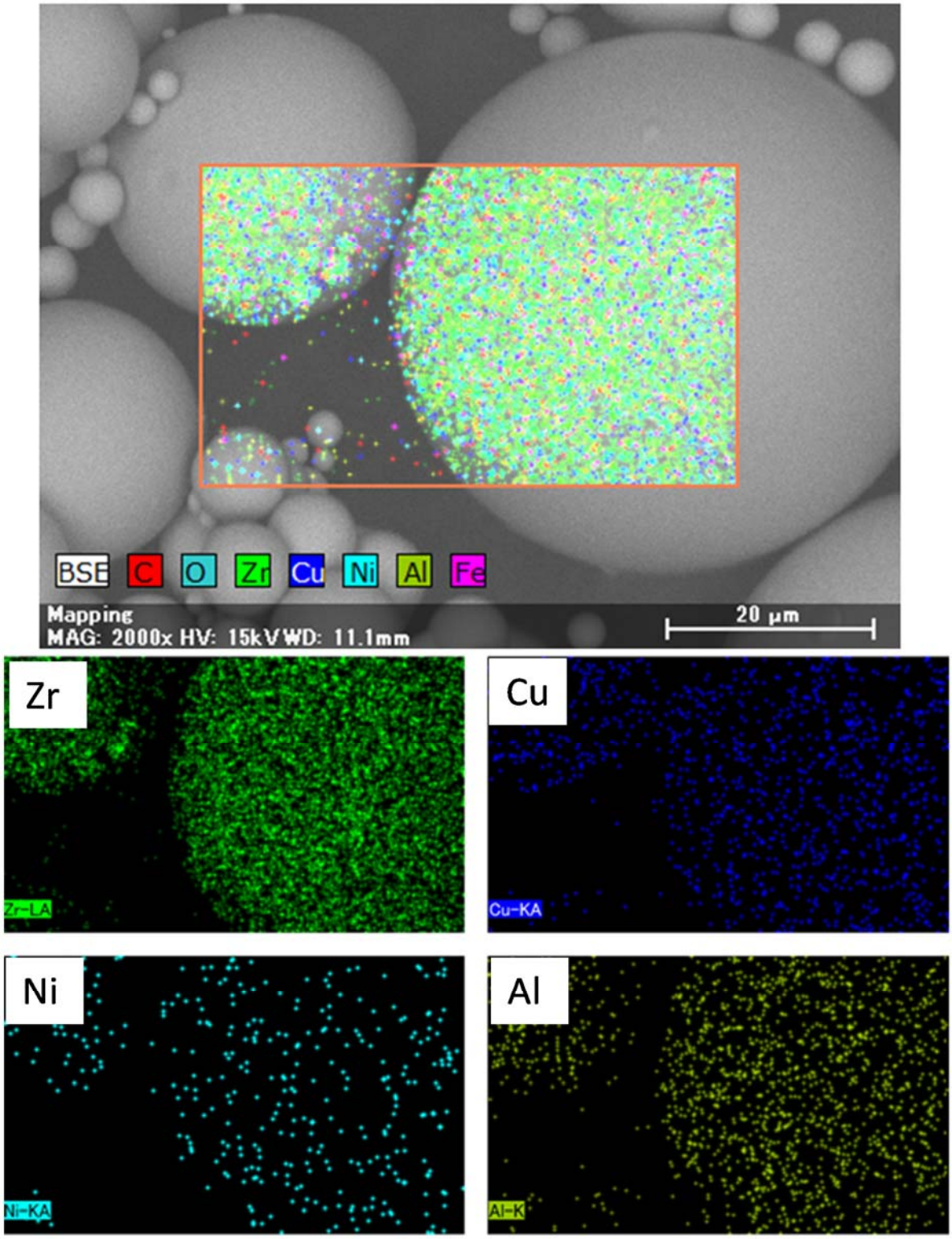


図 3.5.4-4　金属ガラス $Zr_{55}Cu_{30}Ni_5Al_{10}$ 粉末の EDS 分析結果(球状粒子)

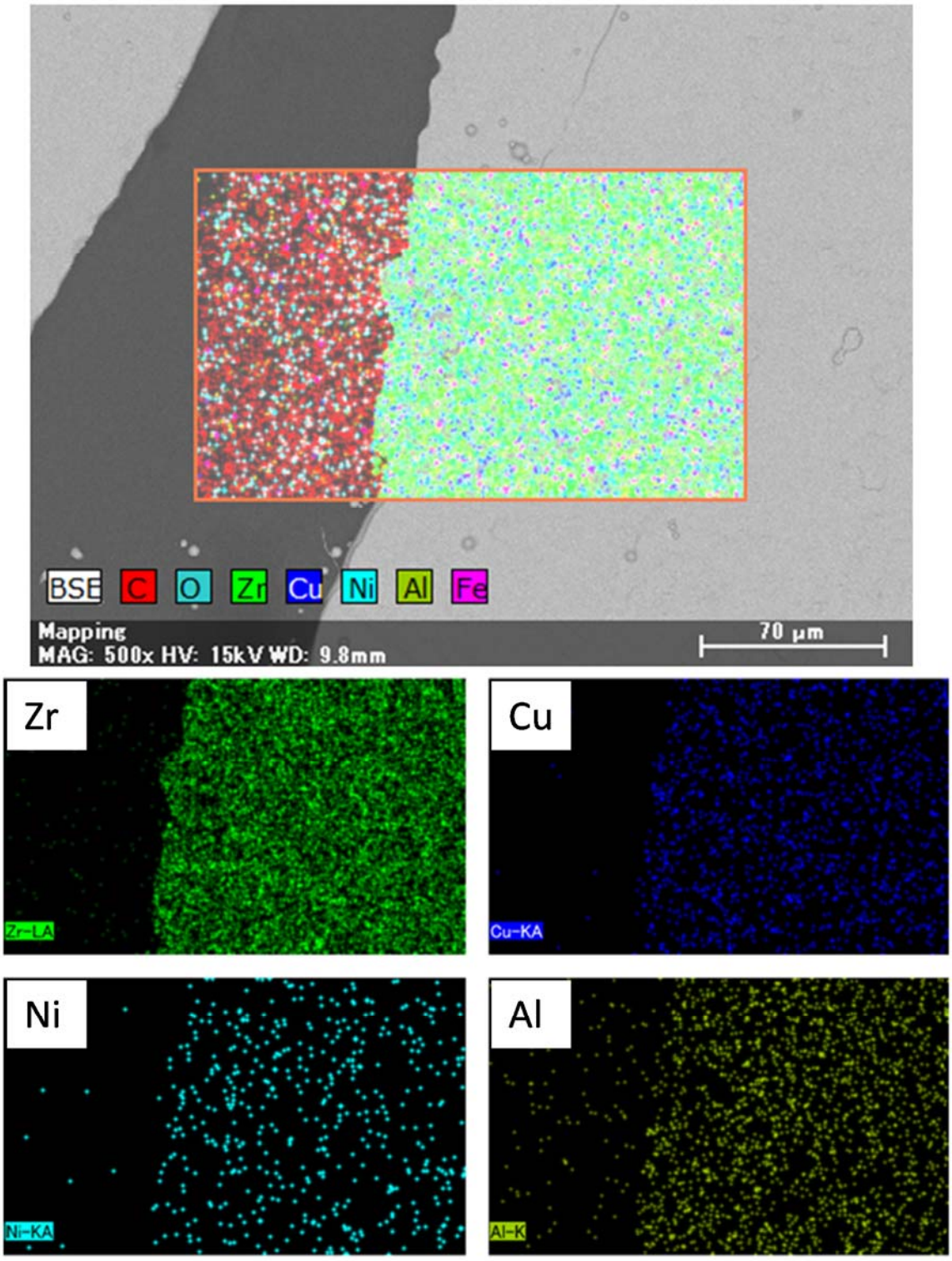


図 3.5.4-5　金属ガラス $Zr_{55}Cu_{30}Ni_5Al_{10}$ 粉末の EDS 分析結果(薄片)

表 3.5.4-1　金属ガラス $Zr_{55}Cu_{30}Ni_5Al_{10}$ 粉末の EDS 分析による元素比

	薄片状金属ガラス粉末		球状金属ガラス粉末	
	重量割合[%]	元素割合[%]	重量割合[%]	元素割合[%]
Zirconium	66.14	54.67	67.51	55.71
Copper	27.02	32.03	27.00	32.00
Nickel	3.87	4.97	2.03	2.61
Aluminium	2.98	8.32	3.46	9.67

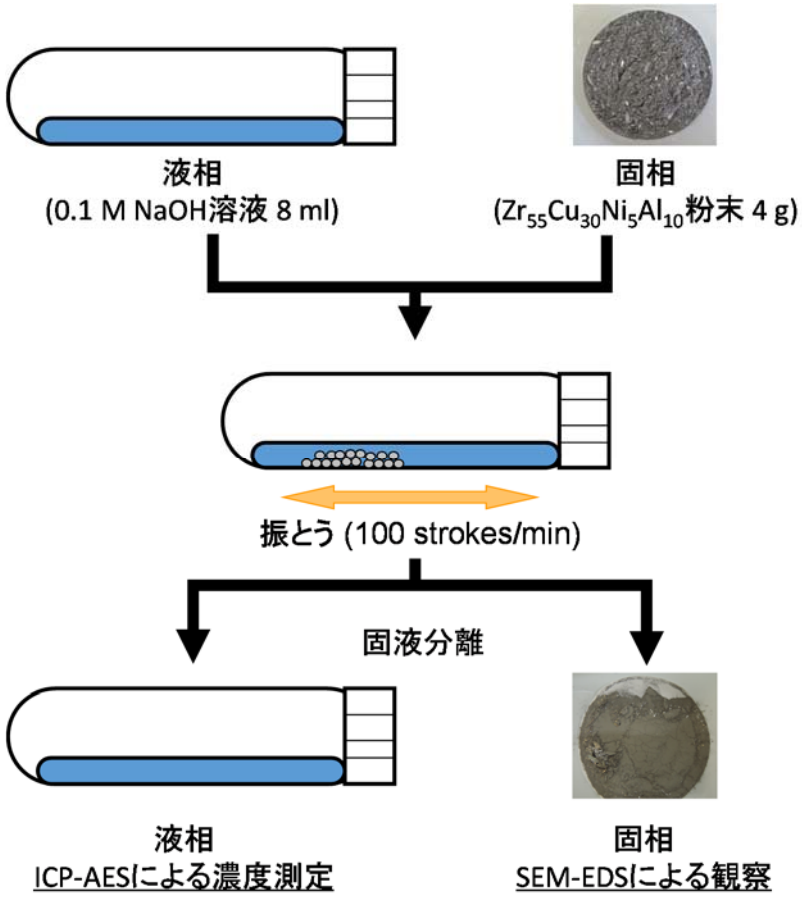


図 3.5.4-6 浸出試験概要

図 3.5.4-6 に試験概要を示す。液相は 0.1 M NaOH 溶液に還元剤として $Na_2S_2O_4$ 溶液を適宜混合し酸化還元電位が-400 mV 以下の還元条件となるように調整した浸漬溶液を用いた。今回の調整では $Na_2S_2O_4$ 濃度は 0.005 M となっている。この浸漬溶液 8 ml に対して金属ガラス粉末を 4 g 加えることで浸出試験を開始した(固液比 2 ml/g)。極低酸素条件となる処分環境条件を考慮して、浸漬溶液を窒素ガスで脱気するとともに、窒素ガスを充填したグローブバック内でネジロ PTFE(polytetrafluoroethylene)試験管容器に浸漬溶液と金属ガラス粉末を密封した。浸出試験中は恒温振とう器(EYELA 社製 MMS-1)にて装置内温度を 25℃および 60℃に保ちつつ 100 strokes/min で振とうした。所定時間振とうした後、孔径 0.45 μm のメンブレンフィルター(ADVANTEC 社製)で固液を分離した。液相については ICP-AES(Inductively

Coupled Plasma－Atomic Emission Spectrometry、Seiko Instrument 社製 SPS7800)で金属ガラス粉末の構成元素である Zr、Cu、Ni、Al の濃度を測定した。固相については、超純水で洗浄およびシリカゲル入りデシケーター内で乾燥させた後、SEM-EDS による観察を行った。

(3)浸出試験結果および考察

表 3.5.4-2 は浸出試験期間 20 日において浸出した元素の測定結果である。サンプルの種類としては、25℃還元雰囲気、60℃還元雰囲気および 60℃酸化雰囲気の三種類である。酸化雰囲気条件のサンプルは、還元剤を添加しないことに加えて、グローブバックを使用せず大気環境下で試料容器密封したものであり、還元条件を設定したサンプルとの比較として併せて浸漬・振とうした。なお、60℃の試験条件において、試験開始直後に一部のサンプルで試料溶液が漏出したため、表 3.5.4-2 では残留溶液を表示するとともにモル濃度ではなく浸出した物質量[mol]で比較することとしている(ネジロの締め直し、および一定温度に到達後は漏れ無し)。今回の分析対象としなかったサンプルの中で 25℃の試験条件でも一部で溶液の漏出が生じており、使用した PTFE 容器はネジ接合部に個体差があると思われるため、今後はシールテープによる補強や他の容器選定を検討する。

表 3.5.4-2 に示したように、測定した四元素のうち Zr と Ni は浸出が確認されなかったが、Al と Cu の浸出が確認された。Cu については ICP-AES による測定時の濃度が 0.1 ppm 以下と極低濃度であったが、Al は 10 ppm 弱と有意な浸出量となっている。溶液の漏出により固液比が変わってしまっているため単純な比較ができないが、浸出した物質量は 3 つのサンプルともに概ね同様の結果となっており、酸化および還元雰囲気の違いや温度依存性はとくに確認されない。

図 3.5.4-7 は、浸出試験後の金属ガラス粉末の SEM およびデジタルカメラ写真である。図 3.5.4-3 と比較して目立った変化はなく、三種類のサンプルいずれも形状および表面の滑らかさがよく保たれている。図 3.5.4-8 および 3.5.4-9、表 3.5.4-3 は浸出試験後の金属ガラス粉末(60℃還元雰囲気)を SEM-EDS で分析した結果である。SEM 画像の比較と同様に、浸出試験前の図 3.5.4-4 および 3.5.4-5 と比較しても変化は確認できず元素組成比も試験前後でほぼ同様であり、他の 2 サンプルもとくに違いはない。有意な浸出が確認された Al についても、EDS による試験前後の金属ガラス粉末分析からはとくに Al 分布の減少や元素比率の低下は確認できない。

浸出試験において有意な浸出が認められた Al は、Al 金属単体ではアルカリ条件下において以下の反応式で激しく腐食することが知られている。

$$\text{腐食反応}\quad Al+H_2O \rightarrow Al(OH)_3+3/2H_2 \tag{5-1}$$

$$\text{アノード反応}\quad Al+3OH^- \rightarrow Al(OH)_3 \tag{5-2}$$

$$\text{カソード反応}\quad 3H_2O+3e^- \rightarrow 3OH^-+3/2H_2 \tag{5-3}$$

$$\text{OH-が過剰な場合}\quad Al(OH)_3+ OH^- \rightarrow Al(OH)_4^- \tag{5-4}$$

表 3.5.4-2　浸出試験結果

サンプル	残留溶液[ml]	浸出した元素の物質量[mol]			
		Zr	Cu	Ni	Al
25℃還元雰囲気	8	0	2.68×10^{-8}	0	2.14×10^{-6}
60℃還元雰囲気	6	0	9.84×10^{-9}	0	2.13×10^{-6}
60℃酸化雰囲気	3.5	0	3.39×10^{-9}	0	1.26×10^{-6}

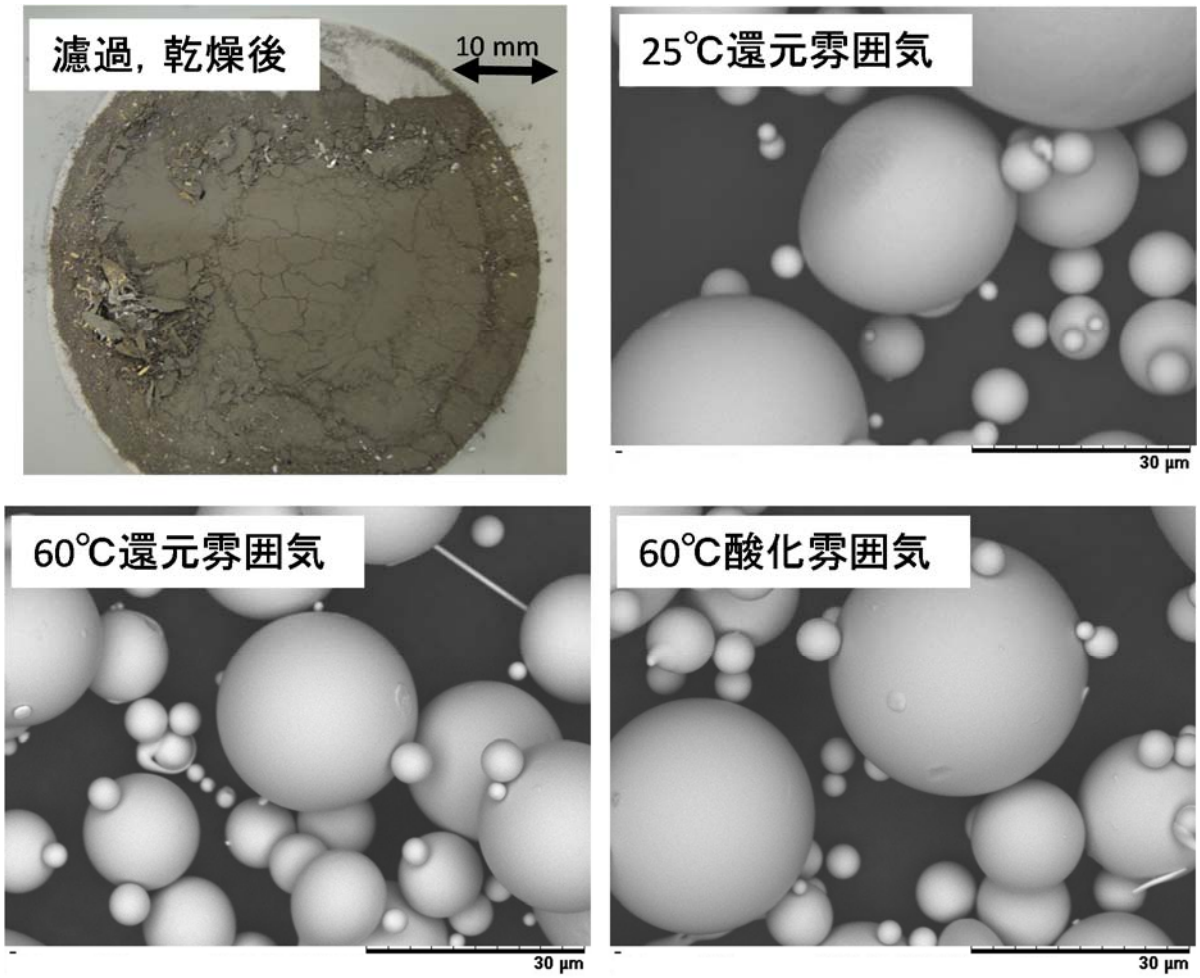


図 3.5.4-7　浸出試験後の金属ガラス粉末の SEM 画像およびデジタルカメラ写真(左上)

たとえば高谷らによる飽和水酸化カルシウム溶液中のアルミニウム(薄片)の溶解に関する研究では、腐食が速やかに進展するとともに水酸化アルミニウムなどの腐食生成物に覆われることによって腐食速度が緩やかになるとしているが、それでも10日程度の浸漬で10 mg/cm^{2}以上の腐食量に達するとしている(高谷ほか, 1981)。ここで、今回実施した浸出試験における Al の腐食量を見積もるために金属ガラス粉末の表面積を計算する。金属ガラス $Zr_{55}Cu_{30}Ni_5Al_{10}$ の密度 6.85 g/cm^3(井上, 2008)および金属ガラス粒子の粒径が均一に 20 μm であると仮定すると比表面積＝6/(密度×粒径)の関係(市原ほか, 1999)より比表面積が 0.0438 m^2/g と得られ 4 g 粉末中の表面積は約 0.18 m^2 となる。$Zr_{55}Cu_{30}Ni_5Al_{10}$ 合金の Al 濃度(10at%)から換算して、この 1/10 が Al 分の表面積とした場合、前述の高谷らの面積あたりの

腐食量 10 mg/cm^{2}を適用すれば、浸出試験系内では約 1.8 g の腐食量と見積もられる。もちろん、腐食生成物による腐食抑制効果も異なることも予想されるとともに、4 g の金属ガラス粉末中に Al が 1.8 g も存在しないことは明らかであるが、高アルカリ条件における Al の溶解および腐食生成量が相当な量になり得ることが推察される。

金属ガラス粉末からの Al の浸出は、前述のように Al がアルカリ条件下でよく溶解する特性が反映されたものと考えられる。その一方で、20 日間にわたり高アルカリ条件かつ比較的高温(60℃)の溶液に浸漬されていたにもかかわらず、浸出量が表 3.5.4-2 に示した程度に留まっていることは興味深い。加えて、EDS 分析結果において Al の元素分布および元素比に変化が見られず Al 腐食生成物の偏析も確認されないため、Al の腐食自体が浸漬当初より抑制されているように思われる。

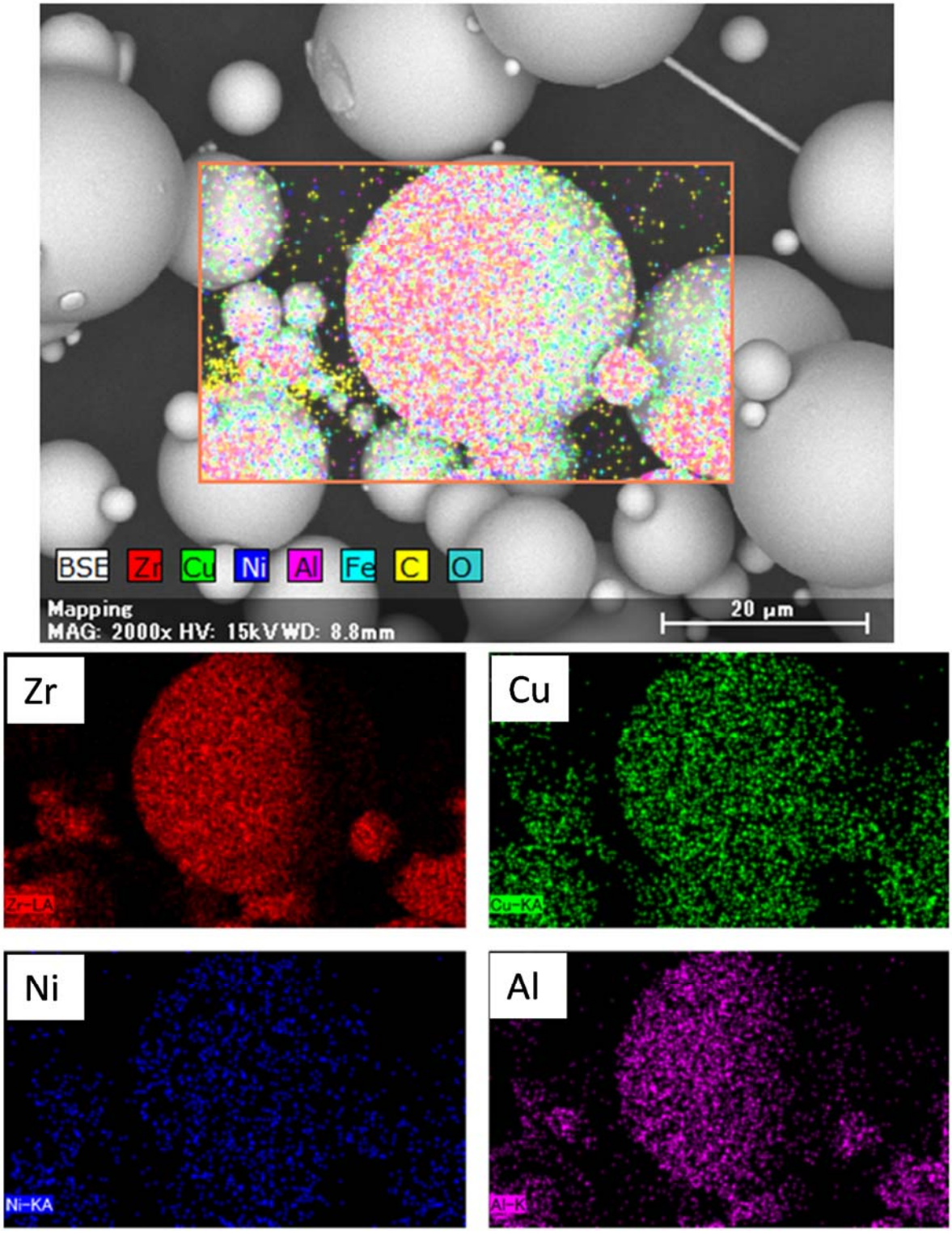


図 3.5.4-8　浸出試験後の金属ガラス粉末の EDS 分析結果(球状粒子、60℃還元雰囲気)

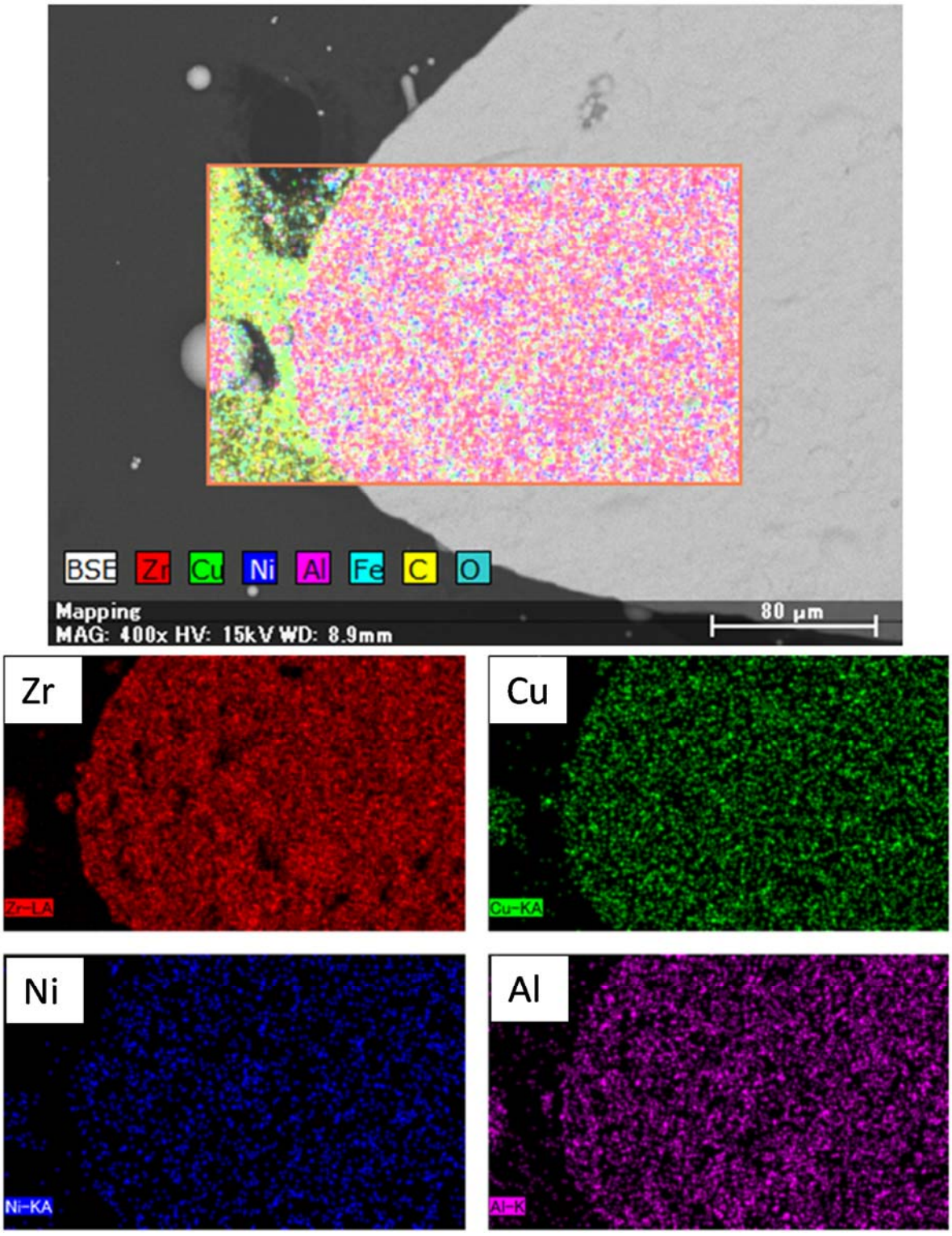


図 3.5.4-9　浸出試験後の金属ガラス粉末の EDS 分析結果(薄片、60℃還元雰囲気)

表 3.5.4-3　浸出試験後の金属ガラス粉末の EDS 分析による元素比(60℃還元雰囲気)

	薄片状金属ガラス粉末		球状金属ガラス粉末	
	重量割合[%]	元素割合[%]	重量割合[%]	元素割合[%]
Zirconium	68.80	56.86	64.32	52.45
Copper	24.04	28.52	28.20	33.01
Nickel	3.60	10.05	4.09	5.18
Aluminium	3.55	4.57	3.40	9.36

表 3.5.4-4　金属ガラス $Zr_{55}Cu_{30}Ni_5Al_{10}$ の元素比および 4 g 粉末中の重量と物質量

元素	原子量	モル比[%]	重量比[%]	4g中の重量[g]	4g中の物質量[mol]
Zr	91.2	55	67.02	2.68	2.94×10^{-2}
Cu	63.5	30	25.45	1.02	1.60×10^{-2}
Ni	58.7	5	3.92	0.16	2.67×10^{-3}
Al	27	10	3.61	0.14	5.34×10^{-3}

表 3.5.4-4 は、金属ガラス $Zr_{55}Cu_{30}Ni_5Al_{10}$ の元素比率から浸出試験に用いた金属ガラス粉末 4 g 中の各元素の物質量および重量を計算した結果である。Al の物質量を表 3.5.4-2 と比較したところ、浸出した Al は金属ガラス粉末に含有する Al の約 0.1 %となる。これは、全 Al に対してはごく微量と言えることから、一般的な Al のアルカリ溶解と比べて金属ガラス $Zr_{55}Cu_{30}Ni_5Al_{10}$ では Al の溶解がかなり抑制されていると考えられる。このような効果は、金属ガラスの特性に由来するものと思われる。金属ガラスはアモルファス構造であり熱力学的には非平衡状態のために化学的な活性度が高いはずであるが、前項までで述べたように種々の金属ガラスにおいて耐食性の向上が確認されている。これは、高耐食性を示す構成元素が容易に溶出すると同時に、表面に不動態被膜を速やかに形成することによると理解されている(井上, 2008)。一般的に金属材料の高耐食性は、不動態被膜の特性、および不動態被膜がどの程度均一に形成されるかに依存する。金属ガラスの場合、前述のとおりアモルファス構造を有することで粒界のような欠陥が非常に少なく均一な不動態被膜を形成しやすいために、孔食などの局部腐食も生じがたいことから高耐食性を示す。今回の予察試験においても、Al 以外の Zr や Cu、Ni がアルカリ条件下において不動態被膜を速やかに形成したために、Al の浸出がある程度制限されたことが予想される。これについては、Al 浸出の経時変化を調べることで、Al の浸出が浸出試験開始直後の不動態被膜形成時期に限られるかどうかを確認することが今後の課題と考えられる。

なお、今回用いた金属ガラス粉末は、アトマイズ法により製造された後、酸化防止を考慮した保管を行っていないため、製造時および保管時に酸化皮膜が生成していたことも考えられる。金属ガラスの直接処分容器材料への適用においては、大気中での容器材料への吹きつけなどのように有酸素条件下で金属ガラスが使用されると予想される。コーティングのような用い方を想定した場合には、その金属ガラス部の厚さは非常に薄くなると思われ(バルクの

作製には未だ制限がある)、酸化皮膜部と酸化していない金属ガラスの区別ができない状態、すなわちコーティング部が金属ガラスの酸化皮膜そのものとして扱われるようなイメージになる可能性がある。よって、種々の試験においては、金属ガラス試料作製時および保管時に改めて酸化防止策を講じることや酸化皮膜の除去はあえて行わず、酸化皮膜を含めて特性や性能を調べることが適切であると考えられる。

(4)高アルカリ耐性についての予察試験のまとめ

金属ガラス $Zr_{55}Cu_{30}Ni_5Al_{10}$ を用いた高アルカリおよび還元条件における浸出試験では Al の有意な浸出が認められたが､高アルカリ条件下での Al 単体の溶解を比較すれば微々たるものであることが確認できた。これは、金属ガラス材料中に、ある条件に対して腐食耐性が低い元素を含む場合であっても、他の元素の特性によって腐食が低減されるとともに、材料全体として各金属単体よりも高い耐食性が発現する可能性を示すと考えられる。ただし、このような効果の発現は元素種類のみならず含有元素比率にも依存することが予想される。候補と考えられる種々の金属ガラスについては諸条件下における耐性に関する情報も十分ではないことから、まずは各々について含有元素の浸出挙動を調査することで、想定される反応について整理していくことが重要である。

3.6 まとめと今後の課題

3.6.1 従来材料の直接処分容器への適用性

- 耐食性については、炭素鋼、チタン（低合金チタン含む）、銅いずれも深部地下環境を想定した条件での知見が拡充している。使用済燃料の直接処分における環境条件はオーバーパックにおいて検討した範囲と類似しており、腐食挙動については多くの知見が活用できる。腐食寿命も同等と考えられ、1000 年の設計寿命であれば処分容器候補材の耐食性を担う部分の材料として適用可能と考えられる。
- C-14 の閉じ込めに着目した数万年を超える長寿命化の可能な材料としては銅が有力であるが、低硫化物濃度環境が前提となる。また、腐食挙動の知見拡充も課題である。従来材料については、様々な分野において耐食性を向上させるための材質改善や元素の添加、合金開発などが行われている。そのような知見を活用し、より長期の閉じ込め機能が期待できる材料を検討することも今後の課題として挙げられる。
- 圧縮ベントナイト中における微生物による腐食への影響については、ベントナイト密度の適切な設定により極力抑えることができると考えられる。
- 今後は炭素鋼に加えて銅やチタンなどを対象とした室内および原位置試験などによる微生物腐食の影響の確認が課題である。また、硫酸還元菌だけでなく、鉄還元菌、硝酸還元菌、メタン生成菌などの影響を評価するとともに、地下環境に生息する微生物群集としての総合的な連鎖反応を評価すること、および微生物によるガス生成に関する影響を評価することが必要と考えられる。
- 耐圧性については適切な形状・寸法の炭素鋼（または鋳鉄）の使用により満足することが可能と考えられる。

・ただし、その構造に対して鍛造による製作には技術的な課題があり、炭素鋼を選定する場合でも鋳造を組み合わせた製作方法の検討が必要となる。
・封入性については、ガラス固化体用 OP での溶接技術開発成果や諸外国での検討事例などから、既存の技術やその応用技術が適用可能と考えられるが、容器構造と併せてより具体的な検討が必要である。
・照射脆化については、炭素鋼を耐圧性を担う部材とした場合、想定した既往の評価手法に基づくと、ほとんど問題にならないと考えられるが、オーバーパックと同様、低照射速度条件での脆化メカニズムに対応した評価手法の構築が必要である。
・照射速度による脆化メカニズムの影響については、陽電子消滅法により調べられており、高照射速度ではマトリクス欠陥の生成が脆化の主な原因であり、低照射速度では Cu ナノ析出物の生成が主な原因と考えられる。
・Cu ナノ析出物の生成による脆化の評価において、鉄中における Cu の拡散挙動を明らかにすることが不可欠であり、拡散係数の測定が試みられている。従来の方法では 690℃以下の温度での拡散係数取得は困難であったが、3 次元アトムプローブ法を用いて、より低温条件での測定が試みられている。

3.6.2 新合金の候補材選定、特性評価の検討

・バルク金属ガラスに関する基礎的事項を整理するとともに、人工バリア材料として検討対象とすべき金属ガラスの合金系、合金組成の選定を行った。現状で、バルク金属ガラスは、Zr 基、La 基、Fe 基、Mg 基、Pd 基、Pt 基、Cu 基、Ni 基、Ca 基および Ti 基に大別され、資源量・材料費、知見の豊富さ、耐食性の観点から Zr 基、Cu 基および Fe 基を研究対象として選定した。
・種々の組成の金属ガラスの中から、ガラス形成能、バルク化の見通し、耐食性、材料コストなどの観点から以下の組成の合金を選定した。

Zr 基：$Zr_{55}Cu_{30}Ni_5Al_{10}$
Cu 基：$Cu_{36}Zr_{48}Al_8Ag_8$ および $Cu_{60}Zr_{30}Ti_{10}$
Fe 基：$Fe_{76}Si_9B_{10}P_5$ および $Fe_{43}Cr_{16}Mo_{16}C_{15}B_{10}$

・選定された金属ガラスのうち、粉末状の $Zr_{55}Cu_{30}Ni_5Al_{10}$ を用いてアルカリ性水溶液中にて浸漬試験を行った。その結果、液相中への Al の溶解が認められたが、金属ガラス粒子表面は浸漬前とほとんど変化はなく、元素分布にも明瞭な変化は見られなかった。
・今後、処分容器としての適用可能性について見通しを得るため、選定された合金について、施工性、耐食性を含め基本特性を評価することが課題である。特に、耐食性についてはステンレス鋼、チタンなど高耐食性金属として分類されているオーバーパックや処分容器の候補材料（従来材料）との比較による評価を行い、処分環境で期待される閉じ込め性能を明らかにする必要がある。
・金属ガラスに対する放射線の影響に関する検討例は少なく、今後使用済燃料の直接処分において想定される放射線環境での材料の変質挙動や長期的な安定性を評価する必要がある。

【参考文献】

Amano, Y., Sasao, E., Niizato, T., and Iwatsuki, T. (2012): Redox buffer capacity in water-rock-microbe interaction systems in subsurface environment. Geomicrobiology Journal, 29, 628-639.

Amiya, K., and Inoue, A. (2006): Fe-(Cr,Mo)-(C,B)-Tm bulk metallic glasses with high strength and high glass-forming ability, Materials Transactions, Vol. 47, pp. 1615-1618.

Anand, M. S., and Agarwala, R. P. (1966): Diffusion of Copper in Iron, Journal of Applied Physics, Vol. 37, Issue 11, pp.4248-4251.

Andersson, C-G. (2002): Development of fabrication technology for copper canister with cast inserts, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Technical Report TR-02-07.

Andersson, C-G., Eriksson, P., Westman, M., and Emilsson, G. (2004): Status report, canister fabrication, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Technical Report TR-04-23.

Andrews, R. E. (2004): Friction stir welding - an alternative method for sealing nuclear waste storage canisters, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Technical Report TR-04-16.

ANDRA(2005): Dossier 2005 Argile Tome Architecture and management of a geological repository, The National Radioactive Waste Management Agency.

ASTM D1141-98(2013): Standard Practice for the Preparation of Substitute Ocean Water, ASTM.

Atkinson, A. (1985): The time dependence of pH within a repository for radioactive waste disposal, AERE R 11777, United Kingdom Atomic Energy Authority, pp. 1-19.

Bakker, H. (1998): Enthalpies in Alloys, Trans Tech Publications Ltd., pp. 1-78.

Bernal, J.D. (1960): Geometry of the Structure of Monatomic Liquids, Nature, Vol. 185, pp. 68-70.

Bhaskaran, G., Carcea, A., Ulaganathan, J., Wang, S., Huang, Y. and Newman, R. C. (2012): Fundamental aspects of stress corrosion cracking of copper relevant to the Swedish deep geologic repository concept, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Technical Report TR-12-06.

Bitoh, T., Makino, A., Inoue, A. and Greer, A.L. (2006): Large bulk soft magnetic [(Fe0.5Co0.5)(0.75)B0.20Si0.05](96)Nb-4 glassy alloy prepared by B2O3 flux melting and water quenching, Applied Physics Letters, Vol. 88, pp.

Brydie, J.R., Wogelius, R.A., Merrifield, C.M., Boult, S., Gilbert, P., Allison, D. and Vaughan, D.J. (2005): The μ2M project on quantifying the effects of biofilm growth on hydraulic properties of natural porous media and on sorption equilibria:

an overview. Geological Society, London, Special Publications, 249, 131-144.
Cargill Iii, G.S. (1975): Structure of Metallic Alloy Glasses, Solid State Physics - Advances in Research and Applications, Vol. 30, pp. 227-320.
Carter, J., Fu, E.G., Bassiri, G., Dvorak, B.M., Theodore, N.D., Xie, G.Q., Lucca, D.A., Martin, M., Hollander, M., Zhang, X.H. and Shao, L. (2009): Effects of ion irradiation in metallic glasses, Nuclear Instruments & Methods in Physics Research Section B-Beam Interactions with Materials and Atoms, Vol. 267, pp. 1518-1521.
Chen, H.S. and Turnbull, D. (1968): Evidence of a Glass-Liquid Transition in a Gold-Germanium-Silicon Alloy, Journal of Chemical Physics, Vol. 48, pp. 2560-2571.
Chen, H.S. (1980): Glassy Metals, Reports on Progress in Physics, Vol. 43, pp. 353-432.
Coombs, P., Wagner, D., Bateman, K., Harrison, H., Milodowski, A.E. Noy, D. and West, J.M. (2010) The role of biofilms in subsurface transport processes. Quarterly Journal of Engineering Geology and Hydrogeology, 43, 131-139.
Daniels, L., Belay, N., Rajagopal, B.S. and Weimer, P.J. (1987): Bacterial methanogenesis and growth from CO_2 with elemental iron as the sole source of electrons. Science, 237, 509-511.
de Boer, F.R.B., R., Mattens, W.C.M., Miedema, A.R. and Nissen, A.K. (1988): Cohesion in Metals: Transition Metal Alloys, North Holland Physics Publishing, a division of Elsevier Scinece Publishers B.V., pp. 1-758.
電気事業連合会，核燃料サイクル開発機構(2005)：TRU 廃棄物処分技術検討書―第 2 次 TRU 廃棄物処分研究開発とりまとめ―，JNC TY1400 2005-013, FEPC TRU-TR2-2005-02, 第 4 章 pp. 1-233.
de Oliveira, M.F., Botta, F.W.J., Kaufman, M.J. and Kiminami, C.S. (2002): Phases formed during crystallization of $Zr_{55}Al_{10}Ni_5Cu_{30}$ metallic glass containing oxygen, Journal of Non-Crystalline Solids, Vol. 304, pp. 51-55.
Dinh, H.T., Kuever, J., Mussmann, M. Hassel, A.W. Stratmann, M. and Widdel, F. (2004): Iron corrosion by novel anaerobic microorganisms. Nature, 427, 829-32.
Dixon, D.A., Graham, J. and Gray, M.N. (1999): Hydraulic conductivity of clays in confined tests under low hydraulic gradients. Can. Geotech. J., 36, 815-825.
Egami, T. and Waseda, Y. (1984): Atomic Size Effect on the Formability of Metallic Glasses, Journal of Non-Crystalline Solids, Vol. 64, pp. 113-134.
Eason, E.D., Wright, J. E. and Odette, G. R. (1998): NUREG/CR-6551.
Efird, K. D. and Anderson , D. B. (1975):Mat. Perform., Vol. 14 No.11.
Fredrickson, J.K. and Fletcher, M. (eds.)(2001):Subsurface microbiology and biogeochemistry. Wiley-Liss, Inc., New York.
腐食防食協会編(2000)：腐食防食ハンドブック，丸善.
原環センター(原子力環境整備促進・資金管理センター)(2002)：平成 13 年度地層処分技術調

査等遠隔操作技術高度化調査報告書（1／2）.
原環センター(原子力環境整備促進・資金管理センター)(2003)：平成 14 年度地層処分技術調査等遠隔操作技術高度化調査報告書（1／2）.
原環センター(原子力環境整備促進・資金管理センター)(2004)：平成 15 年度地層処分技術調査等遠隔操作技術高度化調査.
原環センター(原子力環境整備促進・資金管理センター)(2005a)：平成 16 年度地層処分技術調査等事業高レベル放射性廃棄物処分関連処分システム工学要素技術高度化開発報告書（第 1 分冊）－遠隔操作技術高度化開発－.
原環センター(原子力環境整備促進・資金管理センター)(2005b)：平成 16 年度地層処分技術調査等遠隔操作技術高度化調査.
原環センター(原子力環境整備促進・資金管理センター)(2006)：平成 17 年度地層処分技術調査等事業高レベル放射性廃棄物処分関連処分システム工学要素技術高度化開発報告書（第 1 分冊）－遠隔操作技術高度化開発－.
原環センター(原子力環境整備促進・資金管理センター)(2007)：平成 18 年度地層処分技術調査等遠隔操作技術高度化調査報告書（1／2）.
原環センター(原子力環境整備促進・資金管理センター)(2008)：平成 19 年度地層処分技術調査等委託費高レベル放射性廃棄物処分関連処分システム工学要素技術高度化開発報告書（第 1 分冊）－遠隔操作技術高度化開発－（1／2）.
原環センター(原子力環境整備促進・資金管理センター)(2009a)：平成 20 年度地層処分技術調査等委託費高レベル放射性廃棄物処分関連処分システム工学要素技術高度化開発報告書（第 1 分冊）－遠隔操作技術高度化開発－（1／2）.
原環センター(原子力環境整備促進・資金管理センター)(2009b)：平成 20 年度核燃料サイクル関係推進調整等委託費（地層処分実規模設備整備事業）報告書.
原環センター(原子力環境整備促進・資金管理センター)(2010)：平成 21 年度地層処分技術調査等委託費高レベル放射性廃棄物処分関連処分システム工学要素技術高度化開発報告書（第 1 分冊）－遠隔操作技術高度化開発－（1／2）.
原環センター(原子力環境整備促進・資金管理センター)(2011)：平成 22 年度地層処分技術調査等委託費高レベル放射性廃棄物処分関連処分システム工学要素技術高度化開発報告書（第 1 分冊）－遠隔操作技術高度化開発－.
原環センター(原子力環境整備促進・資金管理センター)(2012)：平成 23 年度地層処分技術調査等委託費高レベル放射性廃棄物処分関連処分システム工学要素技術高度化開発報告書（第 1 分冊）－遠隔操作技術高度化開発－.
原環センター(原子力環境整備促進・資金管理センター)(2013a)：平成２４年度地層処分技術調査等事業高レベル放射性廃棄物処分関連：処分システム工学要素技術高度化開発平成１９年度～平成２４年度の取りまとめ報告書.
原環センター(原子力環境整備促進・資金管理センター)(2013b)：平成 24 年度地層処分技術調査等事業高レベル放射性廃棄物処分関連処分システム工学要素技術高度化開発報告書（第 1 分冊）－遠隔操作技術高度化開発－.
原環センター(原子力環境整備促進・資金管理センター)(2013c)：諸外国における高レベル放

射性廃棄物の処分について，経済産業省 資源エネルギー庁，pp. 8-55.
原子力委員会新計画策定会議技術検討小委員会(2004)：基本シナリオの核燃料サイクルコスト比較に関する報告書，原子力委員会.
Hafner, J. (1980):Theory of the Formation of Metallic Glasses, Physical Review B, Vol. 21, pp. 406-426.
Hama, K., Bateman, K., Coombs, P., Hards, V.L., Milodowski, A.E., West, J.M., Wetton, P.D., Yoshida, H. and Aoki, K. (2001):Influence of bacteria on rock-water interaction and clay mineral formation in subsurface granitic environments. Clay Minerals, 36, 599-613.
Harrison, H., Wagner, D., Yoshikawa, H., West, J.M., Milodowski, A.E., Sasaki, Y., Turner, G., Lacinska, A., Holyoake, S., Harrington, J., Noy, D., Coombs, P., Bateman, K. and Aoki, K. (2011):Microbiological influences on fracture surfaces of intact mudstone and the implications for geological disposal of radioactive waste. Mineralogical Magazine, 75, 2449-2466.
Higashi, S., Murooka, K., Nagata, S., Shikama, T., Toh, K. and Tsuchiya, B. (2006): Radiation effect in Zr-based metallic glasses, Funtai Oyobi Fummatsu Yakin/Journal of the Japan Society of Powder and Powder Metallurgy, Vol. 53, pp. 85-89.
Hirano, K., Cohen, M. and Averbach, B. L. (1961):Diffusion of nickel into iron, Acta Metallurgica, Vol. 9, Issue 5, pp.440-445.
Hirata, A., Hirotsu, Y., Amiya, K., Nishiyama, N. and Inoue, A. (2009):Fe23B6-type quasicrystal-like structures without icosahedral atomic arrangement in an Fe-based metallic glass, Physical Review B, Vol. 80, pp.
本間信之,千葉恭彦,棚井憲治(1999a):チタン－炭素鋼複合オーバーパックの試作，核燃料サイクル開発機構，JNC-TN8400-99-048.
本間信之,千葉恭彦,棚井憲治（1999b）：銅-炭素鋼複合オーバーパックの試作,核燃料サイクル開発機構，JNC-TN8400-99-049.
Hono, K. (1999):Atom probe microanalysis and nanoscale microstructures in metallic materials, Acta Materialia, Vol. 47, Issue 11, pp.3127-3145.
Hultquist,G., Szakálos, P., Graham, M. J., Sproule, G. I. and Wikmark, G. (2008):Detection of hydrogen in corrosion of copper in pure water. Proceedings of the 17th International Corrosion Congress, Las Vegas, Houston, paper 3884.
Hultquist, G., Szakálos, P., Graham, M. J., Belonoshko, A. B., Sproule, G. I., Gråsjö, L., Dorogokupets, P., Danilov,B., Aastrup,T., Wikmark, G., Chuah, G-K., Eriksson, J-C. and Rosengren, A. (2009):Water corrodes copper, Catalysis Letters 132, pp.311-316.
Humphreys, P.N., West, J.M. and Metcalfe, R. (2010):Microbial effects on repository performance. Quintessa Report for NDA, QSR-1378Q-1, Version 3.0.
Huntz, A. M., Aucouturier, M. and Lacombe, P. (1967):Compt. Rend. Acod. Sci., C265,

554.
市原正夫，鈴木善孝(1999)：化学工学の計算法，東京電機大学出版社，pp. 211.
井野博満，田中良平，永田和宏，平林 眞，増子 曻編(2001)：原子炉圧力容器鋼の照射脆化機構，アグネ技術センター，金属，Vol. 71，No. 8，pp.717-770.
井野博満，田中良平，永田和宏，平林 眞，増子 曻編(2007)：原子炉圧力容器鋼照射脆化機構解明の最近の進歩，アグネ技術センター，金属,Vol. 77，No. 12，pp.1313-1349.
Inoue, A. and Gook, J.S. (1995):Fe-Based Ferromagnetic Glassy Alloys with Wide Supercooled Liquid Region, Materials Transactions JIM, Vol. 36, pp. 1180-1183.
Inoue, A., Zhang, T. and Takeuchi, A. (1997):Bulk amorphous alloys with high mechanical strength and good soft magnetic properties in Fe-TM-B (TM=IV-VIII group transition metal) system, Applied Physics Letters, Vol. 71, pp. 464-466.
Inoue, A. (2000):Stabilization of metallic supercooled liquid and bulk amorphous alloys, Acta Materialia, Vol. 48, pp. 279-306.
Inoue, A., Zhang, W., Zhang, T. and Kurosaka, K. (2001):High-strength Cu-based bulk glassy alloys in Cu-Zr-Ti and Cu-Hf-Ti ternary systems, Acta Materialia, Vol. 49, pp. 2645-2652.
Inoue, A. and Takeuchi, A. (2002):Recent progress in bulk glassy alloys, Materials Transactions, Vol. 43, pp. 1892-1906.
Inoue, A., Shen, B.L., Koshiba, H., Kato, H. and Yavari, A.R. (2003):Cobalt-based bulk glassy alloy with ultrahigh strength and soft magnetic properties, Nature Materials, Vol. 2, pp. 661-663.
Inoue, A. (2005):Bulk glassy and nonequilibrium crystalline alloys by stabilization of supercooled liquid: fabrication, functional properties and applications (Part 2), Proceedings of the Japan Academy Series B-Physical and Biological Sciences, Vol. 81, pp. 172-188.
Inoue, A., Sekigawa, T., Oguri, K., Tagawa, T. and Ishikawa, T. (2010):Mechanism of Fatigue Life Improvement due to Fine Particle Shot Peening in High Strength Aluminum Alloy, Journal of the Japan Institute of Metals, Vol. 74, pp. 370-377.
Inoue, A. and Takeuchi, A. (2011):Recent development and application products of bulk glassy alloys, Acta Materialia, Vol. 59, pp. 2243-2267.
井上明久監修(2008)：バルク金属ガラスの材料科学と工学，シーエムシー出版，pp. 1-187.
井上明久監修(2009)：新機能材料 金属ガラスの基礎と産業への応用，テクノシステム，pp. 41-48.
石川博久，本田明，鶴留浩二，井上邦博，小畑政道，佐々木憲明（1992）：オーバーパック候補材料選定と炭素鋼オーバーパックの寿命評価，PNC TN8410 92-139.
Johansson, A. J. and Brinck, T. (2012):Mechanisms and energetics of surface reactions at the copper-water interface: A critical literature review with implications for the debate on corrosion of copper in anoxic water, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Technical Report TR-12-07.

Johnson, L.H., LeNeveu, D.M., King, F., Shoesmith, D.W., Kolar, M., Oscurson, D.W., Sunder, S., Onofrei, C. and Crosthwaite(1996):The Disposal of Canada's Nuclear Fuel Waste: A Study of Postclosurer Safety of In-Room Emplacement of Used CANDU Fuel in Copper Containers in Permeable Plutonic Rock Volume 2: Valt Model, AECL-11494-2.

核燃料サイクル開発機構（1999a）：わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第2次取りまとめ－分冊2. 核燃料サイクル開発機構 技術報告書. JNC TN1400 99-022.

核燃料サイクル開発機構（1999b）：わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第2次取りまとめ－分冊3. 核燃料サイクル開発機構 技術報告書. JNC TN1400 99-023.

川崎学，谷口直樹，内藤守正（2008）：炭酸塩を含む炭酸塩を含む地層処分模擬環境における純銅のアノード分極挙動と皮膜破壊電位の検討,材料と環境，Vol.58, No.11, pp.386-394.

Kawazoe, Y.M., T., Suzuki, K., Inoue, A., Tsai, A.-P., J.-Z, Yu., Aihara, T. Jr. and Nakanomo, T. (1997):Phase Diagrams and Physical Properties of Nonequilibrium Alloys, Group III Condensed Matter., Springer Berlin Heidelberg, pp. 1-295.

Kim, J., Dong, H., Seabaugh, J., Newell, S.W. and Eberl, D.D. (2004):Role of microbes in the smectite to illite reaction. Science, 303, 830.

King, F. (2009):Microbially influenced corrosion of nuclear waste containers. Corrosion, 65, 223-251.

King, F., Liljia, C., Pedersen, K., Pitkanen, P. and Vahanen, M. (2010):An update of the state-of the-art report on the corrosion of copper under expected conditions in a deep geologic repository, SKB TR-10-67.

Klement, W., Willens, R.H. and Duwez, P. (1960):Non-Crystalline Structure in Solidified Gold-Silicon Alloys, Nature, Vol. 187, pp. 869-870.

小玉俊明,藤井哲雄,馬場晴雄(1981)：浄水場における給水管材料の水道水腐食試験，防食技術，Vol. 30, No. 8, pp.462-468.

Komaki, M., Mimura, T., Kurahasi, R., Odahara, H., Amiya, K., Saotome, Y. and Yamasaki, T. (2012a):Influence of Substrate Temperature on Structure and Adhesion Strength of Fe-Cr-P-C Amorphous Coating Films Produced by Thermal Spraying Technique, Materials Transactions, Vol. 53, pp. 681-689.

Komaki, M., Mimura, T., Tsuji, S., Amiya, K., Saotome, Y. and Yamasaki, T. (2012b):Influence of Substrate Temperature on the Structure and Cohesive/Adhesive Strength of Fe-Co-Si-B-Nb Metallic Glass Coating Films Produced by Thermal Spraying, Materials Transactions, Vol. 53, pp. 2151-2159.

Kostka, J.E., Dalton, D.D., Skelton, H., Dollhopf, S. and Stucki, J.W. (2002):Growth of iron(III)-reducing bacteria on clay minerals as the sole electron acceptor and comparison of growth yields on a variety of oxidized iron forms. Applied and

Environmental Microbiology, 68, 6256-6262.
Krumholz, L.R., McKinley, J.P., Ulrich, G.A. and Suflita, J.M. (1997):Confined subsurface microbial communities in Cretaceous rock. Nature, 386, 64-66.
蔵元英一(1996):金属中の格子欠陥における陽電子寿命, 日本金属学会, まてりあ, Vol. 35, No. 2, pp.110-116.
Kubaschewski, O. (1982):IRON-Binary Phase Diagrams, Spiringer-Verlag, Berlin.
Lazarev, V. A. and Golikov, V. M. (1970):Fiz. Met. Metalloved., 30 598.
Lazarev, V. A. and Golikov, V. M. (1971):Fiz. Met. Metalloved., 31 885.
Lee, C. G., Lee, J. H., Lee, B. S., Lee, Y. I., Shimozaki, T. and Okino, T. (2005):Measurement of the Impurity Diffusivity of Cu in Fe by Laser Induced Breakdown Spectrometry, Defect and Diffusion Forum, Vol. 237, pp.266-270.
Little, B.J. and Lee, J.S. (2007):Microbiologically influenced corrosion. Wiley series in Corrosion, R. Winston Revie, Series Editor, Wiley-Interscience.
Liu, B.X., Lai, W.S. and Zhang, Q. (2000):Irradiation induced amorphization in metallic multilayers and calculation of glass-forming ability from atomistic potential in the binary metal systems, Materials Science & Engineering R-Reports, Vol. 29, pp. 1-48.
Lu, Z.P., Tan, H., Li, Y. and Ng, S.C. (2000):The correlation between reduced glass transition temperature and glass forming ability of bulk metallic glasses, Scripta Materialia, Vol. 42, pp. 667-673.
Lu, Z.P. and Liu, C.T. (2002):A new glass-forming ability criterion for bulk metallic glasses, Acta Materialia, Vol. 50, pp. 3501-3512.
Makino, A., Kubota, T., Chang, C., Makabe, M. and Inoue, A. (2007):FeSiBP bulk metallic glasses with unusual combination of high magnetization and high glass-forming ability, Materials Transactions, Vol. 48, pp. 3024-3027.
Masumoto, T. (1982):Present Status and Prospects of Rapidly Quenched Metals, in The 4th Int'l Conf. on Rapidly Quenched Metals (eds T. Masumoto & K. Suzuki), The Japan Institute of Metals. pp. 1-5.
Masurat, P., Eriksson, S. and Pedersen, K. (2010a):Evidence of indigenous sulfate-reducing bacteria in commercial Wyoming bentonite MX-80. Applied Clay Science, 47, 51-57.
Masurat, P., Eriksson, S. and Pedersen, K. (2010b):Microbial sulfide production in compacted Wyoming bentonite MX-80 under in situ conditions relevant to a repository for high-level radioactive waste. Applied Clay Science, 47, 58-64.
Mauclaire, L., McKenzie, J.A., Schwyn, B. and Bossart, P. (2007):Detection and cultivation of indigenous microorganisms in Mesozoic claystone core samples from the Opalinus Clay Formation (Mont Terri Rock Laboratory). Physics and Chemistry of the Earth, 32, 232-240.
Mori, K., Tsurumaru, H. and Harayama, S. (2010):Iron corrosion activity of anaerobic

hydrogen-consuming microorganisms isolated from oil facilities. J. Biosci. Bioeng., 110, 426-430.

Mulligan, C.N., Yong, R.N. and Fukue, M. (2009):Some effects of microbial activity on the evolution of clay-based buffer properties in underground repositories. Applied Clay Science, 42, 331-335.

Müller, C., Elagin, M., Scharmach, M., Bellon, C., Jaenisch, G-R., Bär, S., Redmer, B., Goebbels, J., Ewert, U., Zscherpel, U., Boehm, R., Brekow, G., Erhard, A., Heckel, T., Tessaro, U., Tscharntke, D. and Ronneteg, U. (2006):Reliability of nondestructive testing (NDT) of the copper canister seal weld, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Technical Report TR-06-08.

Nagai, Y., Hasegawa, M., Tang, Z., Hempel, A., Yubuta, K., Shimamura, T., Kawazoe, Y., Kawai, A. and Kano, F. (2000):Positron Confinement in ultrafine embedded particles: Quantum-dot-like state in an Fe-Cu alloy, Physical Review B61, pp.6574-6578.

永井康介,長谷川雅幸(2003):埋め込みナノ粒子の陽電子消滅法による解析, 日本分析化学会, ぶんせき No. 7, pp.374-381.

永井康介,長谷川雅幸(2005):陽電子をプローブとしたナノ・サブナノスケールの局所元素分析, 日本金属学会, まてりあ, Vol. 44, No.8, pp.667-673.

Nagai, Y., Toyama, T., Nishiyama, Y., Suzuki, M., Tang, Z. and Hasegawa, M. (2005):Kinetics of irradiation-induced Cu precipitation in nuclear reactor pressure vessel steels, Applied Physics Letters, Vol. 87, 261920.

Nagase, T. and Umakoshi, Y. (2003):Electron irradiation induced crystallization behavior in Zr66.7Cu33.3 and Zr65.0Al7.5Cu27.5 amorphous alloys, Materials Science and Engineering a-Structural Materials Properties Microstructure and Processing, Vol. 352, pp. 251-260.

Nagata, S., Sasase, M., Takahiro, K., Tsuchiya, B., Inouye, A., Yamamoto, S. and Shikama, T. (2009):Ion induced structural modification and nano-crystalline formation of Zr-Al-Ni-Cu metallic glasses, Nuclear Instruments & Methods in Physics Research Section B-Beam Interactions with Materials and Atoms, Vol. 267, pp. 1514-1517.

Nakajima, T., Kita, E. and Ino, H. (1988):Crystallization Process and Magnetic-Properties of Fe100-Xbx (10 Less-Than-or-Equal-to X Less-Than-or-Equal-to 35) Amorphous-Alloys and Supersaturated State of Boron in Alpha-Fe, Journal of Materials Science, Vol. 23, pp. 1279-1288.

Nakano, M. and Kawamura, K. (2010):Estimating the corrosion of compacted bentonite by a conceptual model based on microbial growth dynamics. Applied Clay Science. 47, 43-50.

奈賀正明,橋本功二,増本健(1974):クロムを含む非晶質鉄合金の耐食性, 日本金属学会誌, Vol. 38, pp. 835-841.

Nishiyama, N. and Inoue, A. (2002):Glass-forming ability of Pd42.5Cu30Ni7.5P20 alloy

with a low critical cooling rate of 0.067 K/s, Applied Physics Letters, Vol. 80, pp. 568-570.
日本分析化学会(2013):半導体・電子材料分析, 丸善出版, pp.71.
日本アイソトープ協会(1993):陽電子計測の科学.
Nino, A., Nagase, T. and Umakoshi, Y. (2005):Electron irradiation induced nano-crystallization in $Fe_{77}Nd_{4.5}B_{18.5}$ metallic glass, Materials Transactions, Vol. 46, pp. 1814-1819.
西村務, 和田隆太郎, 西本英敏, 藤原和雄, 谷口直樹, 本田明 (1999) :ベントナイト中における炭素鋼の腐食挙動に及ぼす微生物の影響. 核燃料サイクル開発機構　技術報告書 JNC TN8400 99-077.
Nohara, K. and Hirano, K. (1971):Proc. ICSTIS, Suppl. Trans. ISIJ 11, 1267.
小田治恵, 柴田雅博, 油井三和 (1999) : 地層処分研究開発第2次取りまとめにおける緩衝材間隙水化学の評価, JNC TN8400 99-078.
Odette, G.R. and Lucas, G.E. (2001):Embrittlement of nuclear reactor pressure vessels, JOM, Vol. 53, pp.18-22.
Ohkubo, H., Tang, Z., Y. Nagai, Hasegawa, M., Tawara, T. and Kiritani, M. (2003):Positron annihilation study of vacancy-type defects in high-speed deformed Ni, Cu and Fe, Materials Science and Engineering:A, Vol. 350, Issue 1-2, pp.95-101.
Pang, S.J., Zhang, T., Asami, K. and Inoue, A. (2002):Synthesis of Fe-Cr-Mo-C-B-P bulk metallic glasses with high corrosion resistance, Acta Materialia, Vol. 50, pp. 489-497.
Patel, R., Punshon, C., Nicholas, J., Bastid, P., Zhou, R., Schneider, C., Bagshaw, N., Howse, D., Hutchinson, E., Asano, R. and King, F. (2012):Canister Design Concepts for Disposal of Spent Fuel and High Level Waste, National Cooperative for the Disposal of Radioactive Waste, Technical Report NTB 12-06.
Pedersen, K. (1999):Subterranean microorganisms and radioactive waste disposal in Sweden. Engineering Geology. 52, 163-176.
Pedersen, K., Motamedi, M., Karnland, O. and Sandén, T. (2000):Cultivability of microorganisms introduced into a compacted bentonite clay buffer under high-level radioactive waste repository conditions. Engineering Geology, 58, 149-161.
Pedersen, K. (2001)Diversity and activity of microorganisms in deep ligneous rock aquifers of the Fennoscandian Shield. In: Fredrickson, J.K., and Fletcher, M. (eds). Subsurface Microbiology and Biogeochemistry. Chichester: Wiley, pp. 97-139.
Pedersen, K. (2010):Analysis of copper corrosion in compacted bentonite clay as a function of clay density and growth conditions for sulfate-reducing bacteria. J. Appl. Microbiol, 108, 1094-1104.
Phythian, W. J. and English C. A. (1993):Microstructural evolution in reactor pressure

vessel steels, Journal of Nuclear Materials, Vol. 205, pp.162-177.
Ponnambalam, V., Poon, S.J. and Shiflet, G.J. (2004):Fe-based bulk metallic glasses with diameter thickness larger than one centimeter, Journal of Materials Research, Vol. 19, pp. 1320-1323.
POSIVA(2012):Safety case for the disposal of spent nuclear fuel at Olkiluoto -Models and data for the repository system 2012. Posiva Report. POSIVA 2013-01.
Poulain, S., Sergeant, C., Simonoff, M., Marrec, C.L. and Altmann, S. (2008):Microbial investigations in Opalinus Clay, an argillaceous formation under evaluation as a potential host rock for a radioactive waste repository. Geomicrobiology Journal, 25, 240-249.
Puska, M. J. and Nieminen, R. M. (1983):Defect spectroscopy with positrons: a general calculational method, Journal of Physics F: Metal Physics, Vol. 13, No. 2, pp.333.
Qin, C.L., Asami, K., Zhang, T., Zhang, W. and Inoue, A. (2003a):Corrosion behavior of Cu-Zr-Ti-Nb bulk glassy alloys, Materials Transactions, Vol. 44, pp. 749-753.
Qin, C.L., Asami, K., Zhang, T., Zhang, W. and Inoue, A. (2003b):Effects of additional elements on the glass formation and corrosion behavior of bulk glassy Cu-Hf-Ti alloys, Materials Transactions, Vol. 44, pp. 1042-1045.
Raiko, H. (2013):Canister Design, Posiva 2012-13.
Rothman, S. J., Peterson, N. L., Walter, C. M. and Nowicki, L. J. (1968):The Diffusion of Copper in Iron, Journal of Applied Physics, Vol. 39, Issue 11, pp.5041-5044.
作花済夫(1997):ガラス科学の基礎と応用, 内田老鶴圃, pp. 1-361.
Salje, G. and Feller-Kniepmeier, M. (1977):The diffusion and solubility of copper in iron, Journal of Applied Physics, Vol. 48, Issue 5, pp.1833-1839.
社団法人溶接学会編(2006):摩擦攪拌接合-FSW のすべて-, 産報出版.
Shechtman, D., Blech, I., Gratias, D. and Cahn, J.W. (1984):Metallic Phase with Long-Range Orientational Order and No Translational Symmetry, Physical Review Letters, Vol. 53, pp. 1951-1953.
Shen, B.L., Inoue, A., Kimura, H., Omori, M. and Okubo, A. (2004):Bulk glassy soft-magnetic cores produced by spark-plasma sintering Fe65Co10Ga5P12C4B4 glassy powder, Materials Science and Engineering a-Structural Materials Properties Microstructure and Processing, Vol. 375, pp. 666-670.
SKB(2010a):Design, production and initial state of the canister, Technical Report TR-10-14.
SKB(2010b): Geosphere process report for the safety assessment SR-Site. Technical Report TR-10-48.
SKB(2013):RD&D Programme 2013 Programme for research, development and demonstration of methods for the management and disposal of nuclear waste, Technical Report TR-13-18.
曽根田直樹(2003):圧力容器鋼の中性子照射脆化における照射速度の影響, アグネ技術セン

ター, 金属, Vol. 73, No. 8, pp.760-765.
Speich, G. R., Gula, J. A. and Fisher, R. M. (1966):Electron Microprobe (Wiley, New York 1966) 525.
Stoller, R. E. (2004):The Effect of Neutron Flux on Radiation-Induced Embrittlement in Reactor Pressure Vessel Steels, Journal of ASTM International, Vol.1, Issue 4.
Stroes-Gascoyne, S. (1996):microbial analysis of the buffer/container experiment at AECL's Underground Research Laboratory. Atomic Energy of Canada Limited, AECL-11436 (CC2-11436E).
Stroes-Gascoyne, S., Pedersen, K., Haveman, S.A., Dekeyser, K., Arlinger, J., Daumas, S., Ekendahl, S., Hallbeck, L., Hamon, C.J., Jahromi, N. and Delaney, T.L. (1997):Occurrence and identification of microorganisms in compacted clay-based buffer material designed for use in a nuclear fuel waste disposal vault. Can. J. Microbiol., 43, 1133-1146.
Stroes-Gascoyne, S., Hamon, C.J., Dixon, D.A. and Martino, J.B. (2007):Microbial analysis of samples from the Tunnel Sealing Experiment at AECL's Underground Research Laboratory. Physics and Chemistry of the Earth, 32, 219-231.
Stroes-Gascoyne, S. (2010):Microbial occurrence in bentonite-based buffer, backfill and sealing materials from large-scale experiments at AECL's Underground research laboratory. Applied Clay Science, 47, 36-42.
Stroes-Gascoyne, S. and Hamon, C.J. (2010):The Effects of Elevated Temperatures on the Viability and Culturability of Bacteria Indigenous to Wyoming MX-80 Bentonite. Nuclear Waste Management Organization (NWMO) Technical Report NWMO TR-2010-08.
Stroes-Gascoyne, S., Hamon, C.J., Maak, P. and Russell, S. (2010):The effects of the physical properties of highly compacted smectite clay (bentonite) on the culturability of indigenous microorganisms. Applied Clay Science, 47, 155-162.
Stroes-Gascoyne, S. and Hamon, C.J. (2011):The role of highly compacted bentonite in localized suppression of microbial activity in a nuclear fuel waste repository. In: Proceedings CNS Conference on Waste Management, Decommissioning and restoration for Canada's Nuclear Activities, September 11-14, Toronto, ON, Canada.
Stroes-Gascoyne, S., Hamon, C.J. and Maak, P. (2011):Limits to the use of highly compacted bentonite as a deterrent for microbially influenced corrosion in a nuclear fuel waste repository. Physics and Chemistry of the Earth, 36, 1630-1638.
杉山雅治,五十嵐貴教,福本昌宏,木村久道,井上明久(2007a):高速フレーム溶射法による Fe 基金属ガラス皮膜の開発と応用, 紛体および粉末冶金, Vol. 54, pp. 784-789.
杉山雅治,五十嵐貴教,岡野輝男,木村久道,井上明久(2007b):金属ガラス溶射技術およびこれを応用した耐鉛フリーはんだ侵食コーティングの開発, まてりあ, Vol. 46, pp. 31-33.

Suryanarayana, C., Seki, I. and Inoue, A. (2009):A critical analysis of the glass-forming ability of alloys, Journal of Non-Crystalline Solids, Vol. 355, pp. 355-360.

Suryanarayana, C. and Inoue, A. (2011):Bulk Metallic Glasses, CRC Press, pp. 1-543.

Suryanarayana, C. and Inoue, A. (2013):Iron-based bulk metallic glasses, International Materials Reviews, Vol. 58, pp. 131-166.

鈴木宏幸，谷口直樹（2006）：低酸素濃度下におけるチタンの腐食速度と水素吸収挙動，材料と環境，Vol.55，No.11，pp.485-494.

Suzuki, M., Idei, Y., Kizaki, M. and Onizawa, K. (1999):Proceedings of the 18th Int. Sympp. (ASTM, West Conshohocken) 379.

Suzuoka, T. (1961):Trans. Jpn. Inst. Met., 2 25.

Szakalos, P., Hultquist, G. and Wikmark, G. (2007):Corrosion of copper by water. Electrochemical and Solid-State Letters 10, C63, C67.

高谷泰之，山川宏二，吉沢四郎(1981)：アルカリ水溶液中におけるアルミニウムの腐食挙動，材料，Vol. 31，pp. 76-82.

Takeuchi, A. and Inoue, A. (2000):Calculations of mixing enthalpy and mismatch entropy for ternary amorphous alloys, Materials Transactions JIM, Vol. 41, pp. 1372-1378.

Takeuchi, A. and Inoue, A. (2001):Quantitative evaluation of critical cooling rate for metallic glasses, Materials Science and Engineering a-Structural Materials Properties Microstructure and Processing, Vol. 304, pp. 446-451.

Takeuchi, A. and Inoue, A. (2005):Classification of bulk metallic glasses by atomic size difference, heat of mixing and period of constituent elements and its application to characterization of the main alloying element, Materials Transactions, Vol. 46, pp. 2817-2829.

Takeuchi, A., Kato, H. and Inoue, A. (2010):Vogel-Fulcher-Tammann plot for viscosity scaled with temperature interval between actual and ideal glass transitions for metallic glasses in liquid and supercooled liquid states, Intermetallics, Vol. 18, pp. 406-411.

Takeuchi, A., Louzguine, D.V. and Carow-Watamura, U. (2011a):Physical Properties of Ternary Amorphous Alloys, Phase Diagrams and Physical Properties of Nonequilibrium Alloys, Systems from Ag-Al-Ca to Au-Pd-Si, Springer-Verlag, pp. 1-383.

Takeuchi, A., Louzguine, D.V. and Carow-Watamura, U. (2011b):Physical Properties of Ternary Amorphous Alloys, Phase Diagrams and Physical Properties of Nonequilibrium Alloys, Systems from B-Be-Fe to Co-W-Zr, Springer-Verlag, pp. 1-450.

Takeuchi, A., Louzguine, D.V. and Carow-Watamura, U. (2011c):Physical Properties of Ternary Amorphous Alloys, Phase Diagrams and Physical Properties of Nonequilibrium Alloys, Systems from Cr-Fe-P to Si-W-Zr, Springer-Verlag, pp.

1-420.
谷口直樹，本田明，川崎学，水流徹（1999）:圧縮ベントナイト中における炭素鋼の腐食形態と腐食速度の評価．核燃料サイクル開発機構 技術報告書 JNC TN8400 99-003.
Taniguchi, N. and Kawasaki, M.(2008):Influence of sulfide concentration on the corrosion behavior of pure copper in synthetic seawater, Journal of Nuclear Materals. Vol.379, pp.154-161.
谷口直樹,川崎学,森田光男(2002)：ベントナイト／ケイ砂混合体における炭素鋼の不動態化条件，核燃料サイクル開発機構，JNC TN8400 2001-025.
谷口直樹，鈴木宏幸，中西智明，中山武典，舛形剛，建石剛（2007）：低酸素濃度下におけるチタンオーバーパックの長期水素吸収挙動と水素脆化の検討，材料と環境，Vol.56, No.11, pp.485-494.
谷口直樹,川崎学,内藤守正(2008a)：緩衝材中における炭素鋼の腐食挙動の実験的検討，2;10年間浸漬試料の腐食生成物分析結果，日本原子力研究開発機構，JAEA-Research-2008-108.
谷口直樹,川崎学,内藤守正(2008b)：緩衝材中における炭素鋼の腐食挙動の実験的検討，1;10年間の浸漬試験結果に基づく腐食進展挙動の検討，日本原子力研究開発機構，JAEA-Research-2008-011.
谷口直樹,鈴木宏幸,内藤守正(2009):高pH化した海水系地下水環境における炭素鋼の局部腐食進展挙動，日本原子力研究開発機構，JAEA-Research-2009-066.
谷口直樹，川崎学，内藤守正（2010）:低酸素濃度下での模擬地下水の飽和した圧縮ベントナイト中における炭素鋼の腐食挙動．材料と環境，59，418-429.
Till, B.A., Lenly, J. Weathers, Pedro J.J. and Alvarez, J.J. (1998):Fe(0)-Supported Autotrophic Denitrification. Environ. Sci. Technol., 32, 634-639.
和田隆太郎，西村務，下郡一利，泊里治夫，舛形剛，下田秀明，藤原和雄，西本英敏，小田正彦(1998):還元条件下におけるチタンオーバーパックの耐食性に関する研究(II)．動力炉・核燃料開発事業団 研究委託内容報告書．PNC TJ 1058 98-001.
義家敏正(2007):照射効果に及ぼす照射速度依存性の発現機構，アグネ技術センター，金属，Vol. 77, No. 12, pp.1327-1332.
Yuan, Z.Z., Bao, S.L., Lu, Y., Zhang, D.P. and Yao, L. (2008):A new criterion for evaluating the glass-forming ability of bulk glass forming alloys, Journal of Alloys and Compounds, Vol. 459, pp. 251-260.
Yui, M., Sasamoto, H. and Arthur, R.C.(1999):Groundwater Evolution Modeling for the Second Progress Performance Assessment(PA) Report, JNC TN 8400 99-030.
West, J.M., McKinley, I.G. and Stroes-Gascoyne, S. (2002):Microbial effects on waste repository materials. In Keith-Roach, M.J. and Livens, (ed.) Interactions of Microorganisms with Radionuclides, Elsevier, 255-277.
Wragg, J, Harrison, H, West, J.M. and Yoshikawa, H. (2012):Comparison of microbiological influences on the transport properties of intact mudstone and sandstone and its relevance to the geological disposal of radioactive waste.

Mineralogical Magazine, 76, 3251-3259.

Zhang, Q.S., Zhang, W. and Inoue, A. (2007):Preparation of $Cu_{36}Zn_{48}Ag_8Al_8$ bulk metallic glass with a diameter of 25 mm by copper mold casting, Materials Transactions, Vol. 48, pp. 629-631.

Zhang, Y., Zhou, Y.J., Lin, J.P., Chen, G.L. and Liaw, P.K. (2008):Solid-solution phase formation rules for multi-component alloys, Advanced Engineering Materials, Vol. 10, pp. 534-538.

Zhou, Z., Wang, L., He, D.Y., Wang, F.C. and Liu, Y.B. (2011):Microstructure and Electrochemical Behavior of Fe-Based Amorphous Metallic Coatings Fabricated by Atmospheric Plasma Spraying, Journal of Thermal Spray Technology, Vol. 20, pp. 344-350.

4. 直接処分施設設計の概念構築

本章では、使用済燃料の直接処分施設設計の概念構築について述べる。まず、処分施設の設計のための処分施設の基本仕様について概括し（4.1)、次にこの基本仕様に基づいて実施した処分施設の設計を効率的に行う上で有効と考えられる設計支援システムの概念の構築（4.2）と処分施設の設計検討（4.3）についての本年度の検討結果について述べる。処分施設の設計検討としては、搬送・定置設備の概念設計、地下施設の概念設計、地上施設の概念設計、直接処分方策に関する調査・検討を実施した。

4.1 処分施設設計のための人工バリアの基本仕様

処分施設の概念設計を行う上で、まず与条件となる人工バリアの基本仕様を設定する必要がある。本項では、人工バリアの基本仕様を設定するための設計要件と設計フローを概括的に示すとともに、それに基づき、搬送定置設備の設計などの与条件として設定された人工バリアの基本仕様を示す。さらに、人工バリアの構造健全性の評価を詳細に実施した結果について記載する。

4.1.1 人工バリアおよび坑道の設計フロー

設計要件については、H12 レポートでオーバーパック、緩衝材、地下施設の設計要件が示されている（核燃料サイクル開発機構, 1999a,1999c)。これを基本として、使用済燃料の直接処分の研究開発で先行しているスウェーデン、フィンランドなど海外における設計要件（Raiko et al., 2012；Raiko, 2013；Juvankoski et al., 2012；Keto, 2013；SKB, 2007；Sievanen, 2012)、および、原子力発電環境整備機構が検討を進めている設計要件（原子力発電環境整備機構, 2011a, 2011b）についても考慮した上で、わが国において使用済燃料直接処分に適用する処分容器、緩衝材、坑道に対する設計要件を新たに設定すると表 4.1.1-1 のとおりとなる。

H12 レポートにおいて示された設計フローをベースとして作成した使用済燃料直接処分のための地下施設の設計フローを図 4.1.1-1 に示す。設計フローの主な変更点は、処分容器の設計において臨界解析および使用済燃料集合体の収容体数の検討が加わったことである。この設計フローに基づき、設計の前提となる地質環境条件などの設計条件を設定し、設計要件を満足するよう、人工バリアおよび坑道が設計される。この人工バリアと坑道の仕様に対して建設、操業、閉鎖技術の検討が行われる。

人工バリアの設計においては、まず処分容器の設計に必要となる臨界解析、遮蔽解析、構造解析、腐食評価を行い、使用済燃料集合体収容体数、処分容器の材料・構造・寸法・形状を設定する。緩衝材の設計においては、処分容器との力学的相互作用を評価するために、腐食膨張解析、沈下解析を行い、岩盤の保護性能、廃棄体の支持性能の確認を行うとともに、コロイドフィルトレーションなどのその他の要求性能の確認を行う。これらの結果に基づき、処分容器の材料、寸法、形状、使用済燃料の収容体数、緩衝材の乾燥密度、ケイ砂混合率、厚さが設定される。

坑道の設計については、上記の手順により設定された人工バリアの仕様に基づき、まず坑

道断面の寸法・形状が設定される。処分坑道の内径は、人工バリアの外径と適合するよう設定される。また、主要坑道、連絡坑道、アクセス坑道は、建設・操業・閉鎖技術の観点から必要とされる空間を確保する寸法・形状が設定される。設定された処分坑道、主要坑道、連絡坑道、アクセス坑道およびそれらの交差部に関して空洞安定性を評価し、評価結果に基づき、必要に応じて支保工の設計が行われる。

緩衝材の熱的制限、岩盤の空洞安定性上の制限を考慮し、掘削土量およびフットプリントの面積を指標として廃棄体ピッチおよび坑道離間距離が設定される。

表 4.1.1-1　設計要件の一覧

処分容器

機能要件	設計要件
放射性核種の閉じ込め	閉じ込め性
	耐食性
	耐圧性
	放射線遮蔽性
	耐放射線性
	耐熱性
バリア健全性維持	内空間の確保
	熱伝導性
	放射線遮蔽性
	化学的緩衝性
	臨界安全性
製作施工性	遠隔封入性
	遠隔定置性

緩衝材

機能要件	設計要件
放射性核種の移行抑制	低透水性
	収着性
	コロイドフィルトレーション
	化学的緩衝性
製作施工性	自己シール性
	締め固め特性
	施工上の強度
バリア健全性維持	変形能
	処分容器支持性能
	熱伝導性

坑道

機能要件	設計要件
建設・操業・閉鎖実施可能性	作業安全性
	災害時の安全確保
	空洞安定性
	空間確保
	物流経路の確保
	設計条件の満足
核種移行性能低下抑制	適切な専有面積
	核種移行遅延性能への配慮
	核種移行経路の形成抑制
	核種移行遅延性能への影響の配慮

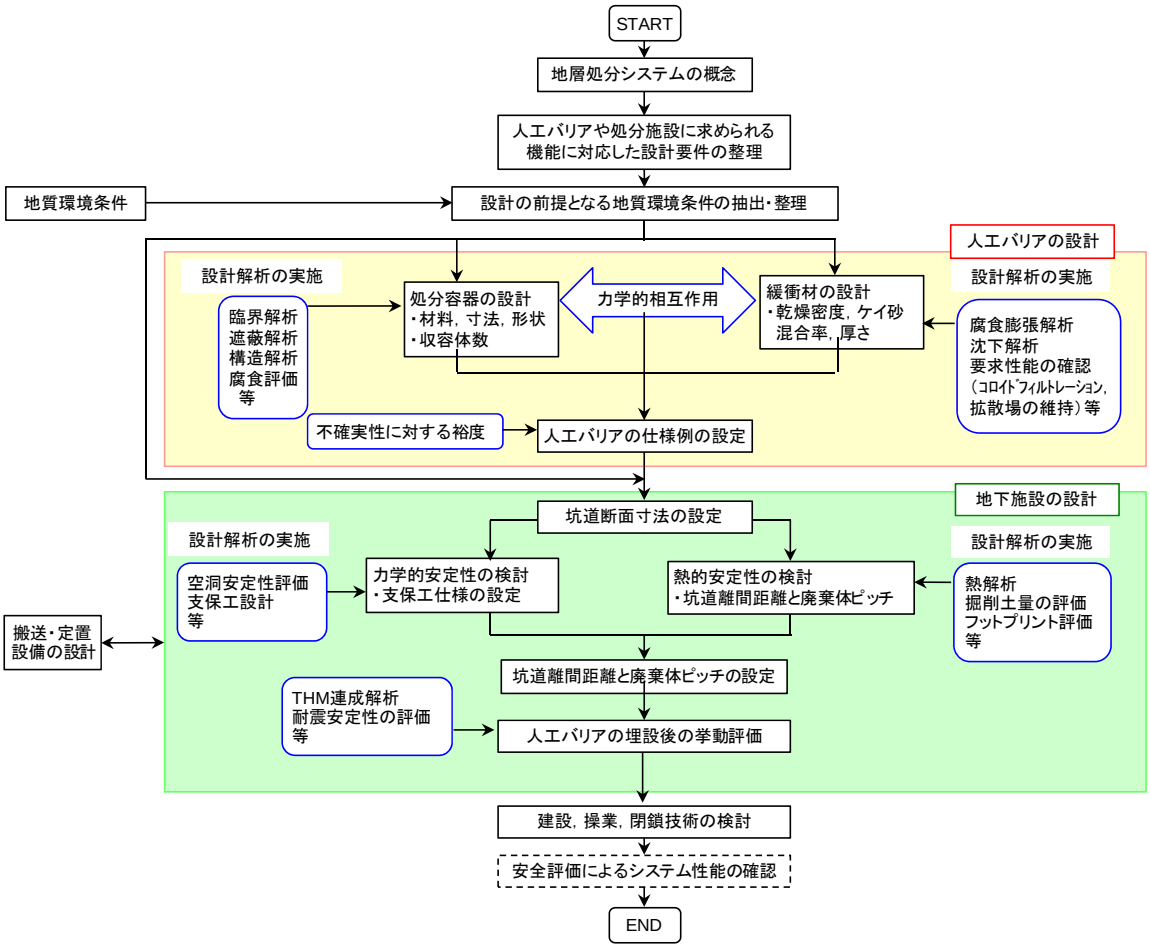


図 4.1.1-1　使用済燃料直接処分のための地下施設の設計フロー

4.1.2 人工バリア仕様の設定

人工バリア仕様の設定の概要を以下に示す。処分容器および緩衝材の仕様の設定についてそれぞれ示した後、それらの結果から設定された人工バリア仕様を示す。

(1) 処分容器仕様の設定

直接処分第 1 次取りまとめに向けた処分容器仕様の検討では，レファレンス燃料を対象として、仕様済燃料集合体の収容体数、使用済燃料集合体間隔、処分容器厚さが以下のように設定されている。

1) 使用済燃料集合体収容体数

臨界安全の観点から処分容器の使用済燃料集合体の収容体数の範囲が決定された。

燃焼度クレジットの概念を導入して臨界解析を行った結果、処分容器内部が破損して燃料集合体 4 体が 1 領域に集まることによって大きな燃料領域を形成し、臨界になり易い体系になると仮定した場合であっても、未臨界となることが確認された。したがって、使用済燃料集合体収容体数が 4 体以下であれば臨界安全の観点から収容本数は制約されないとされている。

2) 使用済燃料集合体間隔

上記 1)のとおり、処分容器が破損した場合であっても未臨界は維持できるため、臨界安全の観点からは使用済燃料集合体間隔は制限されない。SKB では、使用済燃料集合体間隔を PWR

の場合 135mm，BWR の場合 50mm としている（SKB，2010）ことを踏まえ、より狭い間隔である 50mm の燃料集合体間隔が設定された。

3)処分容器厚さ

処分容器の厚さは、放射線遮蔽、構造健全性、腐食代を考慮して設定された。

①遮蔽

放射線分解生成物による腐食への影響を防止する観点から遮蔽厚さが検討され、H12 レポートにおいて設定された 150mm 厚さの場合と同等以上の裕度をもつ遮蔽厚さとして 100mm の値が設定された。

②構造健全性

処分容器に作用する外圧として、H12 レポートの設定（核燃料サイクル開発機構，1999c）のうち、より応力の大きい設定値 10.7MPa を用い、この外圧が全方向から均一に作用するものとして弾性応力解析が行われた。設計温度は H12 レポートと同様に 150℃とされた（核燃料サイクル開発機構，1999c)。解析の結果、100mm の遮蔽厚さが確保されていれば、耐圧性の要件も同時に十分満足すると評価された。将来的な合理化や最適化に向けてより詳細な構造解析を行った結果については 4.1.3 で後述する。

③腐食しろ

H12 レポートと同様の手法により、酸素による腐食量と水の還元による腐食量がそれぞれ求められトータルの腐食深さは 24.0～24.5mm と評価された。したがって、H12 レポートにおける設定と同様の腐食しろ（40mm）を設定することにより腐食寿命を十分達成可能であるとされた。

④処分容器厚さ

遮蔽厚さ 100mm に腐食しろ 40mm を加え、トータルの処分容器厚さは 140mm とされた。

(2)緩衝材仕様の設定

直接処分第 1 次取りまとめに向けた緩衝材の仕様の検討においては、H12 レポートと同じ仕様(乾燥密度 1.6Mg m^{-3}、ケイ砂混合率 30wt%、厚さ 0.7m)(核燃料サイクル開発機構,1999c)に対して上記で設定した処分容器を対象として熱解析、腐食膨張解析、沈下解析が行われ、その成立性が確認された。熱解析では、緩衝材の最高温度制限を H12 レポートと同様に 100℃とし、使用済燃料集合体の収容制限体数が確認された。腐食膨張解析では、処分容器の全量が腐食した場合においても岩盤および緩衝材の健全性が確保されることが確認された（緩衝材の応力緩衝性の確認)。また、沈下解析では、評価期間において処分容器が初期の位置から大きく変位しないこと（廃棄体の支持性能）が確認された。

1)熱解析

緩衝材最高温度制限からの使用済燃料集合体の収容体数の制限が熱解析により確認された。使用済燃料集合体の収容体数が 4 体、2 体、1 体の場合について、H12 レポートで行った解析と同様の手法で熱解析が行われた（核燃料サイクル開発機構，1999c)。解析の結果、収容体数が 2 体、1 体の場合は人工バリアの定置ピッチが 6.18m（(1)で設定された処分容器に緩衝材厚さ 7.0×10^{-1}m で人工バリアを構築した場合の最小ピッチ）で坑道離間距離を適切に設定することで緩衝材最高温度が 100℃を下回ることが確認された。一方、使用済燃料集合体の収容体数が 4 体の場合は、緩衝材の最高温度が 100℃を下回らないことが確認された。

2)腐食膨張解析

H12 レポートでは、平面ひずみモデルおよび軸対象モデルにより、人工バリアの断面および隅角部における腐食膨張影響についてそれぞれ検討が行われた(核燃料サイクル開発機構, 1999c)。直接処分第 1 次取りまとめに向けた検討では、平面ひずみモデルによる予備解析とともに、隅角部および処分容器周囲の影響を確認するための 3 次元モデルによる解析が行われた。処分容器の腐食膨張は、H12 レポートと同様に、等価な熱膨張（核燃料サイクル開発機構, 1999c）として表現された。

3 次元モデルによる応力解析では、緩衝材には、H12 レポートでも用いられた修正 Cam-Clay モデル（Schofield and Wroth, 1968、Roscoe and Burland, 1968）が構成則として適用された。解析対象領域には岩盤を含むが、対象とした硬岩系岩盤はクリープ量が極めて小さいことから、岩盤のクリープは考慮されていない。腐食膨張量は、H12 レポートでの設定と同様に、処分容器を構成する金属材料が腐食することにより体積が 3 倍の腐食生成物になるものと仮定された（核燃料サイクル開発機構, 1999c)。また、腐食生成物の剛性は、既往の研究事例（本間ら, 2002）の検討に基づいて、健全部の 50%（100GPa）になるものとされた。腐食速度は、H12 レポートにおける腐食膨張解析と同様に 0.04mm/y とされた（核燃料サイクル開発機構, 1999c)。

解析の結果、緩衝材における主応力分布は、人工バリア設置直後は膨潤圧相当（0.5MPa）程度の応力分布であるのに対し、圧縮側の最小主応力は、処分容器の膨張によって 7.0MPa 程度まで増加するという結果が得られた。また、隅角部では応力は低下するものの、全域にわたって引張応力は生じないという結果が得られた。腐食膨張後 1 万年後の岩盤周辺の応力は、処分容器の腐食膨張に伴って引張側へ移行するが、岩盤中に引張応力が生じる箇所はないことが推定された。廃棄体容器に作用する 1,000 年後の圧密反力は 9.71MPa であると推定された。これは、H12 レポートでのオーバーパックに作用する外圧値 10.7MPa を下回る値であり、処分容器の設計が、設計寿命である 1,000 年の長期の閉じ込め機能が発揮されるよう設計されることを踏まえると、本解析の結果から、乾燥密度 1.6Mg m^{-3}、ケイ砂混合率 30wt%、緩衝材厚さ 700mm の仕様により、腐食膨張による処分容器への影響は問題ないものと考えられた。

3)処分容器の沈下解析

緩衝材に、塑性理論に基づく粘性土の代表的な構成則である修正 Cam-Clay モデルを適用した 3 次元モデルによる圧密解析が実施された。緩衝材の乾燥密度は 1.6Mg m^{-3}、ケイ砂混合率は 30%、燃料集合体の本数は 2 本であると設定された。

解析の結果、1 万年後の変位量は 1.1mm 程度と推定された。H12 レポートでは、緩衝材により大きな荷重がかかるガラス固化体竪置きの場合でも、沈下量は 1 万年後で 5.1mm 程度と推定されており、さらに長期間経過しても沈下量は時間の対数にほぼ比例していることから沈下は収束する傾向にあることが示されている（核燃料サイクル開発機構, 1999c)。解析結果から、沈下量は数百年以降、一定値に収束することが推定された。また、緩衝材中の沈下に伴う応力値は、1 万年後においても腐食膨張に伴う応力値に比べて小さいことから、沈下による力学的な影響は腐食膨張による影響に比べて小さいものと考えられた。

4)緩衝材の基本仕様

以上のことから，緩衝材の厚さはH12レポートと同様に7.0×10^{-1}mとされた。なお，乾燥密度およびケイ砂混合率もH12レポートと同様とされた。

(3)人工バリアの基本仕様

(1)および(2)の結果に基づき、与条件として設計された人工バリアのレファレンス仕様を図-4.1.2-1に示す。人工バリアは、使用済燃料集合体2体を封入した処分容器（封入したものが廃棄体となる）の周囲に厚さ0.7mの緩衝材を覆うものとなる。緩衝材の施工性を考慮して，廃棄体の下側には、緩衝材ブロックが定置され、側面には緩衝材ブロックと緩衝材ペレットが定置される。同一の処分坑道内での廃棄体のピッチは最小値6.18mとする。

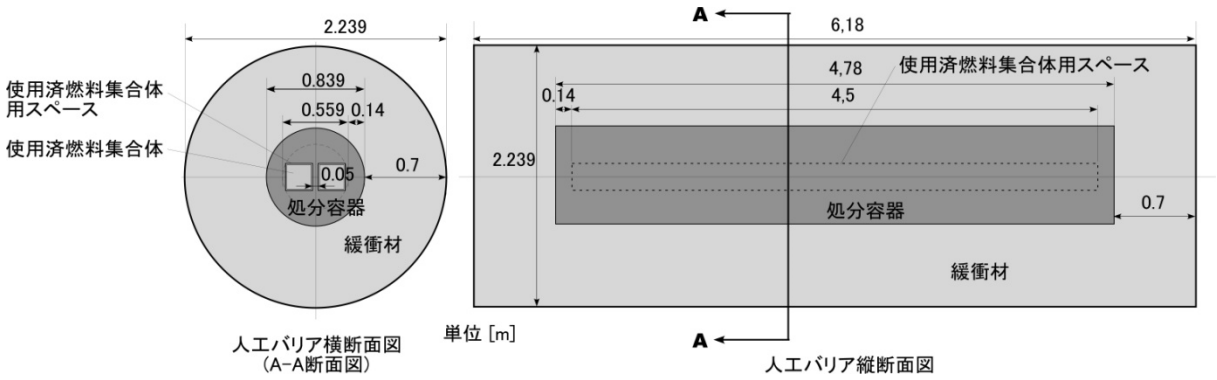


図 4.1.2-1　人工バリアのレファレンス仕様

4.1.3 処分容器の構造設計

処分容器の設計においては、表 4.1.1-1 に示す設計要件を満足する必要がある。直接処分第 1 次取りまとめでは、圧力容器用炭素鋼鍛鋼品（SFVC1）を材料として処分容器の設計を行った。4.1.1 で示した設計フロー（図 4.1.1-1 参照）の中で、レファレンスとする処分容器の設計は臨界安全性の観点から４体までの使用済燃料集合体の収容が可能なことを確認したうえで、放射線遮蔽から必要となる板厚を算出し、さらにその板厚が処分容器の構造健全性を満足することを確認した。

処分容器の構造健全性は処分容器の材料、使用済燃料集合体の収容体数、使用済燃料集合体の離間距離、処分容器の板厚などをパラメータとして評価される。ここでは、力学的構造成立性の観点による処分容器設計最適化に向けた情報整備を目的として、圧力容器用炭素鋼鍛鋼品（SFVC1）を使用材料とし、使用済燃料集合体の収容体数、使用済燃料集合体の離間距離などをパラメータとした時の処分容器の必要板厚を解析的に算出し、力学的構造成立性の観点から特性把握を行った。

(1)概要

構造強度上必要となる処分容器の板厚について構造解析手法を用いて設計を行った。設計は次の３項目であり、胴体部ならびに蓋・底板部の必要板厚を設計後に廃棄体のたわみについても評価を行うものとした。

①胴体部必要板厚

②蓋および底板部の必要板厚

③廃棄体のたわみ

本設計に用いた使用済燃料集合体を収容する処分容器（本項では、以下「使用済燃料構造処分容器」という）の基本断面を図 4.1.3-1 に示す。円筒容器内部に設けた使用済燃料集合体用のスペース（230 mm 角、角部の局率半径は 20 mm）に使用済燃料を収容させる構造である。本構造設計においては、燃料集合体の収容数を４体、３体および２体とした３ケースと燃料集合体離間距離 b(mm)を 150(mm)，110(mm)，50(mm)，30(mm)，0 とした５ケースをパラメータとし、それぞれについて、胴体部の必要板厚 a(mm)や蓋・底板部の必要板厚の算出を行うものとした。また、比較評価を行うため、同時にガラス固化体を収容する中空円筒構造の処分容器（本項では、以下、「中空円筒構造処分容器」という）についても上記①～③について解析を行うものとした。

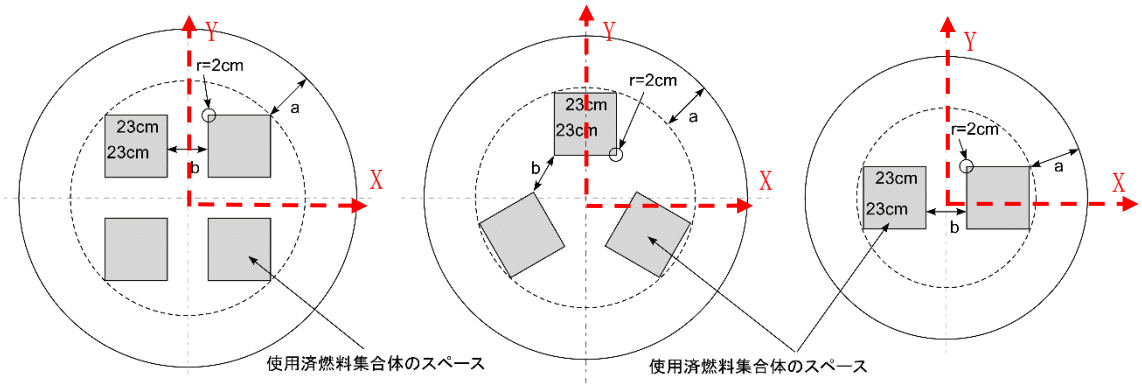


図 4.1.3-1　処分容器の胴体部の断面形状図

(2)解析条件設定

使用済燃料構造処分容器は円筒中空構造のような単純な構造ではないため、解析による設計（Design by Analysis）を行う。解析プログラムには、汎用有限要素解析プログラム Abaqus Ver.6.11-1（米 Dassault Systems 社）を使用した。要素としては、2 次元モデルには 2 次元ソリッド平面ひずみ 1 次要素（CPE4R（4 節点要素），CPE3（3 節点要素））を使用した。3 次元モデルには 3 次元シェル 1 次要素（S4R）および 3 次元ソリッド 1 次要素（C3D8R）を用いた。解析モデルの作成は構造の対称性を考慮して断面の 1/4 や 1/2 のモデルを設定した。一方、中空円筒構造処分容器については H12 レポートと同様の手法となる設計式とルールに基づいた設計基準（Design by Rule）によって板厚を算出するものとした。基本解析条件について表 4.1.3-1 に示すように設定した。外圧荷重と必要板厚の関係を得るために、外圧荷重は H12 レポートにて硬岩系岩盤の外圧値として設定されている 10.7MPa の条件に概算の地圧として 25.0MPa の条件を加えて 2 ケースとした。また、本解析手法と許容応力などの評価規格を表 4.1.3-2 に示す。設計基準としては最新の発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2007 年追補版）＜第 I 編　軽水炉規格＞（JSME S NC1-2007）（日本機械学会，2007）を用いた。中空円筒構造処分容器の胴体部および蓋・底板部の板厚算出に用いる算出式などの設計基準については H12 レポートの際に適用した告示 501 号第 22 条と同等である

なお、使用済燃料構造処分容器の現在蓋部の構造、それに伴う溶接方法、溶接位置などの構造様式は未確定である。よって、使用済燃料構造処分容器の胴体部ならびに蓋・底板部の板厚を算出する際には、余裕しろを持たせるものとし、最大発生応力が許容応力の 80%程度となるような板厚を必要板厚として算出することとした。これは中空円筒構造処分容器についても同様とし、外圧荷重を 1.25 倍して使用済燃料構造処分容器と同等の余裕しろを持つ板厚を算出した。

表 4.1.3-1　解析条件

項目	数値等
材質	SFVC1
密度	7850 kg/m^3
処分容器の全長	4500 mm（蓋部および底板部は含まない）
最高温度	150℃
外圧荷重	25.0 MPa, 10.7 MPa（均一荷重）
設計応力強さ（Sm）	122 MPa
剛性（ヤング率）	195 GPa
使用済燃料集合体 1 体の重量 (Ludwig and Renier, 1990)	657.9 kg

表 4.1.3-2　解析手法と許容応力などの評価規格

役務名称	構造様式	設計手法		許容応力		
		設計手法	設計基準	設定基準	名称	値 MPa
オーバーパック構造に関する計算作業（本役務）	使用済燃料構造	解析による設計 (Design by Analysis)	JSME S NC1-2007 表PVB-3110-1	圧力容器の構造 - 特定規格 JIS B 8266 (2003年版)	設計応力強さ	122
	中空円筒構造	設計式による設計 (Design by Rule)	JSME S NC1-2007 PVE-3230（胴体部） 及び PVE-3410（蓋部）	圧力容器の構造 - 一般事項 JIS B 8265 (2003年版)	許容応力 (許容引張応力及び降伏点から算出)	164.7
第2次取りまとめ			告示501号 第22条（胴体部） 及び 第24条（蓋部）	JIS G 3202： 圧力容器用炭素鋼鍛鋼品 （JISハンドブック鉄鋼Ⅰ）	許容引張応力 （常温の最小引張強さ及び最小降伏点から算出）	112.75

1)胴体部板厚解析

使用済燃料構造処分容器の胴体部の必要板厚の計算は弾性応力解析にて行った。本解析手法と許容応力などの評価規格は上記の表 4.1.3-2 に示すとおりである。ポアソン比は 0.3 を用いた。また、中空円筒構造処分容器の胴体部板厚も表中に示す設計式を用いて算出を行った。

使用済燃料集合体４体収容処分容器の解析モデル例を図 4.1.3-2 に示す。本モデルにてメッシュの設定については応力勾配の大きい部位で３㎜を基準として分割し、応力勾配の小さい部位では３㎜以上のメッシュ分割とした。応力評価を行う際には、処分容器の胴体外周薄肉部と、燃料集合体間の一般部を応力評価ライン（SCL：Stress Classification Line）として評価を行った。図 4.1.3-2 に SCL 設定例をあわせて示す。応力評価ラインとして２箇所設定を行った。最も板厚が薄く、応力的にも厳しくなる使用済燃料集合体の収容スペースの R 部曲面中心と処分容器の中心を結ぶ胴体外周薄肉部のラインを SCL1 とする。また、燃料集合体間の一般部を SCL2 とした。応力の分類については、SCL1 は一次局部膜＋曲げ応力、SCL2 については一次一般膜応力とした。使用済燃料集合体３体および２体収容処分容器についても同様に２箇所の応力評価ライン設定を行った。

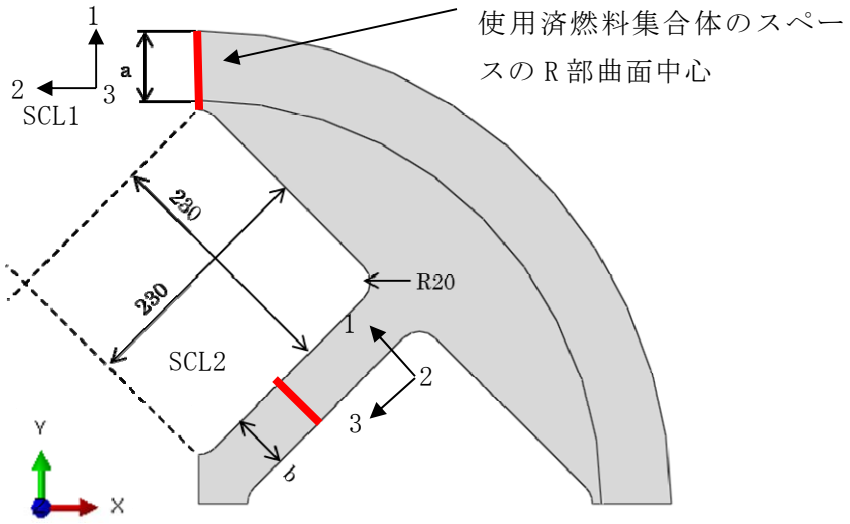


図 4.1.3-2　解析モデルおよび応力評価ライン（使用済燃料 4 体収容例）

本解析では使用済燃料集合体の収容数と燃料集合体離間距離（図 4.1.3-2 に示すｂ）をパラメータとし、それぞれについて板厚と許容応力の関係を把握するため、許容応力に対して 80%程度（範囲 10%，75%-85%）の板厚（a2）、100%程度（範囲 10%，100%-110%）の板厚（a1）、50%程度（範囲 10%，50%-60%）の板厚（a3）、の 3 通りを算出し、図 4.1.3-3 のようにプロットを行った。必要板厚については上記にも記載のとおり、余裕しろを考慮し a2（R80%程度）の板厚値とした。

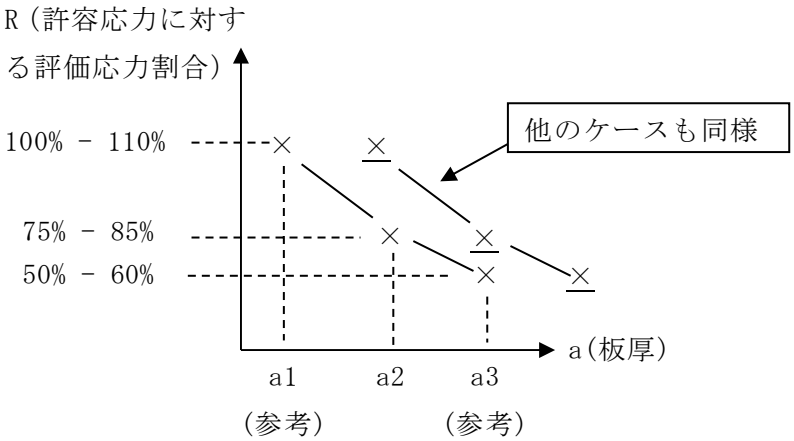


図 4.1.3-3　胴体部の必要な板厚の評価方法（例）

2）蓋および底板部の板厚解析

蓋部および底板部の必要板厚の計算も胴体部と同様に弾性応力解析にて行う。解析手法と許容応力などの評価規格については、使用済燃料構造および中空円筒構造の処分容器共に胴体部と同じく上記の表 4.1.3-2 に示すとおりであり、また、板厚の算出においては、20%程度

の余裕しろを考慮するものとした。使用済燃料構造処分容器の解析モデルは、胴体部も含めてモデル化を行い、胴体部板厚には上記(1)で求めた a2 の板厚を用いる。蓋部および底板部は単純な板とみなせるため３次元シェル要素を用い、胴体部分のみ３次元ソリッド要素を用いた。

図 4.1.3-4 に処分容器の蓋部の断面形状図を示す。蓋部および底板部と胴体部が接触する部分は結合条件、その他に接触している部分は接触条件とする。接触部の摩擦は考慮しない。解析モデルのメッシュ分割は、蓋部および底板部（シェル要素）で 3 ㎜を基準として分割し、胴体部（ソリッド要素）では 3 ㎜以上のメッシュ分割とした。

応力評価も 胴体部と同様に応力分類は、シェル要素中立面で発生する応力を一次一般膜応力、シェル要素の外表面で発生する応力を一次局部膜＋曲げ応力とし、蓋部および底板部のみを評価した。

なお、胴体部の長さ方向については事前解析により解析結果に影響を及ぼさない軸方向長さを確認し、その結果、軸方向のモデル化範囲は蓋部および底板部の外径と等しい長さとした。

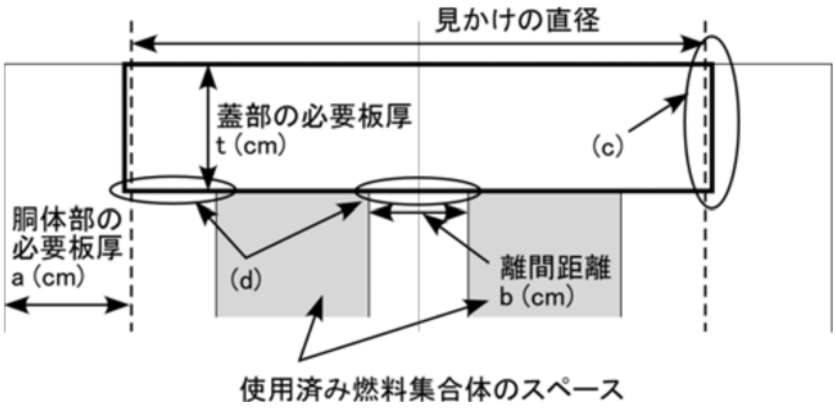


図 4.1.3-4　処分容器の蓋部の断面形状図

本解析においても使用済燃料集合体の収容数と燃料集合体離間距離(図 4.1.3-2 に示す b）をパラメータとし、それぞれについて必要板厚を算出した。

3)廃棄体のたわみ解析

たわみの計算は上記 1)および 2)にて算出した使用済燃料構造処分容器胴体部の板厚および蓋部（底板部）の板厚に腐食代（40㎜ とする）を足し合わせた板厚を持つ処分容器に対して、有限要素解析によってたわみ量を算出した。

たわみ計算は、断面二次モーメントが最も小さい値となる胴体部断面軸に対して実施した。

使用済燃料集合体の重量は、胴体部の重量が、胴体部と燃料集合体の総重量に等しくなるような等価密度を用いることでモデルへ考慮し、廃棄体としてのたわみを評価した。境界条件としては、図 4.1.3-5 に示す把持部を完全固定とさせた。

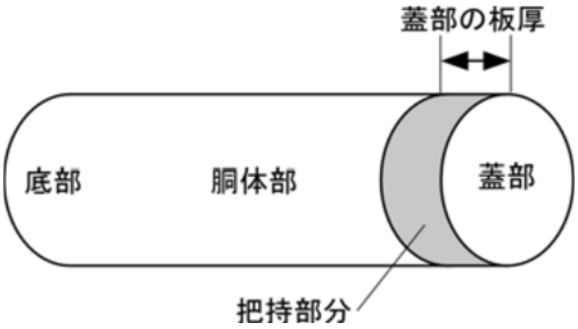


図 4.1.3-5　たわみ計算における容器の把持部分

(3)解析結果と考察

1)胴体部板厚解析

①使用済燃料構造処分容器

解析結果の一例として、図 4.1.3-6 に外圧荷重 25.0MPa における使用済燃料集合体 4 体収容処分容器の変位分布図と応力分布図を示す。図 4.1.3-7 に同じ外圧荷重 25.0MPa における使用済燃料集合体4体の処分容器を例として上記(2)1)項の図4.1.3-3に相当する胴体外周部の必要板厚（a）と許容応力比（R）の関係を算出した結果を示す。各プロット間は２次曲線で近似させた。同様のグラフを使用済燃料集合体 3 体および 2 体の場合についても作成し、各外圧荷重と燃料集合体離間距離について、胴体外周部の必要板厚を求めた。これらの結果を胴体外周部の必要板厚と燃料集合体離間距離の関係として図 4.1.3-8 に示す。胴体部の解析結果より、胴体外周部の必要板厚（a）は以下の特徴があることが分かった。

a. 胴体外周部の必要板厚は、胴体外周薄肉部の使用済燃料集合体スペース側に生じる一次局部膜+曲げ応力の発生応力(評価応力)により決定されることが分かった。これは、使用済燃料集合体スペースと胴体部外周面に挟まれた胴体厚肉部が外圧荷重により最も大きく変形し、上記箇所に最も大きな圧縮応力+曲げ応力を生じさせたためと考えられる。

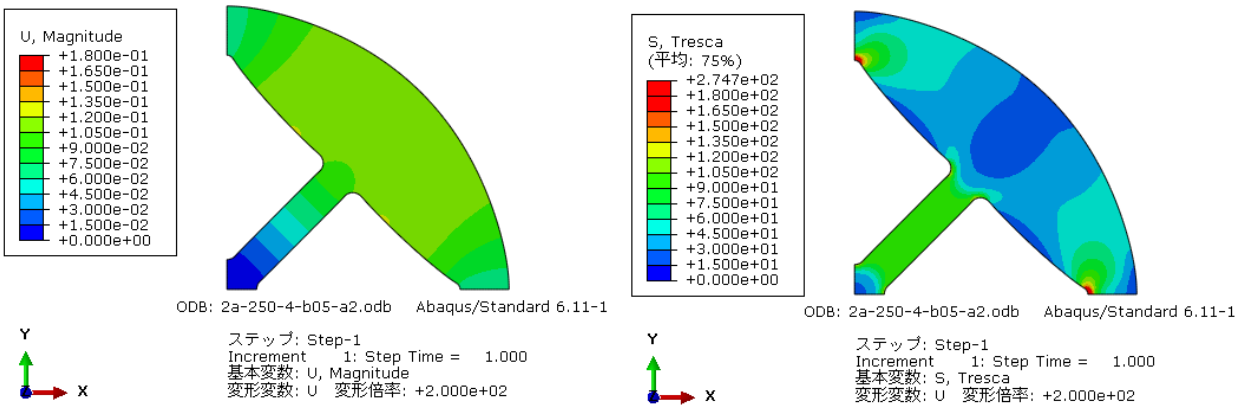
b. 胴体外周部の必要板厚は外圧荷重が 2.3 倍に増加すると、使用済燃料集合体が 4 体、3 体および2体の場合にそれぞれ2.3～4.3倍、2.1～2.3倍および2.2～2.7倍となった。

c. 胴体外周部の必要板厚に関して、使用済燃料集合体 3 体および 2 体の場合は燃料集合体離間距離（b）の影響は小さくほぼ一定であったが、使用済燃料集合体 4 体の場合はその影響が大きく、b が短いほど程より必要板厚が増加した。これは、上記 a.で言及した胴体厚肉部の板厚に対する b の影響の程度に起因すると考えられる。当該胴体厚肉部の板厚は、使用済燃料集合体が 3 体および 2 体の場合は b の影響が小さいが、使用済燃料集合体が 4 体の場合は b が短い程より薄くなる。当該胴体厚肉部の板厚が薄くなるほど発生応力が大きくなるため、胴体部の必要な板厚は厚くなったと考えられる。

②中空円筒処分容器との比較

使用済燃料構造ならびに中空円筒構造の処分容器について、処分容器内径が同じ値（514

㎜）となる、“使用済燃料集合体：2 体、燃料集合体離間距離：0 ㎜”の条件で算出した板厚を比較した結果を表 4.3.2-3 に示す。この比較結果から、使用済燃料構造処分容器は中空円筒構造処分容器に比べ、約半分程度の板厚で良いことが分かる。また、対象とした構造は燃料集合体離間距離が 0 ㎜の時であるため、この離間距離の増加と共に必要板厚の差がさらに広がることが予想される。



変位分布部　　応力分布図

図 4.1.3-6　変位分布ならびに応力分布計算結果例(使用済燃料集合体 4 体、離間距離 50㎜)

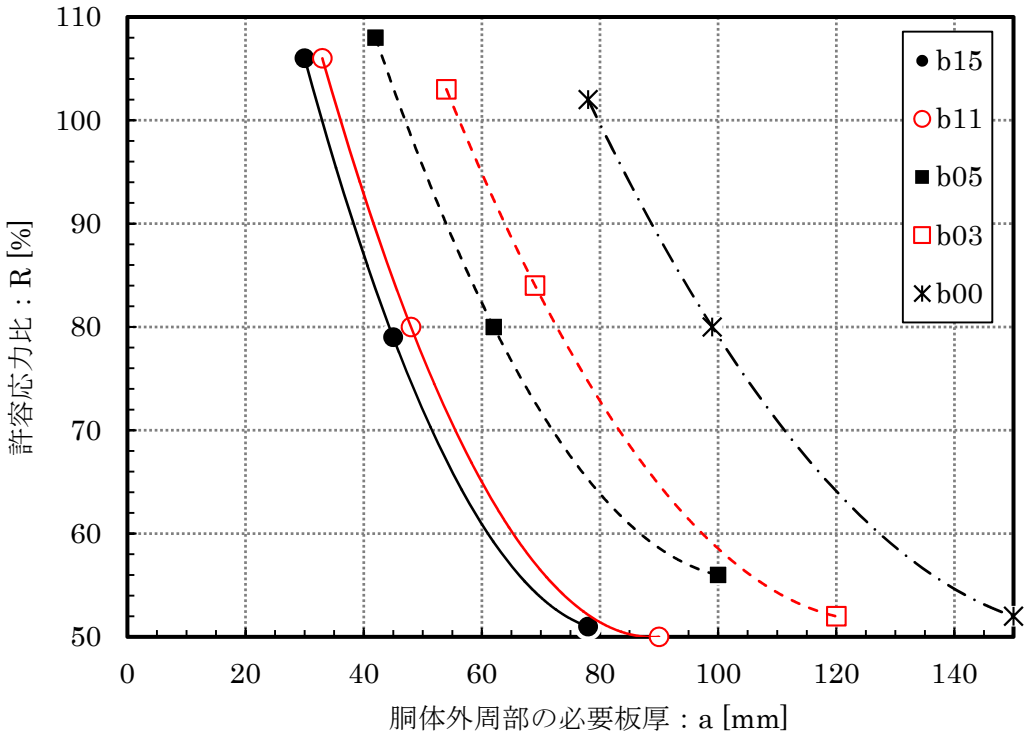


図 4.1.3-7　胴体外周部の必要板厚と許容応力比の関係（使用済燃料集合体 4 体）

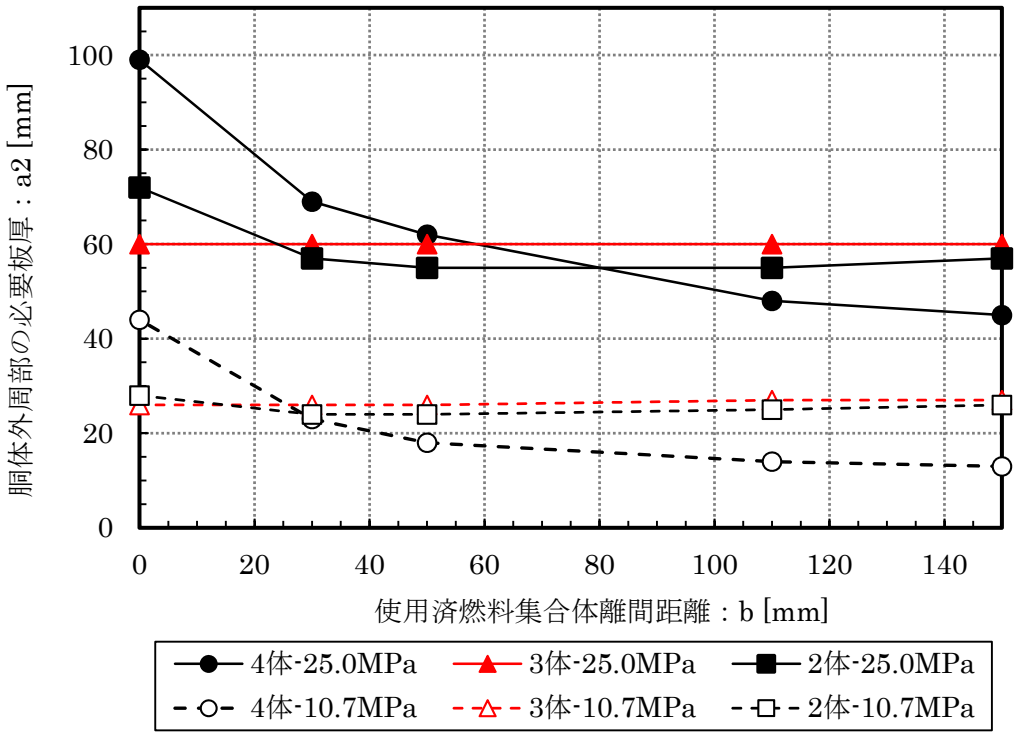


図 4.1.3-8　胴体外周部の必要板厚と使用済燃料集合体離間距離の関係

表 4.1.3-3　必要板厚の比較−中空円筒構造 vs 使用済燃料構造

比較条件	部位	外圧荷重	中空円筒構造必要板厚	使用済燃料構造*1必要板厚	板厚比（中空円筒/使用済燃料）
		[MPa]	[mm]	[mm]	-
胴体部内径：514 ㎜	胴体部	25.0	162.2	72.0	2.25
		10.7	69.5	28.0	2.48
使用済燃料集合体：2 体	蓋部および	25.0	200.2	105.0	1.91
燃料集合体離間距離：0 ㎜	底板部	10.7	131.0	47.0	2.79

*1：胴体部は a2 の板厚

2) 蓋および底板部の板厚解析

①使用済燃料構造処分容器

蓋部および底板部の必要板厚算定結果として、図 4.1.3-9 に蓋部および底板部の必要板厚と使用済燃料集合体離間距離の関係を示す。蓋部および底板部の解析結果より、蓋部および底板部の必要な板厚（t）は以下の特徴があった。

a. 蓋部および底板部の板厚は、胴体部との接合部近傍の内表面または使用済燃料集合体スペースに該当する部分の外表面で生じる一次局部膜+曲げ応力の発生応力（評価応力）により決定された。これは、外圧荷重により胴体部に押付けられる蓋および底板部において使用済燃料集合体スペースに該当する部分は胴体部の支持がないことにより大きく変形することに起因する。このため、評価応力箇所に最大の圧縮応力+曲げ応力を

生じさせたと考えられる。

b. 蓋部および底板部に必要な板厚は、外圧荷重が 2.3 倍に増加することで、使用済燃料集合体が 4 体、3 体および 2 体の場合にそれぞれ 1.7～1.8 倍、1.8～1.9 倍および 1.8～1.9 倍となった。

c. 蓋部および底板部の必要な板厚に関して、使用済燃料集合体数が 4 体および 2 体の場合は燃料集合体離間距離（b）が b ≠ 0 ではほぼ一定であり、b = 0 ではより厚くなった。これは、b ≠ 0 の場合は b に依らず使用済燃料集合体スペースの寸法が一定（230mm×230mm）であるため、蓋および底板部の変形が同程度となり、発生応力も同程度となったと考えられる。一方、b = 0 の場合は使用済燃料集合体スペース寸法が 4 体および 2 体でそれぞれ 460mm×460mm および 230mm×460mm と大きくなることで、蓋部および底板部の変形が大きくなり発生応力が増大し必要板厚が厚くなったと考えられる。

d. 蓋部および底板部に必要な板厚に関して、使用済燃料集合体数が 3 体の場合は燃料集合体離間距離（b）に依らずほぼ一定であった。これは、b ≠ 0 と同様に b = 0 の場合でも燃料集合体間が存在するため、使用済燃料集合体スペースの寸法が一定（230mm×230mm）であるため、蓋および底板部の変形が同程度となり、発生応力も同程度となったと考えられる。

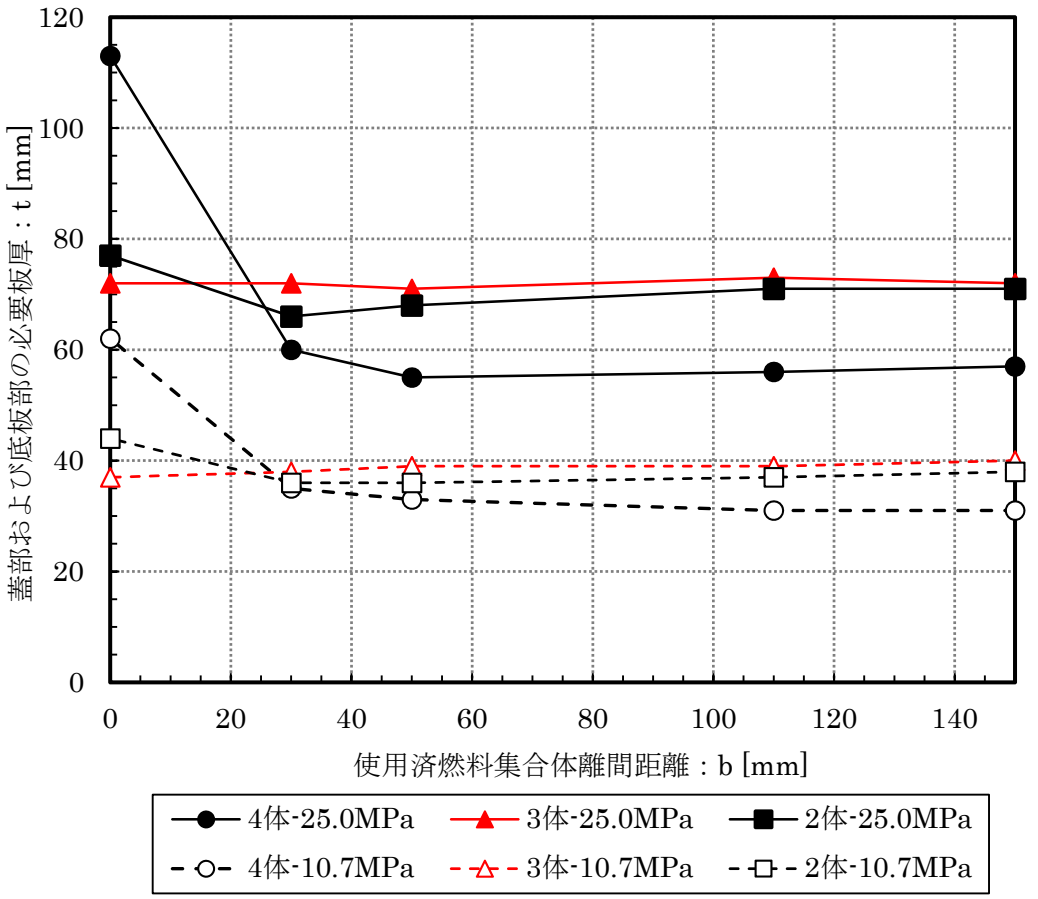


図 4.1.3-9　蓋部および底板部の必要板厚と使用済燃料集合体離間距離の関係

②中空円筒構造処分容器との比較

胴体部の評価と同様、使用済燃料構造ならびに中空円筒構造処分容器について、処分容器内径が同じ値（514 ㎜）になる、“使用済燃料集合体：2 体、燃料集合体離間距離：0 ㎜”の条件で算出した板厚を比較した結果を表 4.3.2-3 に示す。この結果から、蓋および底板についても使用済燃料構造処分容器は中空円筒構造処分容器に比べ、約半分程度の板厚で良いことが分かった。

3)廃棄体のたわみ解析

たわみ計算結果を表 4.1.3-4 に示す。たわみ計算は断面二次モーメントが最も小さい値となる胴体部軸に対して実施した。表中には座標軸とその時の断面二次モーメント値についてもあわせて示す。

どのケースもたわみは1㎜以下となった。このことから最も厳しいと考えられる図 4.1.3-5 に示す円筒容器の蓋部だけをを把持したような場合においても、どのケースもたわみによる変形がほとんど無視できるレベルにあることが分かった。

表 4.1.3-4　たわみ計算結果

No.	検討ケース			断面二次モーメント	座標軸（図 4.1.3-1）	たわみ解析結果
	構造様式	燃料集合体	燃料集合体離間距離：b			
		体	mm	mm^2		mm
1	使用済燃料集合体	4	30	1.017E+10	X 軸/Y 軸周り	0.56
2		3	0	7.708E+09	X 軸/Y 軸周り	0.64
3		2	0	3.344E+09	Y 軸周り	0.90
4	中空円筒構造	2	内径 514 ㎜	8.925E+09	X 軸/Y 軸周り	0.63

(4)まとめ

以上の使用済燃料構造処分容器についての構造設計結果をまとめて以下に示す。

①使用済燃料集合体の収容数４体、３体、２体について、外圧荷重 25MPa ならびに 10.7MPa の２条件にて、処分容器の胴体部および蓋・底板部について許容応力を満足する必要板厚を算出した。

②胴体部について外圧荷重 25.0MPa の時の必要板厚は、燃料集合体間隔を 5cm とした際の値を代表記載すると、使用済燃料集合体収容数４体；62ｍｍ、同　３体；60ｍｍ、同　２体；55ｍｍであった。

③また、胴体部について外圧荷重を 10.7MPa とした時の必要板厚は、燃料集合体間隔を 5cm とした際の値を代表記載すると、使用済燃料集合体収容数４体；18ｍｍ、同　３体；26ｍｍ、同　２体；24ｍｍであった。

④使用胴体外周部の必要板厚に関して、使用済燃料集合体3体および2体の場合は燃料集合体離間距離の影響は小さくほぼ一定であったが、使用済燃料集合体4体の場合はその影響が大きく、この離間距離が短いほど程より必要板厚が増加する傾向があることが分かった。

⑤蓋・底板部について外圧荷重25.0MPaとした時の必要板厚は、燃料集合体間隔を5cmとした際の値を代表　記載すると、使用済燃料集合体収容数４体；55ｍｍ、同　３体；71ｍｍ、同　２体；68ｍｍであった。

⑥また、蓋・底板部について外圧荷重10.7MPaとした時の必要板厚は、燃料集合体間隔を5cmとした際の値を代表　記載すると、使用済燃料集合体収容数４体；33ｍｍ、同３体；39ｍｍ、同　２体；36ｍｍであった。

⑦蓋部・底板部の必要な板厚に関して、使用済燃料集合体数が4体および2体の場合は燃料集合体離間距離がゼロの場合を除いてはほぼ一定となること、使用済燃料集合体数が3体の場合は燃料集合体離間距離がゼロの場合も含めてほぼ一定となる傾向があることが分かった。

⑧使用済燃料構造処分容器は、ほぼ同じ内径を持つ中空円筒構造処分容器に対し、胴体部、蓋・底板部共に約半分の板厚へ低減することができることが分かった。

⑨構造的に健全な廃棄体の蓋部を把持した際の廃棄体のたわみについては、どのケースもたわみ量が1mm未満であり、非常に小さいことがわかった。

4.2 処分施設の設計支援システムの構築

4.2.1 背景と目的

地層処分事業では、事業期間が百年程度と長く、調査・設計・建設・操業・閉鎖といった事業の各段階において増大する情報を管理しなければならない。また、技術の進歩に対応し、その時々における設計行為を管理するとともに、設計の透明性・追跡可能性を確保しなければならない。これらより、長期にわたって蓄積される多量の知識情報の管理・継承が必要となるため、知識化ツールを構築しておく必要がある。

また、人工バリア（処分容器・緩衝材）仕様の設計・地下施設の設計・搬送定置設備の設計・地上施設の設計のように互いに密接に関連し、かつ事業の進捗とともに繰り返し行われる設計行為について、それぞれの設計情報を共有することにより合理的に実施することが必要となる。

これらの必要性から、工学技術の知識化ツールとしての設計支援システムを構築することにより、事業の各段階での情報を管理・継承するとともに、統合された情報を用いて合理的な設計が可能となる環境を提供する。また、蓄積された情報をもとに、安全性・品質・コストなど処分事業の「見える化」を行い、ステークホルダの地層処分への理解促進を図る。

なお、本設計支援システムの名称は、「地層処分エンジニアリング統合支援システム(Integrated System for Repository Engineering：ISRE)」(以下、報告書中では「支援システム」という)とする。

4.2.2 CIMに関する国内外の最新動向の調査

支援システムの構築検討にあたっては、国土交通省により土木分野への導入が図られているCIM(Construction Information Modeling)の考え方を参考とする。CIMとは、調査・設計段階から3次元モデルを導入し、施工、維持管理の各段階での3次元モデルに連携・発展させることにより、設計段階での様々な検討を可能とするとともに、一連の建設生産システムの効率化を図る概念である。具体的には、コンピュータ上に作成した3次元の構造物のデジタルモデルに、部材や材料、コスト、管理情報などの属性データを追加した構造物のデータベースを関連付け、設計、施工から維持管理までのあらゆる工程で情報活用を行うものである（経済調査会，2013に一部加筆)。

支援システムの構築検討の初年度であることから、CIM に関する国内外の最新動向の調査を行った。調査結果を(1)データモデルの規格の調査、(2)CIM を用いたプロジェクト管理の調査、(3)CIMに適応したソフトウェアの調査、(4)CIMの適用事例の調査の観点で整理した。

(1)データモデルの規格の調査

使用済燃料の処分施設の設計、施工、操業、維持管理では、担当技術者間における地質環境情報や施設情報などのデータモデル（3DCAD モデル+属性データ）の共有化が要求される。また、既往のCIMに対応したCAD（属性を登録できるCAD）ソフトウェアには得意とする分野が異なる多くの製品があり、地形用、地層用、構造用、機械用、干渉チェック用などの使い分けが行われている。このため、CIM の考えを参考とした支援システムの構築では、異なるプログラム間でのデータの連携が重要となる。

各アプリケーション間でのデータの連携方法には、以下の 2 つの方法が考えられる。

①アプリケーションソフトウェアのファイルをネイティブに読込む。

②互換性のある中間ファイルを利用する。

上記の①「アプリケーションソフトウェアのファイルをネイティブに読込む」方法は、ソフトウェアメーカー間の相互開発協力が必要であり現実的ではない。一方、②「互換性のある中間ファイルを利用する」方法としては、BSI(building SMART international)が開発を行っている IFC(Industry Foundation Classes)フォーマットがあり、約 200 種類の項目（表 4.2.2-1）についての属性の登録ルールが規定されている。ただし、IFC フォーマットは、現状では土木構造物の各用途(トンネル・橋梁・河川・ダムなど)の構成要素に対応した属性の登録ルールはないが、地層処分事業での活用ができそうなアラインメントなどの仕様の策定のための活動が鋭意進められている。

以上より、異なるプログラム間や設計技術者間でのデータの連携の観点より、本支援システムでは、この IFC フォーマットを利用することを基本とする。

表 4.2.2-1　IFC フォーマットで登録ルールが規定されている属性項目

大項目	項目
プロジェクト関連情報	
空間構造	敷地・建物・階・部屋・ゾーン
建築要素	壁・ドア・窓・屋根・階段…
設備要素	空調・電気・衛生機器・搬送…
構造要素	基礎・鉄骨・鉄筋・解析モデル…
数量情報	長さ・面積・体積…
材質情報	仕上げ・層情報…
幾何情報	2D・3D・ソリッドモデル…
4D・5D 情報	タスク・スケジュール・コスト・リソース
Actors	人間、組織、住所…
指示書	設計変更、購入指示、移動…
資産台帳、在庫	
保守履歴・配置管理	
注記情報	通り芯・2D シンボル…
分類コード	DIN, BS, JIS などのコードを格納
外部ライブラリ・文書	URL, URI

(2)CIM を用いたプロジェクト管理の調査

調査結果から明らかとなった CIM を用いたプロジェクト管理の特徴としては、下記の事項が挙げられる。

①得意分野（地形、地層、構造、設備、機械など）の異なる複数の CIM に対応した CAD を併用して設計が行われる。

②統合ソフトウェアにより地形､地層と各施設を統合し､干渉チェックなどが行われる。

③データの共有には、クラウド機能を用いることがある。

④データモデルを用いた連携を推進する CIM マネージャを設けることがある。

また、データモデルを用いたプロジェクトの管理における課題として、専用のソフトウェ

アが無くても容易にデータモデルを閲覧できることや、多数の事業関係者が情報を共有することに対するログ履歴管理がある。これらの課題を解決する技術としてクラウド管理がある。CIM に対応したクラウド管理ソフトウェアの比較を表 4.2.2-2 に示した。ここで、クラウド管理は、一般にソフトウェアメーカーのデータセンターにデータをアップロードする形式となるが、使用済燃料の直接処分を対象とする処分施設の情報を外部機関のサーバーに保存することは、情報管理上適切ではないと考え、ソフトウェアを購入し内部サーバーへインストールすることを前提として比較した。

表 4.2.2-2　クラウド管理ソフトウェアの比較

製品名		CIM-LINK	Autodesk Buzzsaw	AutoDESK 360	Kahu
メーカー		CTC	Autodesk	Autodesk	Kahua
統合	プロジェクト登録・照会	●	●	●	●
	過去履歴保存	△ 保存できるデータの数が限定(2個)される。	●	●	●
	アクセス権限	●	●	●	●
コミュニケーション	3Dモデルビュー	● （対応出来るデータ形式が少ない。）	●	●	●
	掲示板	●	○ （メール配信のみ）	●	○ （メール配信のみ）
	ファイル共有	●	●	●	●
	検索機能	●	●	●	●
開発導入	固有サーバーへのインストール	△	△	×	△
	開発のし易さ	○	△	×	△
	サーバー管理のし易さ	○	△	×	△
	購入のし易さ	○	△	×	△

●：問題なし　　○：概ね問題なし　　△：課題あり　　×：不可

(3)CIM に対応したソフトウェアの調査

CIM に対応したソフトウェアには多数の種類があるが、4.2.2(2)で述べたとおり、得意分野（地形、地層、構造、設備、機械など）の異なる複数のソフトウェアを併用して設計が行われる。処分施設の設計にあたっては、以下の機能を有したソフトウェアが必要となる。

①地形作成機能
②地層作成機能
③施設（構造物、設備、機械）設計機能
④データモデル統合機能

また、多数のソフトウェアの中から下記の事項を考慮して、支援システムに利用するソフトウェアを選定する必要がある。

・プログラム相互のデータの連携性
・ソフトウェアの普及率

主な CIM に対応したソフトウェアについて、連携性に着目した整理を表 4.2.2-3 に示す。

連携性としては、前出の国際規格である IFC フォーマットとともに、日本国内で普及している Autodesk 社の独自フォーマットである DWG や ADSK、アメリカなどで普及しているベントレーシステムズ社の独自フォーマットである DGN について表中の連携方法の欄に整理した。

表 4.2.2-3　CIM に対応したソフトウェアの連携方法に着目した比較

分野		製品名	対象施設	連携方法			属性の登録
				IFC	IFC以外(DWG,ADSK)	IFC以外(DGN)	
地理	地形	AutoCAD Civil 3D	道路、河川、橋梁、鉄道、ダム、トンネル、土地造成他土木・建設関係	―	○	－	－
地理	GIS情報	AutoCAD Map 3D	道路、鉄道、電力、ガス、上水道施設	―	○	○	－
地層		GEORAMA for Civil3D	土木構造物	―	○	○	－
施設	構造物	Micro Station V8i	建築物（構造、設備）	●	―	○	可
施設	構造物	Micro Station V8i	土木構造物	●	―	○	可
施設	鉄鋼・RC構造	AutoCAD Revit Structures	建築物(構造)	●	○	－	可
施設	建築物	ArchiCAD	建築物	●	―	－	可
施設	設備	AutoCAD Revit MEP	建築物(設備)	●	○	－	可
施設	設備	Rebro	建築物(設備)	●	―	－	可
施設	意匠	AutoCAD Revit Architecture	建築物(意匠)	●	○	－	可
施設	電気制御	AutoCAD Electrical	自動車・産業機械、工業機械(回路)	―	○	－	－
施設	機械	Inventor 3D	製品機械	―	○	－	可
統合		NavisWorks Manage	土木構造物、建築物	●	○	－	可
統合		InfraWorks	土木構造物、建築物、緑地	―	○	―	可
属性		Navis+	設計・施工・計測情報、修繕・点検情報、画像・ドキュメント類	●	○	－	可
アニメーション		3ds Max	3Dモデル	―	○	－	－
アニメーション		MXRoad V8i	3Dモデル	―	―	○	可
アニメーション		Navigator	3Dモデル	―	―	○	可

：オートデスク　：グラフィソフトジャパン
：伊藤忠テクノソリューションズ　：NYKシステムズ
：ベントレーシステムズ

●:IFCで連携
○:IFC以外で連携

(4)CIM の適用事例の調査

国内外の CIM の適用事例をインターネット上で公開されている資料などに基づき調査した（表 4.2.2-4、表 4.2.2-5）。多くの事例では、Autodesk 社の製品を使用している状況である。これは、同社の CAD ソフトの普及率に起因するものと推察される。

地層処分施設への適用を踏まえ、①地中線状構造物、②プロジェクトの多様なステージにわたる使用、③複数のデータモデルの併用、の三つの視点により事例をピックアップして、以下に特徴を述べる。

①地中線状構造物

地中構造物としては、シールドトンネルへの適用事例(No.7)と山岳トンネルへの適用事例(No.8)がある。No.7は施工現場においてデータモデルの共有化とEXCELを併用した工程管理の取組が行われている。また、No.8は、データモデルと施工方法や計測データなどの関連付けを行い、施工管理に役立てている。

②プロジェクトの多様なステージにわたる使用

多様なステージにわたる使用の事例としては､建物(No.6)や空港建設(No.2)がある。これらにおいては、設計データを引き継いで施工を実施している。施工へのデータの引き継ぎに関する詳細は不明であった。また、空港建設(No.2)の事例では維持管理でもデータモデルを活用していると推定されるが、データモデルの引き継ぎなどの詳細は不明であった。

③複数のデータモデルの併用

複数のデータモデルを併用した事例としては、空港建設(No.2)、廃棄物処分場(No.10)、プラント設計(No.11)がある。これらにおいては、地形、地層、構造物、設備、機械、意匠など得意分野に応じたソフトウェアが併用され、さらにデータモデルを統合するソフトウェアにより干渉チェックなどが行われている。なお、事業関係者が増えるにしたがいデータの履歴管理などが難しくなるが、これに関する詳細は不明であった。

4.2.3 システムの要件および具備すべき機能の整理

支援システムの概念設計を行うにあたり、はじめに支援システムに求められる要件を表4.2.3-1に整理した。要件を大別すると、設計、維持管理、外部データベースとの連携およびその他（保障措置/核セキュリティの考慮）に整理された。このうち、外部データベースとの連携については、次世代型サイト特性調査情報統合システム(以下､「ISIS」という)や電子性能評価レポート（以下､「e-PAR」という）などの、既に構築されている地質環境や性能評価に関する知識化ツールとの連携を図る必要がある。

次に、要件から考えられる具備すべき機能を図4.2.3-1に整理した。支援システムは設計やデータモデルの管理を行う「設計・管理のプラットホーム」、ISISから地質環境モデルを読み込む「地質環境モデルのプラットホーム」、解析モデルの作成支援およびインプット・アウトプットデータを管理する「解析のプラットホーム」から構成され、ISISやe-PAR、その他のデータベースとのインターフェース機能を有している必要がある。なお、設計においては様々な解析を実施することになるが、解析プログラムは支援システム内に取り込まず、プラグインとして利用することとした。これは、解析プログラムの陳腐化による支援システム全体の陳腐化を防止するためである。

表 4.2.2-4　収集事例一覧

No.	名称	発注者	受注者(代表)	建設地	事業期間	出典
1	シアトル高架橋取替工事	ワシントン州運輸局	Parsons Brinckerhoff	シアトル	2011 – 2015(予定)	建設ITワールド、Autodesk
2	デンバー国際空港拡張工事	デンバー空港	HNTB	デンバー	2010 – 2016(予定)	建設ITワールド、Autodesk、ケンプラッツ
3	パナマ運河拡張第3閘門	パナマ運河庁	ザーフレ(スペイン)	パナマ市	2007 – 2014(予定)	21stCentury Panama Canal – Institution of Civil Enginners,
4	ストックホルムバイパス	不明	URS/AF AB	ストックホルム	不明	BIM and the Stockholm bypass – Institution of Civil Enginners,
5	米国予防感染	不明	HUNTAIR	米国	不明	Autodesk – HUNTAIR,Inc. : Cleaner Operating Rooms
6	上海タワー	STCD	Gensler	上海	2008 – 2014(予定)	Autodesk Consulting
7	近畿自動車道見草トンネル	国土交通省 近畿地方整備局紀南河川国道事務所	(株)大林組	和歌山県西牟婁郡白浜町	2011年度～2014年度	ケンプラッツ、NETISプラス
8	中央環状品川線トンネル工事	首都高速道路株式会社	(株)大林組	東京都品川区	～2014年度	インフラBIM(日刊建設通信新聞社)、研究論文、首都高速道路株式会社HP
9	宮川辻久留3号排水樋管工事	国土交通省中部地方整備局三重河川国道事務所	中央復建コンサルタンツ(株)，(株)山野建設	不明	2009度	ケンプラッツFOCUS
10	大規模不法投棄廃棄物処分場	不明	株式会社奥村組	不明	不明	ホームページ(CADJapan.com)
11	骨材プラントの設計	不明	株式会社ムツミ	不明	2009年度	ホームページ(Tech-on special)
12	155号豊田BP横山地区設計	国土交通省中部地方整備局名四国道事務所	(株)オリエンタルコンサルタンツ	国道155号豊田南BP横山地区	2012年度	(株)オリエンタルコンサルタンツ内部発表資料
13	オーク表参道	大林不動産(株)	(株)大林組	東京都渋谷区 表参道	2010年度～2012年度	ホームページ(GRAPHISOFT)
14	大槌町津波復興基本計画	岩手県大槌町	エンジニア育成センター	岩手県大槌町	2011年度	ホームページ(Autodesk)
15	砂防防災施設	不明	株式会社地圏総合コンサルタント	不明	不明	ホームページ(建設プラザ)
16	JR東日本「鉄道GIS」	不明	JR東日本	–	2000年度～2002年度	ホームページ(Autodesk)
17	久木野尾ダム	大分県東部振興局日出水利耕地事務所	西松建設(株)	大分県杵築市山香町	1993年度～2013年度	ホームページ(大分県、ダム便覧)
18	採石場掘削斜面管理システム	不明	サンコーコンサルタント株式会社	不明	不明	ホームページ(Autodesk)
19	菰野町上水道管理システム	三重県菰野町	東洋テック(株)	–	1990年度～2001年度～2003年度	ホームページ(建設ITガイド)
20	336号広尾町ﾀﾆｲｿﾄﾝﾈﾙ工事	北海道開発局帯広開発建設部	西松建設(株)	北海道広尾郡広尾町字モイケシ	2001年度～2003年度	インフラBIM(日刊建設通信新聞社)、西松建設技報VOL27
21	特別史跡　高松塚古墳における石室の解体補修	文化庁	(株)共和	奈良県明日香村	2005年度～2007年度	ホームページ(Autodesk)
22	伊豆大島土石流・急斜面	–	Autodesk	伊豆大島	2013年度	ホームページ(ケンプラッツ)
23	さがみ縦貫相模川橋上部工工事	NEXCO	(株)大林組	神奈川県相模原市緑区	不明	ホームページ(ケンプラッツ)
24	ザビエル大学	ザビエル大学	Messer Construction	米国、オハイオ	不明	Autodesk – Xavier University: Campus Expansion
25	ウエックスナー医療センター	不明	不明	不明	不明	Autodesk – The Ohio State University, BIM for facilities management
26	南カリフォルニア大学映画芸術学部	南カリフォルニア大学	不明	ロスアンジェルス	不明	Autodesk – BIM – New Complex at USC School of Cinema Arts
27	BAA　ヒースロー国際空港	空港運営会社BAA	Wilson&Company	ロンドン	2008 – 2014	BIM case studies: Heathrow Terminal 2 – Institution of Civil Engineers
28	オークランド　ベイブリッジ　架替え工事	カリフォルニア交通局	Parsons Brinckerhoff	サンフランシスコ	2002 – 2013	Autodesk – The Gallery – Bay Bridge (East Span) Seismic Safety Project
29	コロラド　メトロインターステート	コロラド運輸局	Wilson&Company	コロラドスプリング	2005 – 2007	Using BIM on the Colorado Springs Metro Interstate–Institution of Civil Engineers
30	エクスプレスレールリンク	S.T.C.D	Leighton-Gammon	香港	2011 – 2015(予定)	Express Rail Link West Kowloon Terminus Building – Institution of Civil Engineers
31	アーバンリニューアル	不明	Figueiredoエンジニアリング	マナウス、ブラジル	不明	Autodesk

表 4.2.2-5　使用ソフトウェアの調査

No.	ソフトウェアの得意分野・機能	地理		地層	施設								統合		属性	アニメーション			積算		工程管理		維持管理	クラウド	解析プログラムとの連携の有無
		地形	GIS情報		構造物	鋼・RC構造	建築物	設備		意匠	電気制御	機械													
	ソフトウェア名称	Civil 3D	Map 3D	GEORAMA for Civil3D	Micro Station	Revit Structure	ArchiCAD	Revit MEP	Revro	Revit Architecture	Electrical	Inventor 3D	Navis Works Manage	Infra Works	Navis+	3ds Max	MXRoad	Navigator	Excel CSV	Access	Revit Structure	Excel	Maximo	Buzzsaw	
	ソフトメーカー	A	A	C	B	A	G	A	N	A	A	A	A	A	C	A	B	B	M	M	A	M	I	A	－
1	シアトル高架橋取替工事	○								●			●			○									
2	デンバー国際空港拡張工事	○				●		●		●			●	○									○	○	
3	パナマ運河拡張第3閘門	○				●		●		●	○		●			○									
4	ストックホルムバイパス	○			●												○	○	○						
5	米国予防感染											○													○
6	上海タワー					●		●		●			●												○
7	近畿自動車道見草トンネル	○											●		●										
8	中央環状品川線トンネル工事	○				●															●	○			
9	宮川辻久留3号排水樋管工事	○				●							●												
10	大規模不法投棄廃棄物処分場	○		○																					○
11	骨材プラントの設計	○										○	●												
12	155号豊田BP横山地区設計	○				●								○						○					
13	オーク表参道						●		●																
14	大槌町津波復興基本計画	○	○											○											
15	砂防防災施設	○																							
16	JR東日本「鉄道GIS」	○	○																						
17	久木野尾ダム	○																							○
18	採石場掘削斜面管理システム	○		○																					
19	菰野町上水道管理システム	○																							○
20	336号広尾町ﾀﾆｲｹﾄﾝﾈﾙ工事																								

●:IFC対応　　○:IFC非対応

A:オートデスク
B:ベントレーシステムズ
G:グラフィソフトジャパン
C:伊藤忠テクノソリューションズ
N:NYKシステムズ
M:マイクロソフト
I:IBM

表 4.2.3-1　地層処分エンジニアリング統合支援システムの要件

機能	要件	
設計	① 設計・施工上のストーリーボードの格納	設計の前提となる、地下において起こる事象を場の変遷として時系列でとりまとめたストーリーボードの作成を行う。例えば、設計・建設・操業（人工バリアの定置など）・閉鎖後短期・閉鎖後長期の各段階において想定される事象を順番に書き出す。
	② 処分施設の二次元設計図面、三次元設計モデルの作成	設計（二次元設計図面作成、三次元設計モデル作成）をシステム内部で実施する。
	③ 処分施設の3D情報管理・表示	処分施設の三次元の設計情報を管理、表示する。
	④ 設備と地下施設の干渉チェック	搬送・定置設備が地下施設内で所定の動作・稼動が可能かどうかを確認する（干渉チェックを行う）。また、搬送・定置設備が物理的に所定の動作が可能かどうかを確認する（廃棄体把持時の転倒などのチェックを行う）。
	⑤ 解析のインプットの作成と、インプット・アウトプットを関連付けた管理 複数人でアクセスして共通の情報を取得・更新	三次元のジオメトリ情報、物性情報を解析コードに渡す。また、解析のインプット、アウトプットデータを関連付けて管理する。また、複数人でアクセスして共通の情報が取得・更新できるようにする。ただし、設計に用いる解析プログラムは、設計支援システムでは内包せず、都度最適なものを選択できるようにする。
	⑥ 設計行為の履歴の管理	何故そのような設計を行ったのか、何故その物性値を選択したのか、どのような解析を行って値を決めたか、などの履歴や記録を設計情報とセットで管理する。
	⑦ 設計の妥当性評価機能の活用	設計の妥当性を評価する機能により、設計の説明性を高める。（例えば、KMSの討論モデルを利用する、などが考えられる。ただし、これについては性能評価で妥当性を説明する案もある。）
	⑧ 地質環境モデルと処分施設の設計モデルの重ね合わせ	性能評価でのモデル化を行うために、ISISから出力された地質環境モデルと処分施設の設計モデルを重ね合わせて表示することができる。（ISISと性能評価は連携可能に設計されている）
維持管理	⑨ 維持管理データ、補修履歴の管理	覆工コンクリートの割れ目の点検や打音検査結果などの検査結果や補修履歴（どのような部材を使って補修したか）を管理できる。
外部データベース(ISIS)との連携	⑩ ISISの地質環境モデルの取り込み	ISISで作成された三次元地質環境モデルを取り込んで設計に利用する。地質環境モデルを作成するにあたって用いた情報は、ISIS内のデータベースを参照する。
	⑪ 掘削時の地質環境モデルの更新、ISISへの引渡し	掘削とともに増える地質情報を格納し、修正設計に利用する。また、設計支援システムで格納・更新した地質情報をISIS側に引き渡す。性能評価でも処分場周辺の地質環境モデルを利用できるように、性能評価で必要となる割れ目や断層の情報を設計支援システム内に格納する。
外部データベース(性能評価)との連携	⑫ 地下水の流動場の情報の管理	性能評価の検討で必要となる、広域～ニアフィールド～部材周りの地下水の流動場の情報について管理できる（処分場を建設することによって、地下水が流れる水理場が変化する。天端から地下水が浸潤してくるのか、あるいは全体から地下水が浸潤してくるのかなど）。スケールに応じた設計を行い、設計で評価される坑道周辺のEDZの範囲の情報なども含む。
	⑬ 人工バリア・地下施設等構成要素の属性データの付与	設計に直接用いるデータは属性データとして内部に取り込む。性能評価に使うパラメータ(各人工バリア材料の物質輸送パラメータなど)で設計に用いないデータは、外部に別途作成してあるデータベースを参照する。また、性能評価では保守的に単純化したモデルで解析などをすることから、単純化した経緯や参照したデータなどは、性能評価側のシステムに格納する。
外部データベースとの連携	⑭ 廃棄体情報の取り込み・管理	使用済燃料のデータベースとリンク（情報の取り込み）して、どれだけの燃料を処分する必要があるかを引き出せる。また、どの燃料がどこに埋まっているかを管理できる。
その他	⑮ 保障措置/核セキュリティの考慮	地下施設の設計の前提条件となる保障措置/核セキュリティの要件（あるいは、設計の前提条件・要件リスト）を持てる。

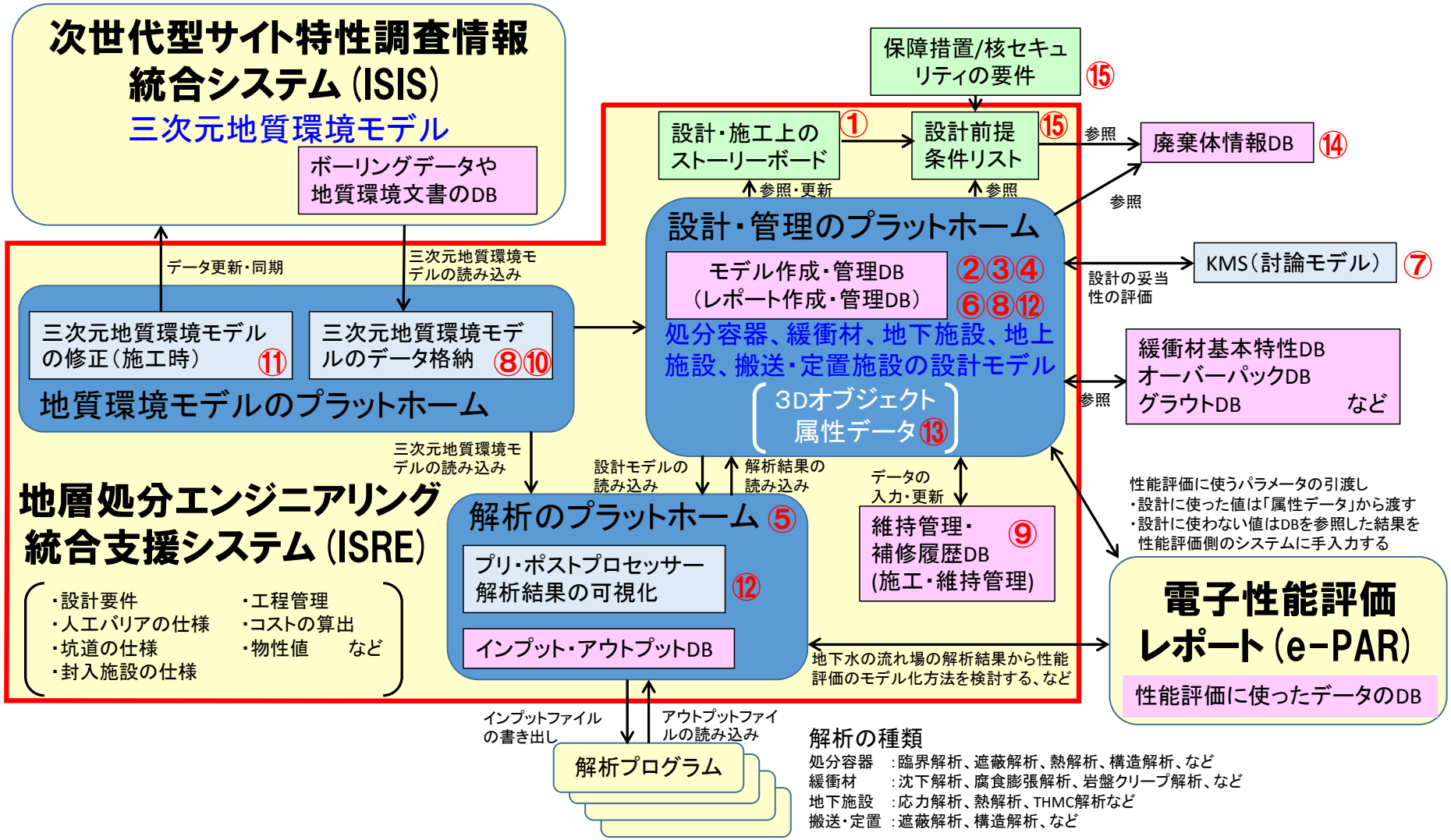


図 4.2.3-1　地層処分エンジニアリング統合支援システムの要件および具備すべき機能

4.2.4 設計支援システムの概念設計

(1) データモデルの考え方の検討

地層処分事業では、複数の関係者間でのデータの連携が長期にわたり必要となることから、支援システムには、IFC フォーマットに対応可能なデータモデルを用いることを基本とする。

前述のとおり、CIM に対応した CAD には、得意分野（地形、地層、構造、設備、機械など）があるため、得意分野の異なるソフトウェアにより並行作業を行い、随時統合（図 4.2.4-1）することで干渉チェックなどを行い、設計の妥当性確認を行うことを基本とする。

維持管理段階では、操作性の観点よりデータモデルに詳細な維持管理記録を持たせず、別途データベースを用いて維持管理記録を格納し、データモデルと関連付けることにより記録が参照できるようにすることを基本とする。

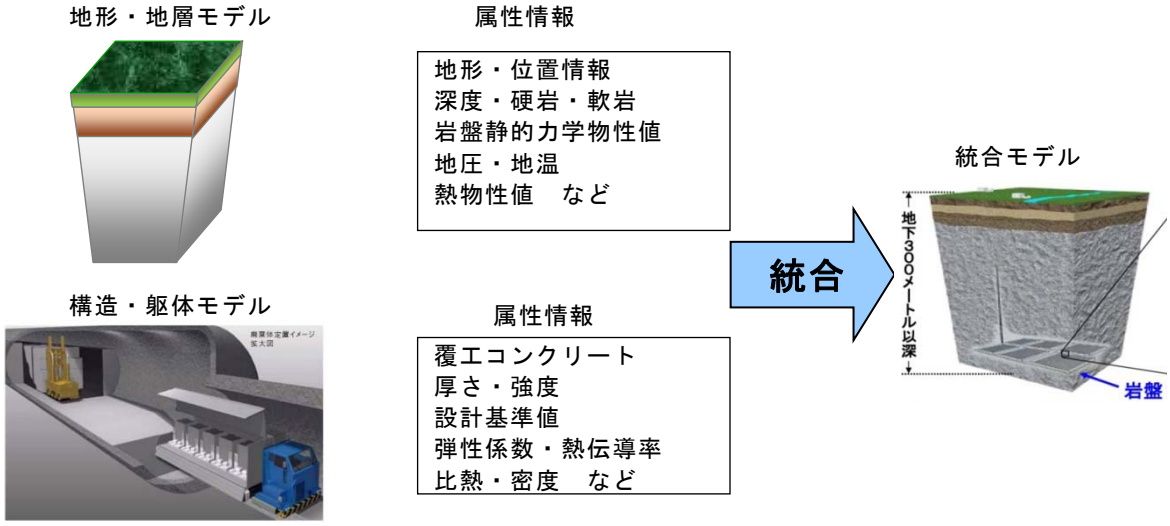


図 4.2.4-1　データの統合・干渉チェック
（日本原子力研究開発機構ホームページ;原子力発電環境整備機構, 2009 を元に作成）

(2) システム構造の検討

支援システムでは、複数の事業関係者によるデータの共有を行うために、最新のデータモデルなどはクラウドシステム（図 4.2.4-2）により共有する。また、過去のデータモデルや設計根拠資料などもクラウドシステム内に設けられたデータベースでの管理を基本とし、いつでも閲覧可能とする。ただし、関連データベース（例えば、ISIS、e-PAR、緩衝材基本特性 DB など）についてはクラウドシステム外とし、支援システムのプラットホームを通じて関連データベースにアクセスするものとする。なお、クラウドシステムにおいては、データ閲覧・更新できる範囲は権限により違いを設けることとする。

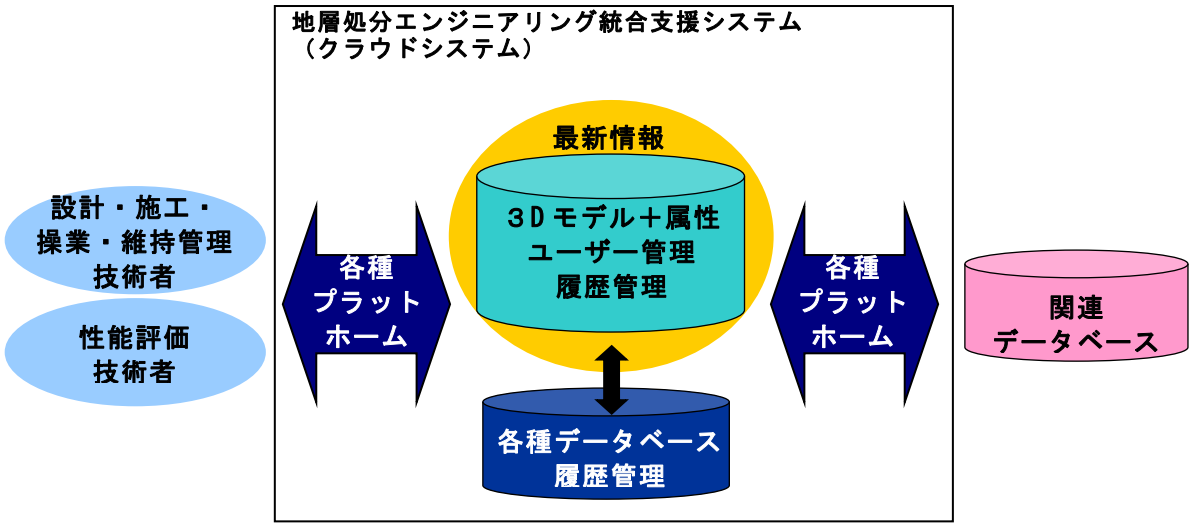


図 4.2.4-2　地層処分エンジニアリング統合支援システムの構造

(3) ソフトウェアの選定

「4.2.2(3)CIM に適応したソフトウェアの調査」を踏まえ、支援システムに利用するソフトウェアを選定する。選定の基準としては、極力 IFC フォーマットに対応しており、既往の事例による利用率やソフトウェアの普及性が高いものとした。前述のとおり、各ソフトウェアは得意分野があり、全ての機能を網羅するものはないため、組み合わせとしてソフトウェアを選定した。図 4.2.4-3 にソフトウェアの組み合わせ例を示す。

また、クラウドシステムとしては、4.2.2(2)にて前述のとおり、使用済燃料の直接処分を対象とする処分施設の情報を外部機関のサーバーに保存することは、情報管理上適切ではないと考えられることから、ソフトウェアを購入し内部サーバーへインストールすることが可能なソフトウェアの方が適用性は高いと考えられる。図 4.2.4-4 にクラウドシステムのソフトウェアの選定例を示す。

(4) 地層処分エンジニアリング統合支援システムの基本仕様の検討

最新の動向とシステムの要件および具備すべき機能、ならびにデータモデル構造とシステム構造の検討結果を考慮した支援システムの仕様を図 4.2.4-5 に示す。

まず、支援システムは情報共有用のクラウドシステムとデータベース群からなる。情報共有用のクラウドシステムには、最新の「設計・施工上のストーリーボード」や「条件リスト」、「データモデル(共有用統合モデル)」、「統合データベースとしてユーザー情報と各種レポート」を格納し、関係者がネットワークを介してデータの閲覧が可能な状態とする。更新された、過去のデータモデルなどについてはクラウドシステム内の「過去ログデータベース」に格納する。データベース群はその他に、「地形・地質・線形データベース」、「設計(解析・計測)データベース」、「積算データベース」、「維持管理・補修履歴データベース」を支援システム内に準備する。データモデル作成や解析、モニタリングデータの更新を行うにあたっては、インターフェース機能を介して支援システムと情報のやり取りを行う。また、ISIS など既存のデータベースに対してもインターフェースを介した情報のやり取りを行うこととする。

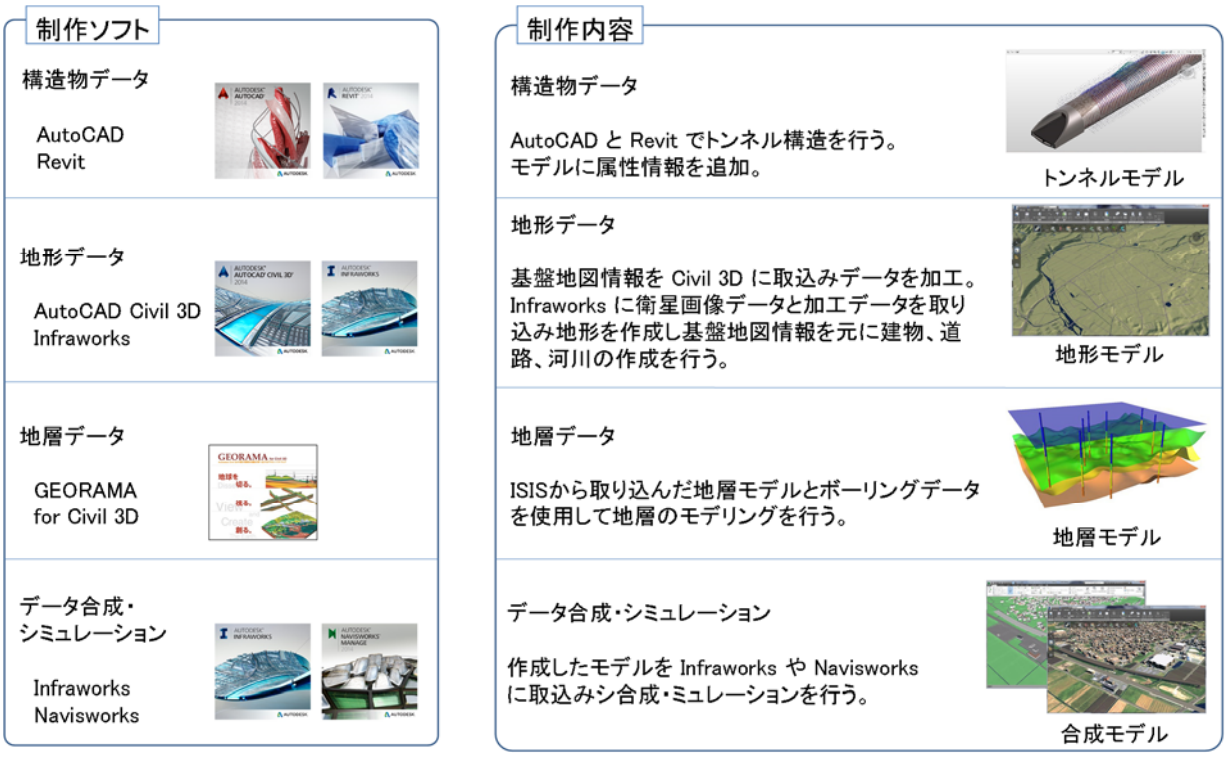


図 4.2.4-3　ソフトウェアの組み合わせ例

（GEORAMA for Civil3D ホームページ；GSA 株式会社ホームページ；
Infrastructure Design Suite ホームページを元に作成）

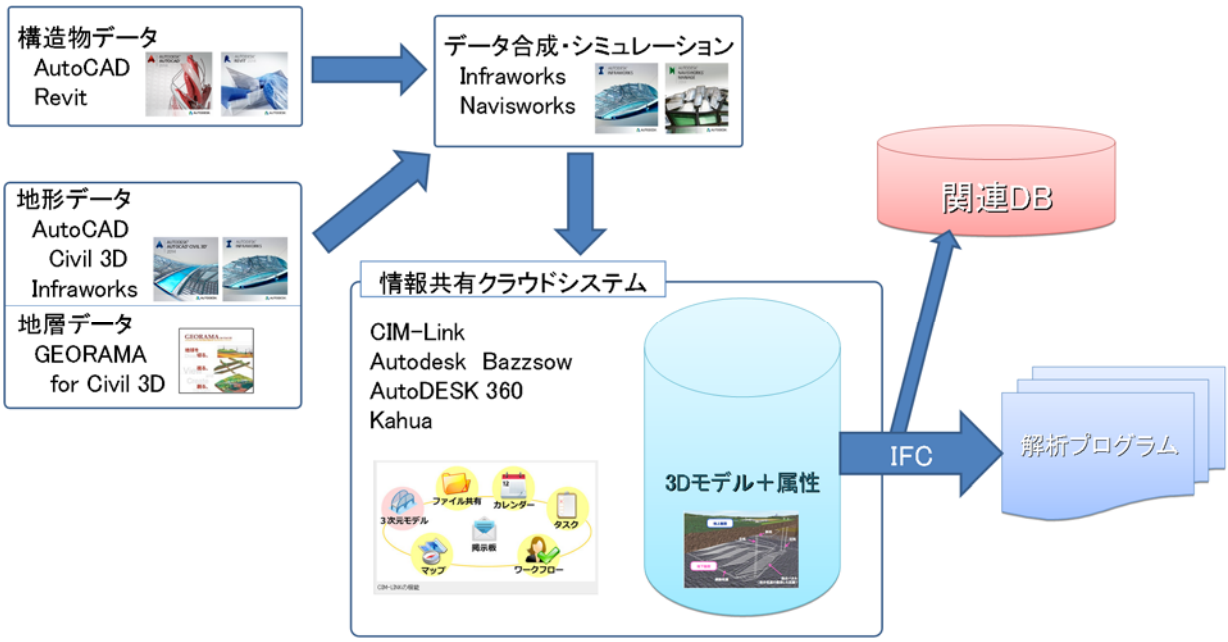


図 4.2.4-4　クラウドシステムのソフトウェアの選定例

（CIM-LINK ホームページ；GEORAMA for Civil3D ホームページ；原子力発電環境
整備機構, 2009；Infrastructure Design Suite ホームページを元に作成）

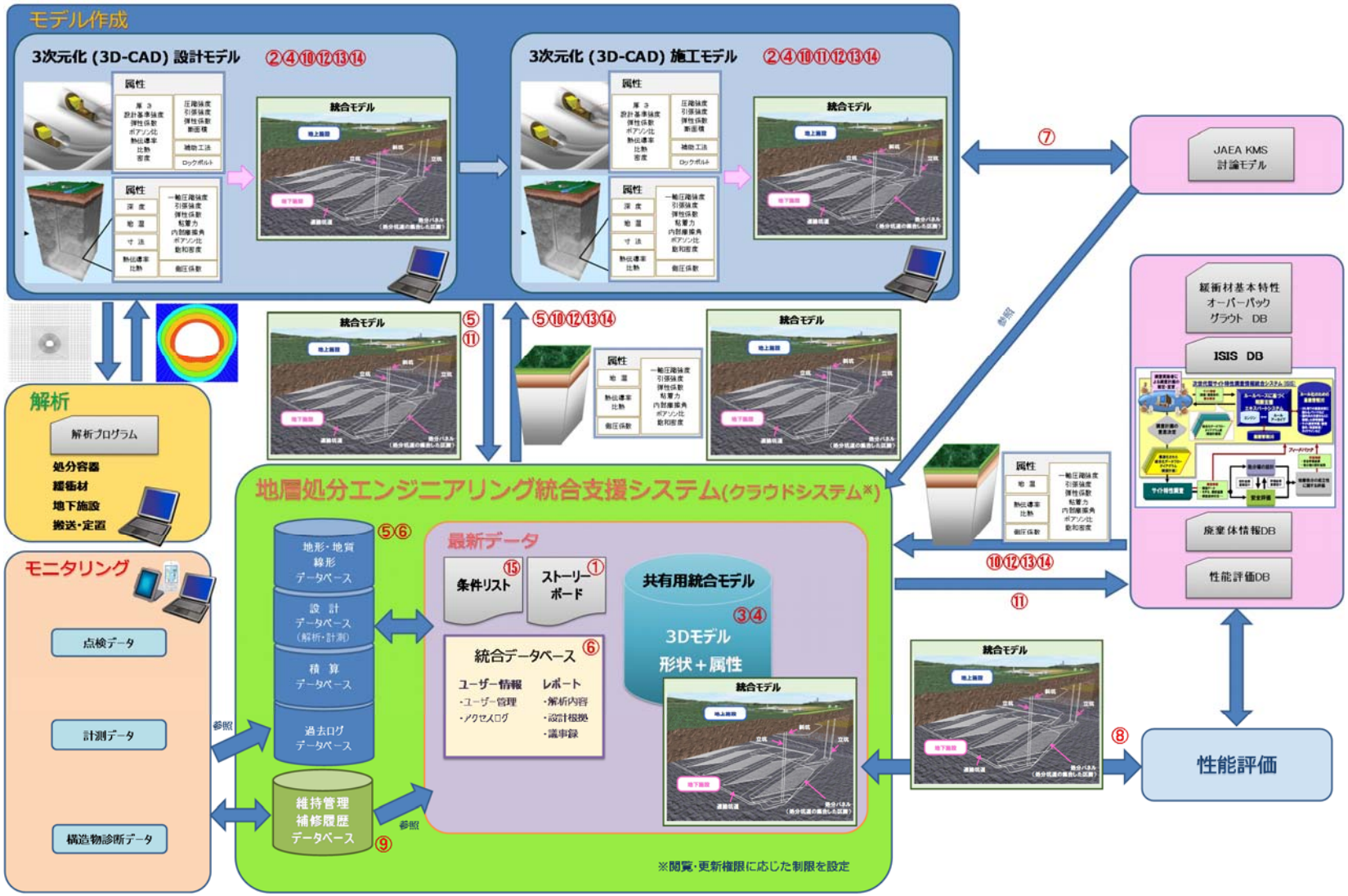


図 4.2.4-5　地層処分エンジニアリング統合支援システム基本仕様
（中野勝志, 2007；原子力発電環境整備機構, 2009；日本原子力研究開発機構ホームページを元に作成）

4.2.5 課題抽出・整理および課題解決に向けた計画立案

今後の支援システムの設計における課題を表 4.2.5-1 に示す。

表 4.2.5-1　支援システム設計における課題

課題	対応案
1.受け渡すデータのインターフェースの設計	・各プラットホームで受け渡すデータ（形状データ、属性データ）の抽出 ・使用する解析プログラムなどを踏まえたデータ受け渡し時のデータの規格（IFC、DXF など）の設定
2.データモデルの仕様の設計	・各データモデルのプロジェクトの各段階（設計・施工・操業・維持管理）で登録する属性の項目と仕様の設定
3.共有用統合モデルの設計	・ソフトウェアが最新の IFC フォーマットに対応できていないなどの理由に起因する問題（たとえば、IFC フォーマットでデータを受け渡す場合のデータの抜け落ちなど）の確認と対策
4.各種データベースの設計	・登録内容と仕様の設定 ・データ履歴管理、ユーザーアクセス管理などの設計
5.クラウド機能の設計	・データ履歴管理、ユーザーアクセス管理などの設計 ・セキュリティー対策
6.支援システムの運用方法の検討	・支援システムを用いた効率的な事業推進のための、データモデルのスムーズな連携（たとえば、CIM マネージャによるデータモデル管理など）の支援システムの運用方法の検討

プロトタイプ構築までの工程を表 4.2.5-2 に示す。次年度以降の作業項目は、上記の課題を反映した。なお、本システムの開発は、委員会を開催し専門家の意見を頂きながら進める方針とする。

表 4.2.5-2　プロトタイプ構築までの工程

平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度
・国内外の動向調査 ・システムの要件・具備すべき機能の整理 ・地層処分エンジニアリング統合支援システムの概念設計 ・プロトタイプ構築までの工程の作成	・受け渡すデータのインターフェースの基本設計 ・データモデルの仕様の設計 ・共有用統合モデルの設計 ・各種データベースの設計	・受け渡すデータのインターフェースの詳細設計 ・クラウド機能の設計 ・地層処分エンジニアリング統合支援システムのプロトタイプの構築 ・運用方法の検討

4.2.6 まとめ

設計支援システムを処分場の工学技術に関する知識化ツールとして位置づけ、以下の検討を行った。なお、名称は「地層処分エンジニアリング統合支援システム(Integrated System for Repository Engineering：ISRE)」(以下、「支援システム」という)とした。

①CIM の国内外の最新動向の調査を行い、以下の結果を得た。

・既往の CIM に対応した CAD（属性を登録できる CAD）ソフトウェアには得意とする分野があり、ソフトウェアを組み合わせてデータモデルの作成や干渉チェックなどが行われている。

・ソフトウェア間のデータのやり取りを行うための中間フォーマットとして、国際規格である IFC フォーマットが開発されている。

・多数の事業関係者が情報を共有する場合には、クラウド機能が用いられている。

②支援システムの基本方針は、複数のソフトウェアを組み合わせて構築し、ソフトウェア間のデータのやり取りは IFC フォーマットに準拠するとともに、クラウド管理を行いネットワークを介してのアクセスを可能とする、とした。

③支援システムへの、設計や外部データベースとの連携などに関する要件を抽出し、具備すべき機能を以下のとおり整理した。

・設計やデータモデルの管理を行う「設計・管理のプラットホーム」

・ISIS から地質環境モデルを読み込む「地質環境モデルのプラットホーム」

・解析モデルの作成支援およびインプット・アウトプットデータを管理する「解析のプラットホーム」

・ISIS や e-PAR、その他のデータベースとのインターフェース機能

④支援システムの概念設計を行い、基本仕様を以下のとおり整理した。

・支援システムは情報共有用のクラウドシステムとデータベース群からなる。

・情報共有用のクラウドシステムには、最新の「設計・施工上のストーリーボード」や「条件リスト」、「データモデル(共有用統合モデル)」、「統合データベースとしてユーザー情報と各種レポート」を格納し、関係者がネットワークを介してデータの閲覧が可能な状態とする。

・データベース群は、過去のデータモデルなどを格納する「過去ログデータベース」の他に、「地形・地質・線形データベース」、「設計(解析・計測)データベース」、「積算データベース」、「維持管理・補修履歴データベース」から構成される。

・データモデル作成や解析、モニタリングデータの更新を行うにあたっては、インターフェース機能を介して支援システムと情報のやり取りを行う。また、ISIS など既存のデータベースに対してもインターフェースを介した情報のやり取りを行うこととする。

⑤支援システムの課題および開発項目を抽出するとともにプロトタイプ構築に向けた開発の工程を示した。

4.3 処分施設の設計検討

4.3.1 背景と目的

使用済燃料直接処分においては使用済燃料の形態から、廃棄体はガラス固化体よりも長尺となり重量も数十トンと重くなる。また、ガラス固化体とは異なる発熱量や放射線量を持つ。ここでは、このような使用済燃料の廃棄体特性に適合する処分施設の概念設計を行う。概念設計の対象とする処分施設としては、人工バリアを構成する廃棄体、緩衝材などの搬送・定置設備、搬送・定置設備の外形および必要空間と整合するアクセス坑道や処分坑道などからなる地下施設、封入施設などの地上施設であり、廃棄体の定置方式は横置き方式を前提として設計を進めるものとする。概念設計では、それぞれの処分施設の基本仕様（搬送・定置設備における外観や必要空間、地下施設における坑道形状・寸法など）と実現可能性を提示するとともに、設計を通じて抽出された課題および課題解決策について提示を行うことを目的とする。

また、使用済燃料の処分施設の設計段階において考慮しておくことが必要になると考えられる様々な検討課題として、多様な燃料集合体を考慮した操業中および閉鎖後管理段階の保障措置および核セキュリティ対策、回収可能性、モニタリング、モラトリアムの考え方、処分までの貯蔵場所、貯蔵（冷却）期間の維持などが考えられ、これらに対する方策について事前に検討しておくことは現段階において重要な課題である。ここでは、直接処分に関して先行しているスウェーデン、フィンランドなどにおける処分場施設の保障措置などに関する事例調査を実施する。得られた成果・情報についてセーフティケースの概念を念頭に置き体系的に整理を進める。

4.3.2 搬送・定置設備の概念設計

(1)概要

使用済燃料集合体を封入した廃棄体の搬送・定置手法に関する技術情報に基づき、廃棄体の大きさ、重量、温度、放射線量、発熱量などのガラス固化体と相違する特性に留意して、搬送・定置設備の概念設計を行い、設備の実現可能性を検討するとともに、技術的課題の抽出および課題解決策を提示した。

(2)前提条件

搬送・定置設備の概念設計実施に当たって設定した前提条件を以下に示す。

1)人工バリアの前提条件

搬送・定置設備の概念設計においては、4.1 に示した使用済燃料集合体 2 体収容廃棄体を基にした人工バリアを検討の前提条件として設定した。さらに、この条件に加え、安全サイドの設計の観点から最大規模と想定される 4 体収容の廃棄体を基にした人工バリアについても検討の前提条件とし、概念設計において設備の実現性などの評価を同時に行った。この 4 体収容廃棄体の仕様は原子力委員会が取りまとめた「基本シナリオの核燃料サイクルコスト比較に関する報告書」（原子力委員会，2004）の条件を基に設定したものである。

また、人工バリアの定置は横置き方式、人工バリアを構成する緩衝材についてはブロック定置方式を前提とした。

図 4.3.2-1 に４体収容ならびに２体収容廃棄体を基にした人工バリア構成を示す。また、表 4.3.2-1 には、これらについての主要仕様を示す。

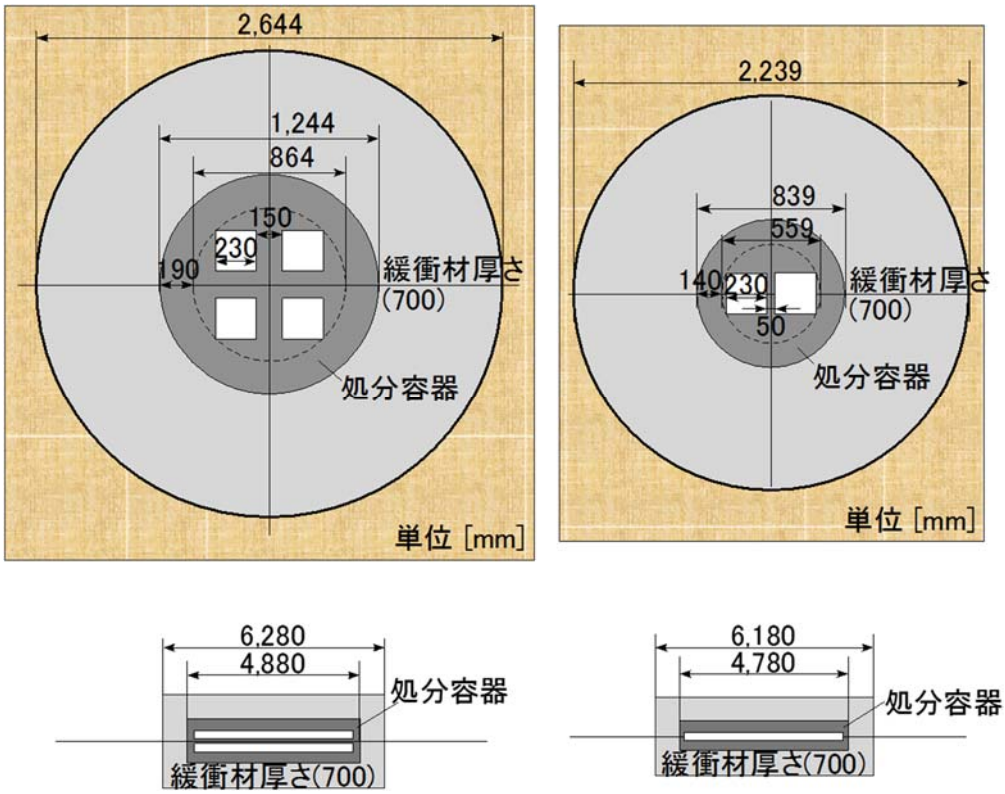


図 4.3.2-1　人工バリアの前提条件

表 4.3.2-1　人工バリアの主要仕様

項目		使用済燃料 （４体収容）	使用済燃料 （２体収容）
寸法	廃棄体	外径；1,244mm 長さ；4,880mm	外径；839mm 長さ；4,780mm
	緩衝材 (厚み 70cm)	外径；2,644mm 長さ；6,280mm	外径；2,239mm 長さ；6,180mm
重量	①廃棄体 ②緩衝材(*)	①約 42 トン ②約 55 ﾄﾝ	①約 18 トン ②約 35 ﾄﾝ
	合計	約 97 トン	約 53 トン
発熱量		約 1.40kW/容器 （約 0.35ｋW/体）	約 0.70ｋW/容器 （約 0.35ｋW/体）
定置方式		横置き・ブロック定置式	

＊緩衝材重量は乾燥密度 1.6Mg m^{-3} として計算した。

2)地下坑道の前提条件

地下坑道についても 4.1 項に示した条件を前提とした。

地下坑道に関する主要仕様を表 4.3.2-2 に示す。下の表に記載されていない条件も含めて、地下坑道についてはH12 レポートで設定された条件(核燃料サイクル開発機構,1999a、1999c)を基本的に用いるものとした。

表 4.3.2-2　地下坑道の主要仕様

項目		仕様
地質環境		結晶質岩
処分深度		1,000m
坑道形状	アクセス坑道（立坑）	円形
	アクセス坑道（斜坑）	幌型
	連絡・主要坑道	幌型
	処分坑道	円形
坑道内面のライニング	アクセス坑道（立坑・斜坑）、連絡・主要坑道	支保工あり
	処分坑道	支保工なし

(3)事例調査

1)調査方法

①海外の事例

搬送・定置設備の事例に関する情報を得るため、現時点において使用済燃料集合体の直接処分事業を推進している諸外国の技術状況について調査を行った。調査の対象はスウェーデン、ドイツ、フランス、スイスおよびベルギーとした。

スウェーデンは、事業開始の段階から一貫して使用済燃料集合体の直接処分をフィンランドと共同で推進している。スウェーデンの実施主体である SKB は、ホームページにおいても技術情報を広く公開している。直接処分事業を推進しているフィンランドについては、スウェーデンを調査することにより動向を包括できると考えた。

ドイツは、使用済燃料集合体の直接処分ならびにガラス固化体の処分の両者を事業として推進しているとともに、実際に地下研究施設などでの実証試験が行われている。

スイスは、事業の初期段階ではガラス固化体の処分を推進していたが、近年、使用済燃料集合体の直接処分についても検討実績があり、実施主体である NAGRA は、ホームページにおいても技術情報を広く公開している。

フランスは再処理実施国としてガラス固化体の処分を推進しているが、代替処分として使用済燃料集合体の直接処分も検討に加えた時期があるため、調査対象国とした。

ベルギーはスイスと同様に事業の初期段階ではガラス固化体の処分について推進していたが、近年、使用済燃料集合体の直接処分についても検討実績があり、わが国と同様の状況である。

②国内の事例

わが国では、これまでに核燃料サイクル開発機構が H12 レポートにおいて地質環境、工学技術、安全評価の 3 分野における技術的信頼性に着目した検討を実施した(核燃料サイクル開発機構，1999a～d)。H12 レポートには、搬送・定置設備を含めた地下施設についても記載されている(核燃料サイクル開発機構，1999c)。さらに、電力会社各社・電力中央研究所の共同による事業化を主眼においた設計研究が実施されている(電力中央研究所・電気事業連合会，1999)。その後、原環センターにて、資源エネルギー庁の公募事業の一つである処分システム工学要素技術高度化開発で、封入設備に関する技術開発が実施されている(例えば、原環センター，2013b)。本調査作業では、これらの情報を収集し、概念設計の参考や前提とした。

また、参考とすべき類似の施設・設備としては、青森県六ヶ所村で操業している日本原燃所有のガラス固化体貯蔵管理設備がある。この貯蔵施設では、ガラス固化体の受け入れ設備があり、輸送容器やガラス固化体のハンドリング・搬送を行った事例がある(原子力安全・保安院，2010)。原子力機構は、ガラス固化体を製造しており、固化体の検査、保管を行う際のハンドリング・搬送を行った事例がある（核燃料サイクル機構，2000）。

その他にも、原子力発電所で発生する使用済燃料集合体を再処理施設の貯蔵施設に移送するため、燃料輸送用キャスクに使用済燃料集合体を収容した上で輸送している。また、再処理施設の稼働の遅れから中間貯蔵も進められており、乾式の輸送貯蔵キャスクによる使用済燃料集合体の輸送および施設内ではエアパレットを使用した搬送・定置が導入されている(毒島，2006)。これらの輸送貯蔵に関わる取扱いについても搬送・定置の参考となると考えられる。

③調査の重点ポイント

搬送・定置設備の事例調査を行うためには、調査の重点ポイントを明確にしておく必要がある。調査の重点ポイントは以下の 6 項目とした。以下に 6 項目の設定目的についても併せて示す。

・人工バリアの概念：搬送対象物についての情報を明確にする。
・定置方法：地下に廃棄物をどのように設置するのかを明確にする。
・搬送方法：地上から地下までの搬送方法を明確にする。
・監視方法：搬送を安全に行うための手段を明確にする。
・保守情報：数十年にわたる装置の安全性維持を明確にする
・事故・トラブル対応：概念設計を行う際の支援情報を明確にする。

2)調査結果

搬送・定置設備の事例調査結果のまとめを表 4.3.2-3 に示す。表には上記の調査の重点ポイントについて各国から得られた情報の整理を行ったものである。なお、本年度の概念設計は、性能評価モデルとの整合のため、廃棄体と緩衝材を別々に搬送・定置する方式を前提条件としているが、事例調査は本制約を設けずに行うものとした。

表 4.3.2-3　人工バリアの搬送・定置設備に関する事例調査結果のまとめ

重点項目＼国名		スウェーデン SKB	ドイツ DBE	スイス NAGRA	フランス ANDRA	ベルギーONDRAF	日本
処分場の概念	処分岩種	結晶質岩盤(処分候補地：フォルスマークを想定)	岩塩(サイトは未定)	粘土層(オパリナス)	粘土層(カロボ・オックスフォーディアン)	粘土層(サイトは未定)	結晶質岩、堆積岩(ｻｲﾄは未定)
	処分深度	400～500m	約 850m	400～900m	約 500m	約 240m	300～1000 m
廃棄物の種類	主なもの	使用済燃料	使用済燃料	ガラス固化体	ガラス固化体、	ガラス固化体	ガラス固化体
	その他	ー	ガラス固化体、ハル/エンドピース	使用済燃料	使用済燃料、再処理に伴う金属廃棄物など	使用済燃料	ー
人工バリアの概念		緩衝材を一体化したスーパーコンテナ 45t	・POLLUX 方式：処分専用キャスク ・DIREGT 方式：使用済燃料を輸送・貯蔵兼用キャスク(CASTOR V/19)で処分 ・ベントナイト緩衝材なし	廃棄体をベントナイト製の台座上に定置し、周囲をペレット充てん 廃棄体寸法； BWR：約 4.5m PWR：約 3.6m、4.3m	メタルスリーブ内にキャニスタを定置 （使用済燃料キャニスタ寸法：4.5m～5.4m）	チューブ内にキャニスタ定置 キャニスタ寸法：約 5～3m (3 種類)	オーバーパック φ820mm×1,730mm、緩衝材厚さ 700mm 個別搬送、PEM、原位置締固め、ペレット充てんなど PEM 重量約 35 t
定置（横置き定置）方法の概要		定置装置(搬送台車)と水クッションによる押し込み 真空吸着(緩衝材)	・POLLUX 方式：定置装置(搬送台車)による押し込み ・DIREGT 方式：定置装置(搬送台車)、エアクッションによる台車転回	傾斜のある処分坑道へ定置 レール上の定置トロリーによる定置 ベントナイト台座 ペレット充てん	メタルスリーブ内に定置 キャニスタはプッシングロボット装置による定置。エアパレット採用	プッシングロボット装置による定置	未選定 ・門形クレーン方式 ・エアベアリング方式 ・押し込み方式 ・真空吸着(緩衝材) など
搬送方法の概要（搬送対象、搬送形態を含む）		・アクセス坑道（斜坑）：キャニスタを無軌道車両（汎用トラック）で地下再装荷ステーションに移動 ・主要坑道：再装荷ステーションでキャニスタに緩衝材・穴あき円筒を装着後、輸送チューブに収めて処分坑道までトラック搬送	・アクセス坑道（立坑）：ホイスト設備（エレベータ） ・主要坑道：軌道式車両	アクセス坑道から定置まで全てレール上を輸送。 アクセス坑道：ラック式機関車 主要坑道　　：トンネル機関車	・アクセス坑道（立坑）：エレベータ。 ・主要坑道：C type キャニスタは輸送シャトル（作業員運転の無軌道車両）	主要坑道：レール上を走行する自走式の車両	未選定 ・台車搬送 ・立坑エレベータ ・クレーン搬送・積替え など
監視方法		制御室から監視・制御	ー	ー	ー	ー	カメラを用いた遠隔監視 無線通信
保守情報		ー	ー	ー	ー	ー	ー
事故・トラブル対応		落下評価(フィンランド)	立坑エレベータ落下対策 エアロック配置検討	ー	落下評価	防湿装置の必要性	落下防止検討
操業技術の開発、実証状況		・設計段階 ・水平坑道掘削試験：(フルスケール、坑道長さ 95m@Äspö)	・POLLUX 方式：実証規模段階、軌道式車両のフルスケール搬送試験 ・DIREGT 方式：概念検討段階	なし	地上でのプロトタイプ試験 (Technology Centre; CTe, MECACHIMIE workshop)	地上でのプロトタイプ試験 (HADES-PARCLAY プロジェクト)	要素試験、実規模実証試験
操業実績		なし	なし	なし	なし	なし	なし
参考文献		(SKB, 2008) (Halvarsson,2008) (Posiva Oy,2008)	(Biurrun,2009) (Halvarsson et al., 2008)	(Fries et al., 2008)	(Halvarsson et al., 2008) (Seidler et al., 2008) (Bollingerfehr et al., 2009) (原環センター,2013a) (ANDRA,2005)	NIROND(2001a) NIROND(2001b)	(核燃料サイクル開発機構, 1999c) (原子力発電環境整備機構,2011a) (原環センター,2013b)

3)事例調査結果の概念設計への適用について

海外の処分概念は、各国の地質環境条件や廃棄体仕様などに応じて、廃棄体と緩衝材を一体化する概念、緩衝材なしでキャスクを定置する概念、処分坑道の内面に設けられたメタルスリーブ内に廃棄体を押し込んで定置する概念など様々な概念があり、搬送・定置方式については、それぞれの概念に応じて各国で異なった方式が検討されている。スウェーデン、ドイツ、フランス、ベルギーでは、フルスケールによる実証試験によって技術の実現可能性が示されており、わが国の直接処分においても、これらの事例を参考とし、地質環境条件や廃棄体仕様などに応じて技術を選定する必要がある。

①海外調査結果からの考察

以下、海外調査結果からの考察を重点ポイントごとに示す。

a.廃棄物の種類

再処理政策に応じて、使用済燃料を対象とする国、ガラス固化体を対象とする国、および使用済燃料とガラス固化体の両者を対象とする国がある。

b.人工バリアの概念

各国の廃棄物の種類、地質環境条件などに応じて、人工バリアの概念が様々である。スウェーデンやフィンランドでは廃棄体と緩衝材を一体化して搬送・定置する方式を採用している(SKB, 2008、Posiva Oy, 2008)。

ドイツの概念は、岩塩中にキャスクを定置し、緩衝材を設置しない。フランスとベルギーの概念は、ガラス固化体を対象とした場合には緩衝材を設置せずに処分坑道内面に設置したメタルスリーブ内に廃棄体を押し込み定置する概念(ANDRA, 2005; NIROND, 2001a)である。スイスの概念はベントナイトブロックの台座上に載せた廃棄体をトロリーで搬送・定置し、廃棄体の周囲をペレット充てんする(Fries et al., 2008)。

c.定置方法

廃棄体と緩衝材を一体化した搬送・定置の方式に関しては、搬送台車方式、水圧による浮上を利用するパレット搬送方式などの事例がある(SKB, 2008)。国内で検討されているエアベアリング方式や門型クレーン方式の事例とともに、いずれも技術候補となり得るものである。

d.搬送方法

アクセス坑道、連絡・主要坑道の搬送については、放射性廃棄貯蔵管理施設や鉱業などの搬送技術が応用できる。したがって、搬送技術は、海外においては使用済燃料の直接処分に特有のものとして位置付けられるものではないことから、実証試験の対象とはされていない状況にある。

e.監視方法、保守情報、事故・トラブル対応

各国とも開発や実証のフェーズであることから本ポイントについての事例記載はなく、コメント記載が散見される程度であり、監視方法、保守、事故・トラブルへの対応の詳細検討は今後の検討課題と考えられる。

②国内調査結果からの考察

わが国のガラス固化体の処分技術開発では、廃棄体と緩衝材を別々に搬送・定置する方法の概念検討が行われていたが、上述のスウェーデンやフィンランドの概念と同様に、最近は廃棄体と緩衝材を地上で一体化して搬送・定置する方式（PEM 方式；Prefabricated Engineered barrier system Module）の技術開発が行われ、主流の概念となってきている(原環センター, 2013b)。こ

の技術開発の中で、地下環境条件に依存する地下水（湧水）の流動抑制や、残置物（PEM 容器は PEM 方式特有となる）による影響評価などの課題が抽出されている。これらのガラス固化体での技術開発動向を踏まえると、ブロック定置方式とともに PEM 方式による搬送・定置も今後、対象技術候補となりうると考えられる。搬送・定置設備の概念設計においては、人工バリアの設計や性能評価なども含めた処分概念全体での整合のとれた検討が必要である。

(4)直接処分とガラス固化体の比較評価

これまでに検討されたガラス固化体と、本検討対象の使用済燃料の仕様の相違と搬送・定置設備の概念設計における着眼点を表 4.3.2-4 に示す。この表の内容を踏まえ、以降の検討を進めていく。

(5)全体概念構築

1)概念設計フロー

使用済燃料用搬送・定置設備の概念設計については、図 4.3.2-2 に概念検討フローに沿って概念設計を進めるものとした。

2)定置方式の整理

ガラス固化体における横置き定置方式として、緩衝材ブロック方式、ペレット充てん方式、吹付け方式、PEM 方式が実現性のある概念として検討されている。

緩衝材ブロック方式については、H12 レポートにおける検討や原環センターにおける検討（たとえば、原環センター，2005）において人工バリアの定置装置の概念設計が実施され、装置の概念が示されているが、他の方式と比較し実規模レベルにおける実証試験が少ない。ペレット充てん方式、ならびに吹付け方式は、流動性のあるペレット／粉末状の緩衝材を用いて原位置にて緩衝材を構築する概念であり、原環センターにおいて実規模での実証試験が実施され、実現可能性が示されている（原環センター，2005）。PEM 方式は、人工バリアを地上施設であらかじめ構築し、地下に搬送・定置する概念であり、原環センターにおける検討においては実規模での実証試験が実施され、実現可能性が示されている。各方式の特徴とこれらをまとめて表 4.3.2-5 に示す。

このうち本年度の検討においては、H12 レポートにて検討された基本的定置方式である緩衝材ブロック方式における搬送・定置装置の概念設計を実施した。

表 4.3.2-4　廃棄体の仕様の相違と概念設計における着眼点

	使用済燃料 （４体収容）	使用済燃料 （２体収容）	ガラス固化体	概念設計における着眼点
寸法	廃棄体 外径 1,244mm 長さ 4,880mm 緩衝材 厚さ 700mm 外径 2,644mm 長さ 6,280mm	廃棄体 外径 839mm 長さ 4,780mm 緩衝材 厚さ 700mm 外径 2,239mm 長さ 6,180mm	オーバーパック 外径 820mm 長さ 1,730mm 緩衝材 厚さ 700mm 外径 2,220 長さ 3,130mm	・使用済燃料の場合にはガラス固化体に比べて廃棄体の長さが２倍以上となる。長尺寸法に対応した搬送・定置方式を検討する。
重量	廃棄体 約 42 トン 緩衝材 約 55 トン	廃棄体 約 18 トン 緩衝材 約 35 トン	オーバーパック 約 6 トン 緩衝材 約 23 トン	・廃棄体として２体収容でガラス固化体の約３倍、４体収容では７倍に重量が増加する。重量に対応した搬送・定置方式を検討する。 ・車輪荷重が最も大きくなると想定される搬送・定置装置について、地下施設設計側へ最大車輪荷重を提示する。
発熱量	約 1.4ｋW/容器 （約 0.35ｋW/体）	約 0.70ｋW/容器 （約 0.35ｋW/体）	約 0.35kW/本	・搬送・定置装置の電動機(数 kW 以上)などと比べて大きな発熱量とはならない。電動機や制御盤などの発熱、および坑道内の地熱による環境温度とともに、概念設計では考慮せず、基本設計段階以降において設計へ反映する。
放射線	ガンマ線 中性子線	ガンマ線 中性子線	ガンマ線	・使用済燃料の放射線の特性を前提とした遮へい検討を実施する。

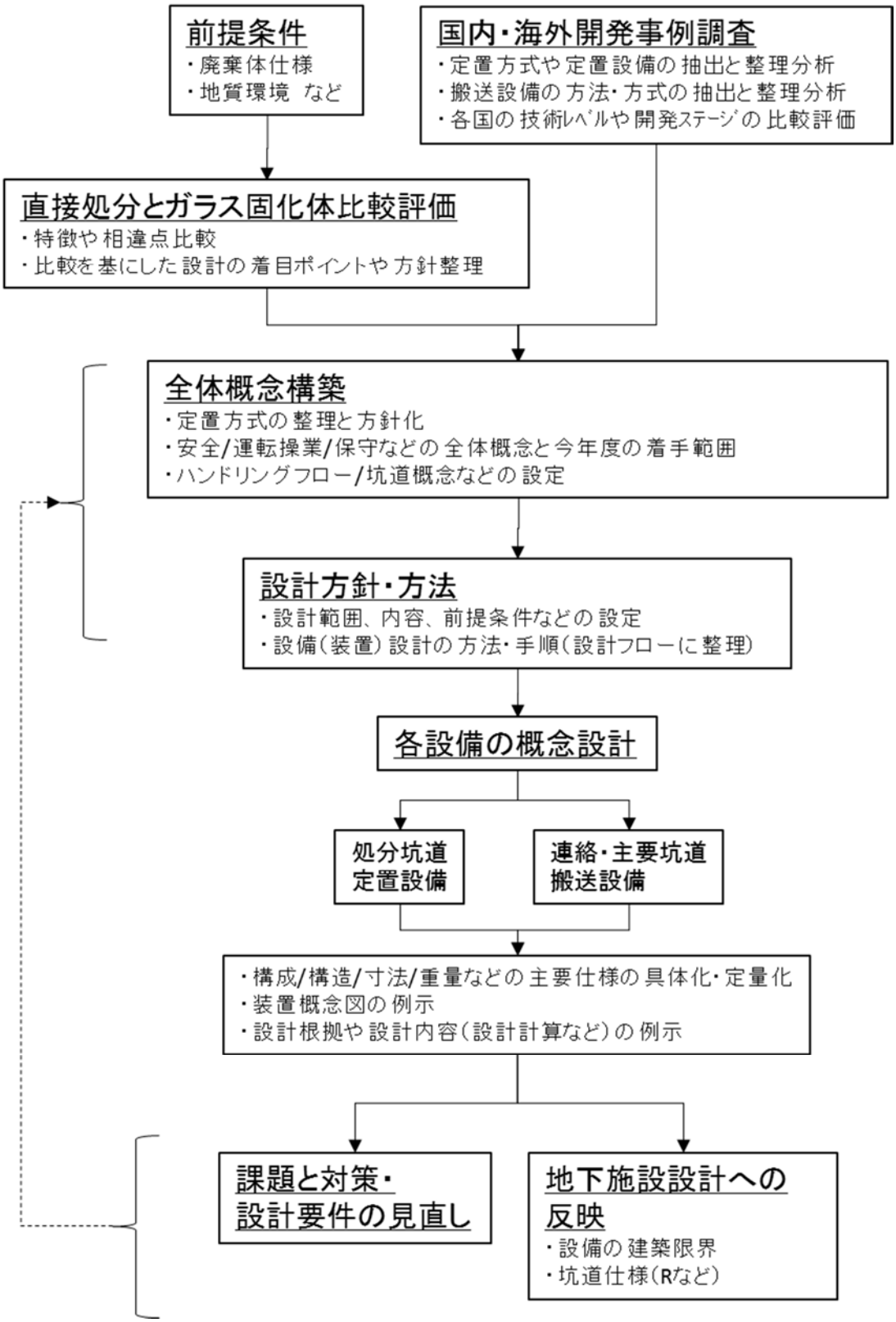


図 4.3.2-2　概念設計フロー

表 4.3.2-5　各定置方式における特徴の整理

	緩衝材ブロック方式	ペレット充てん方式・吹付け方式	PEM 方式
定置方式の特徴	・人工バリアの原位置施工 ・緩衝材はブロック成形体 ・廃棄体と緩衝材を人工バリアのパーツとして別々に搬送	・人工バリアの原位置施工 ・緩衝材はペレット／粉末 ・廃棄体と緩衝材を人工バリアのパーツとして別々に搬送	・人工バリアの地上施工 ・PEM 作成時はブロックでもペレットでも作成可能 ・廃棄体と緩衝材を一体化して搬送 ・地下施設における作業手順が少ない

3)坑道概念の設定

H12 レポートにおいて示されているガラス固化体地層処分における搬送経路を図 4.3.2-3 に示す。使用済燃料の直接処分においても、ガラス固化体の処分と同様に、地上施設で処分容器へ使用済燃料集合体を封入し、この廃棄体を処分坑道内の所定の位置まで搬送して定置し、また、緩衝材についても同様の経路で処分坑道内の所定の位置まで搬送して定置することとなる。図 4.3.2-4 には SKB が示している処分場と地下施設の概念を事例として示す（Seldler et al., 2008)。本検討では、この図に示した地上施設より地下施設であるアクセス坑道、坑底施設、連絡・主要坑道、処分坑道を検討対象とする施設として設定した。

4)安全対策と考慮事項

ここでは、廃棄体を地上から地下へ搬送する際の操業上の安全対策と操業装置の設計において、放射線遮へい対策を反映した搬送・定置設備の概念設計を行うこととした。放射線管理区域の設定の考え方については、H12 レポートの考え方に沿うものとし、地下坑道の放射線管理区域については次のように設定する。

・アクセス坑道；　非管理区域
・坑底施設；　　管理区域
・連絡・主要坑道；非管理区域
・処分坑道；　　管理区域

上記の非管理区域において操業する搬送設備については放射線遮へい機能を有する設備の設計を行うものとした。

なお、放射性廃棄物を取り扱う施設における安全に関するリスクとしては、放射線や放射性物質だけでなく、地震、津波、火災、爆発などが考えられる。これら安全面のリスクの洗い出しと対策については今後の重要な設計反映事項であり、次年度以降の設計において取組むものとした。

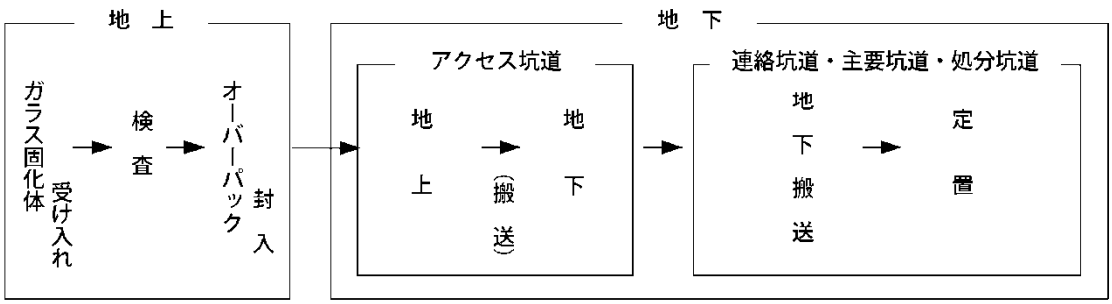


図 4.3.2-3　搬送経路

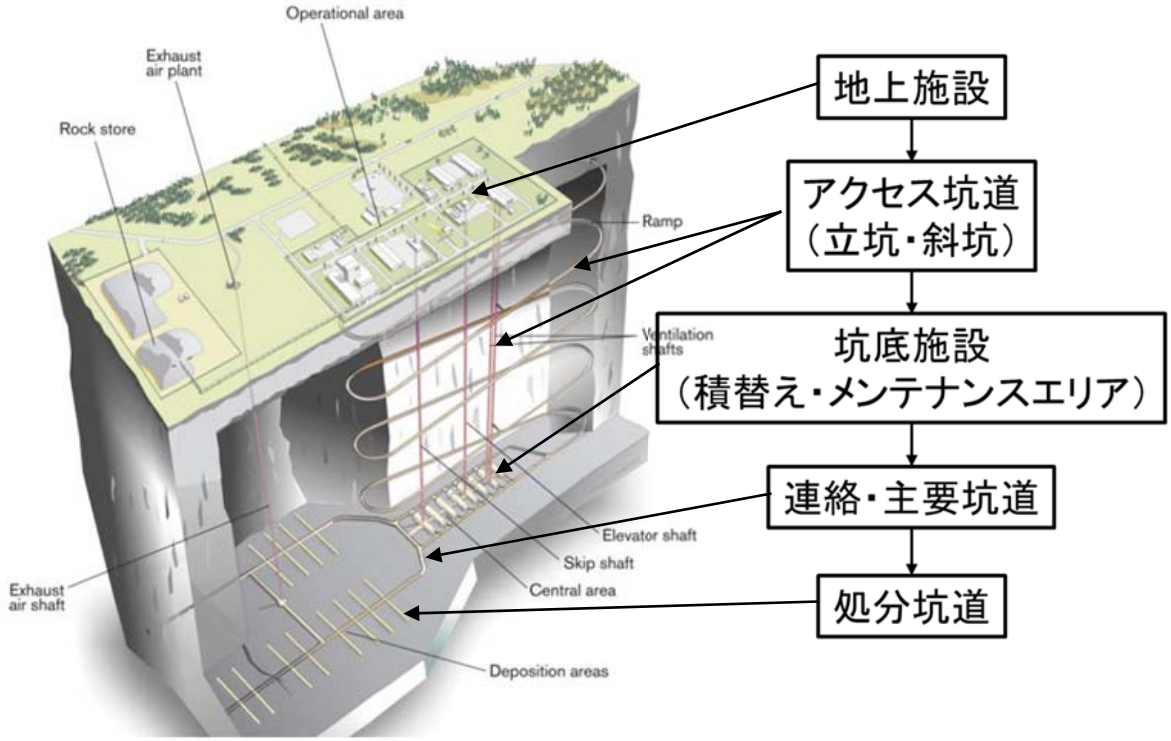


図 4.3.2-4　処分場と地下坑道の概念（Seldler et al.,　2008 に一部加筆）

5)作業フローの設定

国内の基盤研究である遠隔操作技術高度化開発において、ガラス固化体の横置きブロック方式における作業フローが検討されている（原環センター，2005)。本検討対象である使用済燃料集合体を収容した廃棄体における搬送・定置についても、ガラス固化体と基本的な作業の概念は変わらない。よって、この検討結果を参考として、使用済燃料の直接処分における作業フローを図 4.3.2-5 に示す。

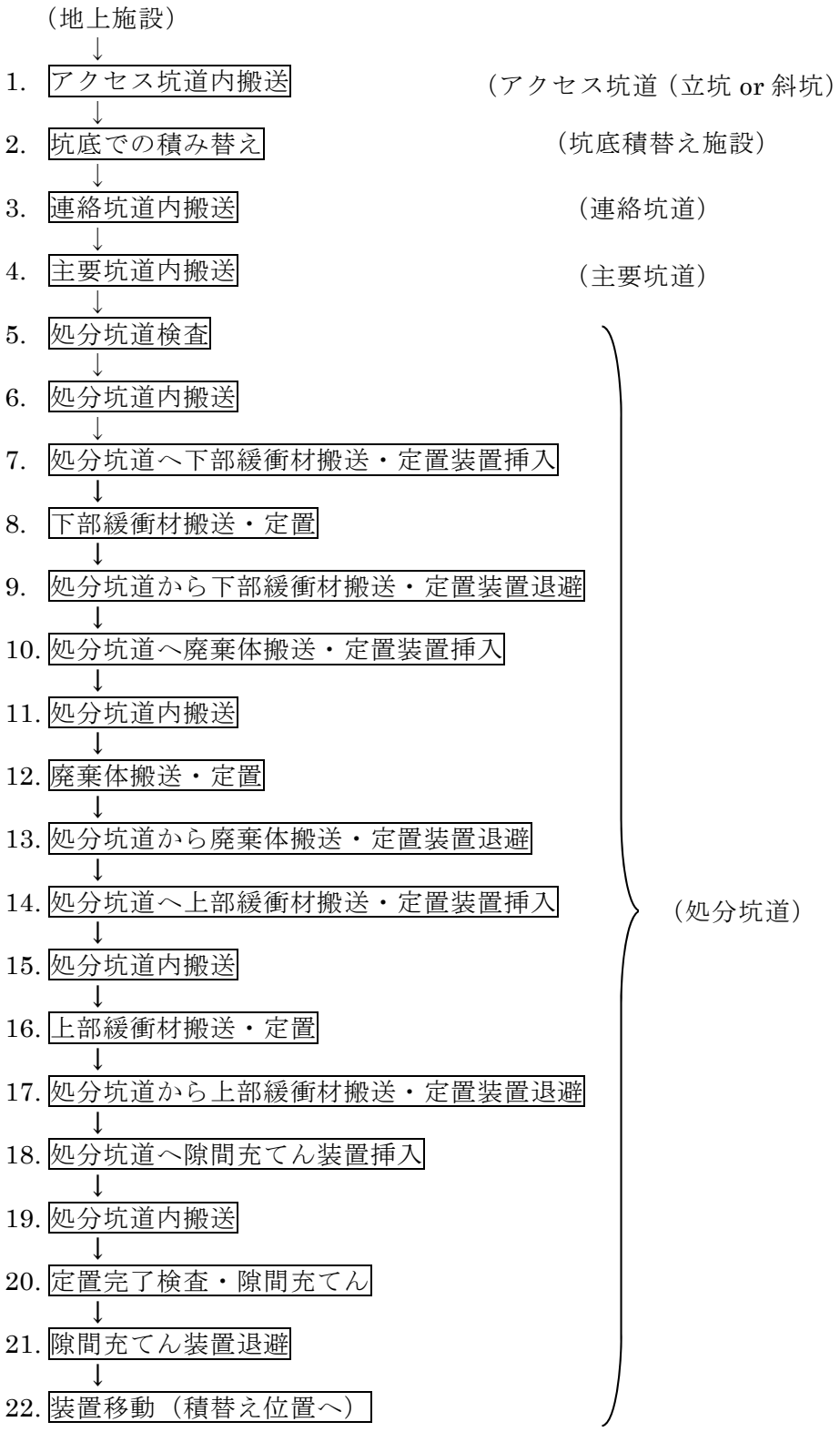

（地上施設）
1. アクセス坑道内搬送
（アクセス坑道（立坑 or 斜坑）
2. 坑底での積み替え
（坑底積替え施設）
3. 連絡坑道内搬送
（連絡坑道）
4. 主要坑道内搬送
（主要坑道）
5. 処分坑道検査
6. 処分坑道内搬送
7. 処分坑道へ下部緩衝材搬送・定置装置挿入
8. 下部緩衝材搬送・定置
9. 処分坑道から下部緩衝材搬送・定置装置退避
10. 処分坑道へ廃棄体搬送・定置装置挿入
11. 処分坑道内搬送
12. 廃棄体搬送・定置
13. 処分坑道から廃棄体搬送・定置装置退避
14. 処分坑道へ上部緩衝材搬送・定置装置挿入
15. 処分坑道内搬送
16. 上部緩衝材搬送・定置
17. 処分坑道から上部緩衝材搬送・定置装置退避
18. 処分坑道へ隙間充てん装置挿入
19. 処分坑道内搬送
20. 定置完了検査・隙間充てん
21. 隙間充てん装置退避
22. 装置移動（積替え位置へ）
（処分坑道）

図 4.3.2-5　作業フロー

(6)設計方針・方法

1)設計範囲と設計対象

坑道概念の設定と作業フローの設定を基に、ここでは次に示すふたつの坑道における搬送・定置設備を概念設計の対象とした。以降において、これらの坑道におけるハンドリングフローを設定し、ハンドリング上のポイントの抽出を行った。

①処分坑道：処分坑道内に廃棄体、緩衝材を定置する設備

②連絡・主要坑道：連絡・主要坑道内に廃棄体、緩衝材を搬送する設備

なお、これらの坑道においては、廃棄体や緩衝材の寸法や重量などのガラス固化体との相違点が、設備の設計や実現可能性に大きく影響すると考えられる坑道であり、また、これらの概念設計結果の地下施設設計への反映も重要と考えられる。

アクセス坑道、坑底積替え施設などの上記以外の坑道における設備の概念設計については次年度以降に行うものとした。

2)ハンドリングフローの設定

1)の設計範囲と設計対象について、廃棄体の地層処分におけるハンドリングフローを設定した。設計したハンドリングフローの例を図 4.3.2-6 に示す。なお、図中に示した各作業の番号は、図 4.3.2-5 の作業フローの番号と一致させている。

以下にハンドリング上のポイントを示す。

①処分坑道

a. 前述のとおり、緩衝材ブロック方式とする。

b. 緩衝材は廃棄体の上部並びに下部の緩衝材をブロックに分割して定置させるものとする。

c. 処分坑道内の搬送・定置装置は次のように３つの装置から構成されるものとする。

(a)処分坑道廃棄体搬送・定置装置：廃棄体の処分坑道内の搬送・定置

(b)処分坑道上部緩衝材搬送・定置装置：廃棄体上部緩衝材の処分坑道内の搬送・定置

(c)処分坑道下部緩衝材搬送・定置装置：廃棄体下部緩衝材の処分坑道内の搬送・定置

②連絡・主要坑道

a. 連絡・主要坑道用の搬送装置は車両内に処分坑道用の搬送・定置装置を載せた親子台車方式とする。

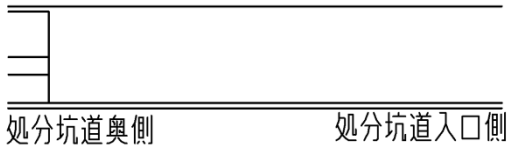
b. 図 4.3.2-6 には廃棄体用の連絡・主要坑道用の搬送装置のみを示すが、緩衝材についても同様の概念の装置とする。

c. 廃棄体用の連絡・主要坑道搬送装置については廃棄体を放射線の遮へい体で完全に囲うことにより、非管理区域内の搬送を可能とする。

d. 連絡・主要坑道内の搬送装置は次のように２つの装置から構成されるものとする。

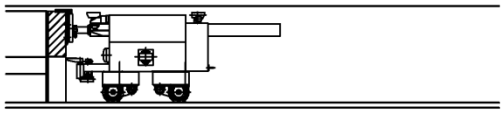
(a)連絡・主要坑道廃棄体搬送装置：廃棄体の連絡・主要坑道内の搬送

(b)連絡・主要坑道緩衝材搬送装置：緩衝材の連絡・主要坑道内の搬送

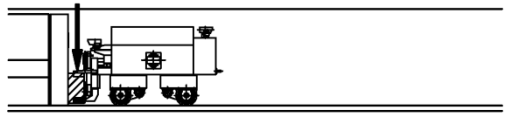


8.-① 定置前

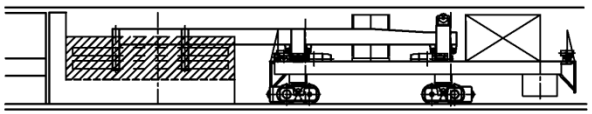
8.-② 奥側下部緩衝材の定置



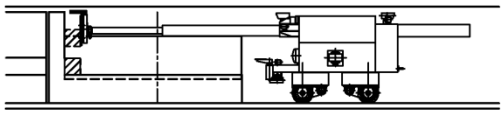
8.-③ 奥側上部緩衝材の定置



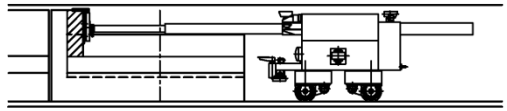
8.-④ 下部緩衝材Aの定置



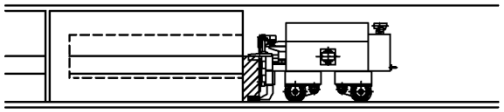
12. **廃棄体の定置**



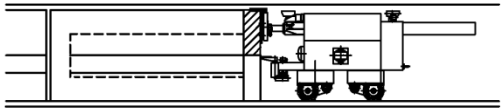
16.-① 下部緩衝材Bの定置



16.-② 上部緩衝材の定置



16.-③ 入口側下部緩衝材の定置

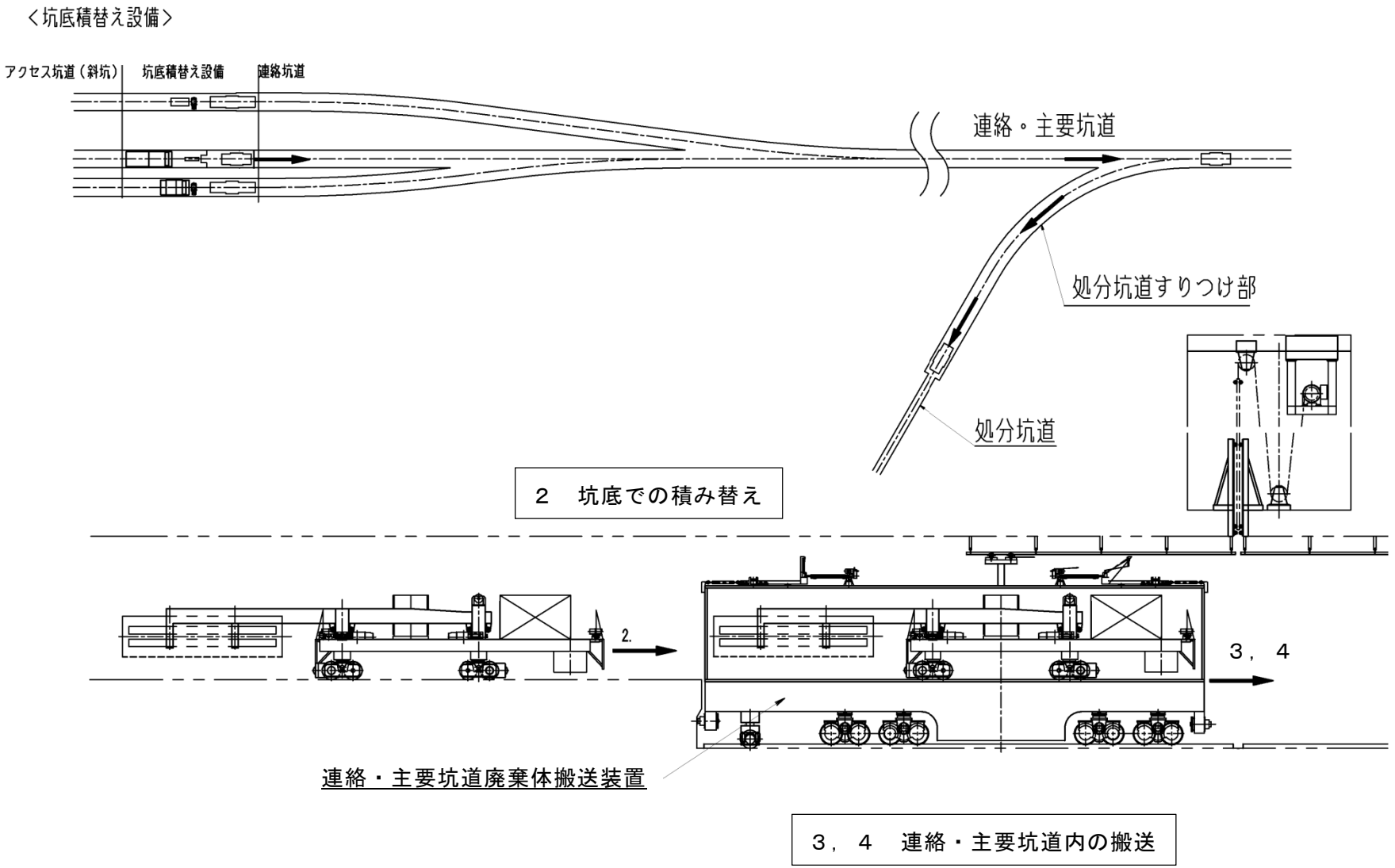


16.-④ 入口側上部緩衝材の定置

緩衝材ブロック、廃棄体の定置手順

(注) 項目番号は作業フローによる。

図 4.3.2-6　横置きブロック方式　ハンドリングフロー(1/2)



（注）項目番号は作業フローによる。

図 4.3.2-6　横置きブロック方式　ハンドリングフロー(2/2)

(7)各設備の概念設計

1)遮へい体の設計

アクセス坑道や連絡・主要坑道を非管理区域とするために、搬送時に廃棄体を覆う遮へい体の厚さの設計をおこなった。ここでは、廃棄体に対して、核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則（昭和五十三年十二月二十八日総理府令第五十七号）（以下、輸送基準と呼ぶ）において定める線量当量率を基準値とし、廃棄体表面での最大値 2mSv/h、表面から１ｍ位置での最大値 100μSv/h に適合する遮へい厚さを算出した。

ここでは、使用済燃料集合体 2 体収容のケースならびに 4 体収容のケースについて遮へい体の計算を行った。

①計算条件

a.線源条件

使用済燃料からの線源条件は表 4.3.2-6、表 4.3.2-7 に示すデータを使用した。中性子エネルギースペクトル（α、ｎ）は Cm242（α、ｎ）のスペクトルを、自発核分裂は Cm244（ｎ、ｆ）のスペクトルを使用した。

表 4.3.2-6　使用済燃料ガンマ線線源強度（photon/s/MTU）

平均エネルギー (MeV)	燃料	構造材
1.00E-02	1.03E+15	1.38E+11
2.50E-02	2.01E+14	1.15E+10
3.75E-02	2.32E+14	4.20E+09
5.75E-02	2.49E+14	3.38E+09
8.50E-02	1.08E+14	1.28E+09
1.25E-01	7.16E+13	5.00E+08
2.25E-01	8.99E+13	1.89E+08
3.75E-01	3.80E+13	1.02E+08
5.75E-01	1.65E+15	1.16E+08
8.50E-01	8.99E+12	3.27E+10
1.25E+00	5.23E+12	1.01E+12
1.75E+00	2.52E+11	7.25E+03
2.25E+00	3.59E+07	5.35E+06
2.75E+00	3.22E+08	1.66E+04
3.50E+00	9.71E+06	5.99E-01
5.00E+00	4.15E+06	2.56E-01
7.00E+00	4.77E+05	2.95E-02
9.50E+00	5.48E+04	3.39E-03
TOTAL	3.67E+15	1.20E+12

表 4.3.2-7　使用済燃料中性子線線源強度（ｎ/s/MTU）

（α、ｎ）反応	自発核分裂
9.31E+06	9.32E+07

b. 評価する位置および目標線量当量率

容器は縦長の円筒形であることから評価位置は横方向の容器表面および容器表面から１ｍ位置として、輸送基準の値（容器表面：2mSv/h、表面から１ｍ位置で 100μSv/h）以下を目標線量当量率とする。

c. 計算方法

容器に収容された 2 体または 4 体の使用済燃料集合体は非均質体系であることから、MCNP5 コードで計算する。本コードは米国ロスアラモス国立研究所が登録商標を有する放射線輸送計算コードである。MCNP とは、A General Monte Carlo N-Particle Transport Code の頭文字をとったもので、ここで”N”は、Neutral の略である。MCNP は、連続エネルギーモンテカルロ法を用いてボルツマン輸送法的式を近似することなく乱数を用いて統計的に解く手法であり、エネルギーに関して多群近似を行なわず核データの精度を損なわないこと、３次元形状で体系をモデル化できることから、放射線と物質の衝突過程を厳密に扱ったシミュレーションが可能となっている。

MCNP などのモンテカルロ法は計算機の進歩により近年多方面で利用されており、日本原子力研究開発機構をはじめ多くの研究機関、大学、メーカーなどで放射線の解析に用いられている。本解析では対象物のモデルにおいて角型形状が含まれ非均質となることから、3 次元モデルでの解析が可能な MCNP で実施することとした。

d. 計算モデル

使用済燃料集合体 2 体収容の場合を例として計算モデルを示す。

線源である使用済燃料は使用済燃料集合体１体毎にそれぞれ均質化してモデル化する。ここでは収容する空間は燃料長さと同じ長さにモデル化した。計算モデルを図 4.3.2-7 に示す。

図の断面形状から分かるように角状の使用済燃料集合体が 2 体配置された状況であり、周方向での位置により遮へいに寄与する処分容器の厚さが異なる。それゆえ、周方向での分布を把握するため、廃棄体に対する評価点を容器中心からの角度を 0～90 度の範囲で 22.5 度ピッチとし、以下の 5 点について評価を行った。

・評価点　 0 度
・評価点 22.5 度（使用済燃料集合体から処分容器表面までの板厚が最も薄い位置）
・評価点　45 度
・評価点 67.5 度
・評価点　90 度（使用済燃料集合体からの照射面が最も広い位置）

また、廃棄体の長さ方向の評価位置については、最も使用済燃料集合体からの照射影響が大きくなる廃棄体長さ方向の中央とした。

これらの評価点について、図 4.3.2-7 に位置を示す。

使用済燃料集合体 4 体収容の場合についても同様のモデル化を行ったが、4 体収容の場合には燃料集合体の収容の配置に対称性があることを考慮し、評価点については、次の 2 点とした。

・評価点 0 度（使用済燃料集合体からの照射面が最も広い）
・評価点 45 度（使用済燃料集合体から処分容器表面までの処分容器の板厚が最も薄い）

評価点の軸方向位置については、最も使用済燃料からの照射影響が大きい廃棄体の中央位

置とした。

これらの評価点について、図 4.3.2-7 に位置を示した。

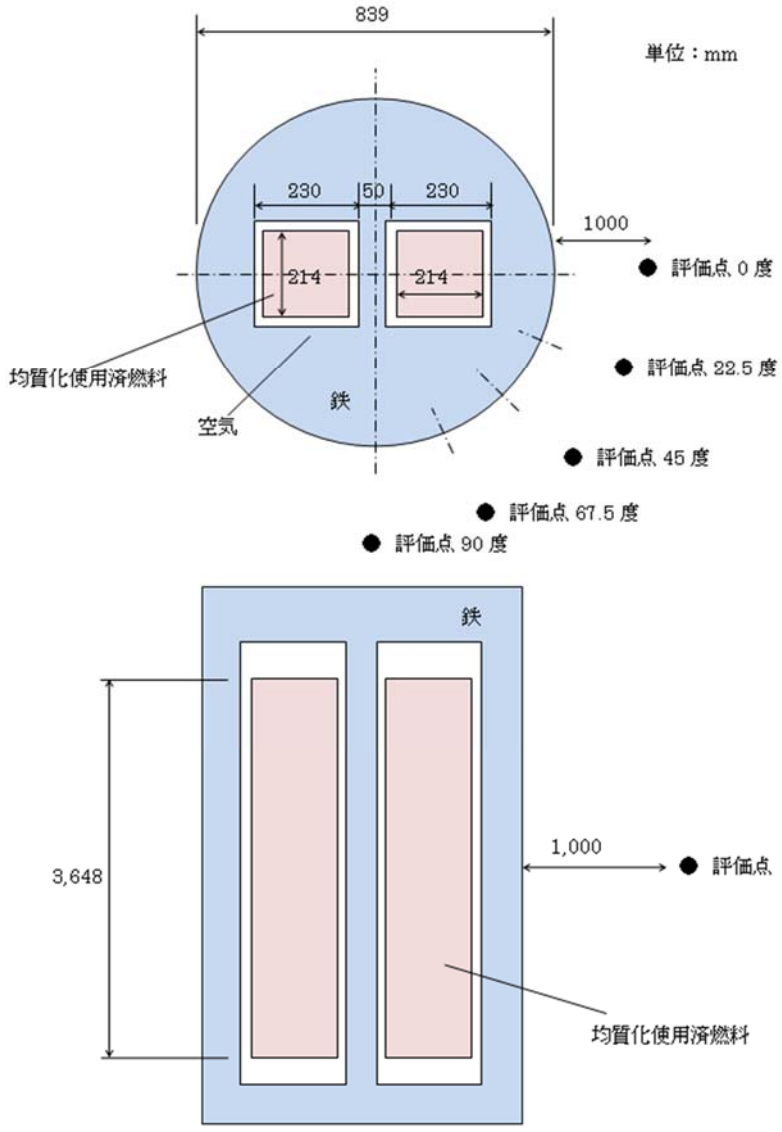


図 4.3.2-7 MCNP 計算モデル（2 体収容の場合）

②計算結果

a. 使用済燃料集合体 2 体収容の場合

廃棄体単体における廃棄体表面から 1m の距離における線量当量率を表 4.3.2-8 に示す。結果としてガンマ線、中性子線の合計値としていずれの場所においても基準値である 100μSv/h を大きく超える値となった。評価点の角度に対する分布としては、0 度方向が最も線量当量率が高く、90 度方向が最も低い値となった。最も線量当量率が高い 0 度においては、ガンマ線については基準値である 100μSv/h に対して 1 桁高く、中性子線についても基準値に対して 2 倍以上高い値である。

この結果を基に、遮へい体としては、中性子線を遮へいするレジン（ポリエチレン）とガンマ線を遮へいする鉄板を組合せるものとし、遮へい体の重量を抑えるために密度が低いレ

ジンによって、中性子線を極力低減させ、ここに基準値の 100μSv/h を下回るような厚さの鉄板を追加することとした。この考え方により、廃棄体の外側へ 10cm 厚のレジンを設置して中性子線を 2 桁低減させ、さらにそこへ 4cm 厚の鉄板を追加することにより、表 4.3.2-9 の計算結果に示すように最も線量当量率が高い 0 度方向においても線量当量率を基準値以下へ抑えることができた。線量当量率は、遮へい体表面から 1m位置で約 76μSv/h となり、基準値の 100μSv/h を満足した。また、この時の遮へい体表面における線量当量率を計算により確認した結果、約 250μSv/h であり、この位置においても基準値の 2mSv/h を満足する結果となった。また、この結果の比較から遮へい体表面よりも遮へい体表面から 1m の距離における基準値を満足させる方がより厳しいことが分かった。

上記計算結果には通常使用済燃料用キャスク等の設計に用いられるピーキングファクタ(PF)および未臨界増倍による線源の上昇を考慮していない。この両者の上昇率は設計を行っていないため不明であるが、通常使用されている値（PF=1.2、未臨界増倍＝1.3）を用いて線源の上昇を考慮した線量当量率を算出した。結果として、レジン厚さ 10cm、鉄板 4cm を考慮した場合の遮へい体表面及び１ｍ位置での線量当量率は表 4.3.2-10 に示す値となり目標線量当量率を下回る結果となった。

上記より、使用済燃料集合体 2 体収容の廃棄体の遮へい体として、10cm 厚のレジン、4cm 厚の鉄板を用いることに設定した。また、この遮へい体を設置した搬送・定置装置の概念設計においてはレジンを構造的に支えるために、両面を鉄板で挟んだ板構造とした。

表 4.3.2-8　廃棄体単体（2 体収容）での角度毎の表面から 1m での線量当量率（μSv/h）

角度（°）	0	22.5	45	67.5	90
ガンマ線	1.4E+3	1.2E+3	5.6E+2	1.6E+2	4.7E+1
中性子線	2.2E+2	2.1E+2	1.9E+2	1.7E+2	1.7E+2
合計	1.6E+3	1.4E+3	7.5E+2	3.3E+2	2.1E+2

表 4.3.2-9　遮へい体を追加した時の廃棄体（2 体収容）の表面から１ｍの距離における線量当量率（μSv/h）

位置	0 度
ガンマ線	7.1E+01
中性子線	4.5E+00
合計	7.6E+01

表 4.3.2-10　PF 及び未臨界増倍を考慮した廃棄体（2 体収容）の表面から１ｍの距離における線量当量率（μSv/h）

位置	0 度
ガンマ線	8.5E+01
中性子線	7.0E+00
合計	9.2E+01

b.使用済燃料集合体 4 体収容の場合

廃棄体単体における廃棄体表面から 1m の距離における線量当量率を表 4.3.2-11 に示す。線量当量率は 0 度方向より 45 度方向が高い傾向となり、ガンマ線は基準値となる 100μSv/h を下回ったが中性子線では 100μSv/h を上回った。

この結果を基に、中性子遮へい体であるレジン（ポリエチレン）のみを追加することにし、中性子線を約 1/10 にする 5cm 厚のレジンを廃棄体外側に設置した場合の 45 度の方向における計算結果を表 4.3.2-12 に示す。線量当量率は、廃棄体表面から 1m位置で約 54μSv/h となり基準値 100μSv/h を満足する結果となった。なお、ここで、使用済燃料集合体 2 体収容時の計算結果から廃棄体表面よりも廃棄体表面から 1m の距離における基準値を満足させる方がより厳しいことが分かったため、廃棄体表面における線量当量率の計算は省略した。

この使用済燃料集合体 4 体収容の遮へい計算においても、2 体収容の場合と同様にピーキングファクタ(PF)および未臨界増倍による線源の上昇を考慮し(PF=1.2、未臨界増倍＝1.3)、5cm 厚のレジンを考慮した場合の廃棄体から 1 m位置での線量当量率は表 4.3.2-13 に示す値となり基準値を満足する結果となった。

上記より、使用済燃料集合体 2 体収容の廃棄体の遮へい体として、5cm 厚のレジンを用いることに設定した。

表 4.3.2-11　廃棄体単体（4 体収容）での角度毎の表面から 1m での線量当量率（μSv/h）

位置	0 度	45 度
ガンマ線	1.13E+01	4.51E+01
中性子線	2.11E+02	2.14E+02
合計	2.23E+02	2.59E+02

表 4.3.2-12　遮へい体を追加した時の廃棄体（4 体収容）の
表面から 1 mの距離における線量当量率（μSv/h）

位置	0 度	45 度
ガンマ線	7.18E+00	2.45E+01
中性子線	2.72E+01	2.95E+01
合計	3.44E+01	5.40E+01

表 4.3.2-13　PF 及び未臨界増倍を考慮した廃棄体（4 体収容）の
表面から 1 mの距離における線量当量率（μSv/h）

位置	0 度	45 度
ガンマ線	8.61E+00	2.94E+01
中性子線	4.25E+01	4.59E+01
合計	5.11E+01	7.53E+01

2)処分坑道搬送・定置設備

①定置方式の検討

緩衝材ブロック方式における横置き定置概念の検討が資源エネルギー庁の公募事業遠隔操作技術高度化調査において実施されている（原環センター，2005)。ここでは、この概念検討の結果も参考にして概念設計を進めるものとした。処分坑道搬送・定置装置の構造に最も影響する定置方法と定置手順にについて検討した結果を、以下に述べる。

なお、本概念設計は(2)の前提条件で述べたように使用済燃料集合体 2 体収容および 4 体収容の廃棄体を前提条件として行ったが、概念設計の結果である概念図や仕様・リスト等については 2 体収容の結果を代表させ示すものとした。

a.定置方法

上記の遠隔操作技術高度化調査（原環センター，2005）においては、廃棄体を押し込むことにより緩衝材中に定置する方法としている。

一方、(4)項に示すとおり、本検討対象である使用済燃料廃棄体はガラス固化体廃棄体と比較し、使用済燃料集合体 4 体収容の場合は廃棄体重量が約 7 倍、長さが約 3 倍、使用済燃料 2 体収容の場合は重量が約 3 倍、長さが 3 倍に増大するため、押し込みによる定置方法をそのまま採用できるかは検討が必要である。

定置方法の検討にあたり、上記の押し込み方式の他に、長尺かつ大重量の PEM 方式で検討されている横置き吊り下げ方式（北川ほか，2013）および今回検討した片持ち吊り下げ方式を定置方式候補として抽出した。

表 4.3.2-14 に上記の横置き定置方式例の比較を示す。

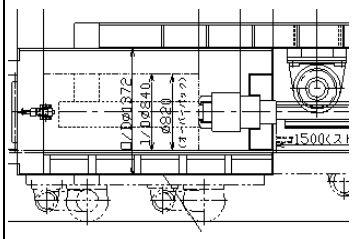
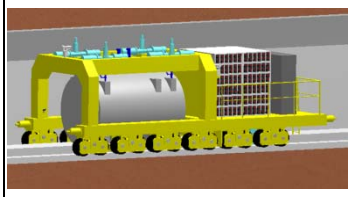
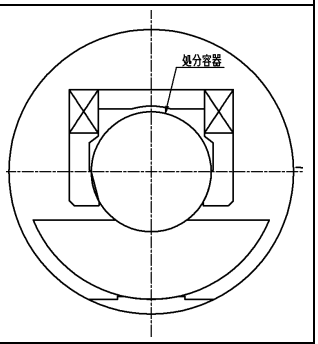
廃棄体押し込み定置方式（表 4.3.2-14 の 1）の場合、廃棄体の姿勢保持が困難であり、また下部緩衝材ブロックの乗り越え回数が多く、摩擦抵抗が増すなどして進退できなくなる、もしくは接触により緩衝材が破損する可能性が高くなるなどの課題がある。

長尺かつ大重量の PEM 方式で検討されている横置き吊り下げ方式（北川ほか，2013）では廃棄体外周部に把持部が必要となるため、本検討に適用する場合、形状が複雑となる緩衝材の成型成立性や隙間の充てん性、定置手順の複雑化などの課題がある。

片持ち吊り下げ方式の場合、定置するまでは緩衝材との接触がなく、かつ廃棄体側面の把持部が必要ないため、上記 2 方法と同様の課題はない。本方式では廃棄体が片持ちとなるため、装置全体のバランス確保が課題となるが、これは装置にバランスウェイトなどを設置することにより、装置設計の中で対策が可能である。

以上のように、定置を実現させるための課題面から 3 方式の比較を行った結果、本検討では成立性が最も高いと考えられる片持ち吊り下げ方式（表 4.3.2-14 の 3）を選定した。なお、本方式は使用済燃料集合体 4 体収容および 2 体収容の廃棄体ともに同じ方式を採用するものとした。

表 4.3.2-14　横置き定置方法例の比較

番号	1	2	3
定置概略図			
検討例	ガラス固化体（原環センター，2005）	PEM 方式（北川ほか，2013）	本検討
定置方法	押し込み	把持部吊り下げ	片持ち吊り下げ
定置物重量（定置対象）	約 6ton （ガラス固化体廃棄体）	約 35ton （PEM）	約 42ton （使用済燃料廃棄体）
定置対象物下の下部緩衝材ブロック数（緩衝材厚さ）	4 （最大 447.5mm で設定）	－ （PEM 方式のため一体）	11 （最大 447.5mm で設定）
その他	－	定置対象物外周面に吊り用把持部要	－
課題	・廃棄体の姿勢保持が困難。 ・下部緩衝材ブロックの乗り越え回数が多く、走行抵抗が増し、進退できなくなる、もしくは接触により緩衝材が破損するリスクが高くなる。	・緩衝材形状が複雑になる。 ・定置手順が複雑になる。 ・緩衝材の成型成立性 ・隙間の充てんが適切にできるか。	廃棄体が片持ちとなるため、装置全体のバランスをとる必要があるが、装置にバランスウェイトなどを設置することにより、対応は可能
評価	△	△	○

○：適用可、△：課題有り、×：適用不可

b. 定置手順

本検討における廃棄体、緩衝材ブロックの定置手順概念を図 4.3.2-8 に示す。この図は使用済燃料集合体 2 体収容の廃棄体を前提条件としたものであるが、基本的な手順については使用済燃料集合体 4 体収容の廃棄体を前提とした場合も同じである。定置の手順としては、廃棄体を載せるための下部緩衝材ブロック A を最初に定置し、その上に廃棄体を定置する。その後に、下部緩衝材ブロック B、 残りの上部緩衝材ブロックを定置する手順とした。手順を以下に示す。(項目と番号は図 4.3.2-8 参照）また、緩衝材ブロックの把持は真空パッドを用いた真空把持方式を用いるものとした。

①下部緩衝材ブロック A 定置

処分坑道下部緩衝材搬送・定置装置により下部緩衝材ブロック A を真空パッドで把持し、処分坑道上へ定置する。

②廃棄体容器定置

処分坑道廃棄体搬送・定置装置により廃棄体を片持ち吊り下げにて把持し、下部緩衝材ブロック A 上に定置する。

③下部緩衝材ブロック B 定置

処分坑道上部緩衝材搬送・定置装置により下部緩衝材ブロック B（左右 2 つ）を各々真空パッドで把持し、下部緩衝材ブロック A 上の廃棄体の左右へそれぞれ定置する。

④上部緩衝材ブロック定置

処分坑道上部緩衝材搬送・定置装置により上部緩衝材ブロックを真空パッドで把持し、下部緩衝材 B 上に定置する。

また、人工バリア定置時における坑道と緩衝材ブロックのクリアランスは、処分坑道の施工、廃棄体・緩衝材ブロックの製作、定置装置などを考慮し 150mm と設定して検討した。この坑道と緩衝材ブロック間の隙間については定置後にペレット充てん等により埋めるものとした。

②処分坑道廃棄体搬送・定置装置の概念

処分坑道廃棄体搬送･定置装置の概念図を、図 4.3.2-9、図 4.3.2-10 に示す。また、図 4.3.2-11 に処分坑道廃棄体搬送・定置装置の概略 3D モデルを示す。これらの図は使用済燃料集合体 2 体収容の廃棄体を条件としたものであるが、4 体収容の廃棄体を条件とした処分坑道廃棄体搬送・定置装置についても基本的な構造、機能、外観などの概念はほぼ同様となった。ただし、4 体収容廃棄体の場合には廃棄体重量の増加、坑道径の拡大に伴い、装置の寸法と重量は大型化が必要となった。

本装置は廃棄体を把持する昇降フレームが処分坑道廃棄体搬送・定置装置の台車から前方に張り出した片持ちの構造となる。そのため、装置の台車後方にバランスウェイトを設置し、バッテリーなどを含めた装置全体の重心を前方／後方の車輪間に収めることにより、装置全体のモーメントバランスを取る構造としているが、バランスウェイトの重量、位置は、基本設計以降の装置設計に合わせて詳細検討する必要がある。

また、側面車輪を設けて坑道に沿わせて搬送することにより、装置の横転防止を図るものとした。

1 車輪あたりの荷重については、（廃棄体＋装置自重）の全重量を前輪 4 輪で割って算出した。走行位置確認方法は基盤研究である遠隔操作技術高度化開発（原環センター，2001b）の成果を反映し ITV（Industrial Television）方式が適用可能とした。

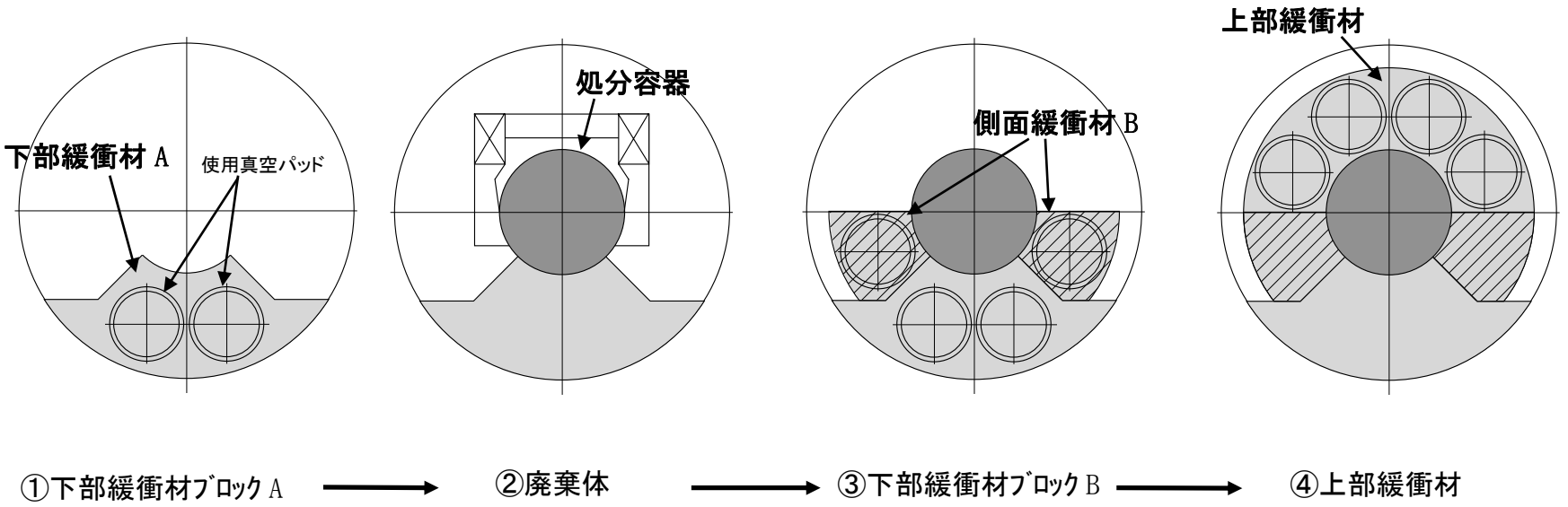


図 4.3.2-8　廃棄体ならびに緩衝材の定置手順概念

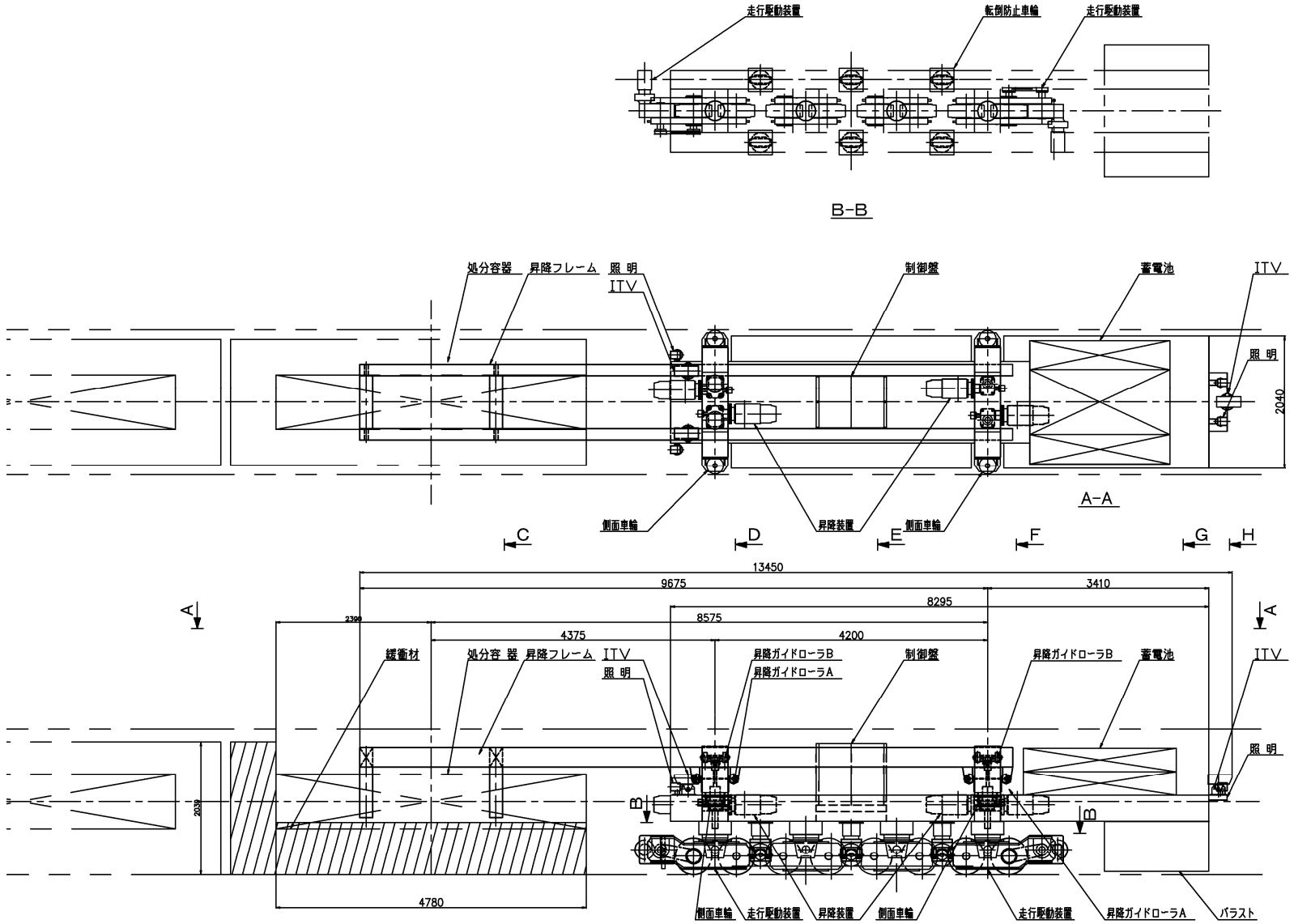


図 4.3.2-9　処分坑道廃棄体（使用済燃料 2 体）搬送・定置装置概念

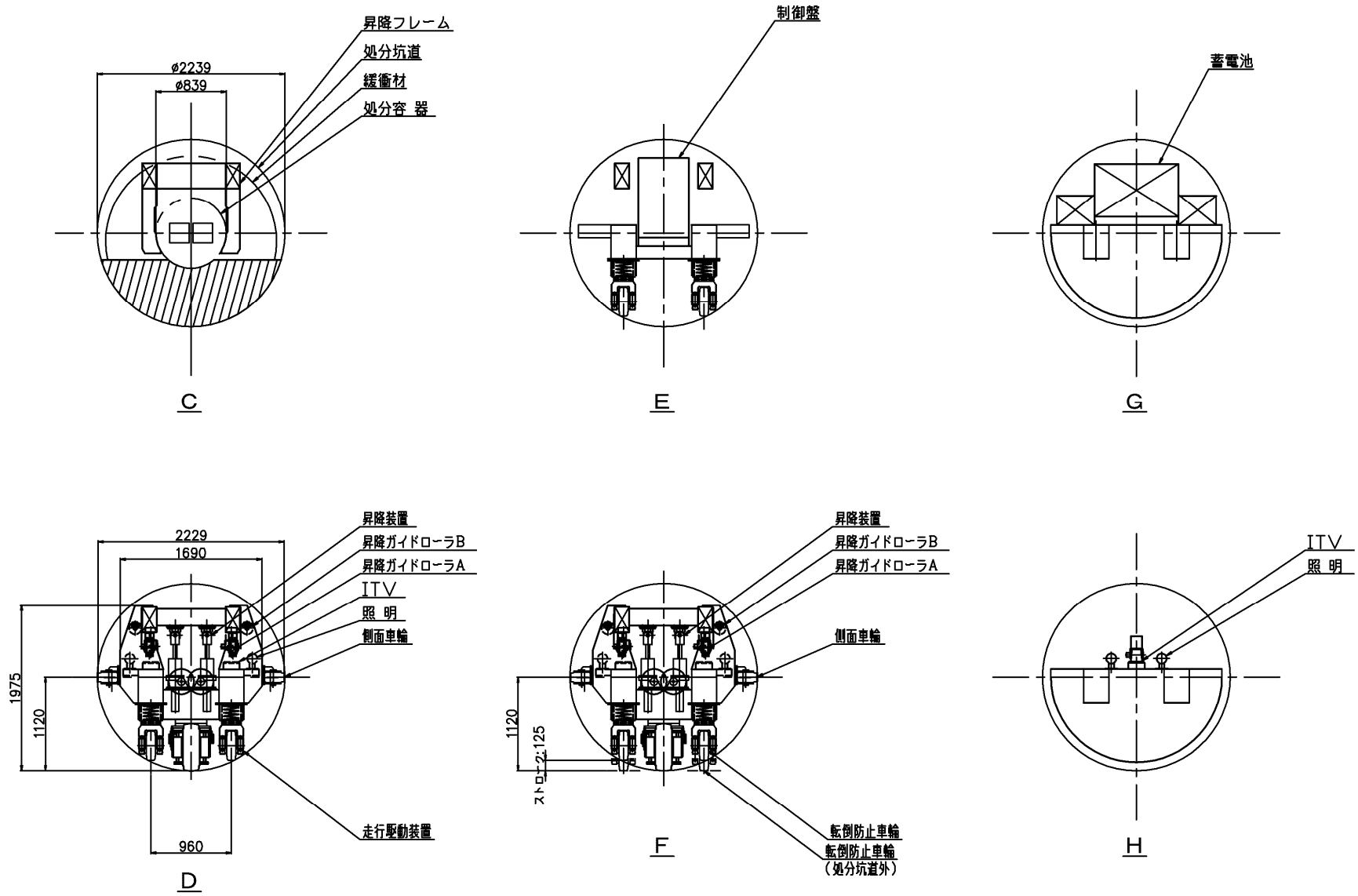


図 4.3.2-10　処分坑道廃棄体（使用済燃料 2 体）搬送・定置装置概念（断面）

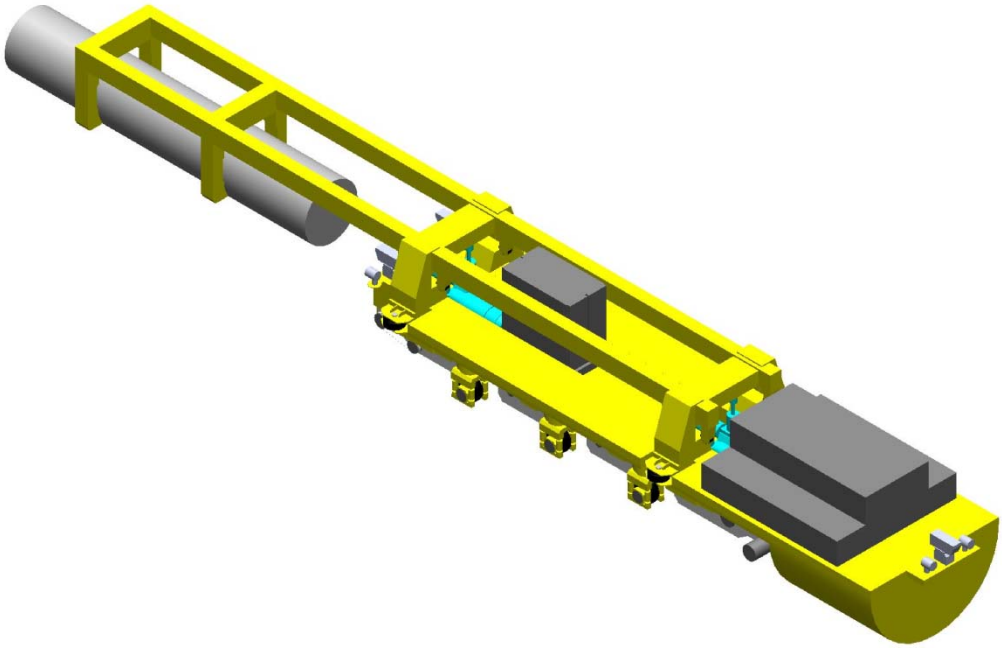


図 4.3.2-11　処分坑道廃棄体（使用済燃料 2 体）搬送・定置装置の概略 3D モデル

③処分坑道緩衝材搬送・定置装置の概念

緩衝材ブロックの搬送・定置装置については、下部緩衝材ブロックを定置するための処分坑道下部緩衝材搬送・定置装置、および上部緩衝材ブロックを定置するための処分坑道上部緩衝材搬送・定置装置に分けて検討を行った。

H12 レポート以降、基盤研究である遠隔操作技術高度化開発において、ガラス固化体の処分における緩衝材ブロック横置き定置方式についての検討が進められている（たとえば、原環センター，2005）。

上記の開発では、性能確認試験結果と摩擦力の確認により、真空把持方式が採用可能と判断している（原環センター，2005）。真空把持方式は、フォーク差込方式などと比較し、把持面が一面なので緩衝材ブロックを隙間無く定置する方法として有効である。また、走行中の振動などによる把持の位置ずれを避けるため、走行中は機械式把持方式で固定することとしている。

緩衝材ブロックはガラス固化体オーバーパック用と比較して内外径が大きくなるが、緩衝材厚さを調整し適切な重量に設定することにより、上記把持方式の適用は可能と判断した。

また、国内の基盤研究である遠隔操作技術高度化開発（原環センター，2001b）の成果を反映し、走行位置確認方法は ITV（Industrial Television）方式が適用可能とした。

処分坑道下部緩衝材搬送・定置装置、処分坑道上部緩衝材搬送・定置装置の概念図を図 4.3.2-12、図 4.3.2-13 にそれぞれ示す。また、それらの装置の概略 3D モデルを図 4.3.2-14、図 4.3.2-15 にそれぞれ示す。これらの図は使用済燃料集合体 2 体収容の廃棄体を前提としたものであるが、4 体収容の廃棄体を前提にした処分坑道緩衝材搬送・定置装置についても基本的な構造、機能、外観などの概念はほぼ同様となった。処分坑道廃棄体搬送・定置装置の場合と同様、4 体収容条件における緩衝材ブロック重量の増加と坑道径の拡大に伴い、処分坑道下部および上部緩衝材搬送・定置装置の寸法と重量は大型化が必要となった。

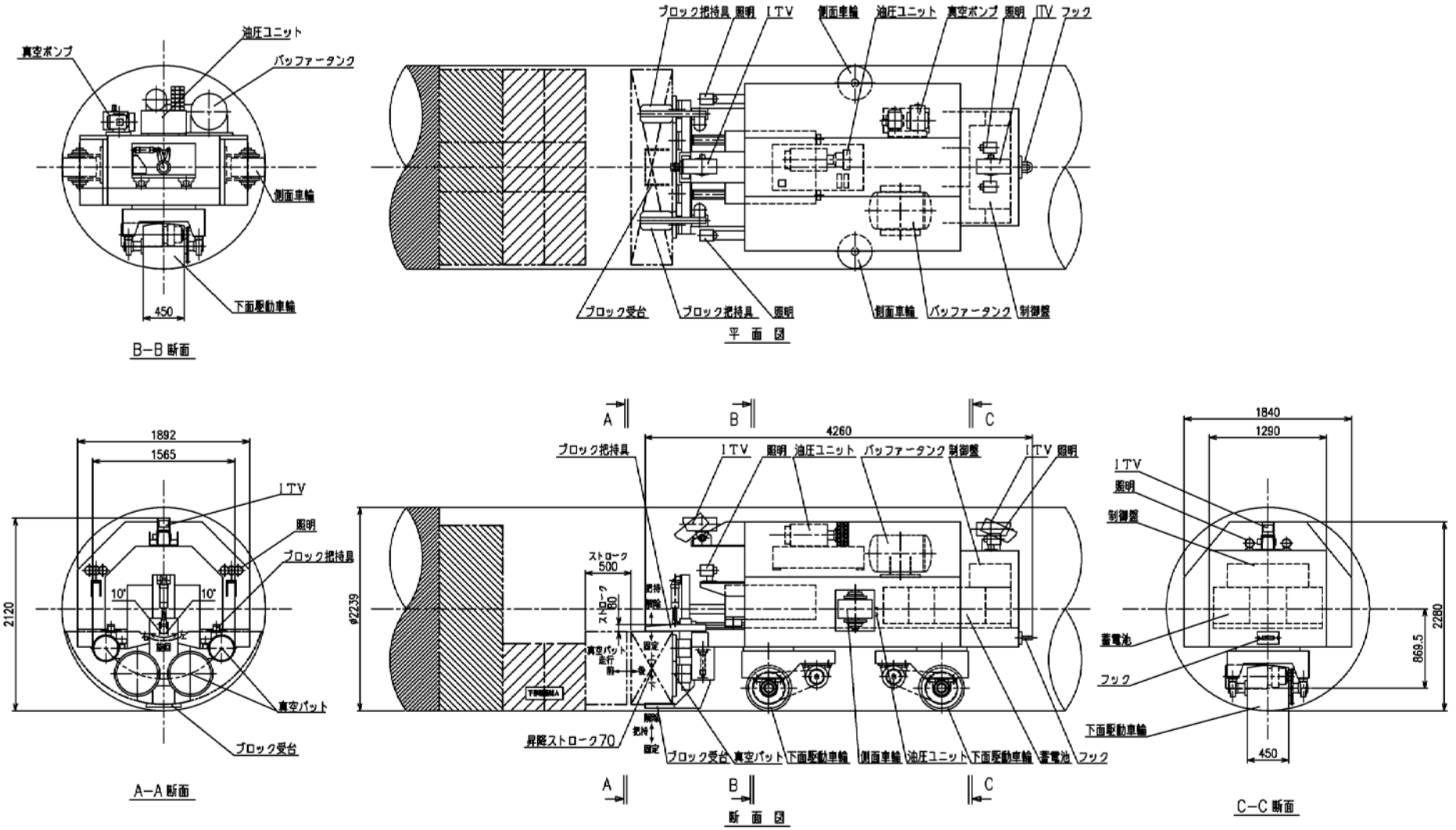


図 4.3.2-12　処分坑道下部緩衝材搬送・定置装置概念（使用済燃料 2 体）

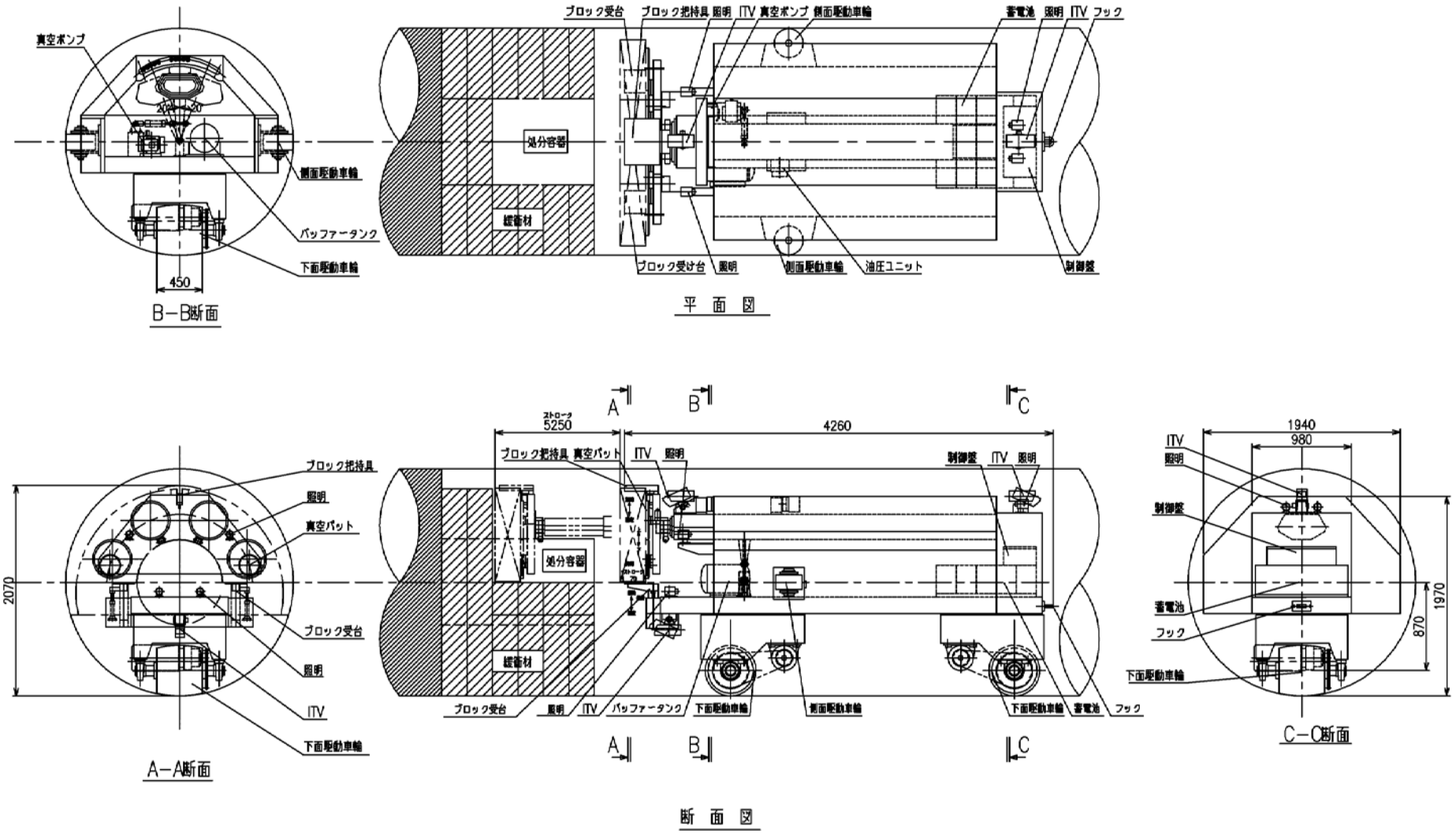


図 4.3.2-13　処分坑道上部緩衝材搬送・定置装置概念（使用済燃料 2 体）

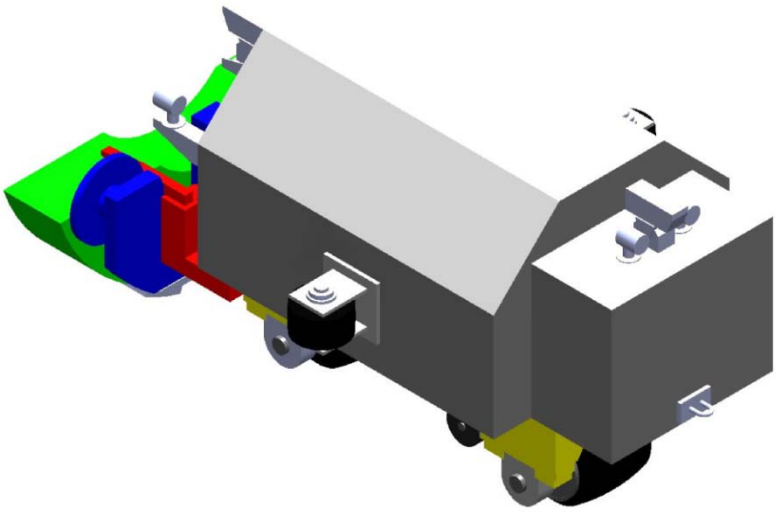


図 4.3.2-14　処分坑道下部緩衝材搬送・定置装置の概略 3D モデル（使用済燃料 2 体）

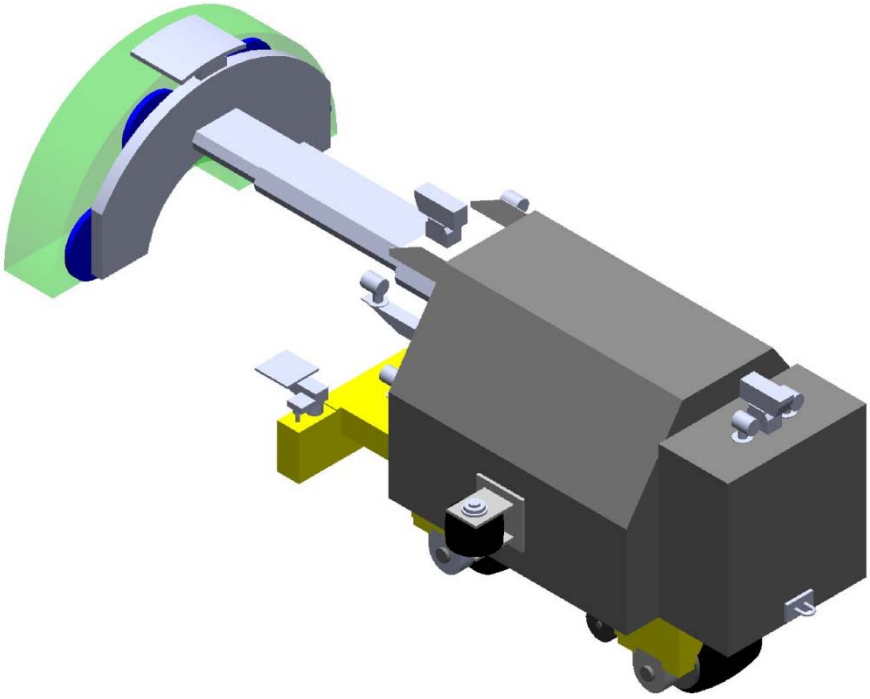


図 4.3.2-15　処分坑道上部緩衝材搬送・定置装置の概略 3D モデル（使用済燃料 2 体）

④機器リスト・装置仕様

以上の処分坑道用の廃棄体ならびに緩衝材ブロックの搬送・定置装置の概念設計結果を、機器リスト並びに装置仕様として整理した。表 4.3.2-15 には機器リストを示す。また、表 4.3.2-16 には処分坑道廃棄体搬送・定置装置について、表 4.3.2-17 には処分坑道下部緩衝材搬送・定置装置、表 4.3.2-18 には処分坑道上部緩衝材搬送・定置装置についての装置仕様をそれぞれ示す。これらは、使用済燃料集合体 2 体収容を前提条件としたものである。使用済燃料集合体 4 体収容の条件においても設備の装置構成は同じである。前述のとおり、廃棄体や緩衝材ブロックの重量の増加や坑道径の拡大に伴い、各装置の寸法や重量はここで示した

2 体収容の仕様よりも大型化する。

表 4.3.2-15　処分坑道・機器リスト（使用済燃料 2 体）

エリア	機器名称	数量	備考
処分坑道	処分坑道廃棄体搬送・定置装置	1 台	
	処分坑道下部緩衝材搬送・定置装置	1 台	
	処分坑道上部緩衝材搬送・定置装置	1 台	

表 4.3.2-16　処分坑道廃棄体搬送・定置装置の仕様（使用済燃料 2 体）

項目		仕様
寸法		高さ 1,975×幅 2,229×長さ 1,3450 mm
設計目標質量		約 36,700kg（廃棄体質量を除く）
廃棄体質量		約 20,000kg
車輪荷重（最大：処分容器質量を含む）		約 25,000kg
走行速度		5m/min（0.3km/hr、83mm/sec）
走行方式		車輪式（無軌道）
給電方式		蓄電池
運転方式		遠隔無線方式
姿勢制御		－
作動範囲	垂直ストローク	100mm
	定置	走行＋昇降方式

表 4.3.2-17　処分坑道下部緩衝材搬送・定置装置の仕様（使用済燃料 2 体）

項目		仕様
寸法		高さ 2,120×幅 1,892×長さ 4,260 mm
設計目標質量		約 4,500kg
緩衝材乾燥質量		最大　約 1,000kg
走行速度		83m/min（5.0km/hr、1.38m/sec）
走行方式		車輪式（無軌道）
給電方式		蓄電池
運転方式		遠隔無線方式
姿勢制御		傾斜計
作動範囲	水平ストローク	500ｍｍ
	垂直ストローク	80ｍｍ
	旋回	±10°
把持方式	搬送	真空把持方式+機械式把持方式
	定置	真空把持方式

表 4.3.2-18　処分坑道上部緩衝材搬送・定置装置の仕様（使用済燃料 2 体）

項目		仕様
寸法		高さ 2,070×幅 1,940×長さ 4,260 mm
設計目標質量		約 4,500kg
緩衝材乾燥質量		最大　約 1,000kg
走行速度		83m/min（5.0km/hr、1.38m/sec）
走行方式		車輪式（無軌道）
給電方式		蓄電池
運転方式		遠隔無線方式
姿勢制御		傾斜計
作動範囲	水平ストローク	5,250ｍｍ
	垂直ストローク	70ｍｍ
	旋回	±20°
把持方式	搬送	真空把持方式+機械式把持方式
	定置	真空把持方式

3)連絡・主要坑道搬送設備

ここでは、連絡・主要坑道用の搬送設備として、廃棄体ならびに緩衝材ブロックの搬送装置の概念設計を行った。これら連絡・主要坑道用の搬送装置については概念設計の結果から占有限界寸法などを後述の 4)に示すように地下施設の設計条件として反映させる必要がある。それゆえ、連絡・主要坑道用の搬送設備については、安全サイドの設計の観点から、(2)前提条件にて述べた寸法（直径、長さ）と重量が最大となる使用済燃料集合体 4 体収容の廃棄体を前提として概念設計を行うこととした。以下に概念設計結果の詳細を述べる。

①連絡・主要坑道廃棄体搬送装置の概念

前述した処分坑道用の廃棄体搬送・定置装置については、遮へい機能を持たせた場合、遮へい体の開閉機構が必要となり、装置が複雑・大型化するため、遮へい機能は付加しない。そのため、連絡・主要坑道廃棄体搬送装置に遮へい機能を付加して処分坑道用の廃棄体搬送・定置装置を搭載し、連絡・主要坑道内を搬送できる親子台車の構造とする。遮へい機能としては前述の遮へい体の設計にて設定した厚みのレジンならびに鉄板の遮へい体を設けるものとした。

遠隔による誘導を考慮した走行方式の比較を表 4.3.2-19 に示す。各方式の特徴を考慮して評価した結果、搬送装置の走行方式は、装置としての実績も多く信頼性も高い鉄レール－鉄車輪方式を選定した。

表 4.3.2-19　連絡・主要坑道搬送装置　走行方式比較表

	給電方式	制御信号伝送方式	誘導方式	実績	技術	安全	評価
A 鉄レール - 鉄車輪方式	架線	無線	案内軌条（鉄レール）	鉄道車両	位置決め精度が高い。装置としての実績も多く、信頼性高い。レール全体点検要。	ブレーキ機構必要	○
B 架線給電、案内軌条－ゴムタイヤ方式	架線	無線	坑道底面又は側面にガイドを設置	新交通システム（ゆりかもめなど）	側面ガイドとすることで曲線経路への対応可。重量大きい場合、タイヤ数増加	ブレーキ機構必要	△
C 架線給電、無軌条－ゴムタイヤ方式	架線	無線	非接触誘導	工場内搬送装置	放射線下での誘導装置の適用が課題。	ブレーキ機構必要	△
D バッテリー給電、案内軌条－ゴムタイヤ方式	バッテリー	無線	坑道底面又は側面にガイドを設置	ガイドウェイバス（※1）	側面ガイドとすることで曲線経路への対応可。重量大きい場合、タイヤ数増加。	ブレーキ機構必要	△
E バッテリー給電、無軌条－ゴムタイヤ方式	バッテリー	無線	非接触誘導	工場内搬送装置	放射線下での誘導装置の適用が課題。	ブレーキ機構必要	△

○：適用可、△：課題有り、×：適用不可

（※1）実績としては、動力はハイブリッド、手動運転のものがある。

連絡・主要坑道廃棄体搬送装置の概念図を図 4.3.2-16、図 4.3.2-17 に示す。また、図 4.3.2-18 に連絡・主要坑道廃棄体搬送装置の概略 3D モデルを示す。

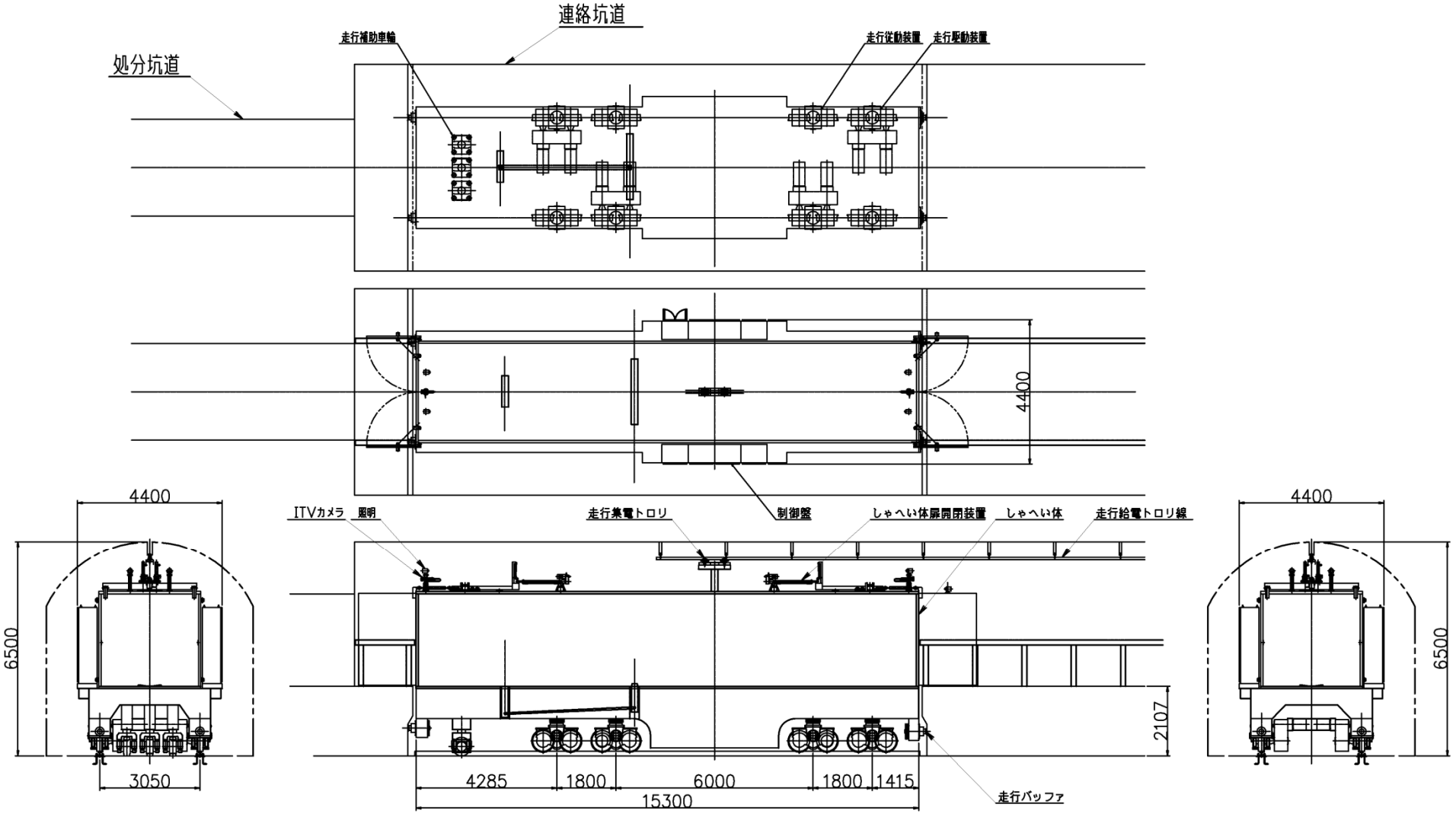


図 4.3.2-16　連絡・主要坑道廃棄体搬送装置概念（使用済燃料 4 体）

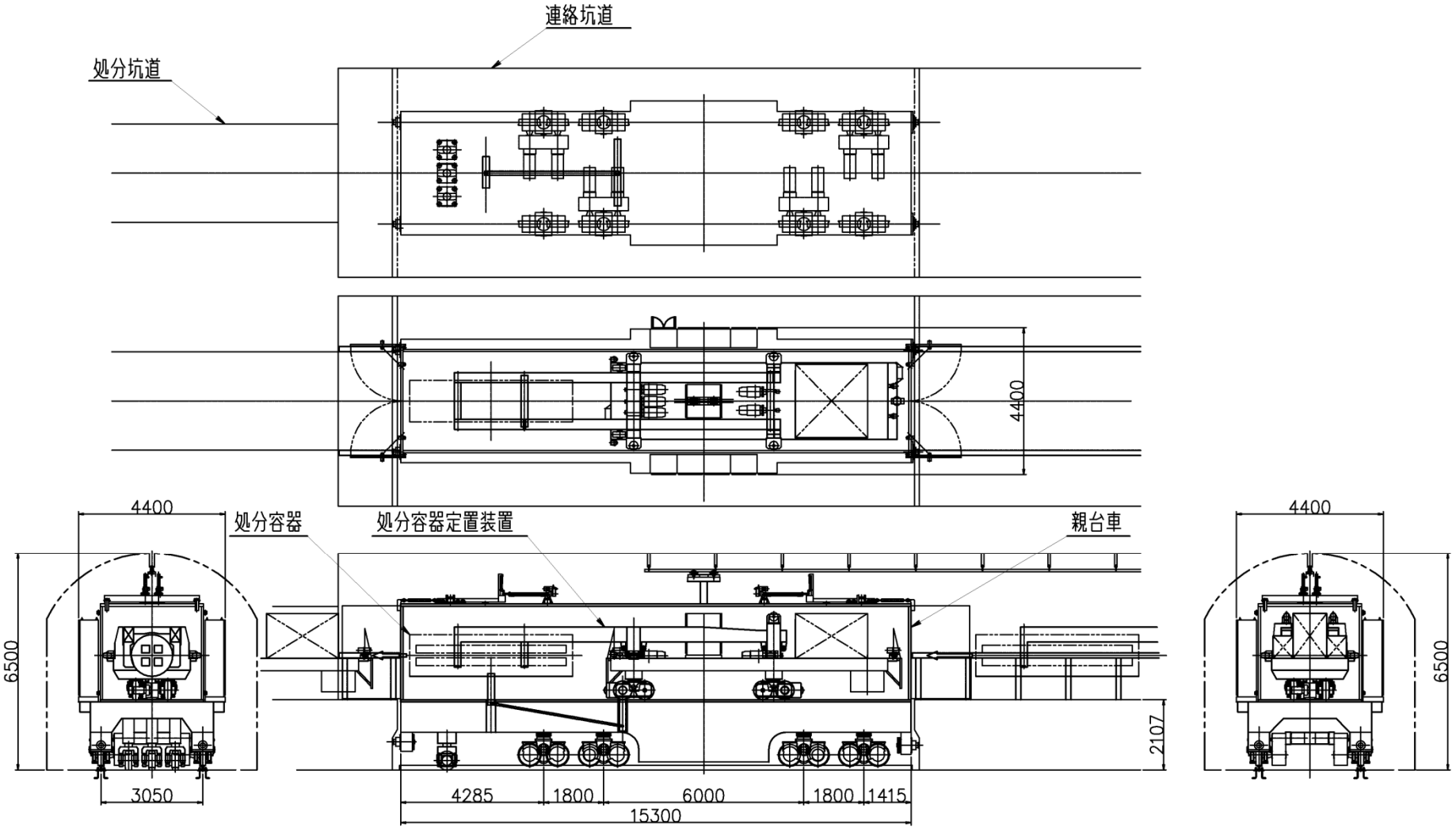


図 4.3.2-17　処分坑道廃棄体搬送・定置装置搭載時の連絡・主要坑道廃棄体搬送装置概念（使用済燃料 4 体）

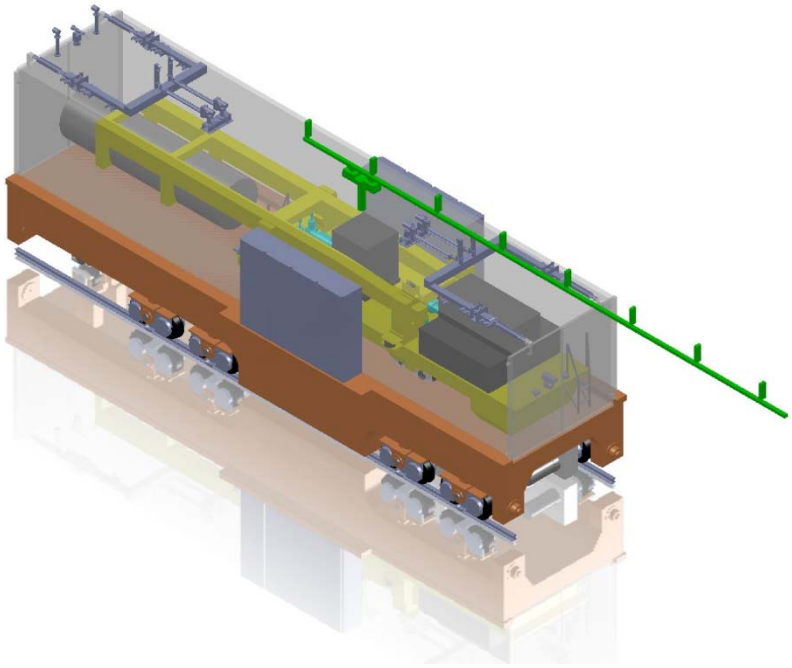


図 4.3.2-18　連絡・主要坑道廃棄体搬送装置の概略 3D モデル（使用済燃料 4 体）

②連絡・主要坑道緩衝材搬送装置の概念

連絡・主要坑道緩衝材搬送装置については連絡・主要坑道廃棄体搬送装置に設けた遮へい機能は不要であるが、それ以外の基本的な走行方式や処分坑道用の上部、下部緩衝材搬送・定置との親子台車方式とする概念などついては、連絡・主要坑道廃棄体搬送装置と同様である。

連絡・主要坑道緩衝材搬送装置については、装置を A、B の 2 種類とし、連絡・主要坑道緩衝材搬送装置 A に坑底積替え施設で積替えた緩衝材ブロックを搭載し、連絡・主要坑道緩衝材搬送装置 B に後述する緩衝材搬送・定置装置を搭載する。これらの装置の運用方法としては、処分坑道擦り付け部前にて、連絡・主要坑道緩衝材搬送装置 A から連絡・主要坑道緩衝材搬送装置 B にフォークリフトで緩衝材ブロックを受け渡し、連絡・主要坑道緩衝材搬送装置 B は処分坑道用の上部、あるいは下部緩衝材搬送・定置装置を載せて、処分坑道擦り付け部を通り緩衝材ブロックを処分坑道内に搬送・定置する。図 4.3.2-19 に処分坑道擦り付け部前での緩衝材ブロック受け渡しの概念を示す。また、図 4.3.2-20 に連絡・主要坑道緩衝材搬送装置 A、B の概念を示す。

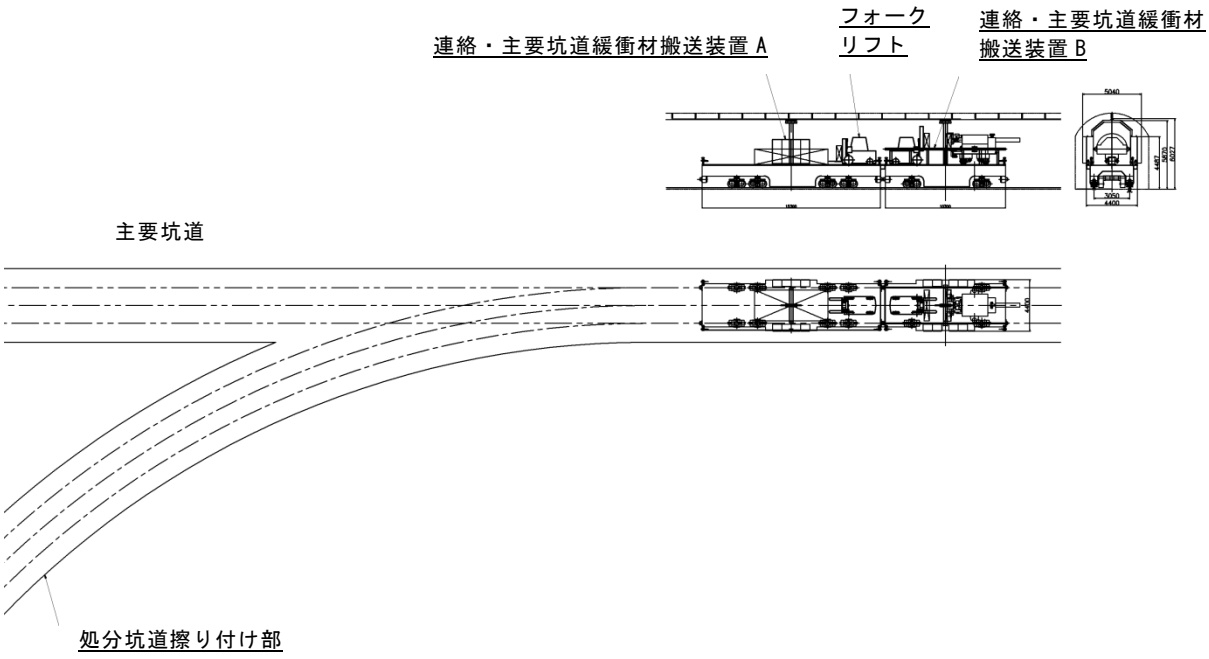


図 4.3.2-19　緩衝材ブロック受け渡し（処分坑道擦り付け部前）

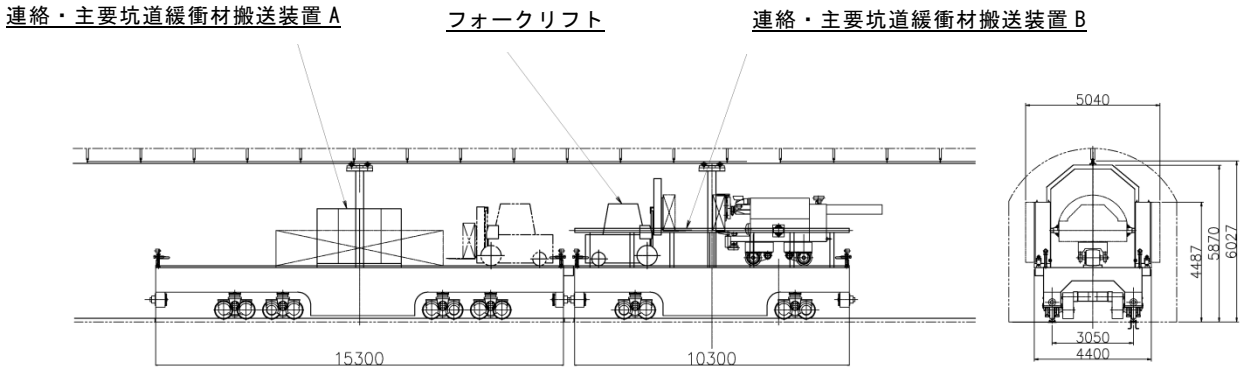


図 4.3.2-20　連絡・主要坑道緩衝材搬送装置 A、B の概念（使用済燃料 4 体）

③機器リスト・装置仕様

連絡・主要坑道搬送設備における機器リストを表 4.3.2-20 に示す。また、連絡・主要坑道廃棄体搬送装置の仕様を表 4.3.2-21 に、連絡・主要坑道緩衝材搬送装置 A の仕様を表 4.3.2-22 に、連絡・主要坑道緩衝材搬送装置 B の仕様を表 4.3.2-23 に示す。

表 4.3.2-20　連絡・主要坑道搬送設備　機器リスト（使用済燃料 4 体）

エリア	機器名称	数量	備考
連絡・主要坑道	連絡・主要坑道廃棄体搬送装置	1 台	廃棄体搬送・定置装置搬送用
	連絡・主要坑道緩衝材搬送装置 A	2 台	上部、下部緩衝材ﾌﾞﾛｯｸ搬送
	連絡・主要坑道緩衝材搬送装置 B	2 台	処分坑道上部、下部緩衝材搬送・定置装置搬送
	フォークリフト	2 台	上部、下部緩衝材ﾌﾞﾛｯｸ受け渡し

表 4.3.2-21　連絡・主要坑道廃棄体搬送装置の仕様（使用済燃料 4 体）

項目	仕様
寸法	高さ 5,930×幅 4,400×長さ 15,300　mm
設計目標質量(単体)	約 120,000kg
最大搭載質量	約 88,200kg（廃棄体搬送・定置装置+廃棄体）
走行速度	50m/min
走行方式	車輪式（レール軌道）
給電方式	架線給電方式
運転方式	遠隔無線方式
レール間隔	2,700mm

表 4.3.2-22　連絡・主要坑道緩衝材搬送装置 A（使用済燃料 4 体）

項目	仕様
寸法	高さ 6,030×幅 4,400×長さ 15,300　mm
設計目標質量	約 45,000 kg
最大搭載質量	約 36,000 kg（緩衝材ブロック+緩衝材搬送・定置装置+フォークリフト）
走行速度	50 m/min
給電方式	架線給電方式
走行方式	車輪式（レール軌道）

表 4.3.2-23　連絡・主要坑道緩衝材搬送装置 B（使用済燃料 4 体）

項目	仕様
寸法	高さ 6,030×幅 4,400×長さ×15,300　mm
設計目標質量	約 45,000 kg
最大搭載質量	約 36,000 kg（緩衝材ブロック+緩衝材搬送・定置装置+フォークリフト）
走行速度	50 m/min
給電方式	架線給電方式
走行方式	車輪式（レール軌道）

4)地下施設設計への反映事項

①処分坑道

使用済燃料集合体を 2 体とした廃棄体の定置装置については図 4.3.2-12、図 4.3.2-13 に記載のとおり、施設側設計と整合を取り、坑道径 2239mm 以内に装置寸法を納めるように設計した。処分坑径については前提条件に沿って地下施設設計を進めるものとした。

②連絡・主要坑道

使用済燃料集合体を 4 体収容の人工バリアを前提条件として設計した結果から、主要坑道

と処分坑道間の坑道擦り付け部に必要な回転半径、および搬送・定置設備の占有限界寸法を地下施設設計へ反映させるものとした。

図 4.3.2-21 に主要坑道と処分坑道間の処分坑道擦り付け部の概念図を示す。連絡・主要坑道廃棄体搬送台車のレール間寸法、前後車輪間寸法との関係から、擦り付け部は、80,000mm（80m）以上の回転半径が必要となった。

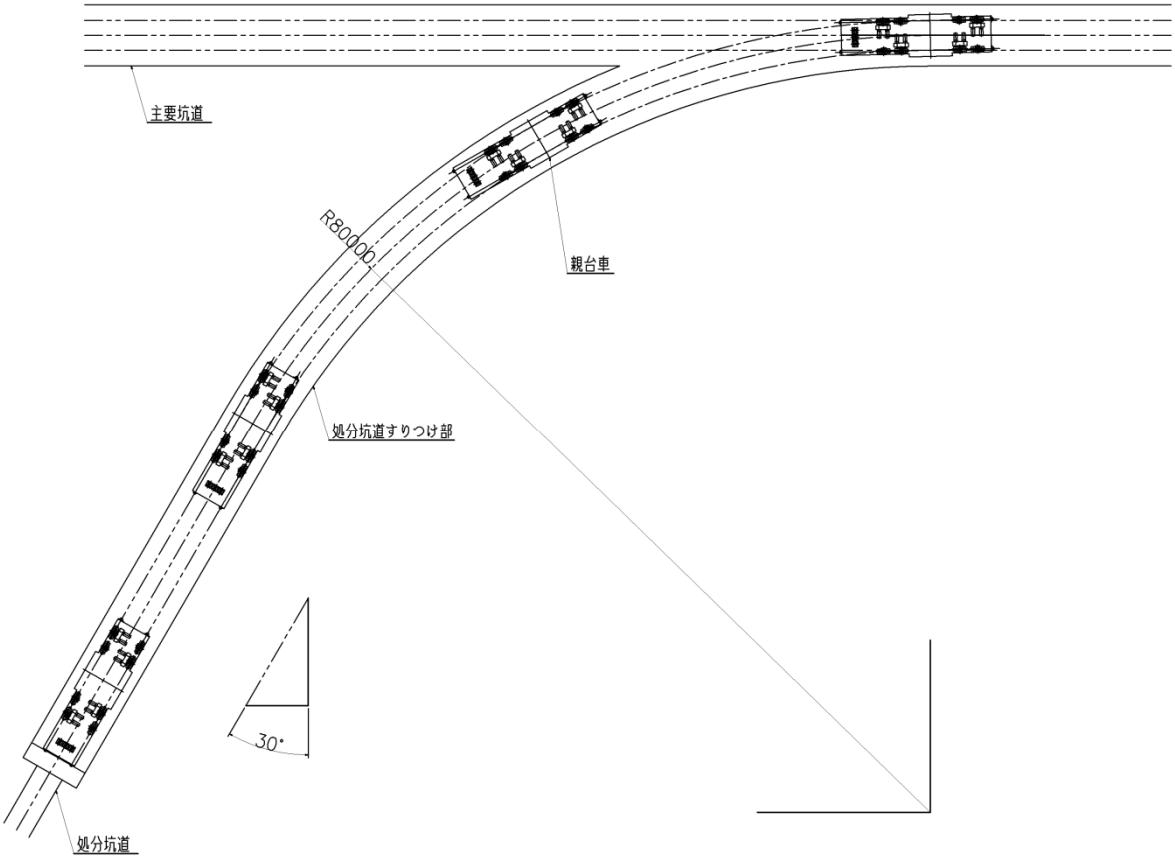


図 4.3.2-21　処分坑道廃棄体搬送・定置装置 搭載時の連絡・主要坑道廃棄体搬送装置概念（使用済燃料 4 体）

また、(3)で検討した連絡・主要設備の検討結果より、図 4.3.2-22 に連絡・主要坑道廃棄体搬送装置の高さ寸法と占有限界（搬送装置の動作に必要なスペース）の断面図を示す。連絡・主要坑道廃棄体搬送装置の走行時の必要スペース、側面に設置している制御盤の開閉などを考慮し、図 4.3.2-22 に示す寸法を設定した。

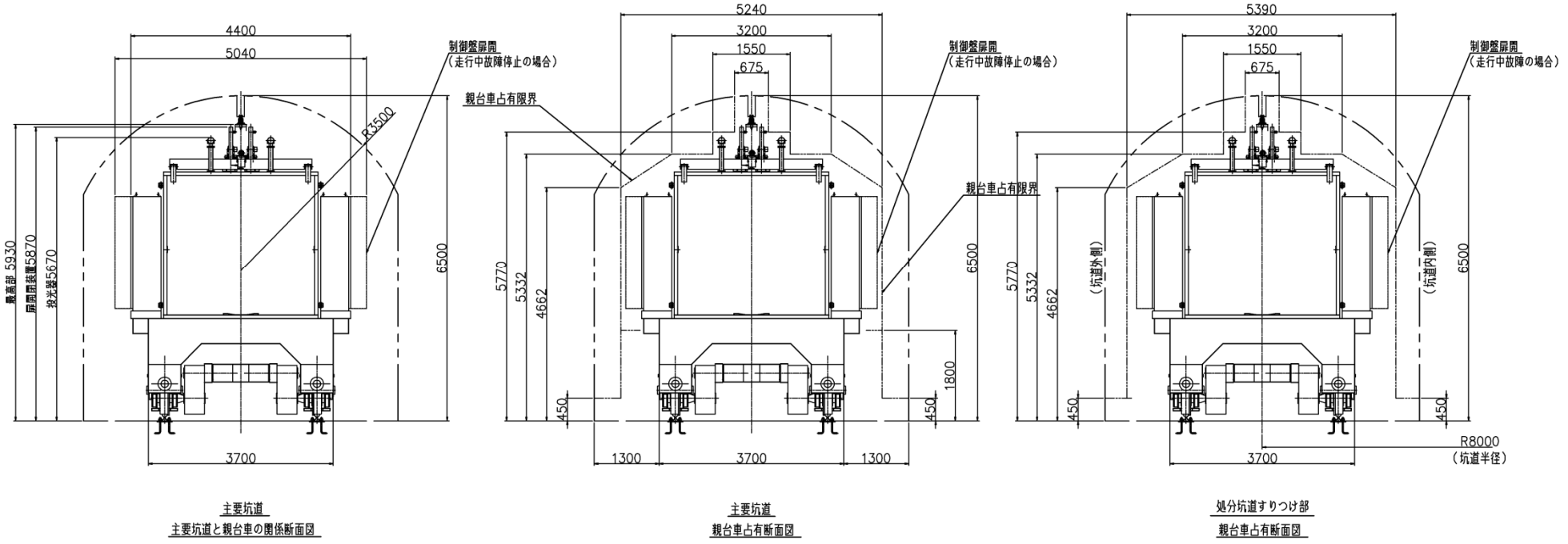


図 4.3.2-22　連絡・主要坑道廃棄体搬送装置の高さ寸法と占有限界（搬送装置の動作に必要なスペース）の断面図

(8)課題と今後の対応案

概念設計において抽出した課題と今後の対応案を表 4.3.2-24 に示す。

表 4.3.2-24　搬送・定置設備の概念設計における課題と今後の対応案

エリア	課題	今後の対応案
全般	坑道内での遠隔操作による搬送・定置設備機能、精度の実証が課題である。	実規模設備の設計、製作による試験での実証。
	本年度検討した横置き緩衝材ブロック定置方式は、搬送・定置の対象物が廃棄体と分割した緩衝材ブロックのため、装置数が多く地下で多くの作業手順が必要となる。今後は上記を踏まえ、搬送・定置の対象物が少ない PEM 方式などの他方式も検討を行い、比較検討した上で最適な定置方式を選定することが課題である。	PEM 方式他、他方式の検討と比較。
	自然災害などの外部事象やシビアアクシデントなどに対する安全要求事項の抽出と設計への反映が課題である。	関連する核燃料施設やガラス固化体の処分技術開発との連携
	操業条件や地下環境での遠隔運転に応じた運転要求事項の抽出と設計への反映	
	操業条件や地下環境での遠隔運転に応じた保守要求事項の抽出と設計への反映	
アクセス坑道搬送設備	立坑の底部へ落下時への緩衝機能、斜坑における落下(暴走)時の退避緩衝機能については、今後の設計と実証が課題である。	緩衝機能の設計と要素技術の実証試験。
処分坑道搬送定置設備	緩衝材搬送・定置装置の姿勢制御方式については、要素技術調査から傾斜計+ステアリング機能を設定するが、今後実証が課題である。	実規模装置の設計、製作による試験での実証。
	緩衝材搬送・定置装置の 1 輪車輪方式について、処分坑道の表面状態変化を考慮し、走行性能を確認する必要がある。	処分坑道の表面状態を含めた実規模装置による要素技術の実証試験。
	廃棄体定置方式については、本検討において概念を提示したが、今後実規模試験による定置精度などの実証が課題である。	実規模装置の設計、製作による試験での実証。
	主要坑道と処分坑道の取合い部分の遮へい区画の設定が課題である。また、区画に応じて、連絡・主要坑道搬送・装置の遮へい扉から処分坑道へ搬送・定置装置が発進する際の、遮へい扉と坑道との取合い部の構造の検討が課題である。	操業を考慮した区画設定に応じた、遮へい扉と坑道との取合いの設定。

(9)設計要件

概念設計において整理した設計要件を表 4.3.2-25 に示す。

表 4.3.2-25　搬送・定置における設計要件

エリア	設計要件
アクセス坑道搬送設備	・廃棄体、緩衝材を地上施設から地下施設（坑底積替え施設）へ搬送すること。 ・遮へい機能を有すること。 ・中央操作室からの遠隔自動運転が可能なこと。
坑底積替え施設	・アクセス坑道から連絡坑道側へ廃棄体、緩衝材を積替えできること。 ・アクセス坑道、連絡坑道側との遮へい機能（遮へい扉）があること。 ・中央操作室からの遠隔自動運転が可能なこと。
連絡・主要坑道搬送設備	・廃棄体、緩衝材を坑底積替え施設から処分坑道へ搬送すること。 ・遮へい機能を有すること。 ・中央操作室からの遠隔自動運転が可能なこと。
処分坑道搬送・定置設備	・下部緩衝材を坑道の上に搬送・定置できること。 ・使用済燃料廃棄体を下部緩衝材の上に搬送・定置できること。 ・上部緩衝材を使用済燃料廃棄体の上に搬送・定置できること。 ・中央操作室からの遠隔自動運転が可能なこと。

(10)まとめ

本年度の横置き緩衝材ブロック定置方式による搬送・定置設備の概念設計を行い、以下の 3 点について確認した。

- 使用済燃料廃棄体とガラス固化体廃棄体を比較した結果、搬送・定置の観点からは寸法と重量の違い（増加）が最も大きい設計ポイントとなることが分かった。一方、それ以外の違いは小さく、廃棄体の定置方式を除けば、概ねガラス固化体廃棄体での検討結果や研究開発成果が適用できることを確認した。
- 処分坑道の廃棄体定置方式としては、廃棄体の長さと重量の増加に対応するため、ガラス固化体廃棄体で用いた押し込み方式に変えて、片持ち吊り下げ定置方式を候補として抽出した。本方式を前提として、処分坑道廃棄体搬送・定置装置の概念設計を行い、構造、機能、外観などの仕様を具体化するとともに実現可能性を確認した。
- 処分坑道の緩衝材定置については、前提とした緩衝材ブロックの分割定置に対応させ、処分坑道用の下部および上部緩衝材搬送・定置装置のそれぞれの装置の概念設計を行い、構造、機能、外観などの仕様を具体化するとともに実現可能性を確認した。

4.3.3 地下施設の概念設計

(1)概要

H12 レポートでは、図 4.3.3-1 に示すように処分坑道横置き定置方式の場合、①人工バリアに必要な寸法および②建設・操業技術の観点での制限から設定された坑道断面条件において、③空洞安定性の観点での制約と④ニアフィールドの機能が発揮される温度の制限を考慮した結果から処分坑道の離間距離が決定されている（核燃料サイクル開発機構，1999c)。

本設計では、硬岩系岩盤を対象とし、廃棄体の定置方式は横置き方式とした。岩盤の力学特性、初期地圧などの地質環境条件や対象とする深度などについては、H12 レポートを参考に設定した。検討方法は、H12 レポートでの考え方を基本的に踏襲するとともに、H12 レポート以降の最新の知見を取り入れて地下施設の設計を実施した。

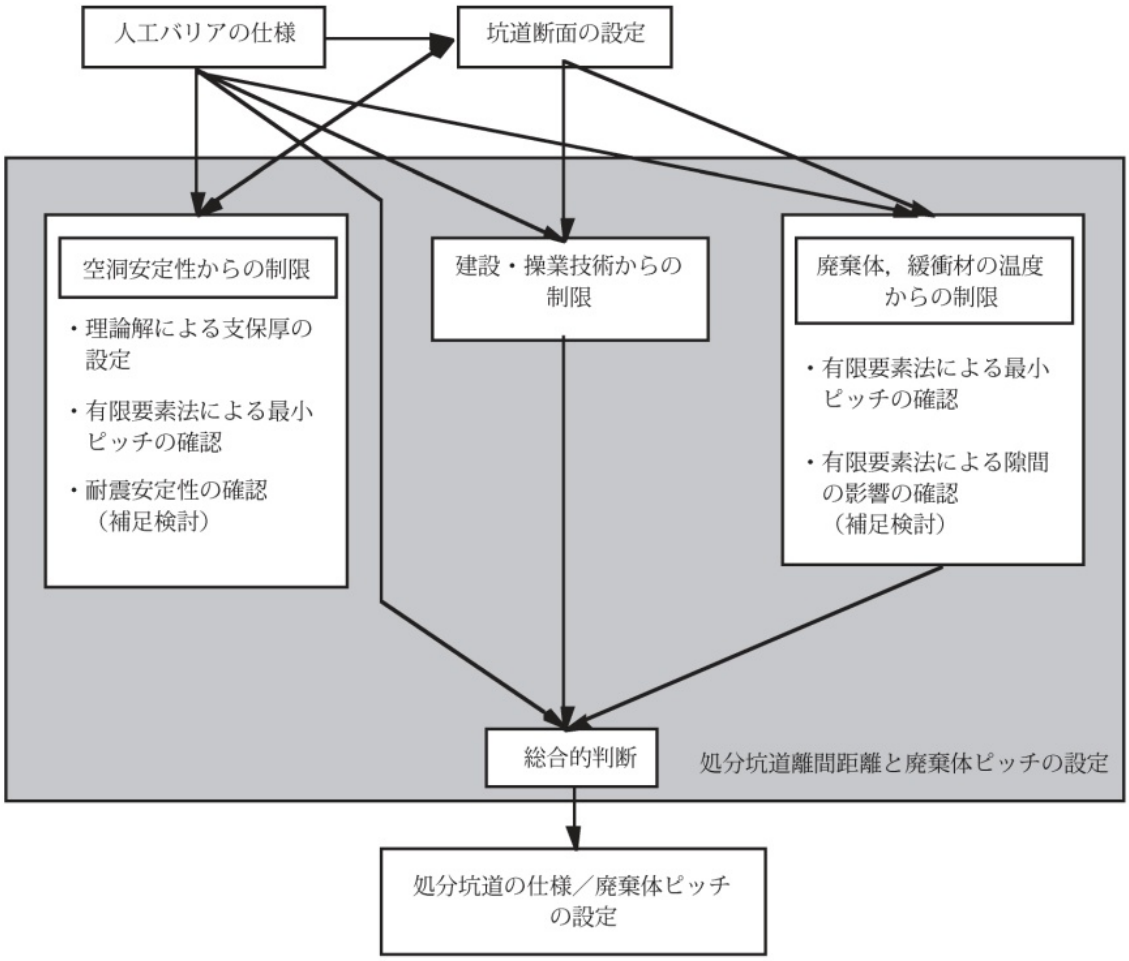


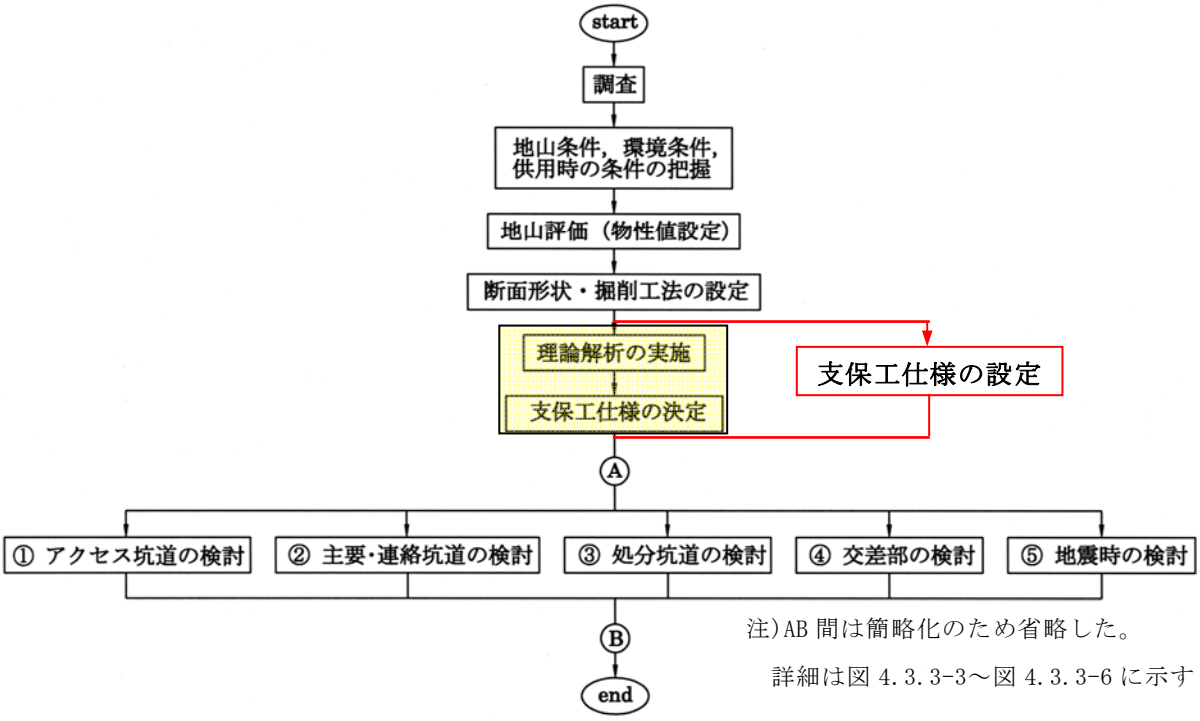
図 4.3.3-1　処分坑道の仕様と廃棄体ピッチの設定の流れ
（核燃料サイクル開発機構，1999c）

(2)空洞の力学的安定性の観点からの設計

1)現実的な支保工構造での坑道の設計

処分施設を構成するアクセス坑道（立坑方式)、連絡および主要坑道、処分坑道について、坑道離間距離の評価を含む空洞の力学的安定性の観点から設計を行った。

H12 レポートでの検討結果を基本として作成した検討フローを図 4.3.3-2～図 4.3.3-6 に示す。



注)AB 間は簡略化のため省略した。
詳細は図 4.3.3-3～図 4.3.3-6 に示す

⑤地震時の検討は、本年度実施しない

図 4.3.3-2　全体検討フロー
（核燃料サイクル開発機構，1999c に一部加筆）

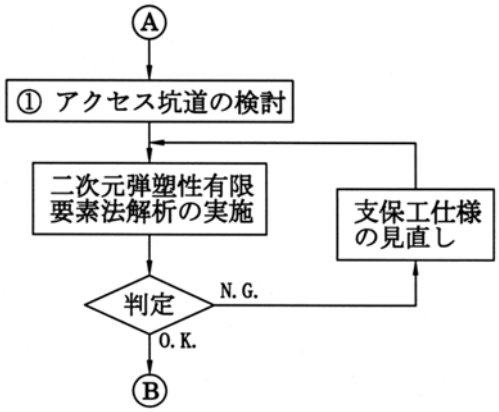
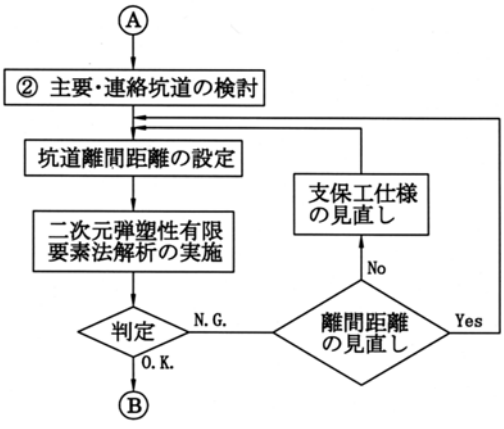
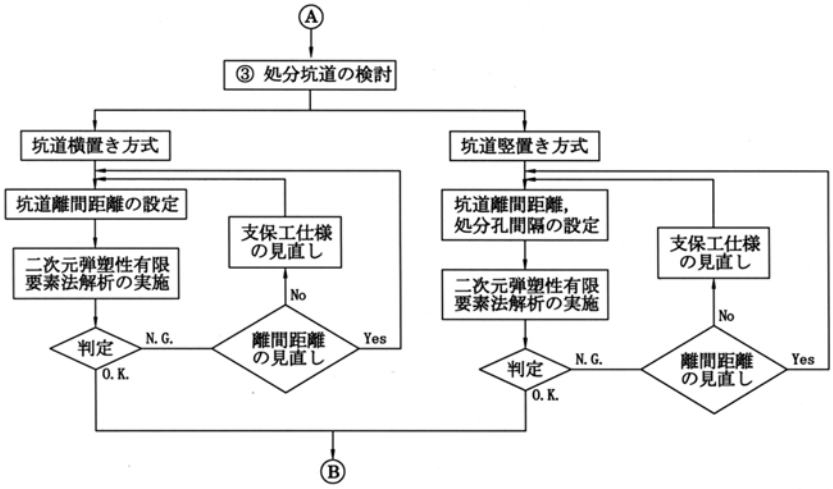


図 4.3.3-3　アクセス坑道の検討フロー
（核燃料サイクル開発機構，1999c）



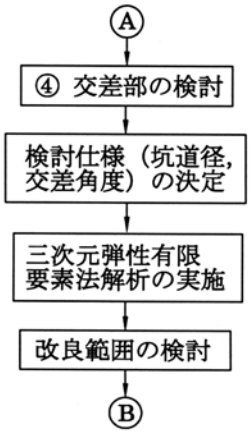
※離間距離の見直しは行わない

図 4.3.3-4　主要坑道・連絡坑道の検討フロー
（核燃料サイクル開発機構，1999c）



※本年度は坑道横置き方式を検討対象とする
※離間距離の見直しは行わない

図 4.3.3-5　処分坑道の検討フロー（核燃料サイクル開発機構，1999c）



※本設計では有限差分方による
弾塑性解析を実施

図 4.3.3-6　坑道交差部の検討フロー（核燃料サイクル開発機構，1999c）

①設計対象とする人工バリアの基本仕様および定置方式

設計対象とする人工バリアの基本仕様を図 4.3.3-7 に示す。1 廃棄体あたりの使用済燃料集合体の収容体数は 2 体とした。人工バリアの定置方式については坑道横置き方式を検討の対象とした。

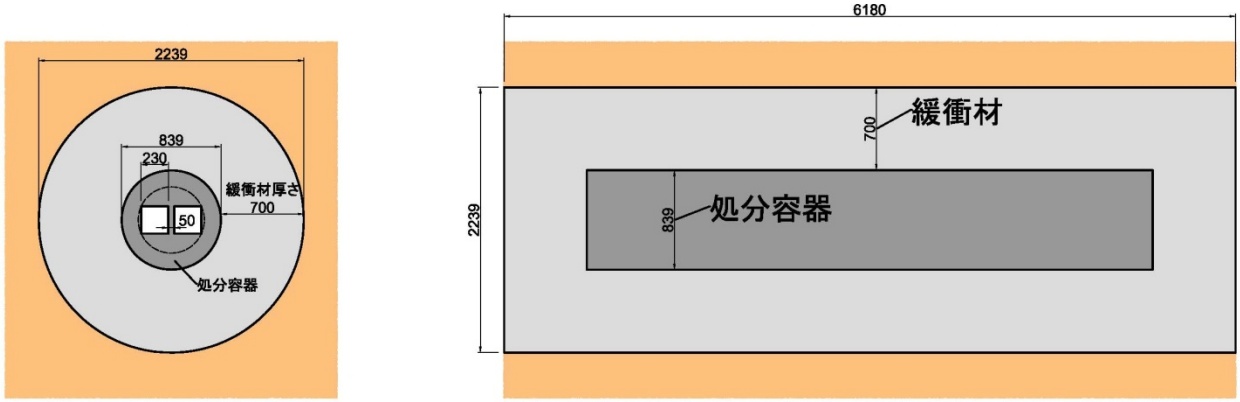
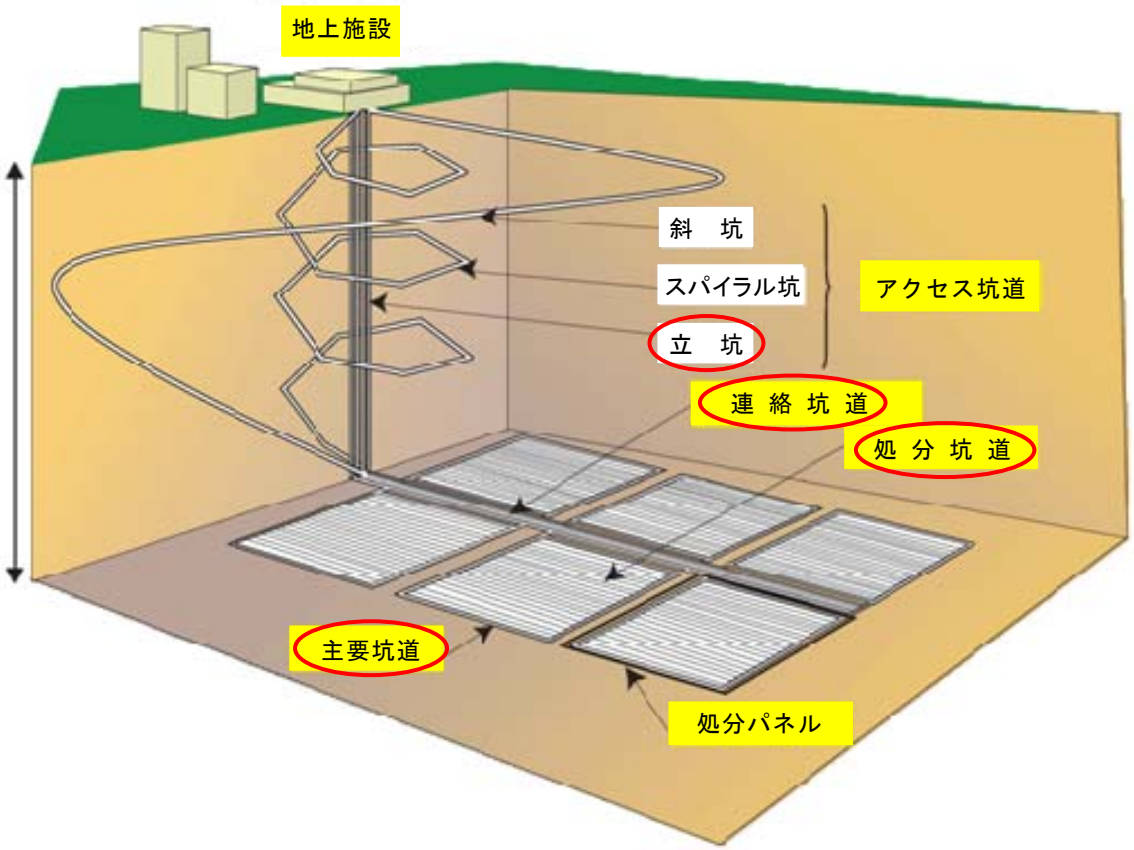


図 4.3.3-7　人工バリアの基本仕様（2 体収納のケース）

②設計対象とする坑道

処分施設の基本概念を図 4.3.3-8 に示す。処分施設のうち、以下の坑道を設計対象とした。

- アクセス坑道（立坑を対象とする）
- 連絡坑道
- 主要坑道
- 処分坑道



赤丸囲みは検討対象の坑道を示す。

図 4.3.3-8　処分施設の基本概念
（核燃料サイクル開発機構，1999c に一部加筆）

a. 坑道に求められる役割

処分施設を構成する各坑道に求められる役割を表 4.3.3-1 に示す。

地下に構築する各坑道には、処分施設の建設・操業・閉鎖時の廃棄体の搬送を含む安全な物流の経路を提供することが要求される。具体的には、各坑道に対して、廃棄体の搬入路、人員の通行路、資材の運搬路、換気路、給水路、排水路、給電路、通信路、緊急時避難路を確保する役割が求められる。

これらの役割を果たすためには、各坑道が所要の内空断面（形状、寸法、断面積）を確保した上で、建設・操業・閉鎖の各作業段階を通じて空洞の力学的安定性が確保されるように設計を行う必要がある。また、処分場の仕様およびレイアウトの検討に向け、処分坑道離間距離（処分坑道の中心間距離）と廃棄体ピッチ（処分坑道軸方向の廃棄体の離間距離）を適切に設定することが必要である。

表 4.3.3-1　処分場の地下施設における坑道の役割
（核燃料サイクル開発機構，1999c）

坑道の役割		アクセス坑道	主要坑道，連絡坑道	処分坑道
項　目	内　　容			
廃棄体搬入路	廃棄体，緩衝材の搬入が可能であること 処分坑道においては廃棄体の定置が可能であること	○	○	○
人員の連絡路	人員の移動が可能であること	○	○	○
資材の運搬路	建設・操業・閉鎖で必要となる資材の運搬が可能であること 建設時の掘削ずりの搬出が可能であること	○	○	○
換気路	ダクトなど，換気設備の設置が可能であること 換気に十分な面積を有していること	○	○	○
給水路	給水のための設備の設置が可能であること	○	○	
排水路	排水路および排水のための設備の設置が可能であること	○	○	○
給電・通信路	給電・通信のための設備の設置が可能であること	○	○	(○)
緊急時避難	避難路の確保が可能であること	○	○	

注：(○)は竪置きの場合を示す

b. 坑道断面諸元の設定

(a) アクセス坑道（立坑）

立坑は、地上施設と地下施設を接続するアクセス坑道であり、地下施設建設時には、人員の通行、各種材料の搬入、掘削ずりの搬出などに利用され、操業時にも各種材料などの搬送、換気、排水に用いられる。それらの搬入出にはエレベータの使用を条件として設定する。アクセス坑道（立坑）に必要となる内空断面を図 4.3.3-9 に示す。

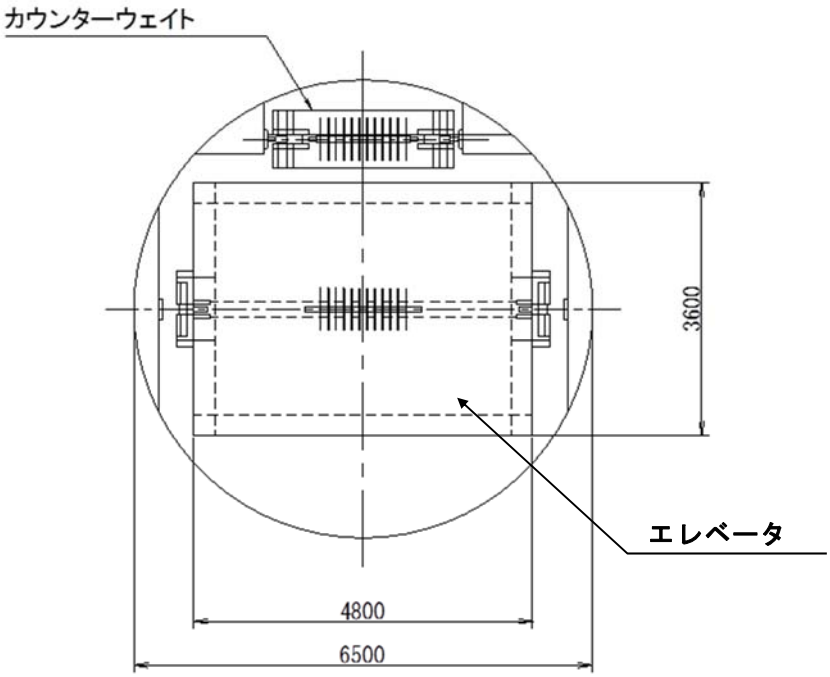


図 4.3.3-9　アクセス坑道（立坑）の内空断面

(b)連絡坑道・主要坑道

主要坑道は処分坑道を取り囲む坑道であり、連絡坑道はアクセス坑道や主要坑道間を結ぶ水平坑道である。基本的な用途はアクセス坑道と同様であり、廃棄物の搬送、人工バリア材料の搬送などに用いられる。

建設時および操業時に必要となる最小断面の寸法について、断面形状を矩形とした場合の考慮項目を表 4.3.3-2、表 4.3.3-3 にそれぞれまとめる。

今回の設計においては、H12 レポートよりも物流の効率性を向上させる観点から、資機材搬送車両は、1 方向通行に加えて 2 方向通行が可能となる断面を確保するものとした。

坑道の掘削においては、掘削条件である岩盤強度や構築する内空の寸法、掘削延長などに応じて掘削工法や掘削に必要となる機械､設備が選定されることになる｡本設計においては、掘削方法の柔軟性を確保する観点から、使用する機械設備の寸法が大きくなる自由断面掘削機の使用が可能な断面を確保するものとした。

表 4.3.3-2　連絡坑道・主要坑道の断面設定における考慮項目とその根拠（建設時）

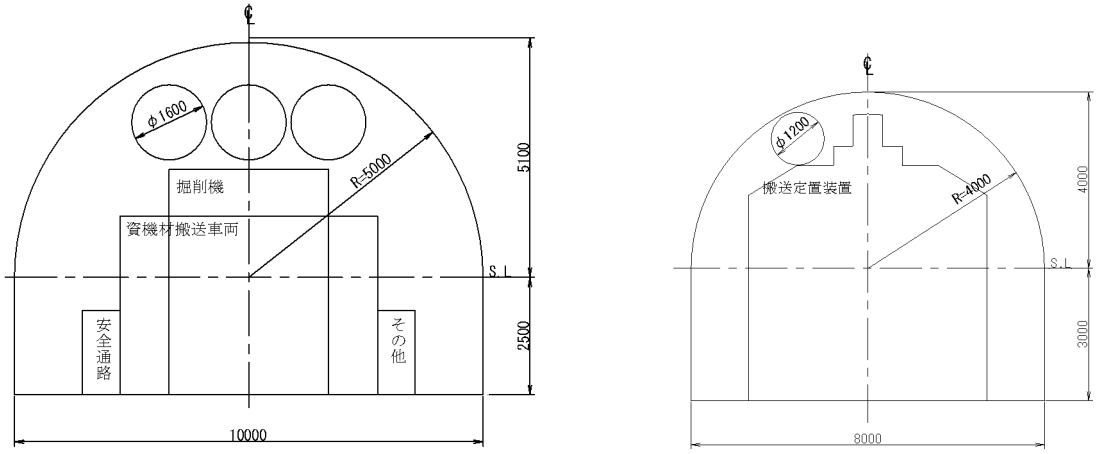
考慮項目	幅(mm)	高さ(mm)	設定根拠
資機材搬送車両	5,500	3,800	道路構造令（建築限界） 1 車線分：幅 2,750mm、高さ 3,800mm
掘削機 （自由断面掘削機）	3,400	4,800	掘削機仕様＋100mm 裕度 （MRH-S300 型、図 4.3.3-10 参照）
風管	(1,600×3)	1,600	φ1,600×3 本と仮定 坑道上部へ設置
安全通路	800 以上	1,800 以上	労働安全衛生規則 第五百四十三条、第五百四十二条
その他	800 以上	1,800 以上	インフラなど設備の設置空間 安全通路と同等の空間を確保すると仮定
必要となる最小断面	7,100	6,400	幅：資機材搬送車両＋安全通路＋その他 高さ：掘削機＋風管

表 4.3.3-3　連絡坑道・主要坑道の断面設定における考慮項目とその根拠（操業時）

考慮項目	幅(mm)	高さ(mm)	設定根拠
搬送・定置装置	4,400 （最大幅）	6,500 （最大幅）	搬送・定置装置の設計より (4.3.2(7)4)参照)
風管	(1,200×1)	1,200	φ1,200×1 本と仮定 坑道上部へ設置

図 4.3.3-10　自由断面掘削機の例
（日本建設機械施工協会ホームページより）

以上を踏まえて設定した連絡坑道・主要坑道の設計断面（内空）を図 4.3.3-11 に示す。



（2 方向通行のケース）　　1 方向通行のケース

図 4.3.3-11　連絡坑道・主要坑道の設計断面

(c)処分坑道

処分坑道は、主要坑道に接続する水平坑道である。基本的な用途はアクセス坑道や連絡坑道・主要坑道と同様に、廃棄物の搬送、人工バリア材料の搬送などに用いられるとともに、処分坑道横置き定置方式では廃棄体を定置する坑道となる。建設時および操業時に必要となる最小断面（矩形とした場合）および考慮項目を表 4.3.3-4、表 4.3.3-5 にそれぞれまとめる。横置き方式の処分坑道の掘削方式には TBM(Tunnel Borring Machine)工法を採用することとした。TBM 工法はビット種類の選定によって、軟岩から超硬岩までの掘削に適用が可能であり、地山のゆるみが少なく、精度の高い処分坑道の掘削が可能である。これらの条件より検討した設計断面を図 4.3.3-12 に示す。

表 4.3.3-4　処分坑道の断面設定における考慮項目とその根拠（建設時）

考慮項目	幅(mm)	高さ(mm)	設定根拠
掘削機 （TBM マシーン）	－	－	人工バリアおよび定置装置に必要となる内径に依存
風管	800	(800)	φ800 と仮定 坑道側壁に設置
安全通路	800 以上	1,800 以上	労働安全衛生規則 第五百四十三条、第五百四十二条
必要最小断面	(1,600)	(1,800)	ただし、人工バリアおよび搬送・定置装置に必要となる内径に依存

表 4.3.3-5　処分坑道の断面設定における考慮項目とその根拠（操業時）

考慮項目	幅(mm)	高さ(mm)	設定根拠
処分容器＋緩衝材	2,239	2,239	廃棄体容器φ839mm 廃棄体容器－緩衝材の隙間 20mm 緩衝材厚さ t550 緩衝材と岩盤（支保）との隙間 150mm と仮定
搬送・定置装置	2,240	2,240	搬送・定置装置の設計より (4.3.2(7)4)参照)
必要最小断面	2,240	2,240	10mm 単位でまるめるものとする（国交省設計指針などより）

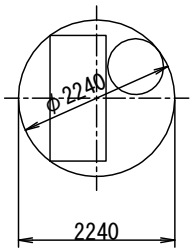


図 4.3.3-12　処分坑道の設計断面（TBM のケース）

③設計方法

a. 設計手法

本設計にあたっては、これまでに地層処分の地下施設と同規模の大深度における施工事例が少ないこと、地層処分の地下施設には数多くの連設坑道群や坑道の交差部が存在することを考慮し、数値解析による方法を用いて坑道の力学的安定性を評価した。評価手法は H12 レポートと同様に弾完全塑性解析によることとし、以下の解析コードを用いた。

2 次元解析　2D-σ（株式会社地層科学研究所、Ver4.0、有限要素法）

3 次元解析　FLAC3D(Itasca Consulting Group Inc.、Ver5.0、有限差分法)

b. 評価指標

本設計では、H12 レポートの有限要素法解析に用いられたものと基本的に同様の評価指標によって坑道の力学的安定性を評価することとした。ただし、支保工応力度に関しては、H12 レポートでの許容応力度設計法ではなく、より合理的に照査するために、最新の基準類に基づいた性能照査型設計法（限界状態設計法）を用いた。本設計に用いる評価指標と評価基準を表 4.3.3-6 に示す。

表 4.3.3-6　本設計に用いる評価指標

評価指標 （数値解析による）	評価の目標値	備考
岩盤の局所安全率	坑道間(坑道の壁面から 0.5D の範囲)に Fs=1.5 を上回る領域が存在する。	Fs：局所安全率
岩盤の最大せん断ひずみ	限界せん断ひずみ（γ_0）の中央値を超える最大せん断ひずみが発生する場合、力学的に支保工が必要。	$\gamma_0=(1+\nu)\ \varepsilon_0$ ν　：岩盤のポアソン比 ε_0　：岩盤の限界ひずみ
支保工（吹付けコンクリート）断面力	発生曲げモーメント（M）と軸力（N）がM－N曲線（本設仕様）の範囲内にあること。	評価基準を満足しない場合、その仕様の支保工では、坑道の力学的安定性を確保できないと判定する。

本設計では、後述するように硬岩系岩盤に対して 1 種類の物性値を設定して数値解析を行う基本的な設計検討であり、ロックボルトの有無などによって坑道壁面近傍の岩盤中の塑性領域の発生状況が大きく異なることはないことから、数値解析においてはロックボルトおよび鋼製支保工をモデル化しないこととした。表 4.3.3-6 に示した評価の対象となる支保工とは、吹付けコンクリートを指す。ただし、数値解析においてロックボルトを評価しないものの、坑道の支保パターンには、安全性確保の観点から、通常よく用いられている長さおよび打設間隔のロックボルトを組み込むこととする。以下に、本設計に用いる力学的安定性に関する個々の評価指標を示す。

(a) 岩盤の局所安全率

H12 レポートにおいては、硬岩系岩盤の力学的安定上必要とされる隣接坑道間の坑道離間距離を 2D としている（D は坑道の代表径)。本設計では、H12 レポートと同様、岩盤の局所安全率（Fs）を図 4.3.3-13 に示す Mohr-Coulomb の破壊規準を用いて計算し、隣接坑道間に局所安全率 Fs が 1.5 を上回る領域が確保されること、つまり、安全率 Fs が 1.5 を下回る領域が坑道壁面から 0.5D の範囲以内となることを判定条件とした。

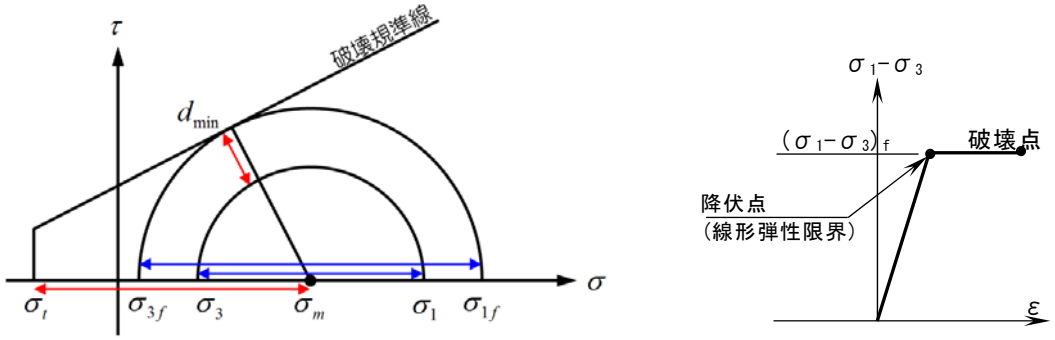
$$Fs = \min\left\{\frac{(\sigma_{3f}-\sigma_{1f})}{\sigma_3-\sigma_1}, \frac{(\sigma_m-\sigma_t)}{\sigma_3-\sigma_1}\right\} \qquad (4.3.3\text{-}1)$$

ここで、

σ_1, σ_3　　：岩盤の任意点に発生している最大・最小主応力

σ_{1f}, σ_{3f} ：降伏時の最大・最小主応力（完全弾塑性の場合は、破壊時も同じ）

σ_m　　：平均主応力
σ_t　　：岩盤の引張り強度



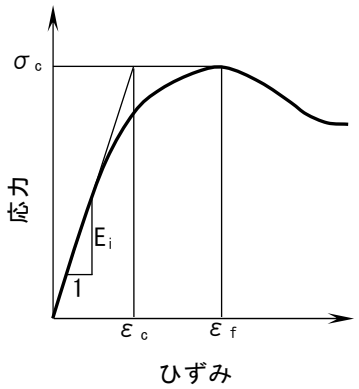
(a)モールの応力円と破壊規準線　　(b) 軸差応力とひずみの関係

図 4.3.3-13　モールの応力円と Mohr-Coulomb の破壊規準、完全弾塑性体の応力・ひずみ関係

(b)限界せん断ひずみ

(a)は、岩盤内の応力分布に関する指標であるが、これとは別に坑道の力学的安定性評価には、通常、周辺岩盤の最大せん断ひずみもよく用いられるため、本設計においても最大せん断ひずみを評価指標に加え、その評価基準に限界ひずみに基づいた限界せん断ひずみを導入する。

桜井（桜井，1986）は現場で計測される変位から地山のひずみを算定し、このひずみと限界ひずみを比較することによってトンネルの安定性を評価する方法を提案している。桜井の提案する限界ひずみを図 4.3.3-14 に示す。同図より、限界ひずみとは一軸圧縮強度に相当するひずみ（すなわち、破壊ひずみ）の接線弾性成分であるといえる。



σ_c：一軸圧縮強度
ε_f：破壊ひずみ
ε_c：限界ひずみ

$$\varepsilon_c = \frac{\sigma_c}{E_i}$$

E_i：初期弾性係数

図 4.3.3-14　限界ひずみの概念図

桜井・足立（桜井，足立，1988）は、様々な土や岩石の限界ひずみを求めて、弾性係数と限界ひずみとの関係を図 4.3.3-15 のように表し、これに様々なトンネル切羽の安定現象を関連付けている。すなわち、切羽の安定・やや不安定・不安定・崩壊という現象と限界ひずみとの間に、同図のような関係があることを示している。

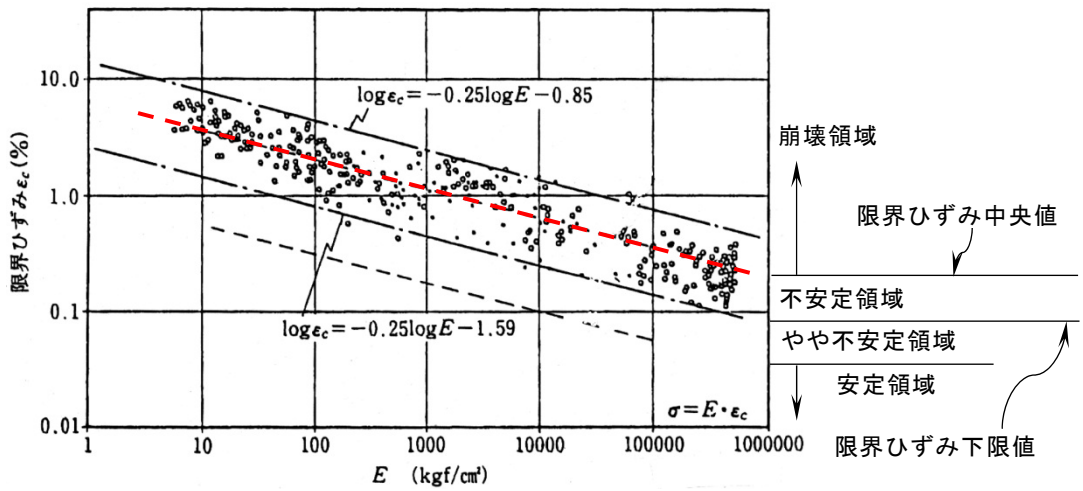


図 4.3.3-15　限界ひずみと弾性係数の関係
（桜井・足立，1988 に加筆）

H12 レポートでは、限界ひずみの中央値以上のひずみが発生した場合、何らかの対策が必要と考えられており、本設計でもこれを踏襲する。すなわち、限界ひずみの中央値が下式によって与えられるものとし、これ以上のひずみが発生する場合、支保工が必要と判定する。ここで E は、地山の弾性係数（単位；kgf/cm^2）を表わす。

$$\log \varepsilon_c = -0.25 \log E - 1.22 \qquad (4.3.3\text{-}2)$$

ただし、限界ひずみは 1 次元で定義されているため、このままでは 2 次元・3 次元の場合に適用できない。そこで桜井ら(桜井ほか，1994)は、周辺地山の局所的な安定性を評価するために、トンネル周辺に生ずる最大せん断ひずみの分布を求め、それを許容値（限界せん断ひずみ γ_c と定義）と比較する方法を提案している。限界せん断ひずみは、次式で定義することができる。

$$\gamma_c = (1 + \upsilon)\varepsilon_c \qquad (4.3.3\text{-}3)$$

本設計では、後述するように、硬岩系岩盤に対して 1 種類の弾性係数などの物性地を設定している。それらの値を用いて求めた限界せん断ひずみを表 4.3.3-7 に示す。これが、ひずみの観点から支保工の要否を判定する基準となる。坑道周辺岩盤に、最大せん断ひずみが表中の限界せん断ひずみ以上の値となる領域が存在する場合、支保工が必要とした。

表 4.3.3-7　本設計に用いる限界せん断ひずみのしきい値

項目	記号	単位	硬岩系岩盤
岩盤の弾性係数	E	MPa	37,000
岩盤のポアソン比	ν		0.25
限界ひずみの中央値	ε_c	%	0.24
限界せん断ひずみ	γ_c	%	0.30

(c)支保工断面力

本設計では、対象となる坑道が建設・操業から閉鎖が完了するまで、長期間にわたってその安定性が確保されなければならないという観点から、坑道の支保工に対して本設・仮設という区分をなくし、性能照査型設計法を導入するものとする。

国内のトンネルにおいて統一的な支保工の照査基準はないが、トンネル構造物の設計法が許容応力度設計法から限界状態設計法、そして性能照査型設計法へと設計法が移行しつつある（土木学会，2009）ことを考慮し、本設計においては坑道の支保工に関する照査基準の基本方針を次のようにした。

- 坑道の安定性が長期にわたって確保されなければならないことを考慮し、本設・仮設構造物という分類を無くし、鉄筋コンクリート構造物、鋼構造物などと同じ設計方法とする(鉄道総合研究所，2004，2009)。
- 設計は性能照査型設計法で行い、安全係数などは最新の鉄道構造物の設計標準や土木学会の示方書を参考にして設定する。
- 設計における要求性能は安全性（破壊）とし、使用性および復旧性に対する照査は行わない。
- 照査基準は、吹付けコンクリートと鋼材（ロックボルトおよび鋼製支保工）に分けて設定する。
- 吹付けコンクリートは、数値解析におけるモデル化はロッド（棒）要素、照査方法は軸方向力のみを受持つ部材として行うのが一般的あるが、インバート隅角部などでは曲げモーメントが発生することを考慮してビーム（梁）要素でモデル化を行い、無筋コンクリートのＭ－Ｎ曲線を用いて軸方向力と曲げモーメントを受持つ部材として照査を行う。Ｍ－Ｎ曲線は、山岳トンネル設計施工標準・同解説（鉄道建設・運輸施設整備支援機構，2008）の参考資料-8.17.1 に示されている方法で算定する。

以上を踏まえ、本設計に用いる数値解析では、吹付けコンクリートのみをモデル化するため、以下に吹付けコンクリートに関する照査基準を示す。

a)安全係数

ここでは、鉄道構造物等設計標準・同解説、コンクリート構造物（鉄道総合研究所，2004）およびコンクリート標準示方書 設計編(土木学会，2012)を参考に、表 4.3.3-8 に示す安全係数を設定する。

表 4.3.3-8　本設計に用いる吹付けコンクリートの安全係数

安全係数 / 要求性能	作用係数 γ_t	構造解析係数 γ_a	材料係数 γ_c	部材係数		構造物係数 γ_i
				γ_{b1}（圧縮）	γ_{b2}（曲げ）	
安全性（破壊）	1.0	1.0	1.3	1.3	1.1	1.1

b)曲げモーメントと軸方向力を受持つ部材の許容値

吹付けコンクリートは、曲げモーメントまたは曲げモーメントと軸方向力を受ける部材とし、表 4.3.3-8 に示す安全係数を用いて無筋コンクリートの設計断面耐力を求め、次式によって照査を行う(土木学会, 2012)。なお、構造物係数（γ_i=1.1）は設計断面耐力には考慮せず、照査時に考慮するのが一般的である。

$$\gamma_i \cdot Sd / Rd \leq 1.0 \qquad (4.3.3\text{-}4)$$

ここで、

γ_i：構造物係数(1.1)

Sd：設計断面力(解析により求まる軸力および曲げモーメント)

Rd：設計断面耐力(鉄道建設・運輸施設整備支援機構, 2008 に準拠して算定)

図 4.3.3-16 に、一例として高強度吹付けコンクリート（f'ck=36N mm^{-2}）の設計断面耐力曲線（M－N曲線）を示す。このM－N曲線は表 4.3.3-8 の γ_{b1} および γ_{b2} を考慮しているため、軸方向力のみが作用する部材の照査にも適用可能である。

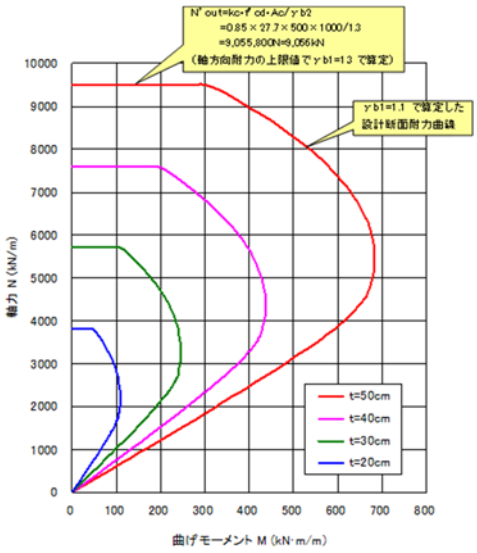


図 4.3.3-16　無筋コンクリートの設計断面耐力曲線の一例（f'ck=36N mm^{-2}）

④設計条件

a. 設計ケース

設計対象とする岩盤条件は、「硬岩系岩盤」とし、処分深度は 1,000m とした。

b. 岩盤条件

本設計では、H12 レポートで用いられているデータ設定を準用し、硬岩系岩盤の静的力学特性として 300m 以深の「HR」データセットを用いた。本設計で用いる岩盤データセットを表 4.3.3-9 に整理して示す。

表 4.3.3-9　解析に用いる岩盤データセット

対象岩盤		記号	単位	硬岩系岩盤 (略称：HR)
物理的特性	飽和密度	ρ	Mg m^{-3}	2.67
力学特性	弾性係数	E	MPa	37,000
	ポアソン比	ν		0.25
	粘着力	C	MPa	15
	内部摩擦角	ϕ	°	45
	一軸圧縮強度	qu	MPa	115
	引張り強度	σ t	MPa	8
	側圧係数	K_0		1.0
	初期鉛直応力	σ v	MPa	ρ h/100
	初期水平応力	σ h	MPa	K_0・σ v

c. 初期地圧

鉛直初期地圧（σ_v）は、岩盤の単位体積重量（ρ）と深度（h）との関係（$\sigma_v = \rho \cdot h$）より算出し、水平初期地圧（σ_h）は、側圧係数（K_0）との関係（$\sigma_h = K_0 \cdot \sigma_v$）より算出して初期地圧を設定した。側圧係数に関しては、H12 レポートにおいて岩石・岩盤特性データベースから初期鉛直応力と初期水平応力がそろっているデータを整理し、深度と側圧係数の関係式が設定されている（図 4.3.3-17）。図に示すように、深度とともに側圧係数は小さくなり、地下深部では 1.0 よりも小さい値に漸近する傾向が認められる。深度 h が 630m を超えるとき、上式により側圧係数 K_0 を求めると K_0＜1.0 となるため、本設計では、K_0=1.0 とした。

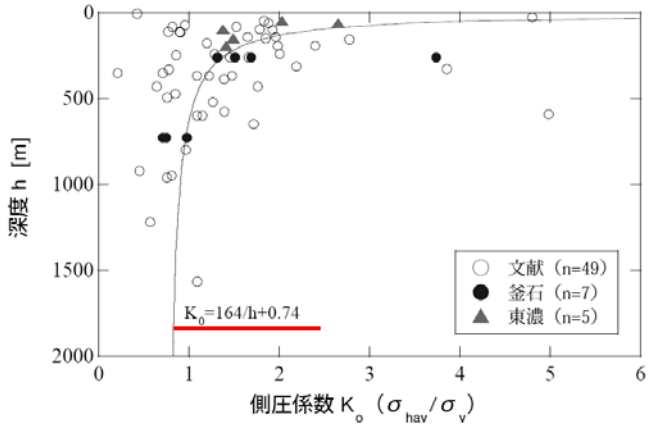


図 4.3.3-17　深度と側圧係数の関係

d.支保工の物性値

H12 レポートでは、数値解析による坑道の力学的安定性の検討において支保工を考慮していないが、アクセス坑道においては吹き付けコンクリートの施工が、連絡・主要坑道では吹き付けコンクリートやロックボルトなどによる補強が必要となるとしている。本設計では、アクセス坑道(立坑)および連絡・主要坑道においてはあらかじめ吹付けコンクリートをモデル化した解析を行うこととした。吹付けコンクリートの物性値を表 4.3.3-10 に示す。

アクセス坑道（断面は円形）では、支保工に場所打ちコンクリートを用いることを想定するが、若材齢におけるコンクリートの変形特性を考慮することに変わりがないため、その力学特性値も吹付けコンクリートと同様とする。

近年、大断面となるトンネルでは、吹付け厚の低減、膨張性地山などでは耐力向上などを目的として、より高強度の 36N/mm^{2}に設定されることがある。また，高速道路の 2 車線トンネルでは、2012 年 7 月に標準支保パターンが全て高規格支保工に変更となり、吹付けコンクリートの設計基準強度は、f’ck=36N mm^{-2}に規定されている。

表 4.3.3-10　吹付けコンクリートの物性値（場所打ちコンクリートも同じとする）

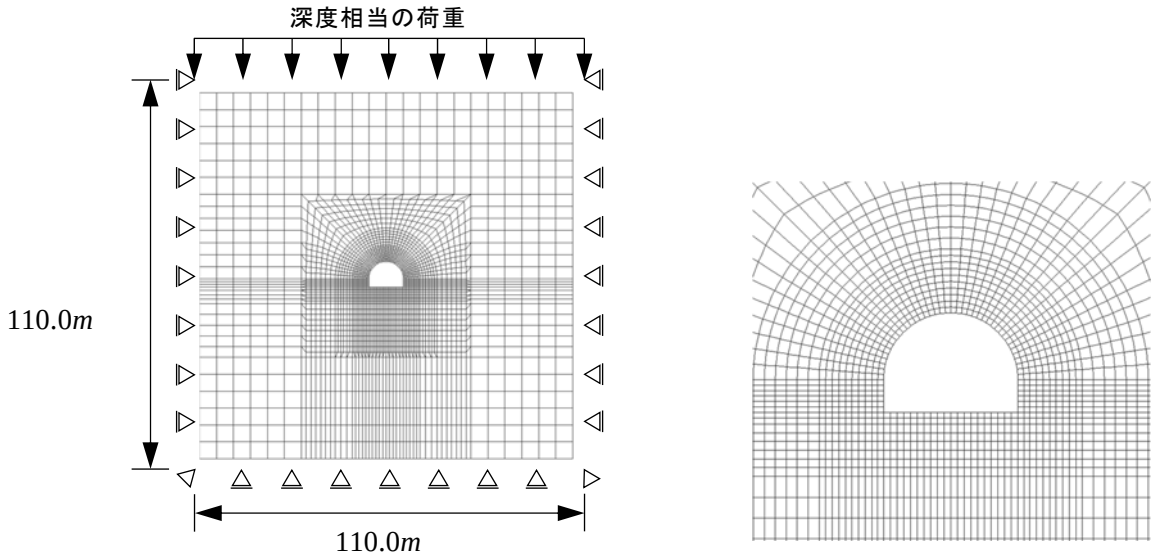
項目	単位	力学特性ほか	備　考
設計基準強度	MPa	36.0	高強度吹付けコンクリートを使用
弾性係数	MPa	6,000	日本トンネル技術協会（1996）による
ポアソン比		0.20	〃

e.解析モデルの設定と境界条件

(a)解析モデルと境界条件

解析モデルを図 4.3.3-18 に示す。解析領域は、空洞掘削による応力変化の影響が及ばないとされる坑道の中心から 5D 程度の範囲（D：空洞代表径）までとした（土木学会，2006)。

側方境界は水平方向固定、底面は鉛直方向固定とし、上面には深度相当の荷重を載荷することで、所定の初期応力状態を与えている。



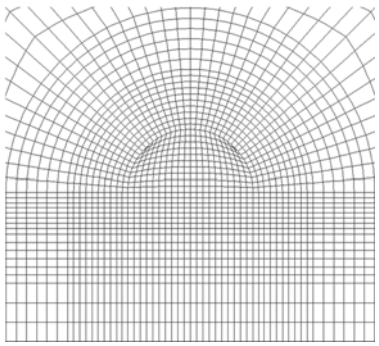
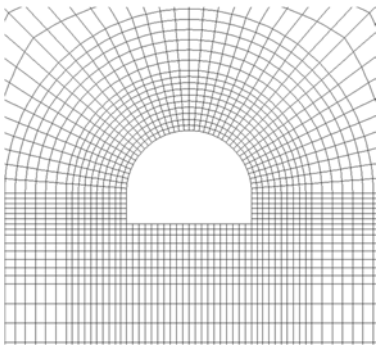
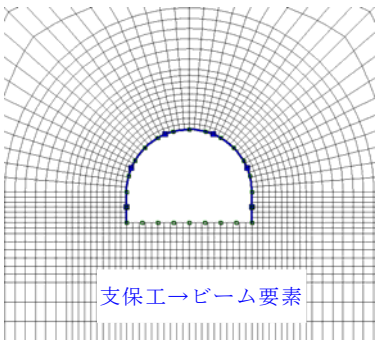
(a)全体図　　(b)トンネル周辺拡大図

図 4.3.3-18　連絡坑道・主要坑道の解析モデル

(b)解析ステップ

解析ステップを表 4.3.3-11 に示す。同図には、坑道として連絡坑道・主要坑道を示しているが、アクセス坑道（円形）および処分坑道（円形）の場合も、2 次元解析のステップは同様である。処分坑道を除く各坑道は、支保工として吹付けコンクリートを打設することを想定しているため、全 3 ステップからなる。本解析では、H12 レポートと同様に、65%の応力解放率を用いて坑道を掘削する。その後、ビーム要素でモデル化した吹付けコンクリートを追加し、残りの解放力を作用させる。処分坑道は、支保工を設けないことから、全 2 ステップ（応力解放率 100%）で解析終了となる。

表 4.3.3-11　2 次元解析のステップ（図は連絡坑道・主要坑道）

STEP 0	STEP 1	STEP 2
		
初期応力解析	坑道掘削【応力解放率 65%】	支保工打設【応力解放率 35%】

⑤解析結果

a. アクセス坑道（立坑）

アクセス坑道を硬岩系岩盤に設置する場合の解析結果を図 4.3.3-19～図 4.3.3-24 に示す。

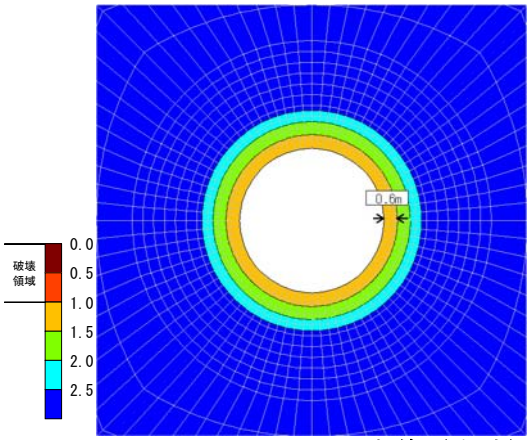


図 4.3.3-19　アクセス坑道（立坑）
局所安全率

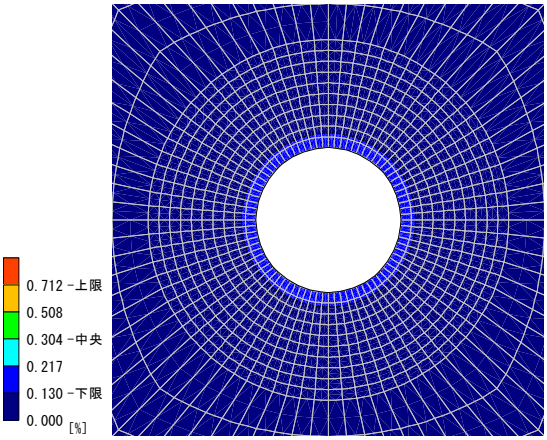


図 4.3.3-20　アクセス坑道（立坑）
最大せん断ひずみ

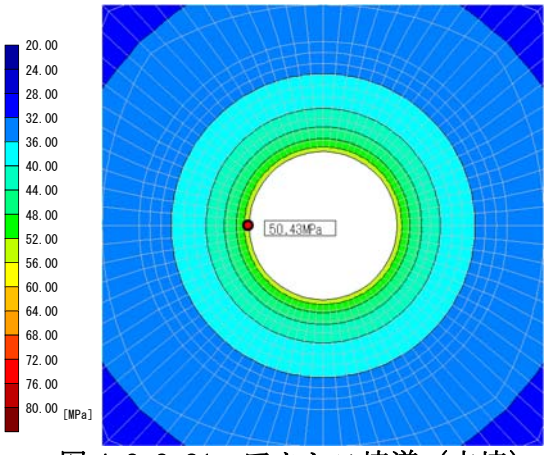


図 4.3.3-21　アクセス坑道（立坑）
最大主応力

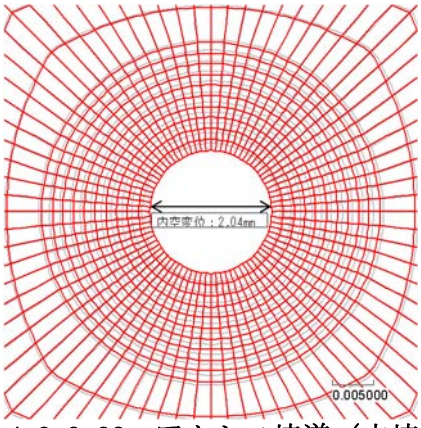


図 4.3.3-22　アクセス坑道（立坑）
変形図

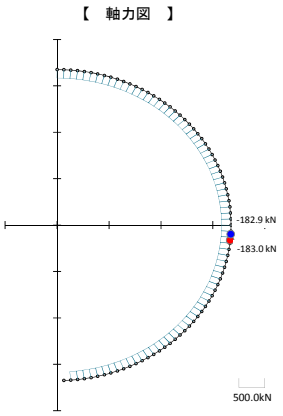


図 4.3.3-23　アクセス坑道（立坑）
軸力分布図

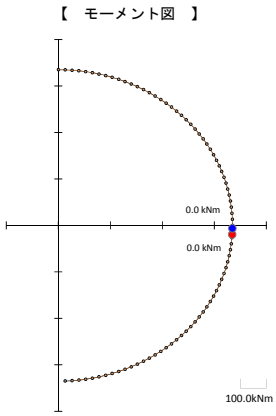


図 4.3.3-24　アクセス坑道（立坑）
モーメント分布図

b. 連絡坑道・主要坑道（2 方向通行）

連絡坑道・主要坑道（2 方行通行）を設置する場合の解析結果を図 4.3.3-25～図 4.3.3-30 に示す。

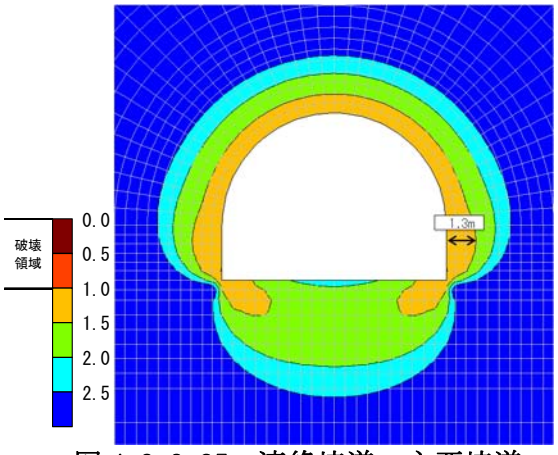


図 4.3.3-25　連絡坑道・主要坑道（2 方向通行）局所安全率

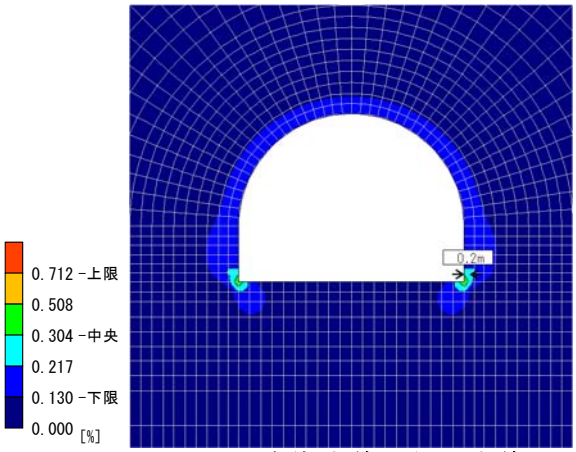


図 4.3.3-26　連絡坑道・主要坑道（2 方向通行）最大せん断ひずみ

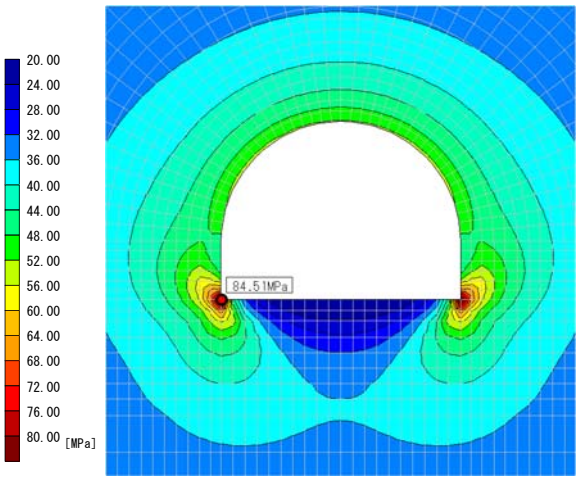


図 4.3.3-27　連絡坑道・主要坑道（2 方向通行）最大主応力

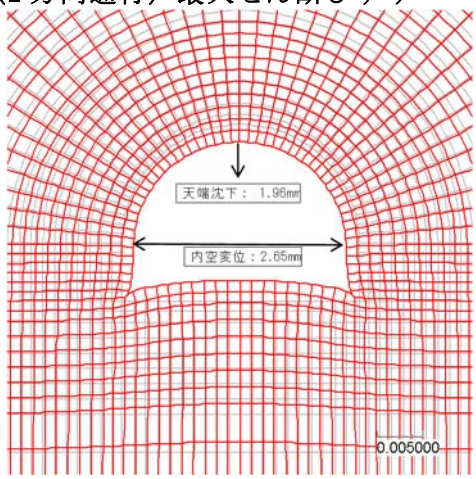


図 4.3.3-28　連絡坑道・主要坑道（2 方向通行）変形図

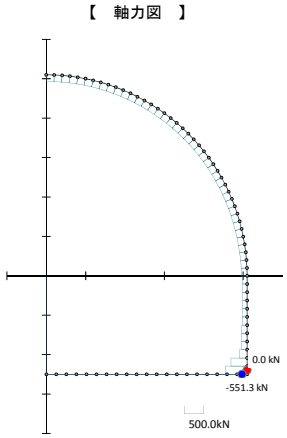


図 4.3.3-29　連絡坑道・主要坑道（2 方向通行）軸力分布図

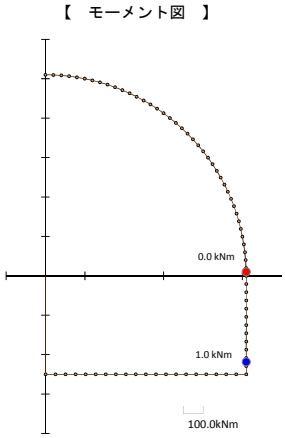


図 4.3.3-30　連絡坑道・主要坑道（2 方向通行）モーメント分布図

c. 連絡坑道・主要坑道（1 方向通行）

連絡坑道・主要坑道（1 方行通行）を設置する場合の解析結果を図 4.3.3-31～図 4.3.3-36 に示す。

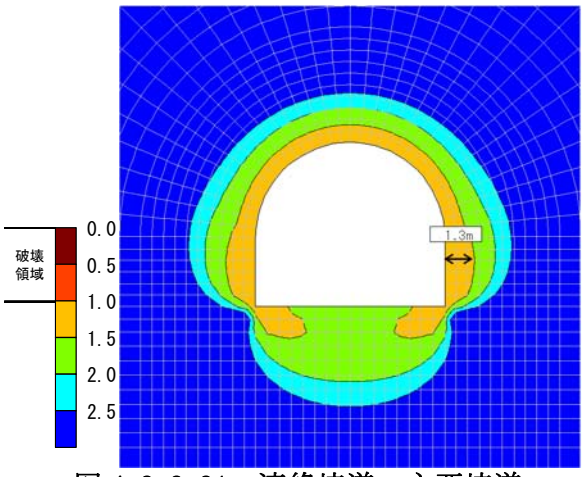


図 4.3.3-31　連絡坑道・主要坑道
（1 方向通行）局所安全率

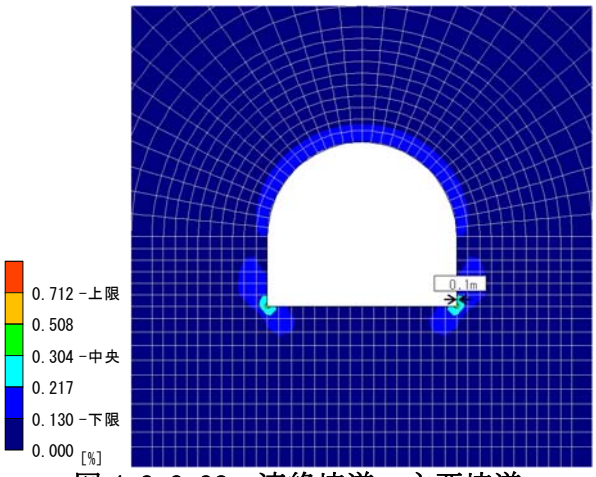


図 4.3.3-32　連絡坑道・主要坑道
（1 方向通行）最大せん断ひずみ

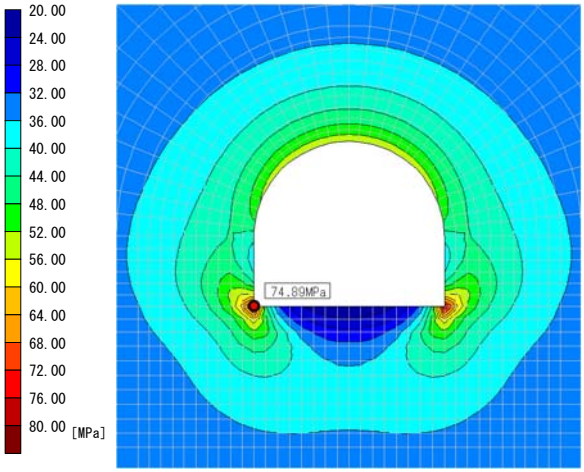


図 4.3.3-33　連絡坑道・主要坑道
（1 方向通行）最大主応力

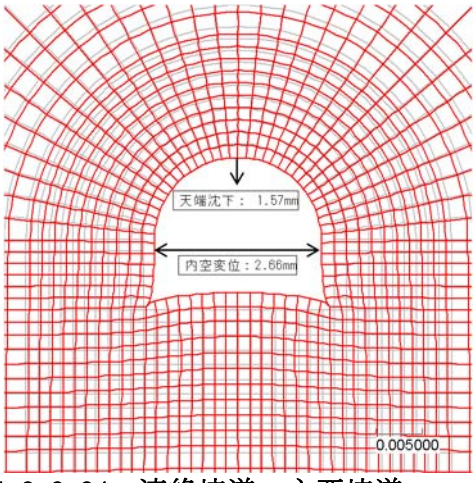


図 4.3.3-34　連絡坑道・主要坑道
（1 方向通行）変形図

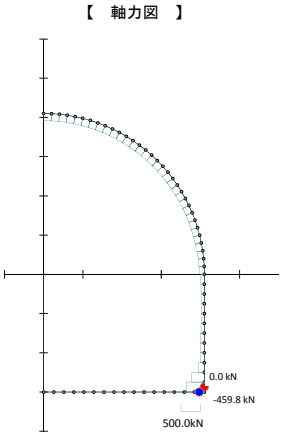


図 4.3.3-35　連絡坑道・主要坑道
（1 方向通行）軸力分布図

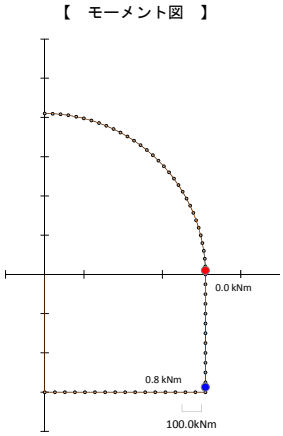


図 4.3.3-36　連絡坑道・主要坑道
（1 方向通行）モーメント分布図

d. 処分坑道

処分坑道を設置する場合の解析結果を図 4.3.3-37～図 4.3.3-40 に示す。

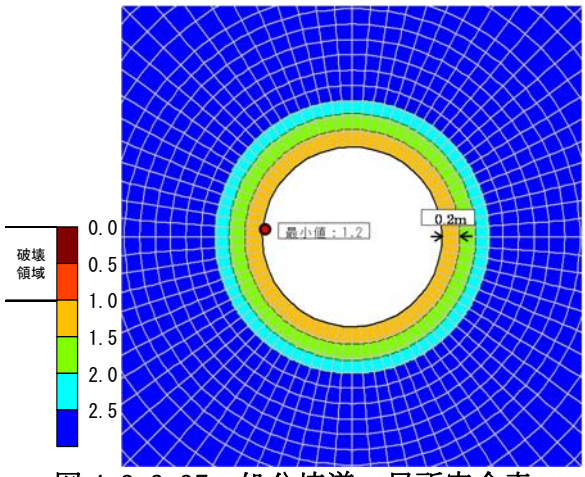


図 4.3.3-37　処分坑道　局所安全率

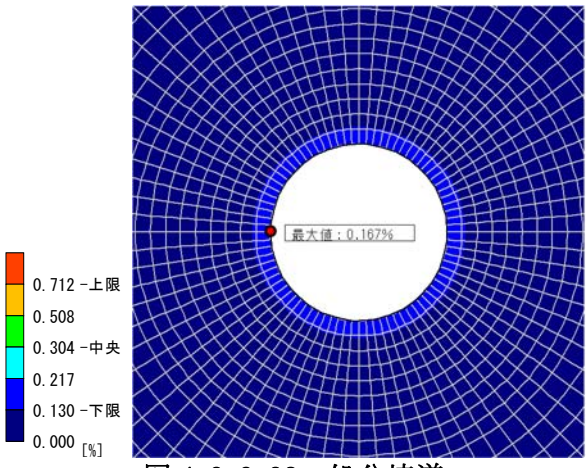


図 4.3.3-38　処分坑道
最大せん断ひずみ

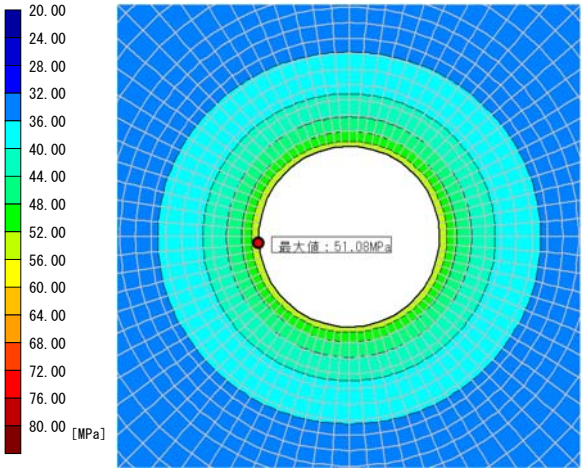


図 4.3.3-39　処分坑道　最大主応力

図 4.3.3-40　処分坑道　変形図

e.2 次元解析結果のまとめ

表 4.3.3-12 に、2 次元解析の結果をまとめて示す。処分坑道は局所安全率が 1.5 以下となるものの、限界せん断ひずみの中央値以上となる範囲は発生していないことから、坑道の力学的安定性の観点からは、支保工は必要ないと考えられる。アクセス坑道は局所安全率が 1.5 以下となるものの、限界せん断ひずみの中央値以上となる範囲は発生していない。連絡坑道・主要坑道の壁面周辺は、2 方向通行断面、1 方向通行断面ともに局所安全率が 1.5 以下となる領域が発生している。限界せん断ひずみについて中央値以上となる領域が坑道の隅角部発生しており、支保工が必要になると考えられる。次節では、発生断面力を用いて支保工に用いる吹付けコンクートの厚さを照査した。

表 4.3.3-12　2 次元解析の結果一覧表

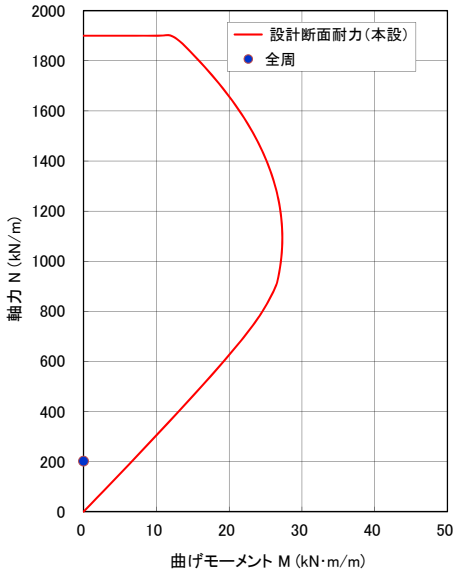
		項　目	硬岩系岩盤
アクセス坑道		局所安全率 1.5 以下の範囲（壁面から）	0.6m
		最大せん断ひずみが、限界せん断ひずみ(γc)の中央値以上の範囲	0m（γc 中央値：0.304%）
		最大主応力	50.43MPa
		内空変位	2.04mm
		軸力の最大値（奥行 1m 当り）	-183.0kN
		曲げモーメントの最大値（〃）	0.0kNm
連絡坑道・主要坑道	2 方向通行	局所安全率 1.5 以下の範囲（壁面から）	1.3m
		最大せん断ひずみが、限界せん断ひずみ(γc)の中央値以上の範囲	0.2m（γc 中央値：0.304%）
		最大主応力	84.51MPa
		内空変位	2.65mm
		天端沈下	1.96mm
		軸力の最大値（奥行 1m 当り）	-551.3kN
		曲げモーメントの最大値（〃）	1.0kNm
	1 方向通行	局所安全率 1.5 以下の範囲（壁面から）	1.3m
		最大せん断ひずみが、限界せん断ひずみ(γc)の中央値以上の範囲	0.1m（γc 中央値：0.304%）
		最大主応力	74.89mMPa
		内空変位	2.66mm
		天端沈下	1.57mm
		軸力の最大値（奥行 1m 当り）	-459.8kN
		曲げモーメントの最大値（〃）	0.8kNm
処分坑道		局所安全率 1.5 以下の範囲（壁面から）	0.2m
		最大せん断ひずみが、限界せん断ひずみ(γc)の中央値以上の範囲	0m（γc 中央値：0.304%）
		最大主応力	51.00MPa
		内空変位	2.04mm
		天端沈下	1.18mm

f. 支保パターンの検討

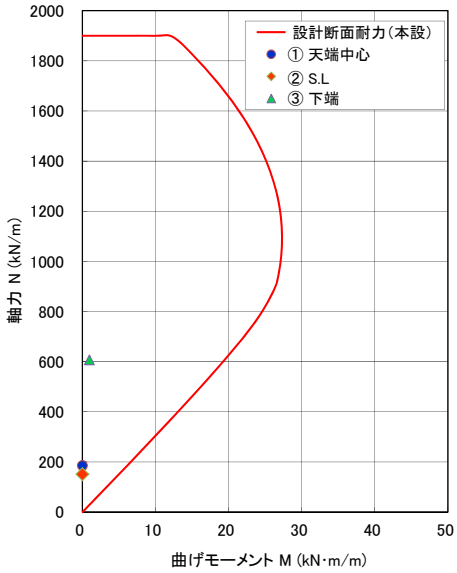
(a) 吹付け厚の検討結果

以下に、吹付け厚の検討結果を示す。なお、アクセス坑道の場合は場所打コンクリート打設を想定しているため、吹付け厚を場所打コンクリート厚に読み替えるものとする。

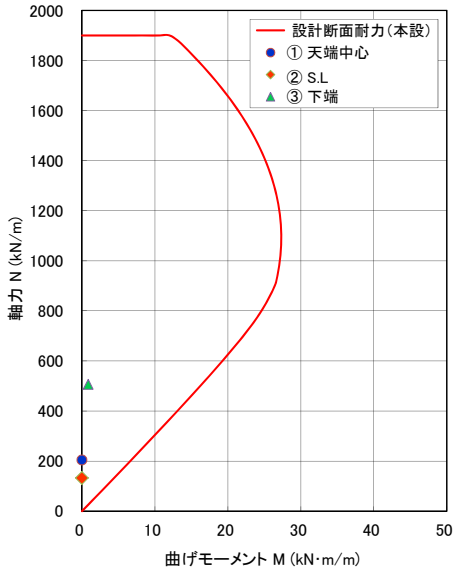
図 4.3.3-41 に坑道の吹付け厚に関する検討結果を示す。これらは坑道幅 6.5m～10m 程度の規模の坑道であることから、最低吹付け厚を 10cm に設定し、M-N 曲線を描いたものである。同図より、解析から得られた断面力はこの M-N 曲線の内側にあり、支保として成立することがわかる。



(a) アクセス坑道（吹付け厚：10cm）



(b) 連絡坑道・主要坑道（吹付け厚：10cm）
（2 方向通行）



(c) 連絡坑道・主要坑道（吹付け厚：10cm）
（1 方向通行）

図 4.3.3-41　M－N 曲線と発生断面力

(b)支保パターンの設定

各坑道に対して設定した支保パターンを図 4.3.3-42～図 4.3.3-44 に示す。円形坑道以外の横坑の場合は、数値解析では吹付けコンクリートのみによって坑道の力学的安定性を確保できるという結果を得たが、支保パターンの設定に当たっては安全性を考慮し、通常、吹付けとともに用いられるロックボルトを取り入れるものとする。ロックボルトの仕様としては、これまでのトンネルでの施工実績から異形棒鋼（呼び径:D25,材質:SD345,降伏耐力:175kN）とねじり棒鋼（呼び径:TD24,材質:STD510,降伏耐力:228kN）が考えられるが、ここではより安全性が確保されるよう、降伏耐力が大きいねじり棒鋼（TD24）を用いることとし、その長さは 3m とした。なお、以下に示す支保パターンは 1 種類の岩盤等級に対して設定したものであり、全ての岩盤等級に適用するものではないことに注意する。

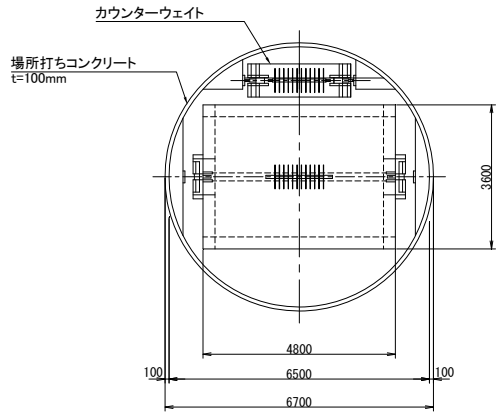


図 4.3.3-42　アクセス坑道の支保パターン

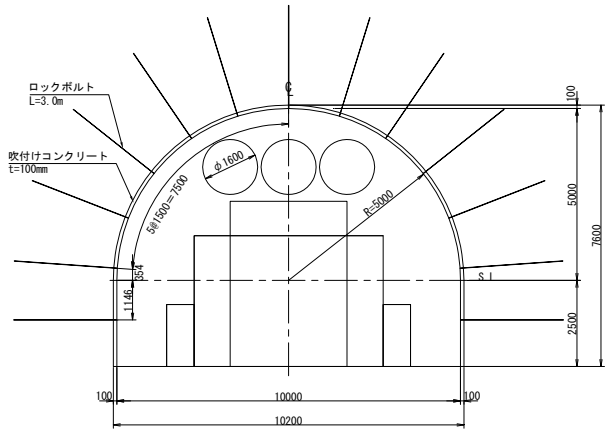


図 4.3.3-43　連絡坑道・主要坑道
（2 方向通行）の支保パターン

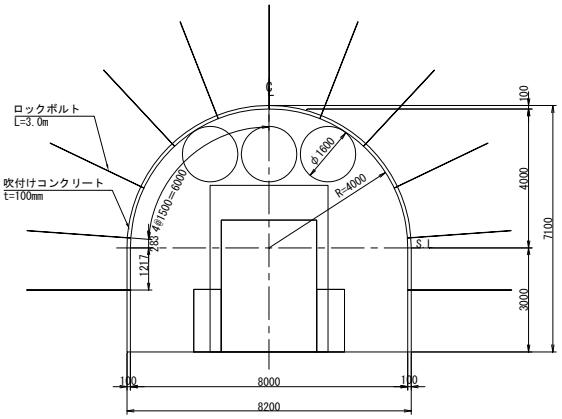


図 4.3.3-44　連絡坑道・主要坑道
（1 方向通行）の支保パターン

2)坑道交差部の設計

本設計の対象となる使用済燃料直接処分における地下施設も、アクセス坑道、連絡坑道・主要坑道、処分坑道など用途の異なる坑道群で構成され、これらの坑道の交差部が多数点在することになる。坑道交差部周辺の岩盤においては、交差部の構造や形状により複雑な3次元応力場が形成され、岩盤の応力・変形挙動は力学特性や交差角度、施工方法などによって異なったものとなる。

ここでは、はじめに、建設時の機械配置や物流経路、廃棄体搬送・定置設備の動線および坑道交差部の建設事例などを総合的に考慮して、坑道交差部の形状を検討した。

次に、坑道交差部形状を3次元でモデル化し、有限差分法（解析コード：FLAC3D）を用いた3次元弾塑性解析を行い、交差部周辺岩盤の応力・変形状態を評価して、交差部の補強範囲を設定した。

①坑道交差部形状の検討

坑道交差部の力学的安定性の検討においては､交差する坑道断面の形状や､交差する角度、隣接する坑道との離間距離などを適切に設定して評価することが必要である。ここでは、力学的安定性上厳しい状態になることが予想される、大断面の坑道が交差することとなる連絡坑道と主要坑道の交差部および交差部が多数連設することとなる主要坑道と処分坑道の交差部を対象として坑道交差部の形状を検討した。

設定した坑道交差部の仕様例を図4.3.3-45に示す｡連絡坑道と主要坑道の交差部については、図4.3.3-43に示す2方向通行断面が交差するものとした。交差角については、4.3.2で検討した搬送設備の最小回転半径R=80mを考慮して交差部形状を設定した。主要坑道と処分坑道の交差部については、処分坑道掘削時のTBM発進のための仮設備配置、操業時の搬送設備の動線および配置の関係から、主要坑道と処分坑道の間に擦り付け区間を設ける必要がある。以上から、処分坑道擦り付け区間の断面は図4.3.3-44に示す1方向通行断面とし、主要坑道は2方向通行断面とした。

主要坑道と処分坑道擦り付け区間は複数の交差部が連設される構造となるため、空洞の力学的安定性や、隣接坑道間の岩盤形状を考慮した施工性の観点などから、適切な離間距離を設定する必要がある｡H12レポートでは､硬岩系岩盤で掘削幅Dが5.0mの幌型断面において、坑道の離間距離を2.0D以上確保するものとしている。第2次TRUレポートでは、硬岩系岩盤の幌型断面での最大掘削幅Wは7.0mを想定しており、坑道の離間距離を2.5W以上確保するものとされている（電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構，2005)。本設計では、処分坑道擦り付け区間の最大掘削幅Wが8.0mと大きくなること、また、施工性の観点から隣接坑道間が極端に薄い岩盤形状とならないような配慮が必要であることを考慮し、処分坑道擦り付け区間の坑道離間距離を第2次TRUレポートと同等の2.5W（=20.0m）とした。

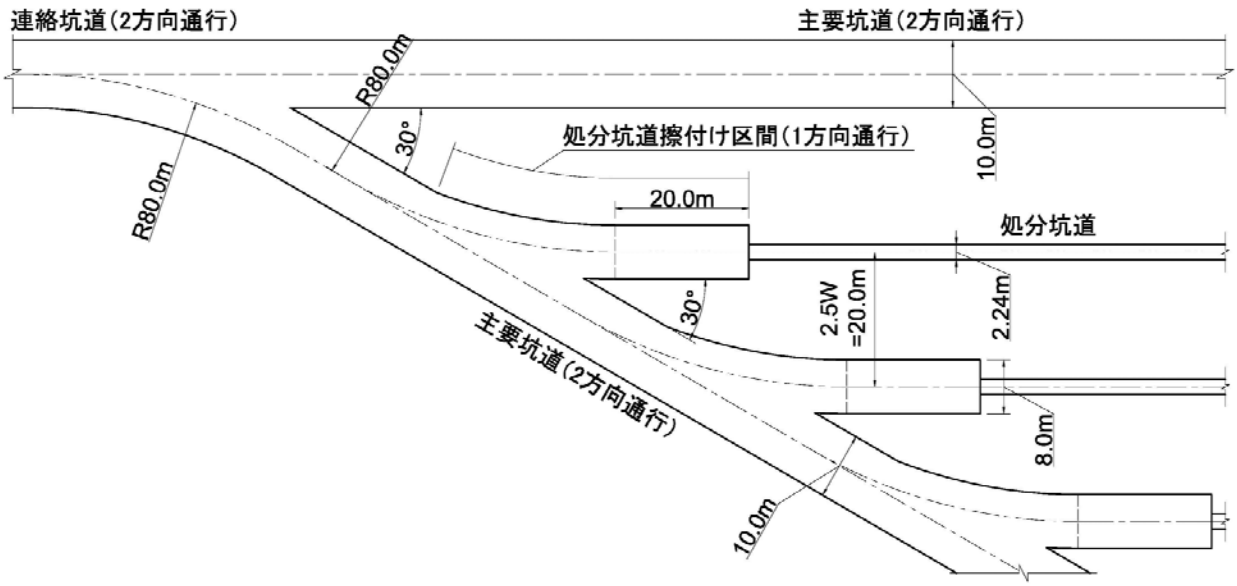


図 4.3.3-45　坑道交差部の仕様例

②坑道交差部の数値解析による検討

a.解析条件

(a)解析ケース

解析の対象は、立坑と連絡坑道（2 方向通行）の交差部および大きな断面が交差することとなる連絡坑道（2 方向通行）と主要坑道（2 方向通行）の交差部の 2 ケースとした。

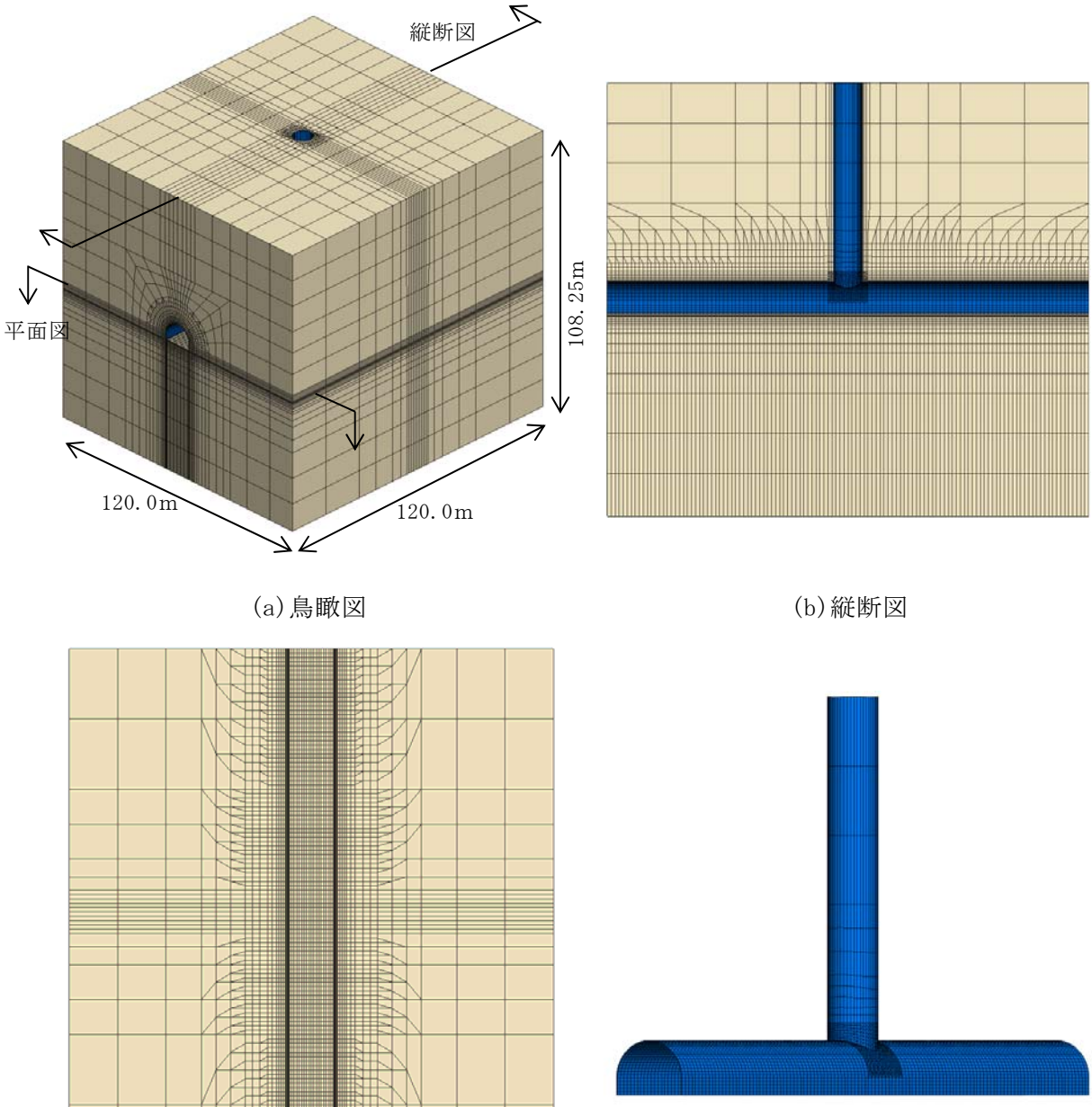
(b)解析モデルと境界条件

図 4.4.3-46、図 4.3.3-47 に解析モデルを示す。立坑と連絡坑道の場合は鉛直面内で 90°に交わり、連絡坑道と主要坑道の場合は、水平面内で 30°の交差角度を持つものとした。

立坑の水平断面図形状、連絡坑道・主要坑道の横断面形状および吹付けコンクリートの厚さは、図 4.3.3-42～図 4.3.3-44 に示す支保パターン図と同一とした。ただし、ロックボルトは、モデル化していない。表 4.3.3-13 に境界条件を示す。

表 4.3.3-13　境界条件

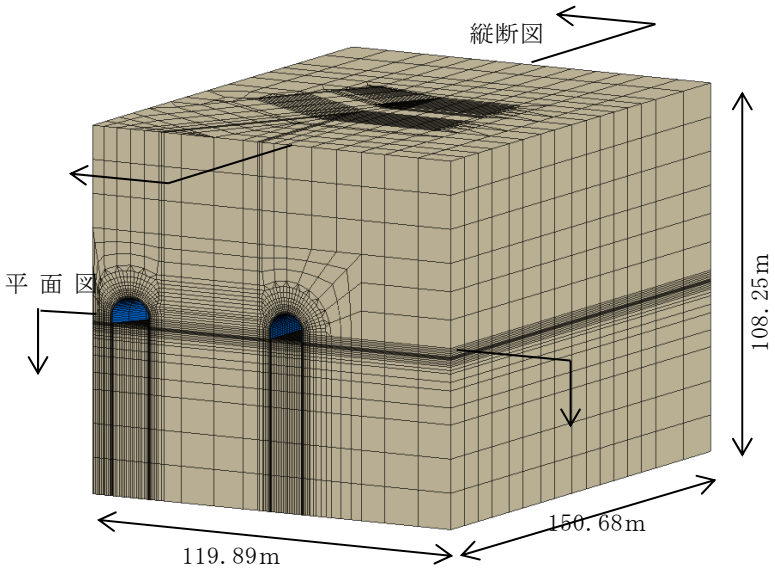
	上面	底面	側面
水平方向	自由	自由	固定
鉛直方向	深度相当の鉛直下向きの上載荷重載荷	固定	自由



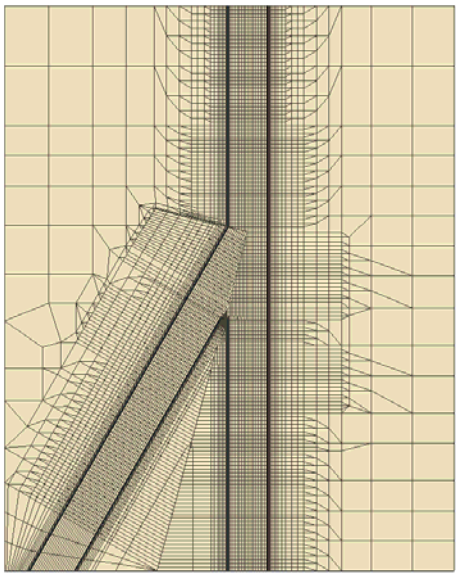
(a)鳥瞰図　　(b)縦断図

(c)平面図　　(d)吹付けコンクリートモデル図

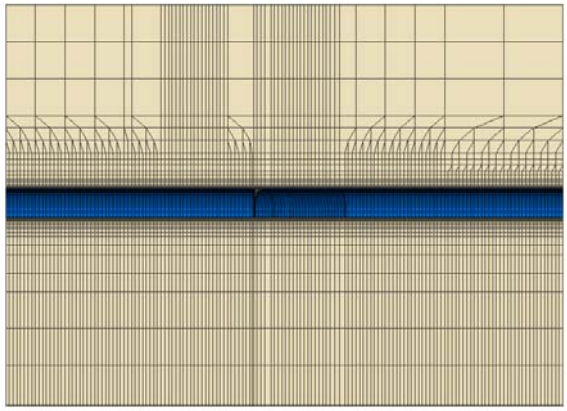
図 4.3.3-46　立坑と連絡坑道の 3 次元解析モデル図



(a)鳥瞰図



(b)平面図



(c)縦断図

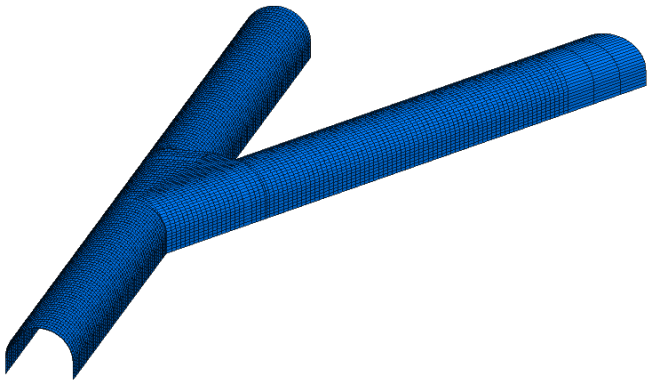


図 4.3.3-47　連絡坑道と主要坑道の 3 次元解析モデル図

(c)解析ステップ

表 4.3.3-14 に、3 次元解析の解析ステップを示す。初期応力解析（Step0）を実施した後に、応力解放率を 65%として坑道を一括掘削し（Step1)、その後、ソリッド要素でモデル化した吹付けコンクリートを支保工として追加し、残りの解放応力を作用させた（Step2)。

表 4.3.3-14　3 次元解析のステップ

Step	立坑と連絡坑道との交差部	連絡坑道と主要坑道との交差部
0	初期応力解析	初期応力解析
1	坑道一括掘削【応力解放率 65%】	坑道一括掘削【応力解放率 65%】
2	支保工打設【応力解放率 35%】	支保工打設【応力解放率 35%】

(d)岩盤条件・支保工条件・初期地圧

岩盤および支保工の物性値および初期地圧は、2 次元解析において設定したものと同一とした。2 次元解析の場合と同様、硬岩系岩盤を Mohr-Coulomb の破壊規準に従う弾完全塑性体と仮定した弾塑性解析を実施した。

b. 解析結果

(a) 立坑と連絡坑道

立坑および連絡坑道とそれらの交差部の局所安全率の 3 次元解析結果を図 4.3.3-48～図 4.3.3-53 に示す。また、これら坑道ならびに交差部の最大せん断ひずみ分布を図 4.3.3-52～図 4.3.3-55 に示す。

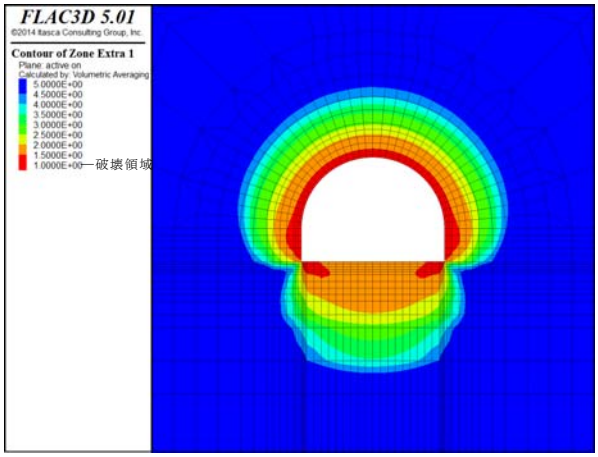


図 4.3.3-48　連絡坑道局所安全率

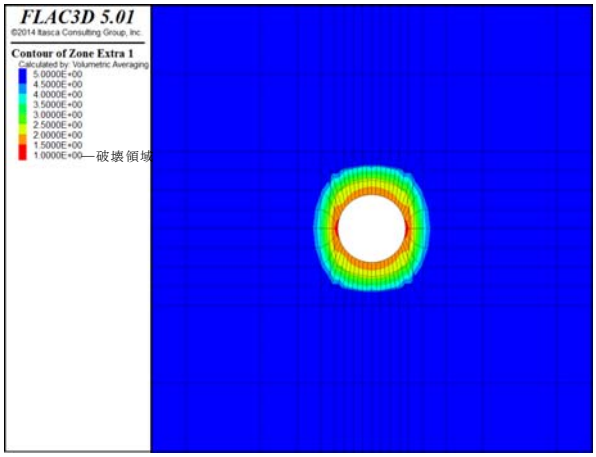


図 4.3.3-49　立坑　局所安全率

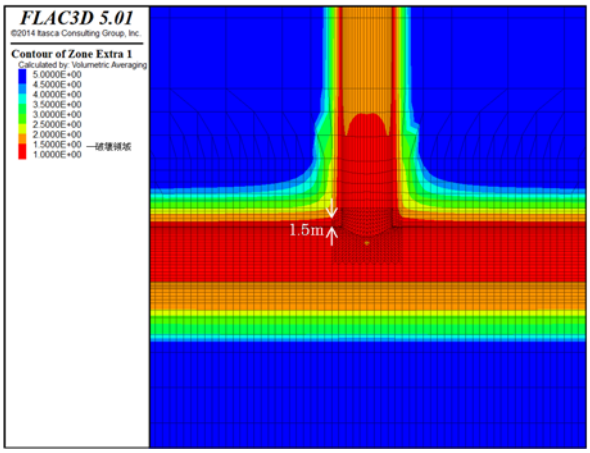


図 4.3.3-50　交差部縦断方向　局所安全率

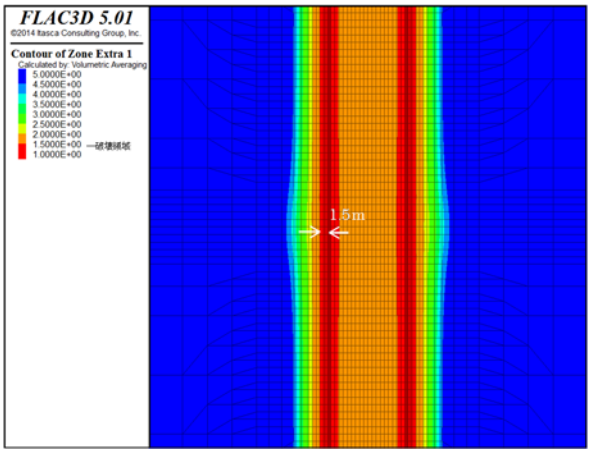


図 4.3.3-51　交差部平面　局所安全率

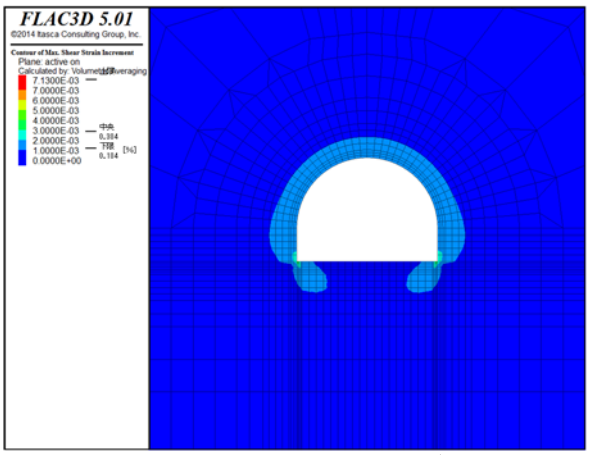


図 4.3.3-52　連絡坑道
最大せん断ひずみ分布図

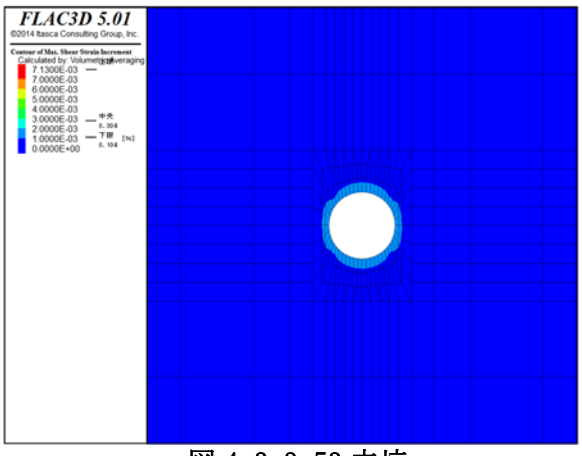


図 4.3.3-53 立坑
最大せん断ひずみ分布図

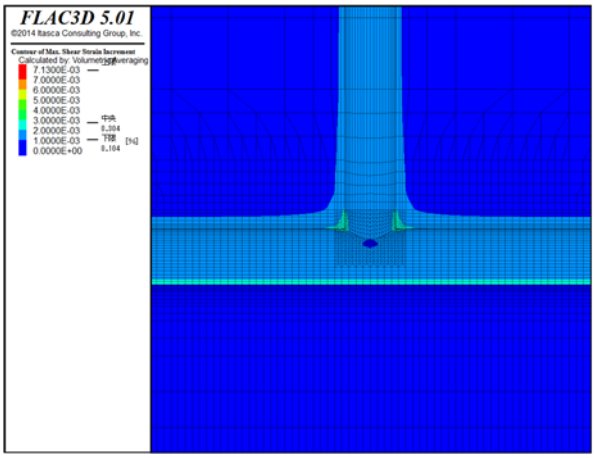


図 4.3.3-54　交差部縦断方向
最大せん断ひずみ分布図

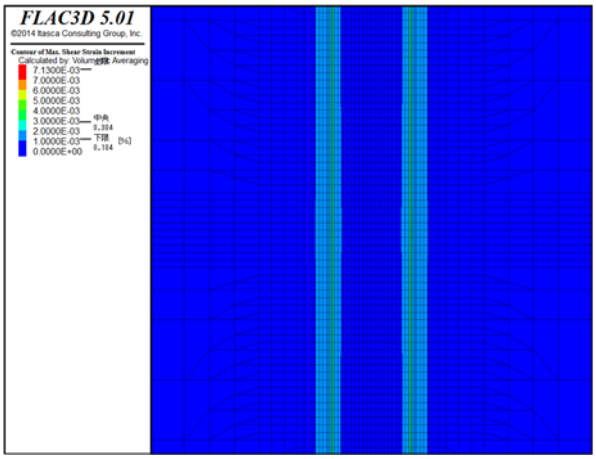


図 4.3.3-55　交差部平面
最大せん断ひずみ分布図

(b) 連絡坑道と主要坑道

連絡坑道と主要坑道の交差部について、断面方向の照査箇所を図 4.3.3-56 に示す。照査箇所は、単設部、交差部、ならびに双設部とした。

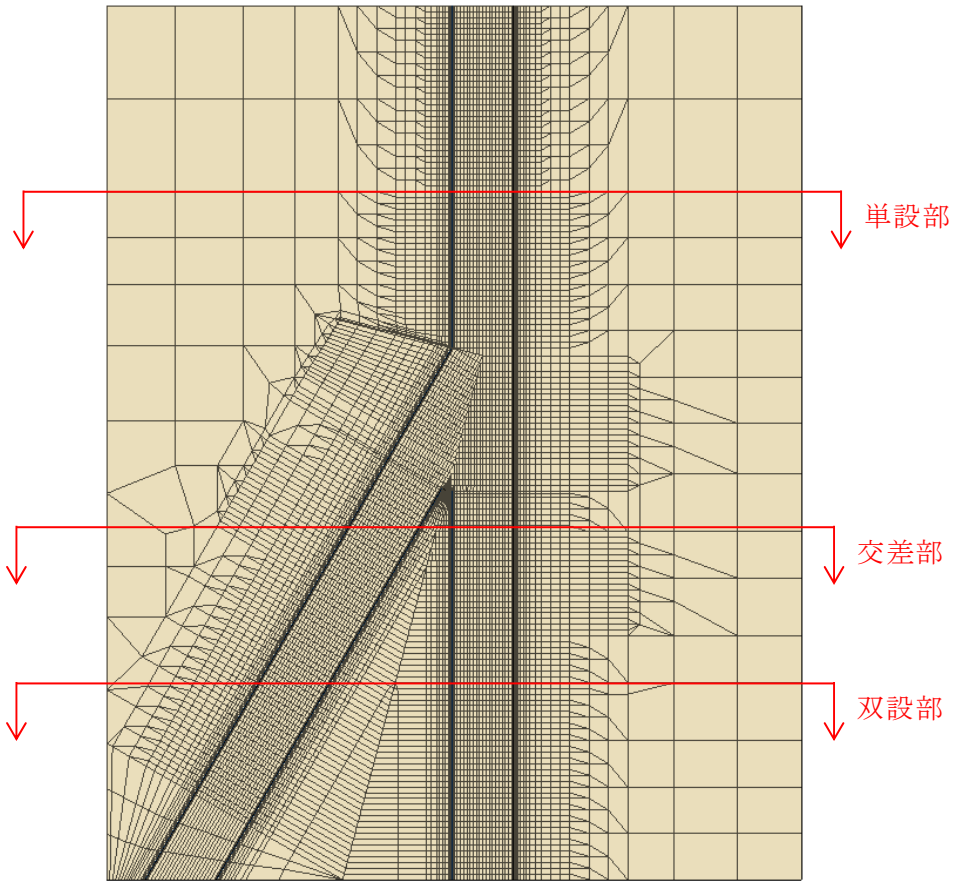


図 4.3.3-56　断面方向照査箇所

連絡坑道と主要坑道の単設部、交差部、ならびに双設部について、局所安全率の 3 次元解析結果を図 4.3.3-57～図 4.3.3-61 に示す。また、これらの最大せん断ひずみ分布を図 4.3.3-62～図 4.3.3-66 に示す。

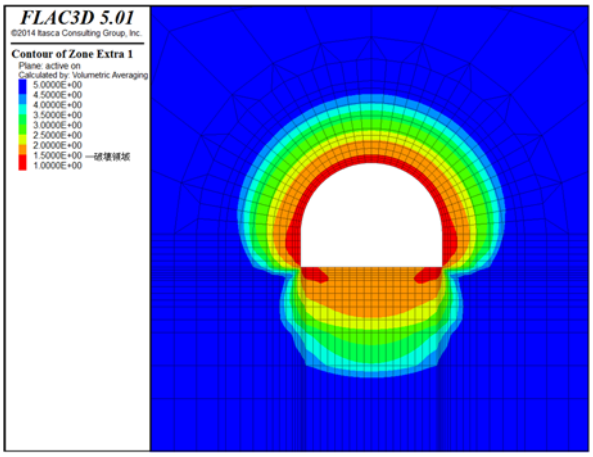


図 4.3.3-57　単設部　局所安全率

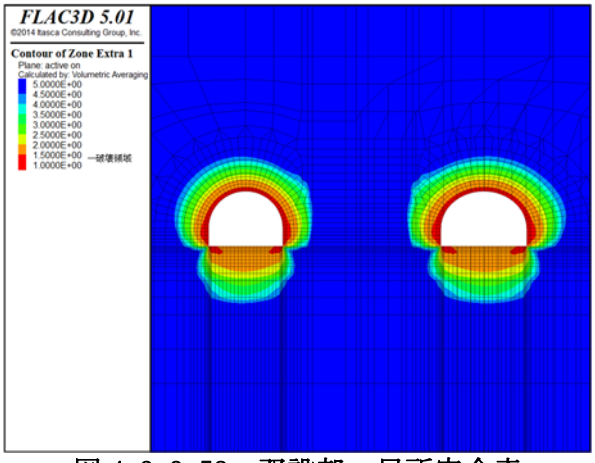


図 4.3.3-58　双設部　局所安全率

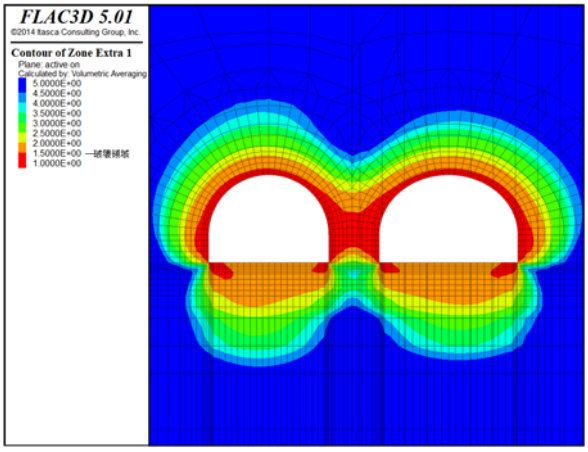


図 4.3.3-59　交差部　局所安全率

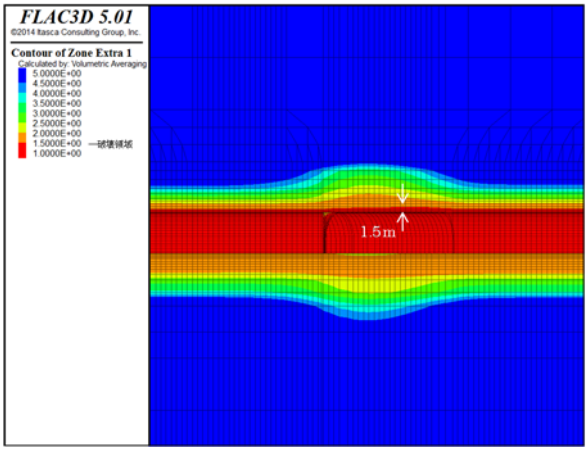


図 4.3.3-60　交差部縦断方向　局所安全率

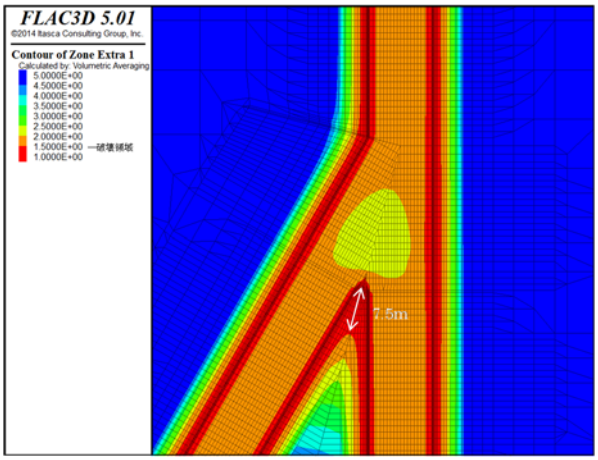


図 4.3.3-61　交差部平面　局所安全率

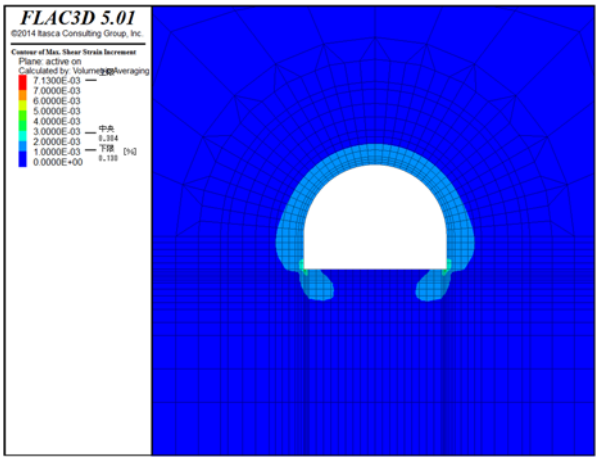


図 4.3.3-62　単設部
最大せん断ひずみ分布図

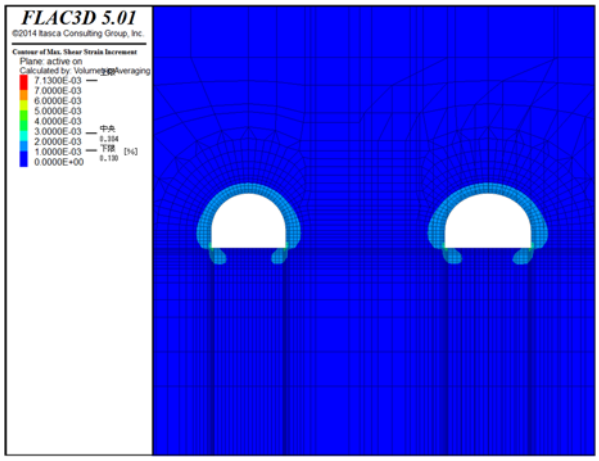


図 4.3.3-63　双設部
最大せん断ひずみ分布図

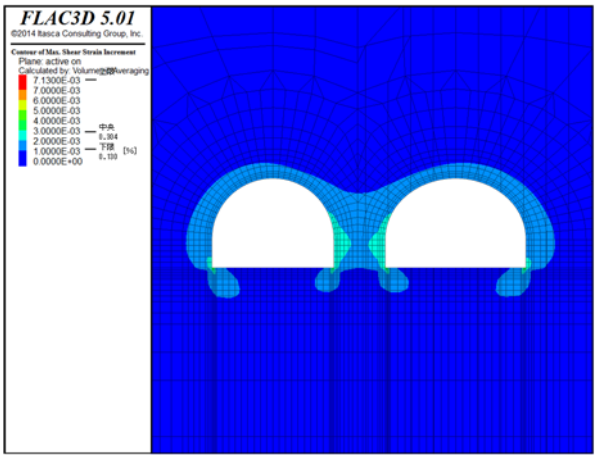


図 4.3.3-64　交差部
最大せん断ひずみ分布図

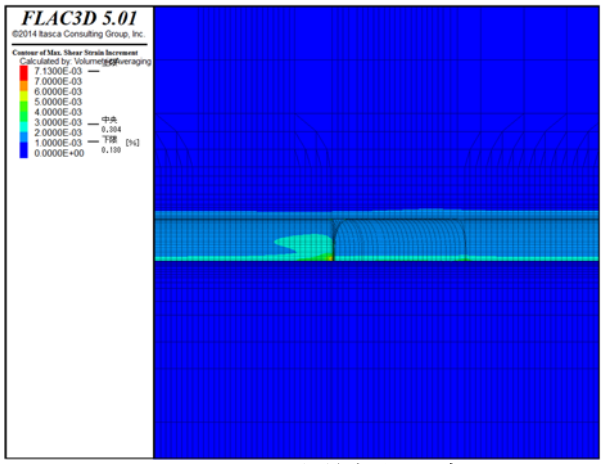


図 4.3.3-65　交差部縦断方向
最大せん断歪分布図

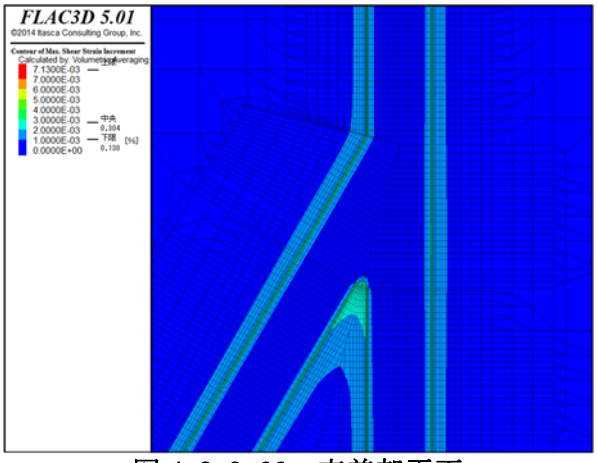


図 4.3.3-66　交差部平面
最大せん断ひずみ分布図

(c)3 次元解析結果のまとめ

3 次元解析の結果、交差部を中心に局所安全率 1.5 以下の範囲が単設部に比べて広がる傾向があり、支保を増強することにより空洞の力学的安定性を確保する必要があると判断された。支保を増強する範囲は、3 次元解析の結果を踏まえて以下のように設定した。

a)支保を増強する範囲

立坑と連絡坑道の交差部については、立坑では連絡坑道の天端より上部側の 7m、連絡坑道では交差部 25m の範囲において、単設部に比べて局所安全率 1.5 以下の範囲に変化が見られたことから、これらを包含する範囲を支保の増強範囲とした（図 4.3.3-67）。連絡坑道と主要坑道の交差部は、連絡坑道では交差部 35m の範囲、主要坑道では 25m の範囲において、単設部に比べて局所安全率 1.5 以下の範囲に変化が見られたことから、これらを包含する範囲を支保の増強範囲とした（図 4.3.3-68）。

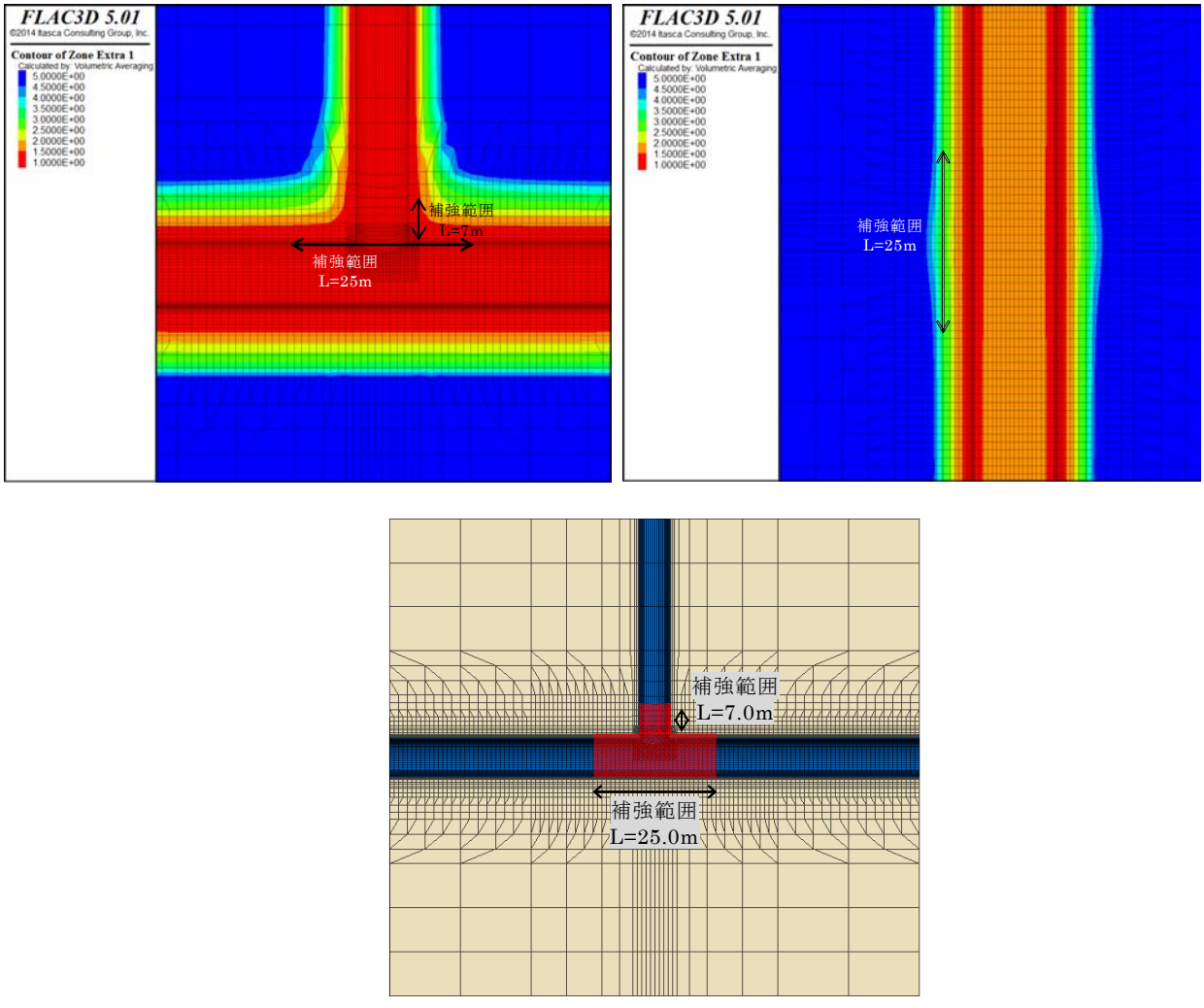


図 4.3.3-67　補強範囲（立坑と連絡坑道）

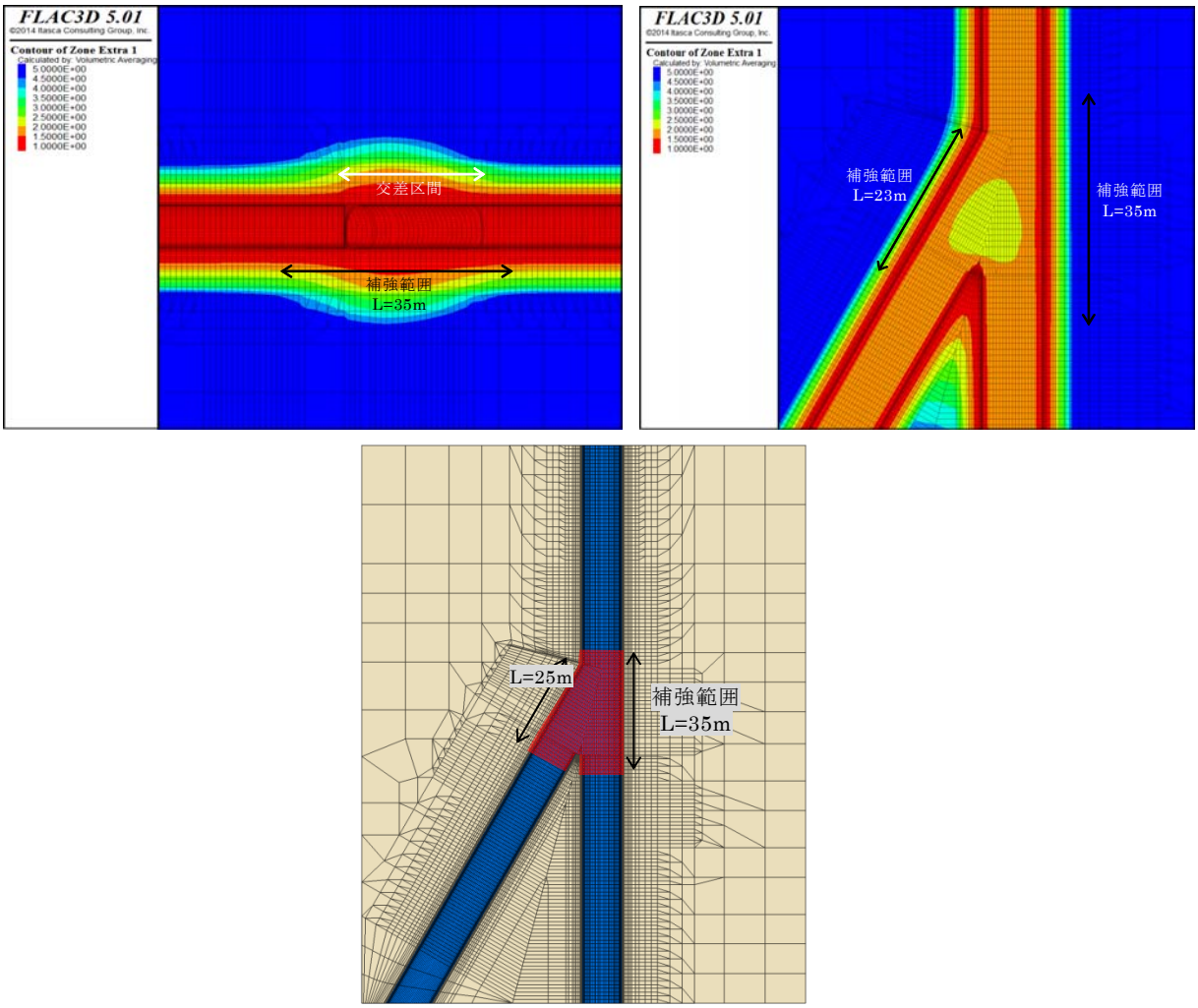


図 4.3.3-68　補強範囲（連絡坑道・主要坑道）

b)支保増強の方法

支保を増強する方法については、図 4.4.3-69 に例示するように、単設部に比べて吹付け厚を 1 ランクアップ（硬岩系岩盤では+5cm）するとともに、ロックボルト長を変更して局所安全率が 1.5 以下となる範囲より深い岩盤中にロックボルトの定着部を設けることなどが考えられる。

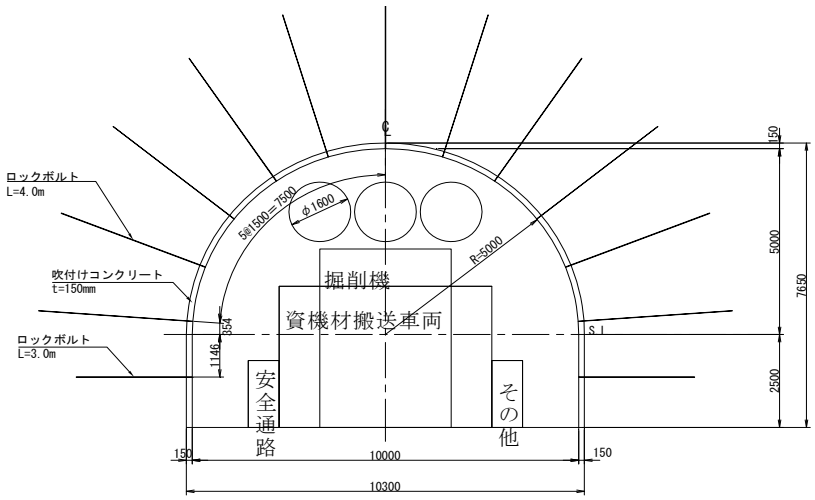


図 4.4.3-69　連絡坑道交差部の支保パターンの例

(3)廃棄体・緩衝材の温度制限の観点からの設計

1)廃棄体の発熱影響の検討

地下施設においては、廃棄体の発熱に対して緩衝材などの人工バリアの性能が発揮されるよう、ニアフィールドの温度を適切なものとするために、処分坑道および廃棄体を適切に配置する必要がある。そこで、廃棄体・緩衝材の温度制限を考慮し、処分坑道の離間距離の設計を実施した。解析評価はH12レポートに準じた3次元熱伝導解析によって行い、様々な人工バリアの仕様に対し、坑道離間距離をパラメータとして、最小となる水平面内の廃棄体占有面積を示した。検討フローを図4.3.3-70に示す。

人工バリアの基本仕様は、レファレンスケースである図4.3.3-7に示した燃料集合体2体の仕様とした。

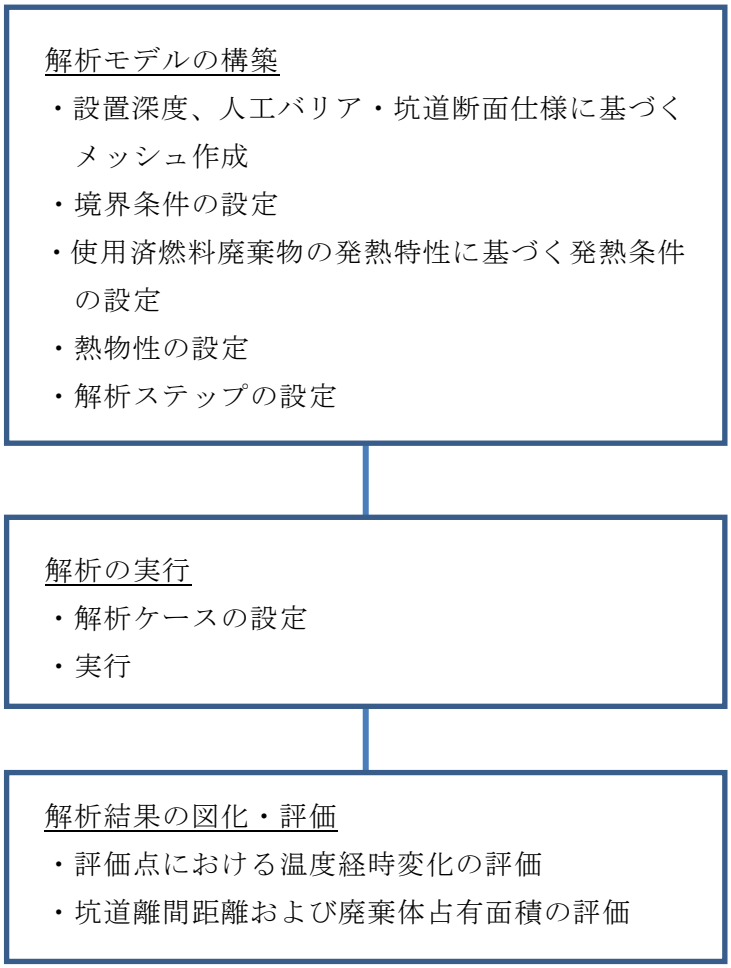


図4.3.3-70　熱伝導解析による検討フロー

①解析手法および解析モデル

廃棄体の発熱の影響を考慮した処分坑道の離間距離の検討は、H12 レポートと同様に、非定常 3 次元熱伝導解析により実施した。空間の離散化には有限要素法を、時間の離散化には差分法を適用した一般的な解析手法を用いた。また、解析モデルは、H12 レポートの処分坑道横置きモデルと同様とした。水平方向の解析領域は、多くの廃棄体が一定間隔で定置されることを考慮し、処分坑道横断方向は使用済燃料廃棄体の中心から隣接する処分坑道との中間点までとし、処分坑道軸方向の解析領域は使用済燃料廃棄体の中心から隣接する廃棄体との中間点までとした。使用済燃料廃棄体の処分深度は深度 1,000m とし、鉛直方向は地表面から深度 1,200m までを解析領域とした。

解析モデルに与える解析条件についても H12 レポートと同様とした。初期条件は、地表面を 15℃、地温勾配を深度方向に 3℃/100m とした。これにより、処分深度 1,000m の初期温度は 45℃、モデル底部である深度 1,200m の初期温度は 51℃となる。境界条件は、地表面とモデル底部は初期温度で一定とし、鉛直の側面は断熱境界とした。

②使用済燃料の発熱特性および熱物性

使用済燃料の発熱特性は、2.2 節にてレファレンスの使用済燃料として設定された初期濃縮度 4.5%、燃焼度 45GWd/MTU、炉取り出し後 50 年からの PWR 燃料の ORIGEN2.2 の計算値を使用した。図 4.3.3-71 に処分開始（炉取出し後 50 年）からの発熱量の時系列変化を示した。

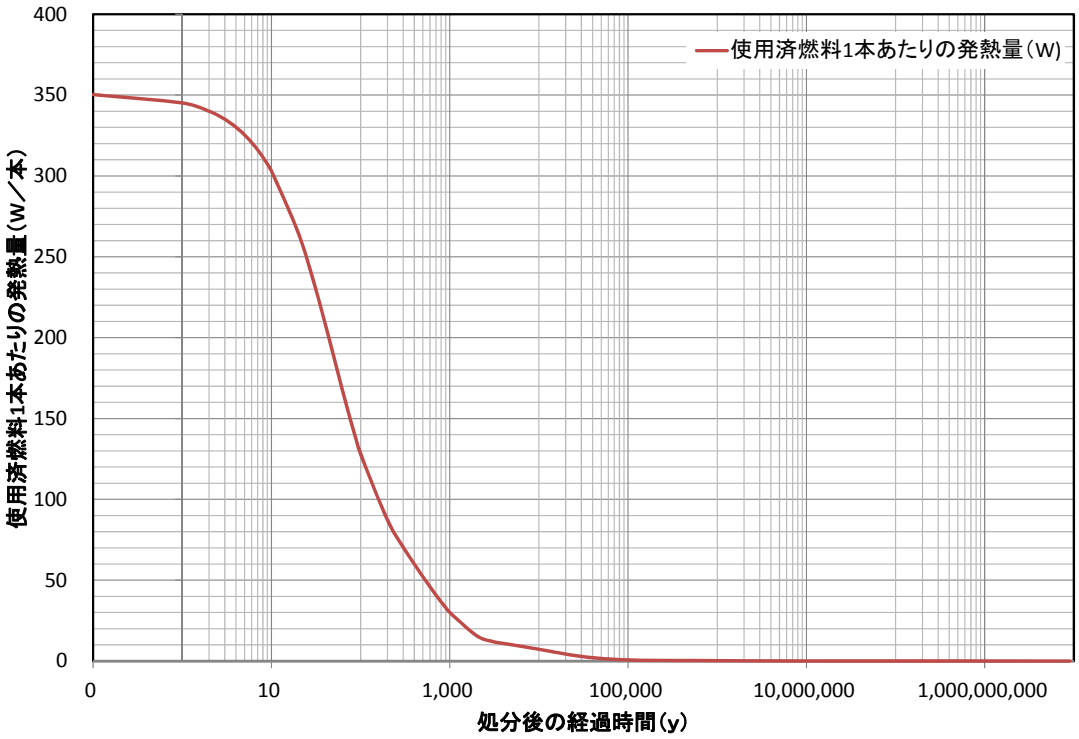


図 4.3.3-71　使用済燃料の発熱量経時変化（炉取出し後 50 年から）

解析に用いる熱特性を表 4.3.3-15 に示す。使用済燃料の熱特性は燃料である二酸化ウランの値を用いた。処分容器（炭素鋼）、緩衝材、岩盤は H12 レポートで用いられた値とした。隙間充填材およびペレット緩衝材については、ベントナイトペレットを想定した。充填直後の

空気が混在している状態を想定し、竹ヶ原ほか（竹ヶ原ほか，2000)による 100%ベントナイトの粒状体の計測値のうち、径が 1.7mm 以下の細粒分を含む試料の平均値を用いて「ペレット」として設定した。

表 4.3.3-15　人工バリアおよび岩盤の熱特性

名称	熱伝導率 [$Wm^{-1}K^{-1}$]	比熱 [$J\ kg^{-1}\ K^{-1}$]	密度 [$kg\ m^{-3}$]	記事
使用済燃料	8.21	237	10400	平成 14 年度容器内熱流動詳細解析コードシステムの整備に関する報告書（原子力発電技術機構原子力安全解析所，2003）より 300K の二酸化ウラン
処分容器	51.6	470	7860	H12 レポートより 300K の炭素鋼
緩衝材	0.78	590	1712	H12 レポートより 含水比:7%，乾燥密度:1.6Mgm^{-3}
岩盤	2.8	1000	2670	H12 レポートより 硬岩系岩盤 HR
ペレット（充填直後）	0.317	150	1270	（竹ヶ原ほか，2000）による計測値 粒状の 100%ベントナイト （＜φ1.7mm） 含水比 8.4%

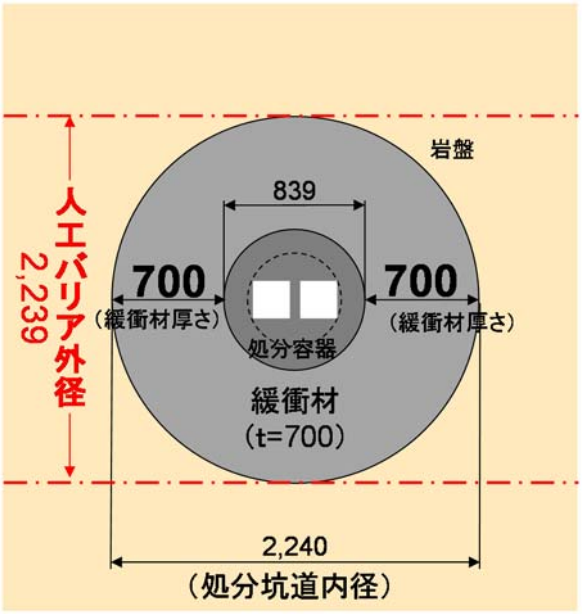
③解析ケース

本検討で対象とする人工バリアの断面仕様を図 4.3.3-72 に示す。モデル A が緩衝材厚さ 700mm の場合、モデル B はブロック緩衝材厚さ 550mm の外側に定置のためのペレット緩衝材 150mm を考慮した場合である。これらについて、廃棄体の定置間隔を 6.18m として熱伝導解析を実施した。

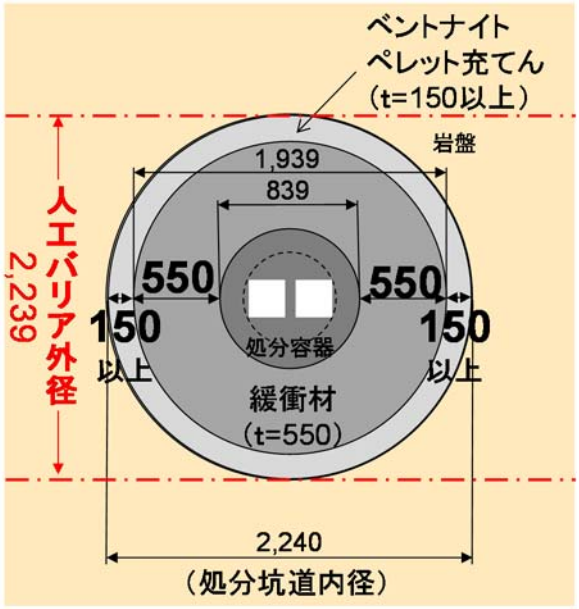
表 4.3.3-16 に解析ケースおよび解析結果のうち緩衝材における最高温度を示す。処分坑道離間距離の設計のため、モデル A について坑道離間距離をパラメータとした解析を実施した。

図 4.3.3-73 はモデル A の有限要素モデル、図 4.3.3-74 はモデル B の有限要素モデルで、廃棄体近傍を拡大表示したものである。図中、赤三角形印は緩衝材の温度評価点であり、処分容器との境界とした。白三角形印はモデル B におけるペレット緩衝材の温度評価点、黒三角形印は岩盤の温度評価点を示す。その他に処分容器の中心および廃棄体中心においても温度評価点を設けた。

図 4.3.3-75～図 4.3.3-78 に解析結果のうち評価点での温度の経時変化を示す。凡例の x,y,z はモデルの座標系に対応しており、座標系の後の数字は小さい方が廃棄体中心に近いことを意味する。さらに坑道離間距離 20m の各解析ケース（ケース 2、4）の温度分布を図 4.3.3-79～図 4.3.3-80 に示す。



モデル A



モデル B

単位：mm

図 4.3.3-72　本検討で対象とする断面仕様

表 4.3.3-16　熱伝導解析ケースおよび解析結果
(廃棄体数 2 体、硬岩系岩盤、深度 1000m)

ケース	断面仕様	緩衝材厚さ (mm)	処分間隔			廃棄体 1 体当たりの専有面積 (m^2/体)	緩衝材最高温度 (℃)
			定置間隔 (m)	坑道間隔 (m)	専有面積 (m^2)		
ケース 1	モデル A	700	6.18	15.5	95.79	47.90	102.0
ケース 2	モデル A	700	6.18	20.0	123.60	61.80	95.0
ケース 3	モデル A	700	6.18	25.0	154.50	77.25	91.1
ケース 4	モデル B	700 (ﾌﾞﾛｯｸ：550, ﾍﾟﾚｯﾄ：150)	6.18	20.0	123.60	61.80	98.7

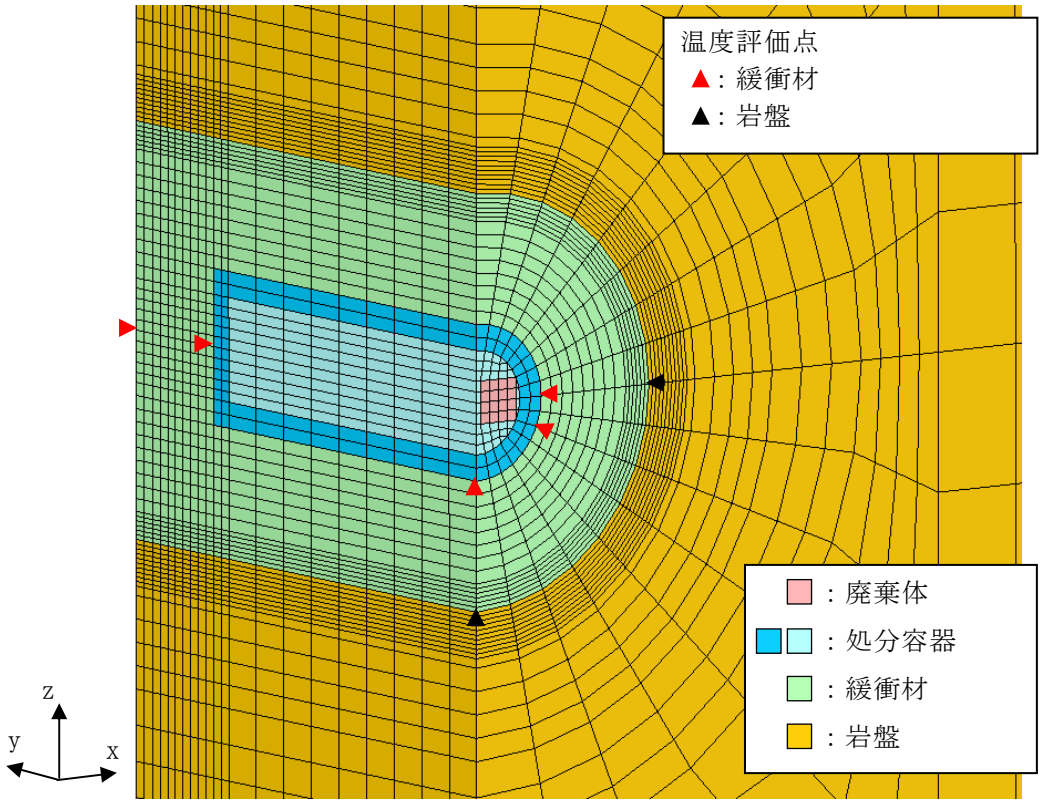


図 4.3.3-73　有限要素モデルと温度評価点（モデル A）

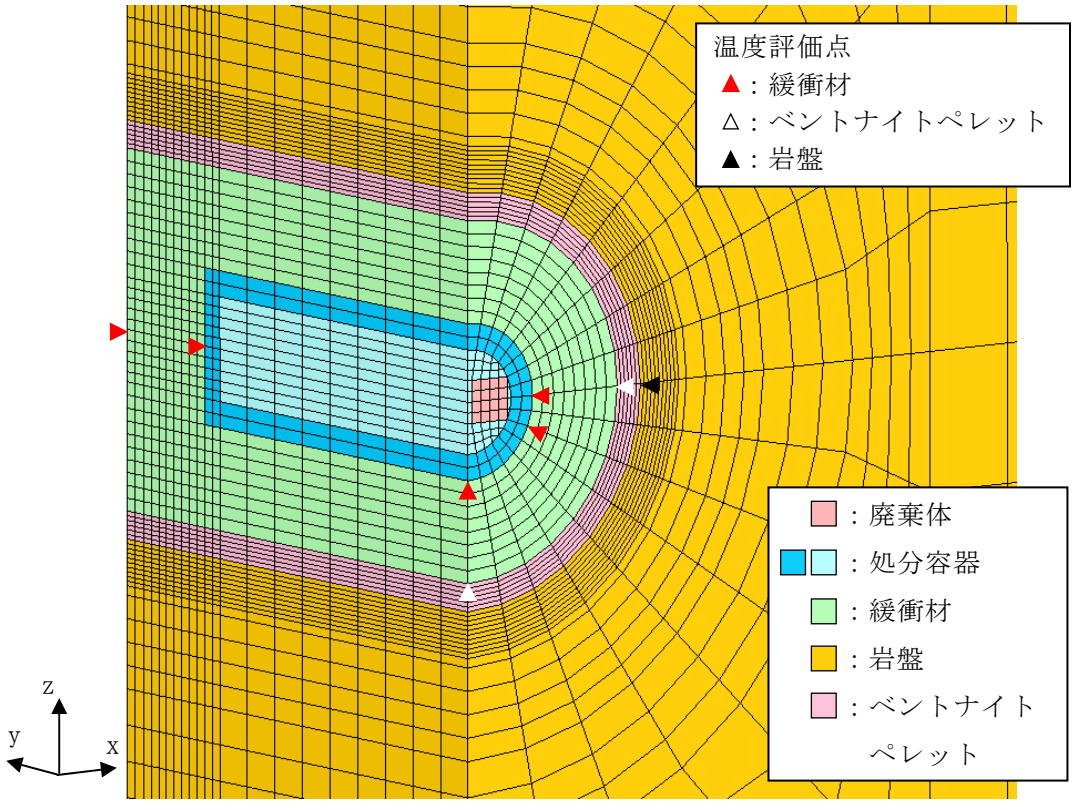


図 4.3.3-74　有限要素モデルと温度評価点（モデル B）

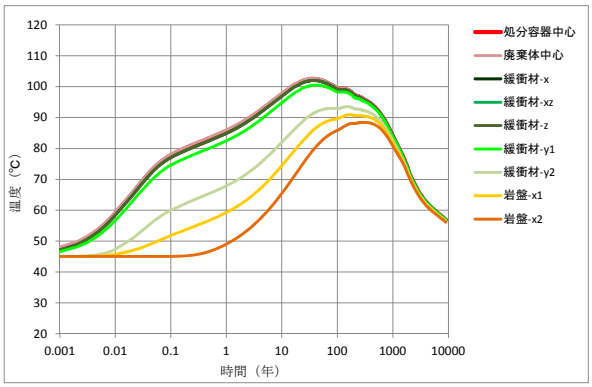


図 4.3.3-75　ケース 1 の温度の経時変化
（図 4.3.3-73 参照）

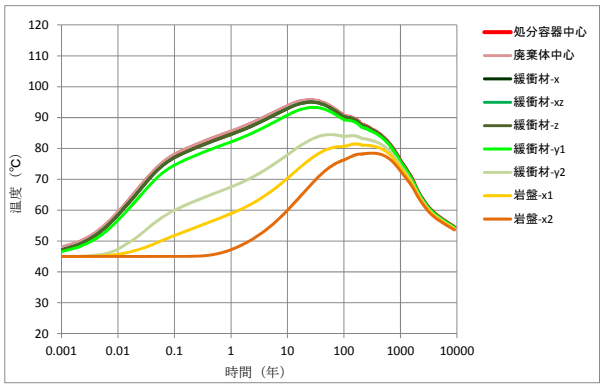


図 4.3.3-76　ケース 2 の温度の経時変化
（図 4.3.3-73 参照）

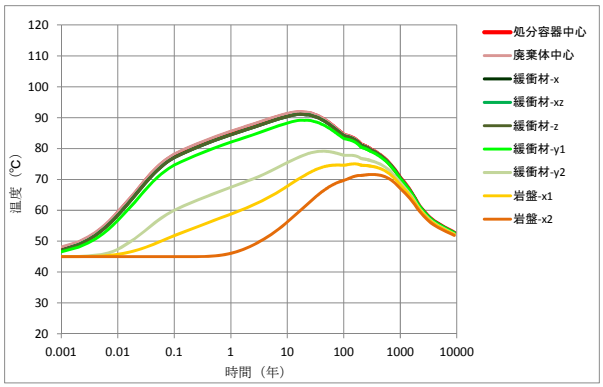


図 4.3.3-77　ケース 3 の温度の経時変化
（図 4.3.3-73 参照）

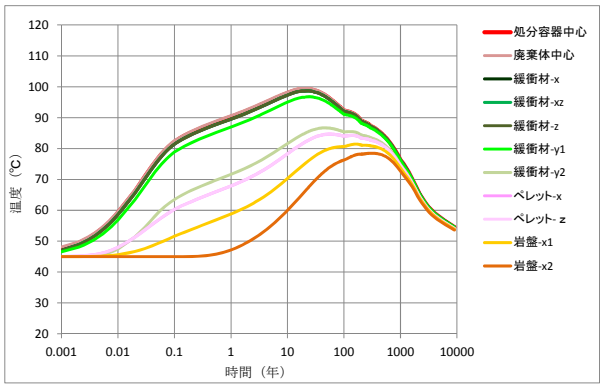


図 4.3.3-78　ケース 4 の温度の経時変化
（図 4.3.3-74 参照）

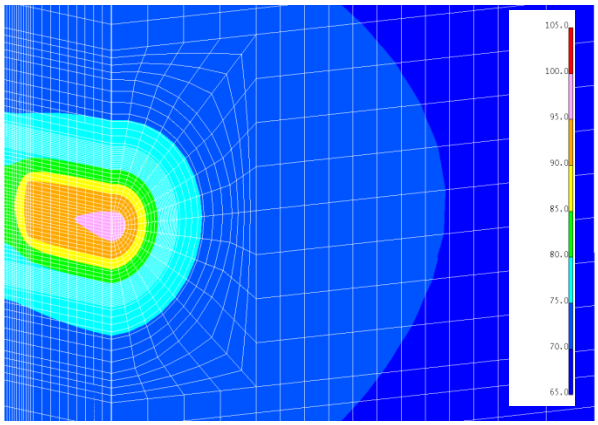


図 4.3.3-79　ケース 2 の温度分布（処分から 30 年後，単位：℃）

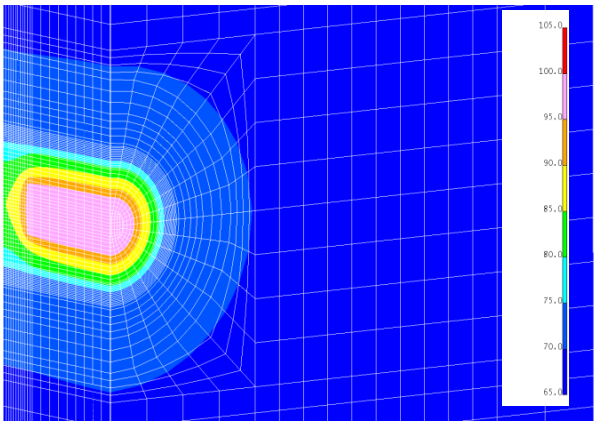


図 4.3.3-80　ケース 4 の温度分布（処分から 30 年後，単位：℃）

2) 解析結果の評価

H12 レポートと同様に、緩衝材であるベントナイトの性能を損なわない温度として、緩衝材の上限温度を 100℃として評価する。

解析結果について、坑道離間距離と緩衝材の最高温度との関係をまとめたものを図 4.3.3-81 に示す。表 4.3.3-16 と併せて、各断面仕様における解析結果を評価する。断面仕

様がモデル A の場合、坑道離間距離をパラメータとした結果から坑道離間距離 17m で緩衝材温度は 100℃未満になることが推定された。この場合の廃棄体 1 体あたりの占有面積は 52.53m^2 となる。また、力学的安定性検討からは坑道離間距離は 20m 以上という結果が得られているが、その場合のモデル A の緩衝材最高温度は 95.0℃という結果が得られた。

また、坑道離間距離 20m とした場合のモデル B の解析結果は最高温度が 98.7℃となり、モデル A と比較すると緩衝材の最高温度が 4℃程度高くなる結果となった。これは、緩衝材の熱伝導率よりもベントナイトペレット緩衝材の熱伝導率が低いため、緩衝材 150mm 分がベントナイトペレットに置き換えられた分、温度が上昇したと考えられる。

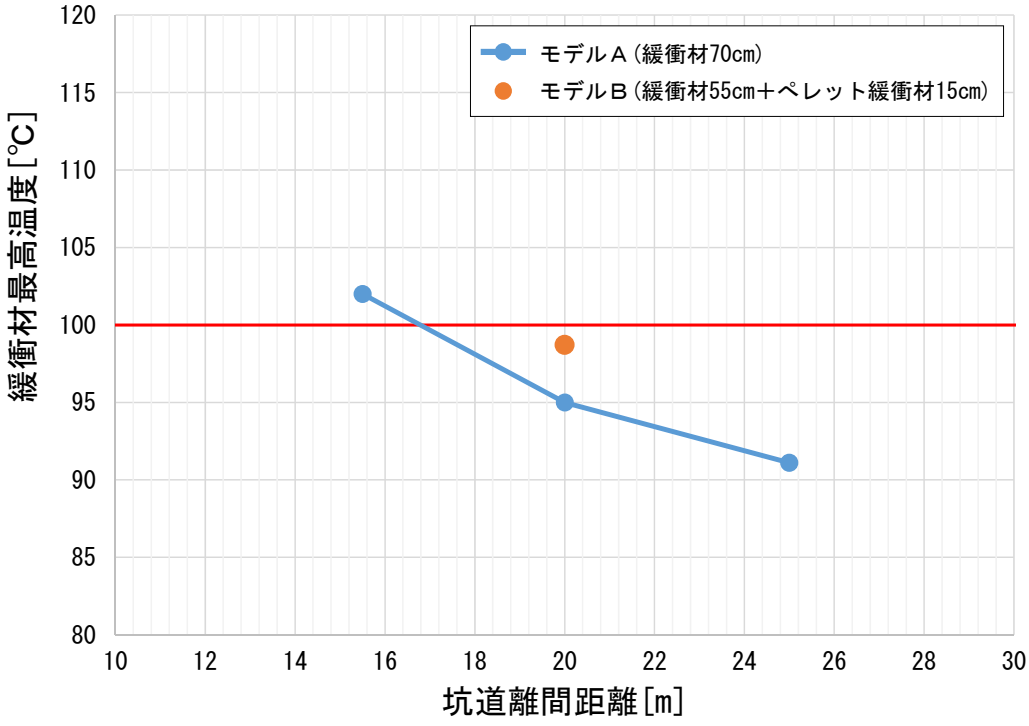


図 4.3.3-81　坑道離間距離と緩衝材最高温度の関係

3) 温度制限の観点からの設計

上述のとおり、廃棄体の定置間隔を 6.18m、断面仕様を緩衝材厚さ 700mm とした場合、坑道離間距離 17m（廃棄体 1 体あたりの占有面積 52.53m^2）を確保すれば、緩衝材の最高温度は上限値 100℃を上回らない結果となった。力学的安定性の検討結果から得られた坑道離間距離 20m を確保した場合、熱拡散的に不利な断面仕様であるモデル B でも緩衝材上限値 100℃を上回ることはなかった。

緩衝材については、含水比によって熱伝導率が異なってくるため、今後はより現実的な含水比を考慮した検討が必要と考えられる。また、ベントナイトペレットの熱伝導率は他の物性に比べて低いため、廃棄体周辺の温度分布に与える影響が大きいことが解析結果から示された。人工バリアの定置作業上、岩盤との間に隙間が生じることは避けられないため、ベントナイトペレットの熱伝導率は温度制限の観点から重要なパラメータとなる。ベントナイトペレットについては、密度向上に向けた技術開発が現在実施されており、密度が向上するこ

とにともない熱伝導率が高くなる可能性がある。今後、それらの成果を反映した設計を行うことにより坑道離間距離（廃棄体専有面積）を小さくできる可能性がある。

(4)今後の課題

1)坑道断面・形状の最適化

本年度の設計は、H12 レポートを参照しつつ、使用済燃料の直接処分のために必要となる坑道の空間を検討し、設定した坑道断面について力学的安定性の観点から設計を行った。その結果、建設時における掘削機の発進や到達、操業時における搬送・定置装置の動作エリアを確保するために比較的大きな坑道断面（本年度の設計においては、最大で、高さ 7.5m、幅 10.0m）が必要となるが、硬岩系岩盤においては力学的安定性を確保した坑道の建設が可能である見通しが得られた。本年度の設計を踏まえ、次年度以降、坑道の断面・形状を最適化するうえでの課題を述べる。

①処分坑道に対する掘削方法の整合性の確保

TBM 工法は、掘削速度が速いことが特徴として挙げられる。一方で、掘削前の準備や TBM 到達後の撤去など、他の掘削工法とは異なる作業が必要となる。このような掘削前後の断面は、発破工法や自由断面掘削機により掘削されることが考えられ、全体工程とともに坑道延長の面でも効率的ではない計画となることが懸念される。今後、掘削前後に必要となる作業項目も含め坑道掘削の全体にわたる建設工程について検討し、適切な掘削工法の選定と処分坑道の断面を設定していく必要があるものと考えられる。

②搬送・定置装置の動作に必要な空間の確保

搬送・定置には、人工バリアを定置するための作業空間が必要となり、本年度設計されている搬送・定置装置については動作に必要な空間として 150mm を必要とする装置が設計されている。

膨潤後の緩衝材厚さ 700mm を確保するための方法として、たとえば、以下のような選択肢が考えられる。

一つ目の選択肢（選択肢②-1）は、人工バリアと同径（仕上り内径）の坑道に、搬送・定置装置の動作に必要な空間（150mm）を考慮して 550mm 厚さの緩衝材を定置する方法である。この方法では、膨潤後に緩衝材の密度 1.6Mg m^{-3} かつ厚さ 700mm を確保するため、定置した緩衝材（厚さ 550mm）には 2.1Mg m^{-3} 以上の密度が求められることになる（図 4.3.3-82）しかし、現状の技術で製作できる緩衝材の密度は 1.9Mg m^{-3} 程度であり、所要の特性を得ることは難しいと考えられる。そのため、ベントナイトペレットなどを用いて緩衝材と同等以上の密度に空間を充てんする必要がある。密度を満足するベントナイトペレットの充てんについては、実規模スケールの試験により確認されているところである。しかし、緩衝材としての性能を保持しているかについては知見が無いのが現状である。従って、この選択肢を採用するにあたっては､充てんするベントナイトペレットがバリア性能を有するか否かとともに、狭隘部への施工となることから品質保証（品質の信頼性）について十分に議論しておくことが必要である。

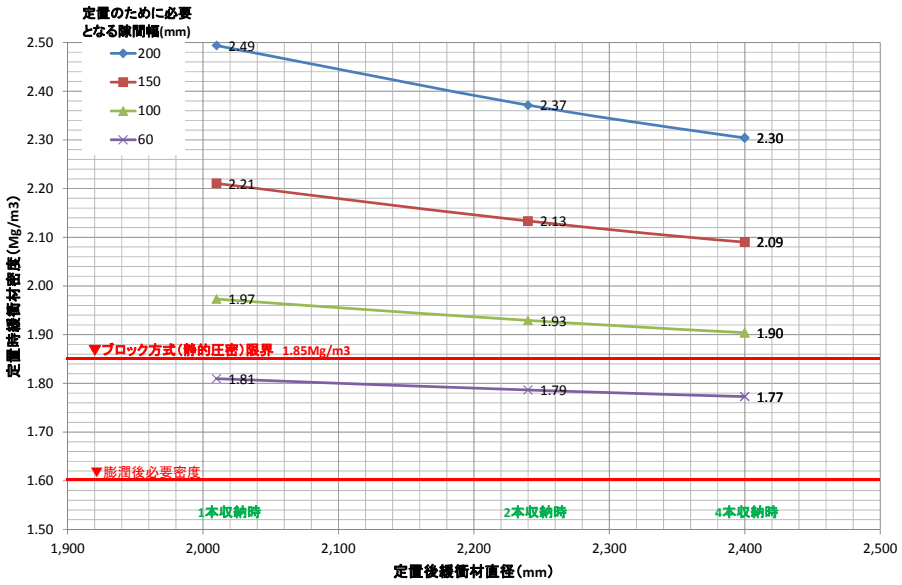
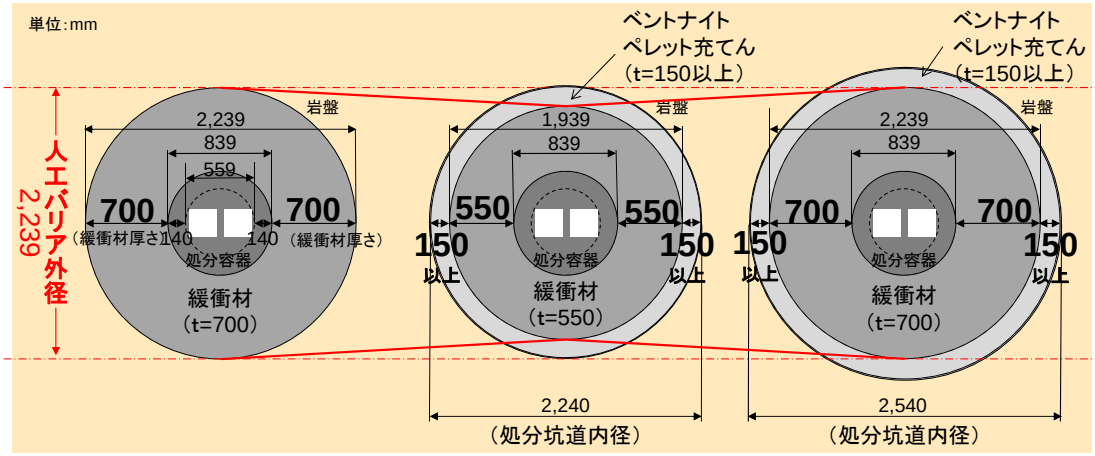


図 4.3.3-82　定置後の緩衝材直径と定置時に必要な緩衝材密度との関係

二つ目の選択肢（選択肢②-2）は、坑道径（仕上り内径）を搬送・定置装置の動作必要な空間（150mm）を考慮して 850mm とし、定置する緩衝材を 700mm とした上で、発生した空間はベントナイトペレットなどを用いて充てんする方法である。この選択肢の場合、定置直後より必要となる緩衝材密度と厚さが確保できるが、掘削量などの施工量が増加する。

なお、いずれの選択肢においても、現行の性能評価モデル（緩衝材の密度・厚さや充てん材の存在）と異なることになり、バリアの長期健全性への影響を含めた評価が必要になると考えられる。また、緩衝材膨潤時の湧水による流出（パイピング・エロージョン現象）に対しても留意が必要である。



（左：人工バリアの寸法　　中央：選択肢②-1　　右：選択肢②-2）

図 4.3.3-83　搬送・定置装置の動作に必要な空間の確保に向けた選択肢

③操業中のトラブルに備えた空間の確保

本年度の坑道の設計断面は、常時の搬送・定置装置の動作を考慮して必要な空間を既定し

ている。しかし、坑道断面は、常時の装置の稼働する空間に加えトラブルを含めた供用中の対応を考えて、裕度をもって断面が設定するのが好ましく、例えば、地下鉄では車両限界に対して数 10cm 以上の離隔をもって坑道断面が設定されているところである。特に、延長が長くなる処分坑道横置き定置方式では重要な検討事項であると考えられる。

④搬送・定置装置の動作に必要な坑道面（走行面）の確保

搬送・定置方法（装置）によっては、坑道面（走行面）に平坦性や平滑性が求められる。本年度の搬送・定置装置の検討では、定置装置の操業のために平坦な走行面が要求されている。しかし、TBM 工法で掘削する断面は円形に限られるため、平坦な走行面を確保するためには、工学的な対応が必要となる。

⑤内空変位を考慮した坑道断面の設定

岩盤を掘削した後、空洞となる坑道壁面には変位が生じる。本年度の設計結果から、硬岩系の処分孔坑道で約 2mm である。また、実際に生じる変位は一律ではなく、掘削後の岩盤面は真円にはならないと考えられる。内空を確保するためには、一般に設計断面に余裕を加えて掘削（余掘り）を行い、支保（吹付けコンクリート）の厚さにより調整することになる。しかし、支保を設置しない場合には、人工バリアの形状（寸法）や搬送・定置装置の作業空間を確保する観点から、発生する変位を加えて掘削する形状を設定することが必要となる。

⑥坑道の設計手法の高度化

土木構造物の設計手法や基準類は､継続的に最新の知見に基づいて更新されるものであり、地層処分施設の設計においてもこれらを適切に反映していく必要がある。本年度の設計においては、支保工の評価基準に性能照査型設計法（限界状態設計法）を導入したが、その他の評価指標の考え方や解析手法は H12 レポートを参考とするにとどまっている。

評価指標については、例として、局所安全率に着目すると、H12 レポートにおいては、局所安全率 1.5 を基準としているが、第 2 次 TRU レポート（電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構，2005）では局所安全率 1.2 を基準としているなど、明確に定まってはいない。今後は地層処分におけるこれらの評価指標の考え方を整理することが必要である。

本設計では、2 次元解析、3 次元解析ともに H12 レポートを参考として実施した。今後は、実際の岩盤の特性を考慮した破壊規準や非線形弾性、ひずみ軟化などの構成則の適用、坑道の長期力学的安定性に関する検討、実際の掘削手順を再現した解析手法の導入、隅角部などの坑道形状の最適化などが課題である。例えば、主要坑道と処分坑道の交差部は複数の交差部が連設される形状であり、掘削の進展に伴って複雑な応力場が形成され、かつ変化してくことから、坑道の安定性を適切に評価するためにも、上記のような課題に対する検討を深める必要がある。

以上をまとめると、坑道断面の設定においては、作業に必要な空間への対応および間隙への対策を十分に議論しておくことが重要であると考えられる。特に、使用済燃料直接処分においては、ガラス固化体に比べて廃棄体 1 体あたりの発熱量が高いため、空間を残すことで熱伝導性が低い状態にすることは、緩衝材の温度制限の観点から厳しい条件となるものと考えられる。今後、人工バリアの長期健全性に必要な定置時の緩衝材の仕様（密度と厚さ）を確保しつつ、搬送・定置時または定置後のトラブルや断面の変形への対応を考慮し、柔軟性

を持った坑道断面の検討が望まれる。また、緩衝材を定置した後に発生する間隙に対する対応としての間隙充填材の品質保証とバリア性能としての成立性の評価に向けた検討が必要になると考えられる。

さらに、全体にわたる建設工程や作業項目など、多様な段階における種々の視点に対して整合をもって坑道断面と掘削工法を設定していくことが重要であり、地層処分エンジニアリング統合支援システムの開発において対象とする工程や項目などを整理する観点からも重要な検討事項である。

2)坑道環境の維持に向けた課題

本年度は、空洞の力学安定性の観点から、坑道断面について設計を行った。また、処分坑道においては、緩衝材の温度制限の観点からの検討も加えた。検討の際の条件として、湧水対策については考慮しなかった。また、換気については、風管を使用することとし、坑道ごとに設置する風管の系と本数を仮定した。今後は、坑道環境の維持の観点から、湧水と換気への対応を考慮して、より適切な坑道断面について設計していく必要がある。これらの坑道環境は、地層処分システムの成立性や人工バリアの品質（特に緩衝材）、建設時の作業員の安全確保や操業・閉鎖の方法に密接に結び付く検討事項である。

3)支保（吹付けコンクリート）の必要性について

坑道（トンネル）を建設もしくは保有するほとんどの事業者が策定している基準では、地山により厚さは異なるものの、最小で 5cm（地山が良い場合）の吹付けによる支保を標準としている。また、土木学会トンネル標準示方書第 41 条支保工一般、第 42 条支保工設計の考え方では、上記の各事業者の基準が取り上げられているとともに、第 44 条吹付けコンクリート一般では、吹付けコンクリートの効果（肌落ち防止、岩盤への空気との接触防止による地山劣化の防止など）が述べられている。

岩盤強度が高く、吹付けコンクリートを施さなくても掘削する行為そのものは空洞の力学的安定性を確保する結果が得られている場合においても、土木学会トンネル標準示方書（土木学会，2006）で述べられているように、肌落ち、スポーリング（岩はね）、および上記で挙げた地山の劣化を起因とした事故発生のリスクを抱えた状態であり、吹付けコンクリートが必要になるものと考えられる。従って、支保工（吹付けコンクリート）導入の是非は、空洞の力学的安定性の維持と事故発生のリスク低減などの作業安全の確保の視野に立てば必要と判断される。

しかし、セメント系材料の導入は、地層処分システムの性能評価上の取り扱いや、人工バリアの長健全性への影響評価などが課題となっている。今後、セメント系材料による人工バリアへの影響の低減を目的に開発が進められている低アルカリ性セメントに対する成果の展開を含め、最新の知見を反映した検討が望まれるところである。また、岩盤強度が低い岩盤では、処分施設の成立性を確保するためには、吹付けコンクリート（セメント系材料）の導入は避けられない選択肢であり、地層処分施設の成立性に向けて重要かつ優先度の高い課題であると考えられる。

4)地震時の影響評価（耐震性評価）

本年度は、空洞の力学的安定性に対して、H12 レポートを参考に、建設時（坑道構築時）のみを対象とした検討を行った。H12 レポートでは、建設時に加え、地震時の影響に対し、

揺れによるものと断層のずれの両方に対して検討が行われている。使用済燃料直接処分施設の設計においても、建設、操業時の空洞の力学安定性に対する評価を行う必要があるものと考えられる。建設、操業段階の耐震安定性の検討では、応力・ひずみの常時状態と地震による増分を重ね合わせ、耐震性を評価することになる。

さらに、地層処分システムは、閉鎖後も地震の揺れに対する影響に対する安全性について言及する必要があると考えられる。また、平成 23 年 3 月 11 日の東日本大震災（東北地方太平洋沖地震）に伴い、巨大地震を含めこれまでの想定を超える事象に対する地層処分システムの安全性も求められる。なお、H12 レポートでは、閉鎖後の地震の揺れに対する人工バリアへの影響として、振動による影響などを考慮しているが、人工バリアに対する閉鎖後長期の検討に関して、今後、ニアフィールドにおける種々の影響因子を考慮したうえでの地震の揺れによる影響を考慮することも必要であると考えられる。

設計の妥当性を検討していくうえでは、土被りが深い場所にある地下構造物の地震時挙動についての十分なデータが必要であり、今後の瑞浪超深地層研究所や幌延深地層研究所における観測結果の活用が重要になると考えられる。

(5)まとめ

硬岩系岩盤において廃棄体の定置方式は横置き方式を対象として、空洞の力学的安定性の観点と廃棄体・緩衝材の温度制限の観点から、地下施設の概略設計を行った。

①空洞の力学的安定性の観点からの設計では、アクセス坑道、連絡坑道・主要坑道、処分坑道について、掘削機械や搬送・装置などの建築限界を満足する力学的に安定な坑道を設計した。その結果、単設部においては、アクセス坑道(立坑)は内空の径 6,500mm の円形断面、連絡坑道・主要坑道(2 方向通行)は内空の幅 10,000mm×高さ 7,500mm の幌型断面、連絡坑道・主要坑道(1 方向通行)は内空の幅 8,000mm×高さ 7,000mm の幌型断面、処分坑道については人工バリアの仕様より決定される内空の径 2,240m の円形断面を設定し、いずれの坑道についても坑道の力学的安定性を確保できる見通しが得られた。

②立坑と連絡坑道の交差部、連絡坑道と主要坑道の交差部、主要坑道と処分坑道擦り付け区間については坑道交差部の検討を行った。立坑と連絡坑道の交差部は、数値解析結果から立坑では連絡坑道の天端より上部側の 7m、連絡坑道では交差部 25m の範囲を支保の増強範囲とした。また、連絡坑道と主要坑道の交差部は、数値解析結果から連絡坑道では交差部 35m の範囲、主要坑道では 25m の範囲を支保の増強範囲とした。支保の増強は、単設部に比べて吹付け厚を 1 ランクアップ（硬岩系岩盤では+5cm）するとともに、ロックボルト長を変更して局所安全率が 1.5 以下となる範囲より深い岩盤中にロックボルトの定着部を設けることなどを例示した。主要坑道と処分坑道擦り付け区間は複数の交差部が連設される構造となるため、施工性の観点から隣接坑道間が極端に薄い岩盤形状とならないような配慮が必要であることを考慮し、処分坑道擦り付け区間の坑道離間距離を第 2 次 TRU レポート（電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構, 2005）と同等の 2.5W (=20.0m) とした。

③廃棄体・緩衝材の温度制限の観点からの設計では、緩衝材の温度が 100℃を下回る廃棄体ピッチと処分坑道の坑道離間距離の組み合わせを求めた。廃棄体の定置間隔を

6.18m、断面仕様を緩衝材厚さ 700mm とした場合、坑道離間距離 17m（廃棄体 1 体あたりの占有面積 52.53m^2）を確保すれば、緩衝材の最高温度は上限値 100℃を上回らない結果となった。また、熱拡散的に不利な断面仕様である緩衝材厚さ 700mm(ブロック 550mm+ペレット 150mm)でも坑道離間距離を 20m 程度とすれば、緩衝材上限値 100℃を上回らない結果となった。よって、力学的安定性の検討結果から得られた処分坑道の坑道離間距離 20m を確保した場合､温度制限の条件を満足するという結論が得られた。

4.3.4 地上施設の概念設計

(1)概要

使用済燃料の処分容器への封入という地上施設で中心的な役割を果たす工程を対象とし、封入設備の概念設計を行った。使用済燃料の溶接や検査に関する技術情報に基づき、廃棄体の寸法、構造、温度環境などの条件を考慮して、封入設備の概念設計を行い、設備の実現可能性を検討するとともに、技術的課題の抽出および課題解決策を提示した。

(2)前提条件

封入設備の概念設計においては、4.1 に示した処分施設の基本仕様における使用済燃料集合体２体収容の処分容器を前提とする。図 4.3.4-1 に処分容器の構造を示す。また、表 4.3.4-1 には使用済燃料集合体を２体収容した廃棄体についての寸法、重量などの主要仕様を示す。

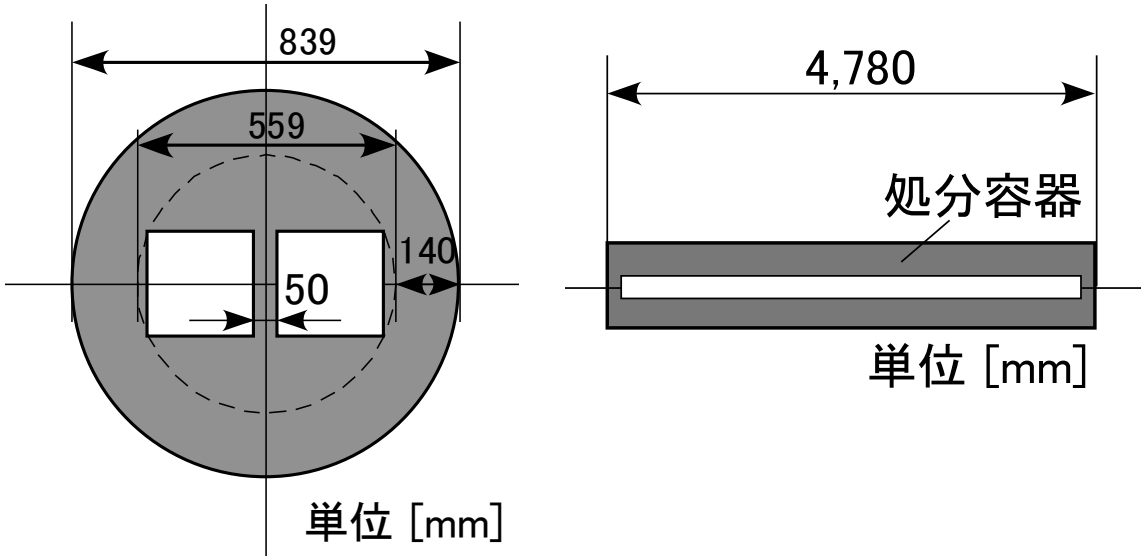


図 4.3.4-1 処分容器の前提条件

表 4.3.4-1 廃棄体の基本仕様

項目	廃棄体仕様
外形寸法	外径；839mm 長さ；4,780mm
板厚 (厚み 70cm)	胴体部；140mm 蓋・底板部；140mm
重量	約 18 トン
発熱量	約 0.70ｋW/容器 （約 0.35ｋW/体）

(3)封入設備の技術情報

1)封入設備の技術情報調査方法

①海外の事例

封入設備の技術情報を整理するに際して、現時点において使用済燃料集合体の直接処分事業を推進している諸外国の技術状況について概観した。調査はスウェーデン、ドイツ、スイス、フランス、およびベルギーを調査対象とした。

スウェーデンは、事業開始の段階から一貫して使用済燃料集合体の直接処分をフィンランドと共同にて事業を推進している。スウェーデンの実施主体であるSKBは、ホームページにおいても技術情報を広く公開している。

ドイツは、使用済燃料集合体の直接処分ならびにガラス固化体の処分の両者を事業として推進しているとともに、実際に地下研究施設などでの実証試験が行われている。

スイスは、事業の初期段階ではガラス固化体の処分について推進していたが、近年、使用済燃料集合体の直接処分についても検討実績があり、実施主体であるNAGRAは、ホームページにおいても技術情報を広く公開している。

フランスも再処理実施国としてガラス固化体の処分とともに、代替処分として使用済燃料の直接処分も検討に加えた時期があるため、調査の対象国とした。

ベルギーもスイスと同様に事業の初期段階ではガラス固化体の処分について推進していたが、近年、使用済燃料集合体の直接処分についても検討実績があり、わが国と同様の状況にある。

②国内の事例

H12レポートにおいて封入設備を含めた地上施設の設計､HLW地層処分のガラス固化体用オーバーパック（以下、本項では単に「オーバーパック」という）の試作について記載されている(核燃料サイクル開発機構, 1999c)。また、電力会社各社・電力中央研究所の共同による検討においても事業化を主眼においた設計研究が実施されている(電力中央研究所･電気事業連合会, 1999)。さらに、原環センターによる資源エネルギー庁の公募事業の一つである処分システム工学要素技術高度化開発において､封入設備に関する技術開発が実施されている(たとえば、原環センター, 2013b)。本調査作業では、これらの事例を調査対象とした。

その他にも青森県六ヶ所村で操業している日本原燃所有のガラス固化体中間貯蔵施設では、ガラス固化体受け入れ設備があり、受け入れ廃棄体の検査を行った事例がある(動力炉・核燃料開発事業団, 1989)。日本原子力研究開発機構のガラス固化技術開発施設（TVF: Tokai Vitrification Facility）ではガラス固化体を製造しており、ガラス固化体容器の溶接、溶接・汚染に関する検査、保管を遠隔にて行った事例がある。また、金属キャスクの他にコンクリートキャスクの技術検討が電力中央研究所を主体に進められており、使用済燃料を収容した鋼製キャニスタの封入を溶接で行うことが検討されている(電力中央研究所, 2012)。これらからも有益な情報が期待されることから、調査対象に加えることとした。

③調査の重点ポイント

封入設備の技術調査を行うためには、調査の重点ポイントを明確にしておく必要がある。調査の重点ポイントは以下の8項目とした｡以下に8項目の設定目的についても併せて示す。

- 廃棄体の仕様 ： 溶接対象物に内包されているもの情報を明確にする

- 処分容器の仕様 ： 溶接対象となる容器の仕様を明確にする
- 溶接に関する調査事項 ： 溶接方法を明確にする
- 検査に関する調査事項 ： 溶接の品質確保の方法を明確にする
- 監視方法 ： 溶接を安全・正確に行うための手段を明確にする
- 保守情報 ： 数十年にわたる装置の安全性維持を明確にする
- 事故・トラブル対応 ： 概念設計を行う際の支援情報を明確にする
- その他留意事項 ： 使用済燃料集合体の直接処分を行う際に考慮しておかなければならない情報、現時点での課題を明確にする

2)封入設備の技術情報調査結果

封入設備の技術情報調査結果のまとめを表 4.3.4-2 に示す。表は縦軸を上記(1)3)項に記した調査の重点ポイントの８項目、横軸を調査国として整理を行った。廃棄体の仕様は、主なものとその他のものを分けてまとめた。処分容器の仕様は、オーバーパック、キャニスタまたはキャスクについて、材質、寸法、板厚、蓋形状をまとめた。溶接に関する調査事項は、方法ごとの開発、実証状況と溶接の向きについてまとめた。検査に関する調査事項では、検討されている検査手法についてまとめた。なお、監視方法、保守情報、事故・トラブル対応については、各国とも開発や実証のフェーズであることから事例などの記載は見られず、コメントの記載が散見される程度であった。

表 4.3.4-2　人工バリアの封入設備に関する調査結果のまとめ(1/2)

重点項目＼国名		スウェーデン SKB	ドイツ DBE	スイス NAGRA	フランス ANDRA	ベルギーONDRAF	日本
処分場の概念	処分岩種	結晶性岩盤(処分候補地：ﾌｫﾙｽﾏｰｸを想定)	岩塩(ｻｲﾄは未定)	粘土層(ｵﾊﾟﾘﾅｽ)	粘土層(ｶﾛﾎﾞ・ｵｯｸｽﾌｫｰﾃﾞｨｱﾝ)	粘土層(ｻｲﾄは未定)	結晶質岩、堆積岩(ｻｲﾄは未定)
	処分深度	400～500 m	約 850 m	400～900 m	約 500 m	約 240 m	300～1000m
廃棄体の仕様	主なもの	使用済燃料	使用済燃料	ｶﾞﾗｽ固化体	ｶﾞﾗｽ固化体、	ｶﾞﾗｽ固化体	ｶﾞﾗｽ固化体
	その他	－	ｶﾞﾗｽ固化体、ハル/エンドピース	使用済燃料	使用済燃料、再処理に伴う金属廃棄物など	使用済燃料	－
処分容器の仕様	材質など	1 種類のｷｬﾆｽﾀ、ｵｰﾊﾞｰﾊﾟｯｸ：銅製	・POLLUX 方式：処分専用ｷｬｽｸ(燃料棒を解体後、ｷｬｽｸに収納)、ﾀﾞｸﾀｲﾙ鋳鉄 ・DIREGT 方式：使用済燃料集合体を収納した輸送・貯蔵兼用ｷｬｽｸ(CASTOR V/19)のまま直接処分、ﾀﾞｸﾀｲﾙ鋳鉄	BWR：約 4.5m、鋼鉄製 PWR：約 3.6m、4.3m 、鋼鉄製	ｶﾞﾗｽ固化体ｵｰﾊﾞｰﾊﾟｯｸ：1.3m～1.6m、非合金鋼 使用済燃料ｷｬﾆｽﾀ：4.5m～5.4m ｶﾞﾗｽ固化体、使用済み燃料の仕様に依存している。	3 種類のｷｬﾆｽﾀ、ｽﾃﾝﾚｽ鋼(約 5m､約 4.3m､約 3.2m)	炭素綱 φ820mm×1,730mm の円筒中空形状
	板厚	使用済燃料：50 mm	約 160 mm	ｶﾞﾗｽ固化体：140 mm 使用済燃料：120 mm	ｶﾞﾗｽ固化体：55 mm 使用済燃料：110、120 mm	ｶﾞﾗｽ固化体：30 mm 使用済燃料：20～30 mm	190mm
	蓋形状	平蓋	平蓋	平蓋、落し蓋	落し蓋	平蓋	落し蓋
溶接に関する調査事項	開発、実証状況	ﾌｫﾙｽﾏｰｸ：摩擦攪拌接合 ｵｽｶｰｼｬﾑ：電子ﾋﾞｰﾑ溶接	不明	NG-GTAW 法、EBW 法を選定。	TIG、MIG、MAG、YAG、EBW 法を候補とし、現時点では EBW 法が有力候補。	不明	TIG、MIG、EBW、LBW、MAG を検討。MAG、EBW、TIG の適用性確認。TIG 高速化検討
	溶接の向き	EBW：水平 摩擦攪拌接合：水平	－	－	水平	－	下向き

表中に「－」を記した欄は情報が見つからなかった項目

表 4.3.4-2　人工バリアの封入設備に関する調査結果のまとめ(2/2)

重点項目＼国名		スウェーデン SKB	ドイツ DBE	スイス NAGRA	フランス ANDRA	ベルギーONDRAF	日本
検査に関する調査事項		ﾃﾞｼﾞﾀﾙX線検査 ﾌｪｰｽﾞﾄﾞｱﾚｲ式超音波法	なし	X線検査：NG-GTAW、EBWに適する。平蓋式のｷｬﾆｽﾀには現実的でなし。 ﾌｪｰｽﾞﾄﾞｱﾚｲ方式：銅製ｷｬﾆｽﾀに適する。	表面検査：ｶﾒﾗによる目視 超音波検査：実績有り	－	超音波探傷、放射線透過試験、交流電磁場測定法
監視方法		中央制御室から監視・制御	－	－	－	－	ｶﾒﾗを用いた遠隔監視
保守情報		－	－	稼働時の冷却、定期的ﾒﾝﾃﾅﾝｽ・交換、ｽﾗｸﾞの除去等	－	－	－
事故・トラブル対応		－	－	－	－	－	－
封入に関する総括的事項	封入実績	試作段階	なし	包括的ﾚﾋﾞｭｰ実施	試作段階	試作段階	適用性確認段階
	封入設備の概要	ﾌｫﾙｽﾏｰｸの封入設備の設計例として、溶接(摩擦攪拌接合)、検査設備の概要について示している。	なし	概念検討は実施されていると推察。	使用済燃料の処分ｷｬﾆｽｸの蓋溶接は、真空雰囲気での電子ﾋﾞｰﾑ溶接の概念を検討。	不明	封入(溶接)、後熱処理、検査それぞれに対し、設備の概念検討を実施。
参考文献		(SKB, 2008) (Halvarsson, 2008) (Andrews, 2004) (Claesson and Ronneteg, 2003) (Müller et a., 2006) (Nyström, 2007)	(Biurrun et al., 2009) (原環センター, 2013a) (WM2011-11517, 2011) (Filbert et al., 2008)	(Patel et al., 2012) (Pike et al., 2010)	(Duda, 2008) (Bollingerfehr et al., 2009) (Halvarsson et al., 2008) (原環センター, 2013a) (ANDRA, 2005)	NIROND(2001a) NIROND(2001b)	(核燃料サイクル開発機構, 1999c) (日本原子力研究開発機構パンフレット) (原環センター, 2013b)他 (電力中央研究所・電気事業連合会, 1999) (原子力委員会 新計画策定会議 技術検討小委員会, 2004)

3)技術調査結果の概念設計への適用について

調査の重点ポイントごとに調査結果をまとめ、概念設計への適用について述べる。

①処分容器の仕様

海外では、炭素鋼の処分容器とする概念以外に内層に炭素鋼、外層に銅を用いる複合構造の処分容器とする概念､緩衝材なしでキャスクのみを定置する概念など様々である｡板厚は20～160mm、蓋形状は平蓋、落し蓋ともに検討されている。一方、国内のオーバーパックにおいては、炭素鋼製、板厚190mm、蓋形状は効率性の観点から落し蓋を中心に検討されている。

②溶接に関する調査事項

溶接(封入方式)は各国の概念条件に応じて異なった方式が検討されている。

銅の外層の封入については、厚さ 50mm 程度までを前提に、電子ビーム溶接(EBW)と摩擦攪拌接合(FSW)を候補として検討および実証試験が行われている。炭素鋼については、厚さ 150～200mm に対して EBW や TIG 溶接を候補として検討および実証試験が行われている。

国内の基盤研究では､炭素鋼厚さ 190mm を対象に､アーク溶接(TIG､MAG)､電子ビーム溶接(EBW)などの技術開発が実施されている。EBW は真空溶接であるため、真空セルなどの施設が必要になる。TIG 溶接は MAG 溶接に対して溶接時のスパッタ飛散が少なく、遠隔化において利点があるため、溶接トーチの複数化などによる高速化の検討が進められている。

③検査に関する調査事項

封入部の溶接欠陥検査方法については、国内外ともに放射線透過試験(RT)と超音波探傷試験(UT)を基本に技術開発が進められている。

④監視方法、保守情報、事故・トラブル対応

監視方法、保守情報、事故・トラブル対応については、各国とも開発や実証のフェーズであることから事例などの記載は見られず、コメントの記載が散見される程度であった。

⑤概念設計への適用について

技術調査結果の概念設計への適用にあたっての留意点は以下の通りである。

封入・検査方式については、処分容器の材料(炭素鋼が本年度の前提条件)がオーバーパックと同じであるため、基本的な概念や技術は共通である。溶接や溶接検査は他産業において広く利用され、技術開発もなされている。処分容器の閉じ込め性能を満足するために必要となる溶接欠陥の検出要求などに応じて、溶接および検査方法を選定するとともに、開先形状や溶接・検査装置の技術開発・実証が求められる。廃棄体の寸法や重量の相違については、地上施設での搬送、溶接および検査時の取扱いにおいて配慮が必要となるが､従来の核燃料施設や物流施設のクレーン、台車、ターンテーブルなどによる搬送技術が適用できるため、使用済燃料に特有となる開発要素は無いと考えられる。また、発熱量や放射線量の相違についても、海外事例からは困難な課題は見当たらないと評価されるが、溶接条件設定時や装置の基本設計段階において検証する必要がある。

なお、通常の遠隔運転に加えて、溶接不具合時の修復方法や機器不具合時の遠隔保守などの関連プロセスについては、操業条件などの仕様設定段階において、処分施設として求められる安全や運用方針に配慮して総合的に検討を行う必要がある。

(4)オーバーパックとの比較

表 4.3.4-3 に、オーバーパックと使用済燃料を対象とした処分容器との比較を示す。両者の整理・比較評価の結果、耐熱の検討など課題はあるものの、溶接や検査に関わる項目についてはほとんど仕様が同じであるため、オーバーパックにおける技術や知見が活用可能と考えられる。

表 4.3.4-3　オーバーパックと処分容器との比較

項目	オーバーパック	処分容器	概念設計における着眼点
材料	炭素鋼鍛鋼品（SFVC1 など）	炭素鋼鍛鋼品（SFVC1 など） 但し、鍛鋼品単体としての製作には技術的な課題があり、内側に鋳造部材を用いる概念の検討も必要。	封入時の溶接対象材料はオーバーパックと同様であり、溶接技術はオーバーパックの技術を活用可能である。
寸法・形状	φ 820mm × 1,730mm の円筒形状	φ 839mm × 4,780mm の円筒形状	処分容器の方が長いものの、太さはほぼ同じ。封入時の溶接には長さは大きな影響を与える要素ではない。
構造	中空円筒構造	使用済燃料構造（円筒容器内部使用済燃料集合体用のスペースを収容する本数分設けた構造）	封入時の溶接対象である処分容器蓋部や胴体外層部（腐食しろ部分）だけみると、オーバーパックと同様である。
肉厚	190mm	外層側肉厚 140mm	処分容器の方が薄い。封入時の溶接に対しては、保守側(やりやすい側)になる。
熱影響※	500℃	未定。NAGRA の例では 400℃	使用済燃料集合体の健全性維持に関する要件と合わせて今後検討が必要。
密閉性	1,000 年間の閉じ込め	1,000 年間の閉じ込め	オーバーパックの検討結果が活用可能である。

※内包する放射性廃棄物への入熱による熱影響への考慮

(5)全体概念構築

1)概念設計フロー

使用済燃料用封入設備の概念設計については、図 4.3.4-2 に示す手順にて検討を実施した。

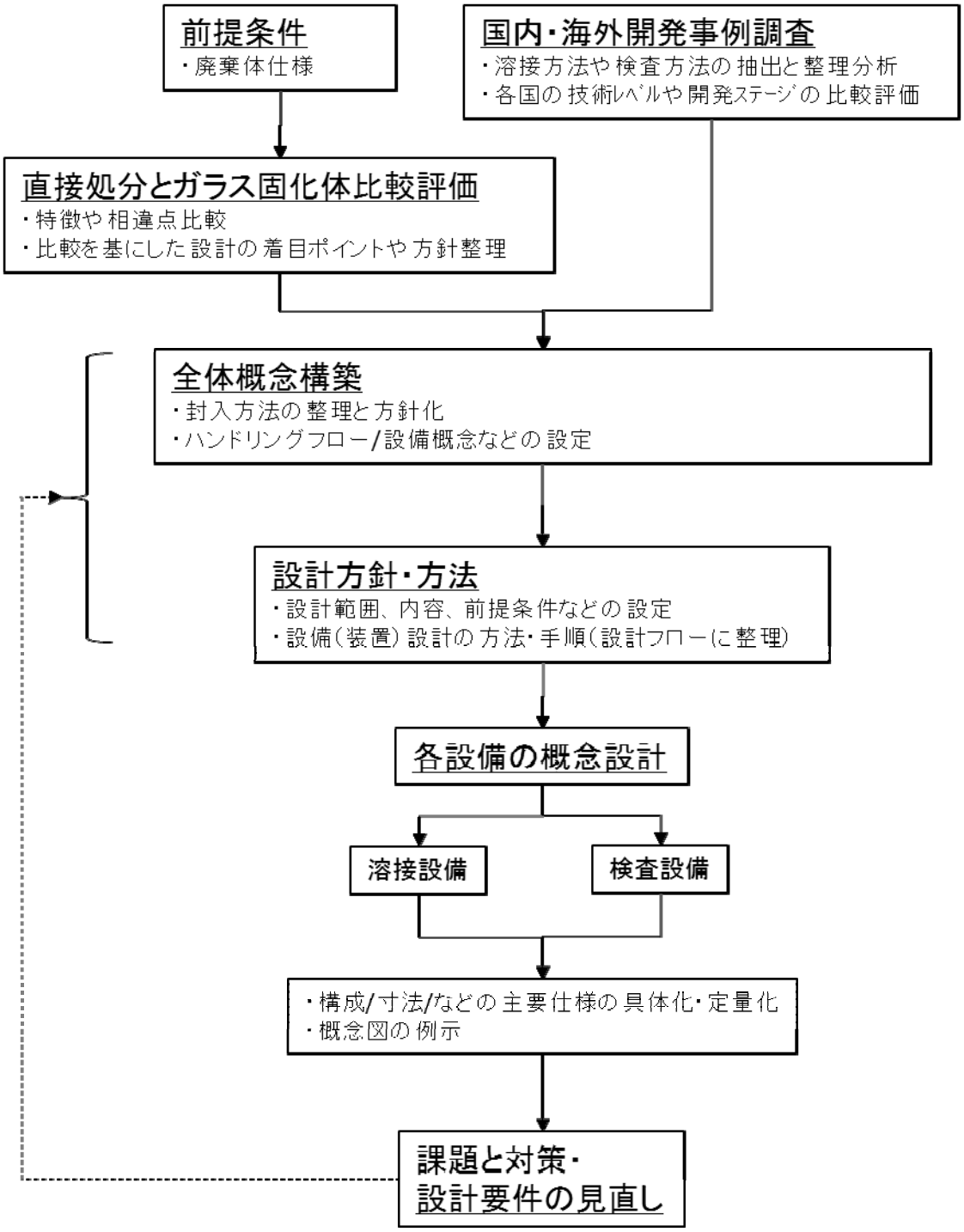


図 4.3.4-2　封入設備の概念設計フロー

2)封入方法の整理と選定

①溶接技術の選定

使用済燃料用の処分容器の封入技術としての溶接方法については、オーバーパックにおける技術や知見を適用可能と考えられ、評価項目はオーバーパックと同様として検討することとした。

H12 レポートでは、オーバーパックに対する封入溶接方法に関して、適用性において考慮すべき事項を 5 つ挙げて比較評価を実施している。比較評価の結果を表 4.3.4-4 に示す。

表 4.3.4-4　封入方法としての適用性に関する比較評価(核燃料サイクル開発機構, 1999c)

	1パス溶接法		多層盛り溶接法		
	電子ビーム溶接法	レーザービーム溶接法	TIG*2 溶接法	MIG*3 溶接法	MAG*4 溶接法
低入熱	◎	◎	△	○	○
不純物混入の回避	◎	◎	○	○	△
作業能率	◎	◎	△	○	○
厚板への適用性	◎*1	×	△	△	△
遠隔自動化の可能性	◎	◎	○	△	△

［凡例］◎：とくに良い，○：良い，△：やや劣る，×：劣る

*1 炭素鋼周溶接で80mm 程度の厚さまで確認済み

*2 Tungsten Inert Gas の略、*3 Metal Inert Gas の略、*4 Metal Active Gas の略

電中研・電事連の報告(電力中央研究所・電気事業連合会, 1999)では、表 4.3.4-5 に示す網羅的な一般的接合方法の中からオーバーパック封入溶接の候補となる工法を検討抽出し、比較評価を行った結果、次の 5 つの接合方法が有望であるとしている。

・電子ビーム溶接(EBW)
・サブマージアーク溶接(SAW)
・自動 TIG 溶接
・自動 MIG 溶接
・上記接合法に関連した複合技術(EBW＋MIG、EBW＋TIG など)

表 4.3.4-5　一般的な接合方法(電力中央研究所・電気事業連合会, 1999)

分類		接合方法	接合機構／エネルギー
機械的接合法		ネジ込み	機械的
		リベット	
		etc.	
冶金的接合法	溶融接合	ｻﾌﾞﾏｰｼﾞｱｰｸ溶接	アーク熱
		TIG 溶接	
		MIG 溶接	
		ﾌﾟﾗｽﾞﾏｱｰｸ溶接	ﾌﾟﾗｽﾞﾏｱｰｸ熱
		電子ﾋﾞｰﾑ溶接	電子ﾋﾞｰﾑｴﾈﾙｷﾞｰ
		ﾚｰｻﾞｰﾋﾞｰﾑ溶接	ﾚｰｻﾞｰﾋﾞｰﾑｴﾈﾙｷﾞｰ
		ｴﾚｸﾄﾛｽﾗｸﾞ溶接	抵抗発熱
		ﾃﾙﾐｯﾄ溶接	発熱反応(ﾃﾙﾐｯﾄ反応)
		etc.	―
	固相接合	拡散接合(液相、固相)	原子拡散
		ロー付け	
		摩擦圧接	塑性流動、原子拡散
		抵抗溶接	抵抗発熱
		高周波溶接	高周波加熱
		超音波溶接	超音波ｴﾈﾙｷﾞｰ
		etc.	―

国の基盤研究においては資源エネルギー庁の公募事業遠隔操作技術高度化開発として、平成 12 年度よりオーバーパックの封入技術としての溶接法の適用性について技術開発が行われてきた(たとえば、原環センター, 2010)。そこでは、最終的に適用性を有する溶接方法として、EBW、TIG 溶接、MAG 溶接が選定され、実規模レベルの溶接試験まで実施し(原環センター, 2013b)、EBW については 190mm の厚板材に対して課題が残る結果となり、TIG 溶接、MAG 溶接については適用性が十分あるものとして評価された。TIG 溶接においては、実規模のオーバーパックが試作され、一般公開用に展示されている(原環センター, 2009)。ただし、TIG 溶接と MAG 溶接を比較した場合に、TIG 溶接では時間がかかるため効率の向上が課題となっている。

ガラス固化体の封入溶接に対しては、溶接による熱の影響がガラス固化体の温度にほとんど影響していないことが国の基盤研究において確認されている(原環センター, 2010)。図 4.3.4-3 に、溶接時の温度の影響が最も大きい初層溶接時の温度解析による温度分布を示す。溶接程度の入熱では、ガラス固化体に対する温度変化の影響がほとんどないことが解析結果から得られている。

使用済燃料構造の処分容器では、オーバーパックと異なり、内部が中空となっておらず、燃料集合体収容スペース間の隔壁部などが金属で連続した構造になっていることから、熱の影響評価には処分容器構造を考慮したモデルによる解析が必要である。オーバーパックの温度分布解析(図

4.3.4-3)によれば、開先部先端からオーバーパック内表面までの距離が 20mm 程度離れていれば、熱伝導性が良いと考えられる板厚方向においても温度上昇は 200℃程度である。燃料集合体の制限温度を NAGRA では 400℃としており(NAGRA, 2012)、この温度レベルが許容されるとすれば、溶接による熱影響は問題にならないと考えられる。

海外の事例として、SKB においては耐食層である銅の溶接技術として FSW(摩擦攪拌接合)と EBW を候補とした適用性の検討が Canister Laboratory 施設で実施されている(たとえば、SKB, 2010)。Canister Laboratory の鳥瞰図を図 4.3.4-4 に示す(SKB, パンフレット)。また、NAGRA においては、炭素鋼処分容器の溶接方法について検討が行われ、EBW と狭開先 TIG 溶接が他の溶接法に比べて適用性が高いとして評価され(NAGRA, 2010)、さらに後熱処理についても検討を行い、燃料への温度の影響を解析的に評価している。

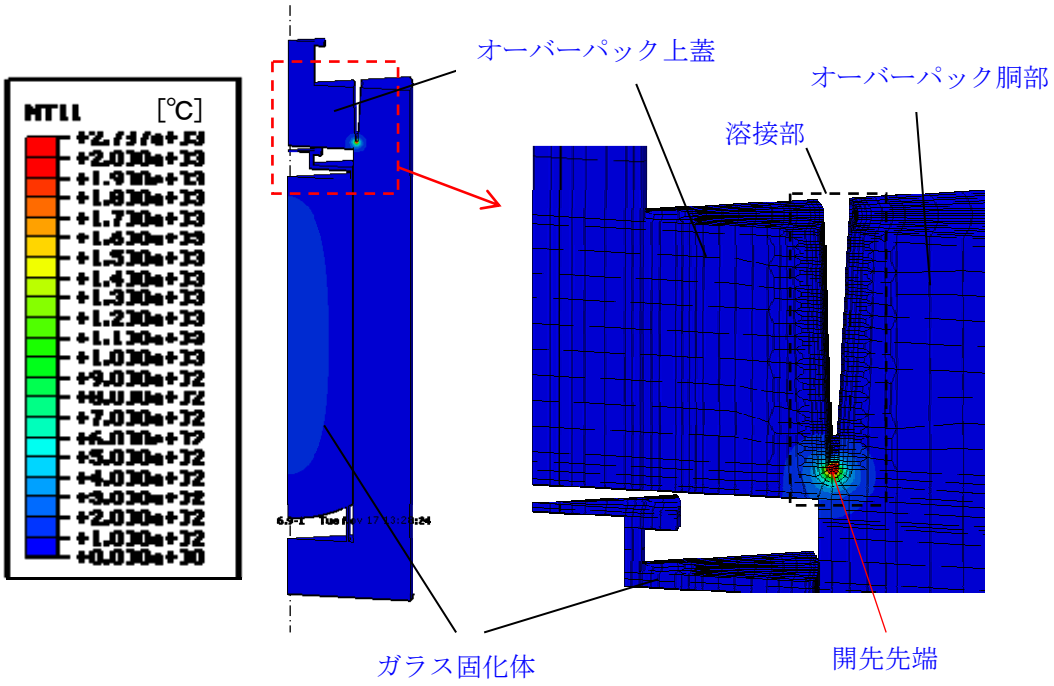


図 4.3.4-3　TIG 溶接時の温度分布解析結果(原環センター, 2010)

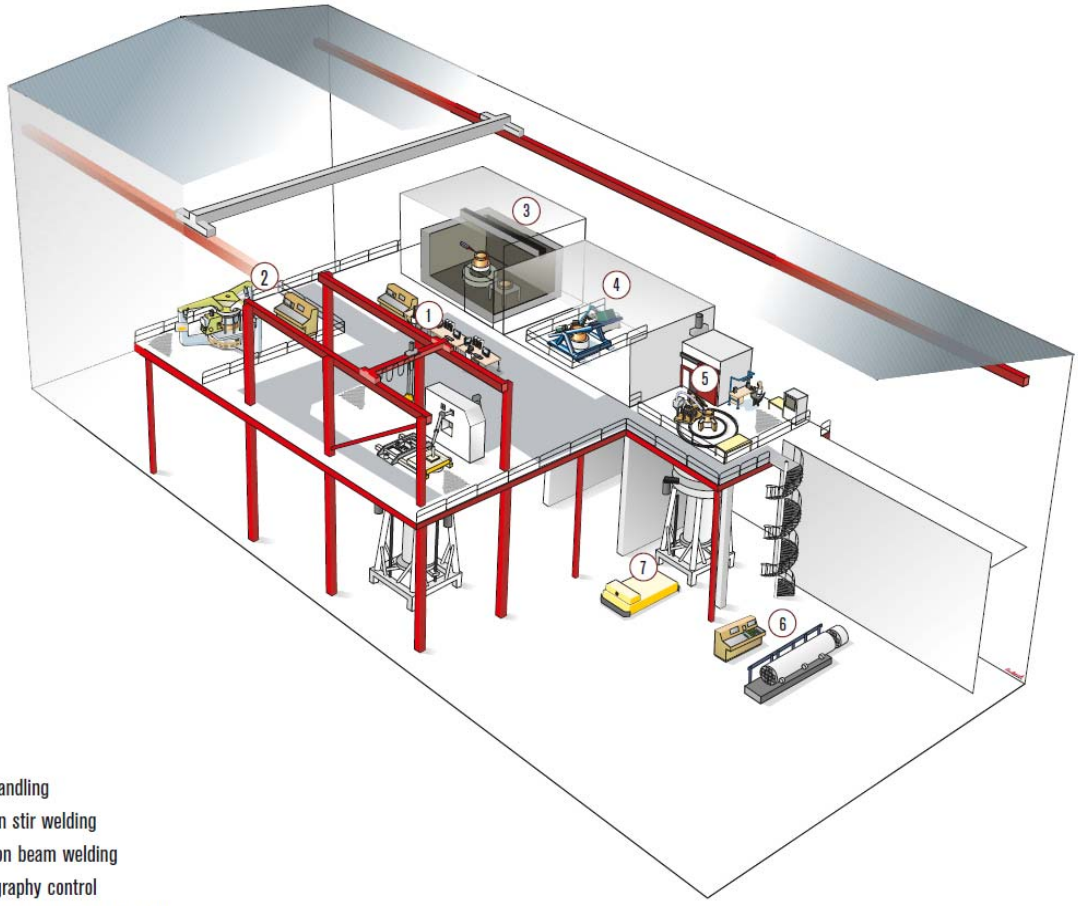


図 4.3.4-4　SKB の Canister Laboratory（SKB Panfuretto）

溶接技術にはそれぞれの長所短所があるが、国内で実施された基盤研究ではその適用性について確認を行っており、どの溶接技術も適用性が確認されている。ここでは、それらの中から海外では厚肉の炭素鋼溶接技術が開発されており、国内では実規模オーバーパックの溶接試験まで実施され適用性が確認されている TIG 溶接法(原環センター, 2013b；原環センター, 2009)を封入設備概念設計対象の溶接方法に選定した。

②検査技術の選定

オーバーパックの溶接部の検査については、非破壊検査とヘリウムリーク試験のような漏れ試験の検討が行われている(核燃料サイクル開発機構, 1999c)。

資源エネルギー庁の公募事業遠隔操作技術高度化開発においては、オーバーパックの溶接部の検査に対して技術調査と評価が行われている。そこでは、欠陥の位置、肉厚、種類など、様々な欠陥に対して一般的に適用される非破壊検査の手法を調査が行われている。その例を表 4.3.4-6、表 4.3.4-7 に示す(原環センター, 2001a)。内部欠陥の検出手法の代表的なものとして、放射線透過試験と超音波探傷試験が抽出されている。原環センターによる評価では、欠陥の発生位置や形状それぞれについての検査手法の長短を整理し、また開発状況も考慮して超音波探傷試験の適用が有望としている。

直接処分用処分容器に対する検査方法としても、非破壊検査手法を前提にオーバーパックと同

様炭素鋼材料であり、厚さがより薄い 140mm 深さの溶接開先に対する検査であること、海外の実施主体である NAGRA や SKB においても処分容器に対する検査方法として技術開発されていること(NAGRA, 2012、図 4.3.4-5 参照、SKB, 2010)などから超音波探傷法の適用性が高いと考え、この方法を封入設備概念設計対象の検査方法に選定した。

表 4.3.4-6　欠陥の位置および肉厚に応じた非破壊検査手法（肉厚範囲は概略範囲）(原環センター, 2001a)

欠陥位置	肉厚範囲	適用可能な試験手法
内　部	約 6 mm未満	◎放射線透過試験 ○超音波探傷試験 （渦流探傷試験） （電気抵抗法） （サーモグラフィー） AE試験
	約 6 mm以上 50mm未満	◎放射線透過試験 ◎超音波探傷試験 AE試験
	約50mm以上 100mm未満	○放射線透過試験 ◎超音波探傷試験 AE試験
	約100mm以上	放射線透過試験 ◎超音波探傷試験 AE試験
裏面および裏面直下（裏面からのアプローチが不可の場合）	約 6 mm未満	◎放射線透過試験 ◎超音波探傷試験 （渦流探傷試験） （電気抵抗法） （サーモグラフィー） AE試験
	約 6 mm以上	放射線透過試験 ◎超音波探傷試験 AE試験

◎：使用頻度が高いもの
○：比較的よく使われるもの

表 4.3.4-7　各種類の欠陥の検出に適した非破壊検査手法(原環センター, 2001a)

肉　厚	欠陥の種類または形状	適した試験手法
薄肉	平面状の欠陥 （割れ，融合不良，溶込み不良等）	◎放射線透過試験 ○超音波探傷試験 渦流探傷試験 電気抵抗法 サーモグラフィー AE試験
	体積状の欠陥 （スラグ巻込み，非金属介在物等）	◎放射線透過試験 ○超音波探傷試験 渦流探傷試験 電気抵抗法 サーモグラフィー AE試験
厚肉	平面状の欠陥 （割れ，融合不良，溶込み不良等）	○放射線透過試験 ◎超音波探傷試験 AE試験
	体積状の欠陥 （スラグ巻込み，非金属介在物等）	○放射線透過試験 ○超音波探傷試験 AE試験

◎：使用頻度が高いもの
○：比較的よく使われるもの

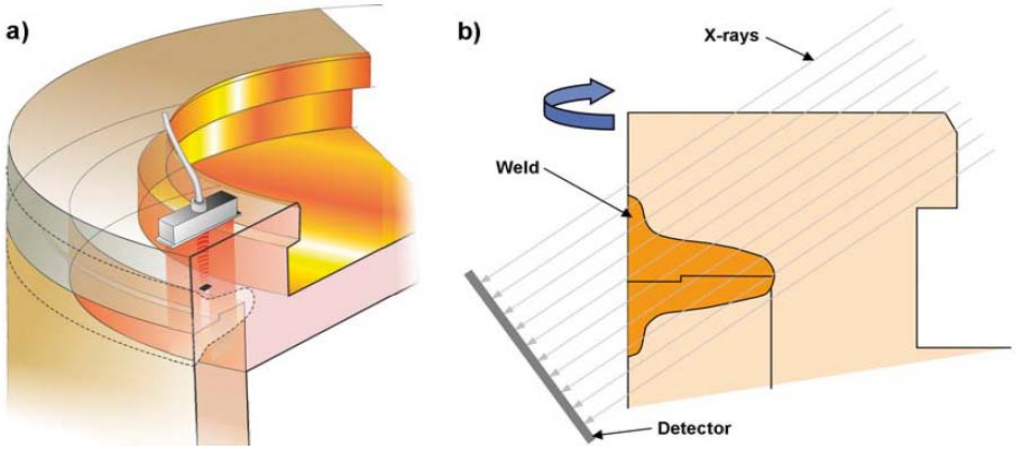


図 4.3.4-5　SKB における非破壊検査概念(SKB, 2010)

3)ハンドリングフローの設定

地上施設の使用済燃料の封入設備における作業工程の例を図 4.3.4-6 に示す。

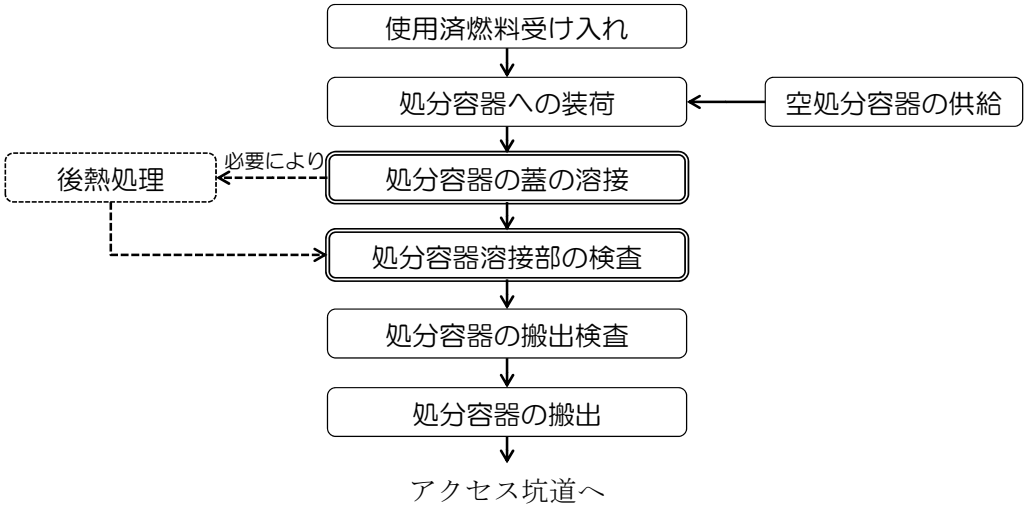


図 4.3.4-6 封入設備における作業工程例

(6)設計方針・方法（要求仕様、前提条件の検討）

1)要求仕様の検討

使用済燃料の処分容器は地層処分用として使用されることから、放射性物質を内包すること、地層処分の長期安全性の確保に影響しないこと、地下環境での作業があること、など基本的な事項が共通であるため、要求仕様はガラス固化体の地層処分と同様になるものと考えられる。したがって、H12 レポートに示された、表 4.3.4-8 に示す事項を直接処分用廃棄体に対しても基本的な要求仕様と考えるものとした。

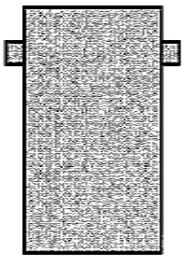
表 4.3.4-8　封入、検査およびハンドリングに対する要求事項(核燃料サイクル開発機構, 1999c)

	考慮すべき事項
封入溶接	・高品質な溶接が可能なこと ・ガラス固化体に有意な熱影響を与えないこと ・溶接能率が高いこと ・遠隔自動化が可能なこと
溶接検査	・信頼性の高い検査が可能なこと ・遠隔自動化が可能なこと
ハンドリング	・確実なオーバーパックの把持が可能なこと ・狭い空間での作業が可能なこと

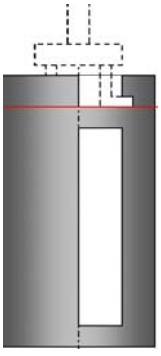
2) 処分容器把持部の形状の検討

H12 レポートにおいては、オーバーパックのハンドリング方法については、現状では機械的機構によるハンドリングが最も適切であるとしており、表 4.3.4-9 に示すハンドリング形状が提示されている。この中で、定置作業の実現性や作業性、信頼性の面から、表中の(a)が操業システムを構築するうえで成立性の高い方法の 1 つと判断される。

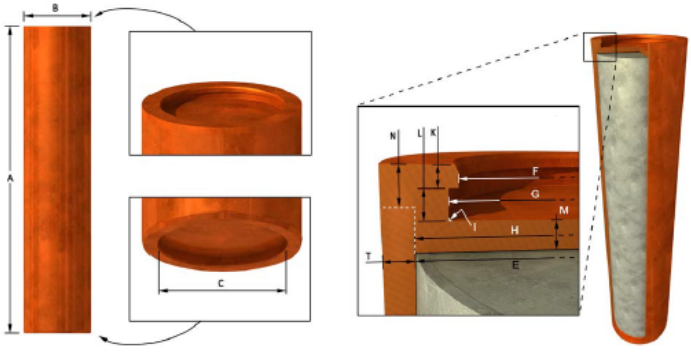
表 4.3.4-9 ガラス固化体の地層処分におけるハンドリングの観点からの処分容器蓋掴み部の形状案
(核燃料サイクル開発機構, 1999c)

ハンドリング機器との取り合い部が頂部にあるもの		ハンドリング機器との取り合い部が側面にあるもの		
(a)ガラス固化体と同形状	(b)アイボルト型	(c)フランジ型	(d)溝型	(e)トラニオン型
				

また、表 4.3.4-9 に示した蓋部形状以外に、SKB のキャニスタなどで採用されている(f)外周円把持型が挙げられる。(図 4.3.4-7 参照)



(f)外周円把持型 概念



SKB のキャニスタ(SKB, 2010)

図 4.3.4-7 外周円把持型 蓋部形状概念

蓋把持部については、以下の観点から形状選定を行うものとした。

① 処分容器外周部に突起もしくは溝などがある場合、ブロック定置方式では緩衝材形状が複雑となるため、把持部機構は処分容器頂部にある方が望ましい。

② 処分容器のハンドリングは遠隔操作で行うため、把持部は遠隔操作性が高い形状を選定すべきである。

上記より、把持部における基本的な形状はオーバーパックと同様、(a)の形状を選定した。使用済燃料処分容器はオーバーパックと比較し寸法・重量が増加しているが、把持部形状は変えずに寸法を大きくすることにより対応可能と考えられる。

なお、把持構造は、地上施設や地下施設における廃棄体のハンドリングや人工バリアの設計などを更に詳細に進めていく中で、今後、見直しや最適化を図っていくことが必要となる。

3) 処分容器蓋部の形状の検討

溶接用蓋構造として、落し蓋および平蓋の形状を挙げ、TIG 溶接における比較検討を行った。

2 つの蓋構造については、TIG 溶接において、品質、開発装置化の面で双方とも適用が可能ではある。ただし、溶着部面積において、平蓋は落し蓋の約 120%であるため、溶着量も左記と同等の差異が出てくる。

本検討で選定した TIG 溶接の課題として挙げられる作業効率を考慮すると、より溶着量が少ない落し蓋の方が、効率面から望ましいと考えられることから、溶接用蓋構造としては、落し蓋(溶接方向は下向き)を選定した。

図 4.3.4-8 に処分容器の落とし蓋構造概念を示す。なお、蓋把持部寸法の詳細は別途検討が必要である。

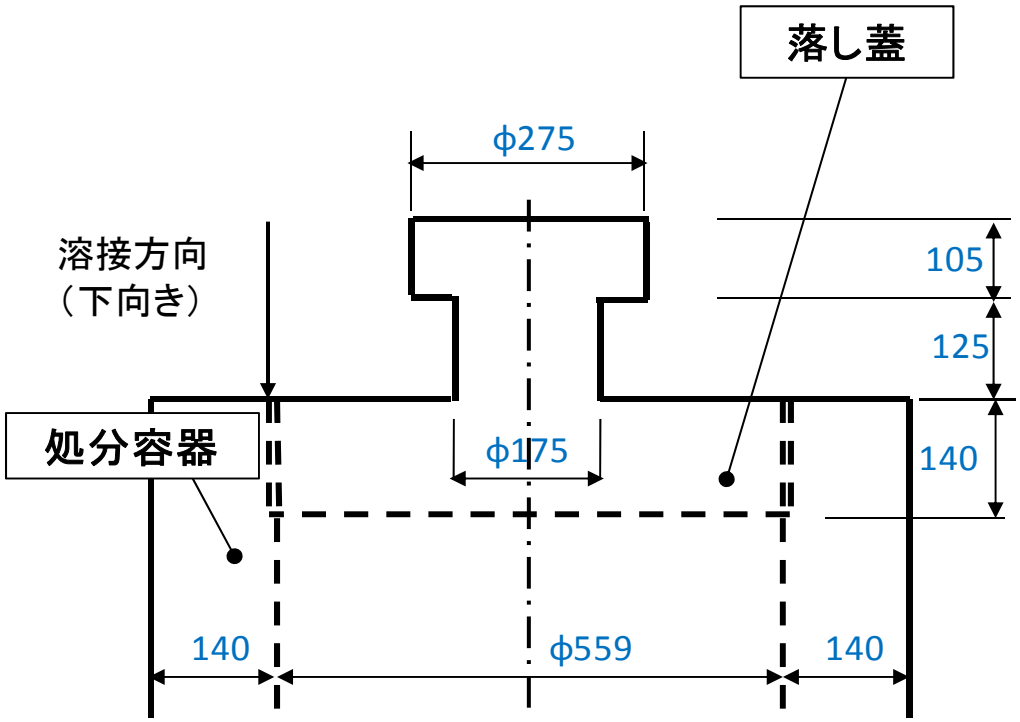


図 4.3.4-8 処分容器 落とし蓋構造概念

(7)設備の概念設計

1)溶接装置

①設備仕様の設定

溶接装置の設備仕様として次のとおり設定した。

・溶接法：TIG 溶接
・処分容器姿勢：縦置き
・溶接姿勢：下向き
・開先形状／溶接部厚さ：狭開先／140ｍｍ
・図 4.3.4-8 に示した蓋構造での溶接ができること。処分容器が架台上に搭載できること。

②設備仕様、機器リストの作成

溶接装置における機器リストを表 4.3.4-10 に示す。

表 4.3.4-10　溶接装置　機器リスト

装置	機器名称	数量	備考
溶接装置	溶接機	1 台	
	回転機構	1 台	

③装置概念図

図 4.3.4-9 に溶接装置の概念図を示す。基盤研究である資源エネルギー庁の公募事業遠隔操作技術高度化開発において行われた溶接装置の設計例を基に、直接処分用廃棄体への適応を図ったものである。設計のポイントは以下のとおりとした。

・門型機構上のハンドリングロボットによる溶接ヘッドの脱着
・溶接開先部の遠隔監視のための溶接ヘッドへのカメラ設置
・ターンテーブルによる処分容器の回転、門型機構上のハンドリングロボットによる溶接ヘッドの前後、左右、上下の移動
・処分容器の位置決め機構の付加
・ワイヤ溶着時の遠隔復旧を考慮した溶接ヘッド用とワイヤ切断用の 2 つのハンドリングロボットの設置
・搬送台車および溶接装置下部移動機構による溶接装置への処分容器の移動

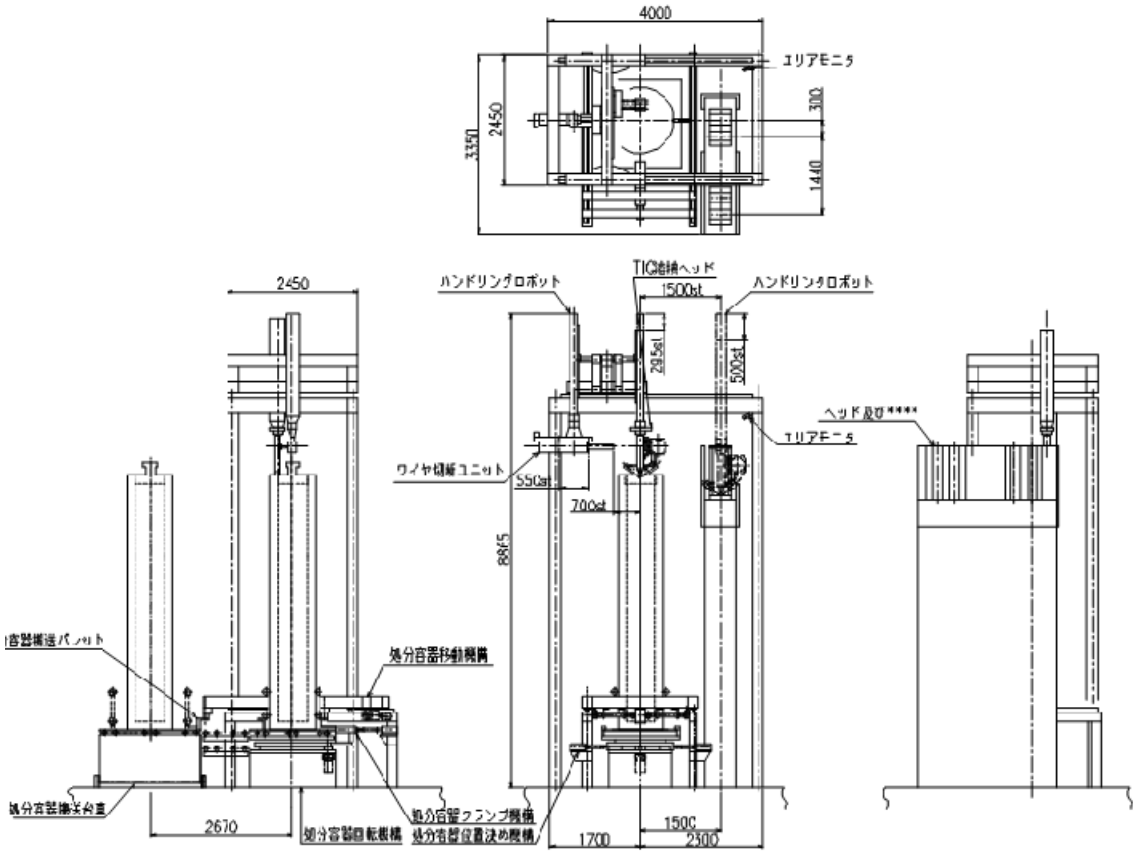


図 4.3.4-9　溶接装置概念

2) 検査装置

①設備仕様の設定

検査装置の設備仕様として次のとおり設定した。

・検査法：超音波探傷試験

・処分容器姿勢：縦置き

・検査姿勢：下向き

・開先形状／溶接検査部厚さ：狭開先／140ｍｍ

・図 4.3.4-8 に示す蓋構造での検査ができること。処分容器が架台上に搭載できること。

②設備仕様、機器リストの作成

検査装置における機器リスト表 4.3.4-11 に示す。

表 4.3.4-11　検査装置　機器リスト

装置	機器名称	数量	備考
検査装置	検査機	1 台	
	回転機構	1 台	

③装置概念図

図 4.3.4-10 に検査装置の概念図を示す。溶接装置と同様、基盤研究である資源エネルギー庁の公募事業遠隔操作技術高度化開発において行われた検査装置の設計例を基に、直接処分用廃棄体への適応を図ったものである。設計のポイントは以下のとおりである。

・門型機構上のハンドリングロボットによる検査ヘッドの脱着
・ターンテーブルによる処分容器の回転、門型機構上のハンドリングロボットによる検査ヘッドの前後、左右、上下の移動
・処分容器の位置決め機構の付加
・搬送台車および検査装置下部移動機構による検査装置への処分容器の移動
・探触子のキャリブレーション・エリアの設定

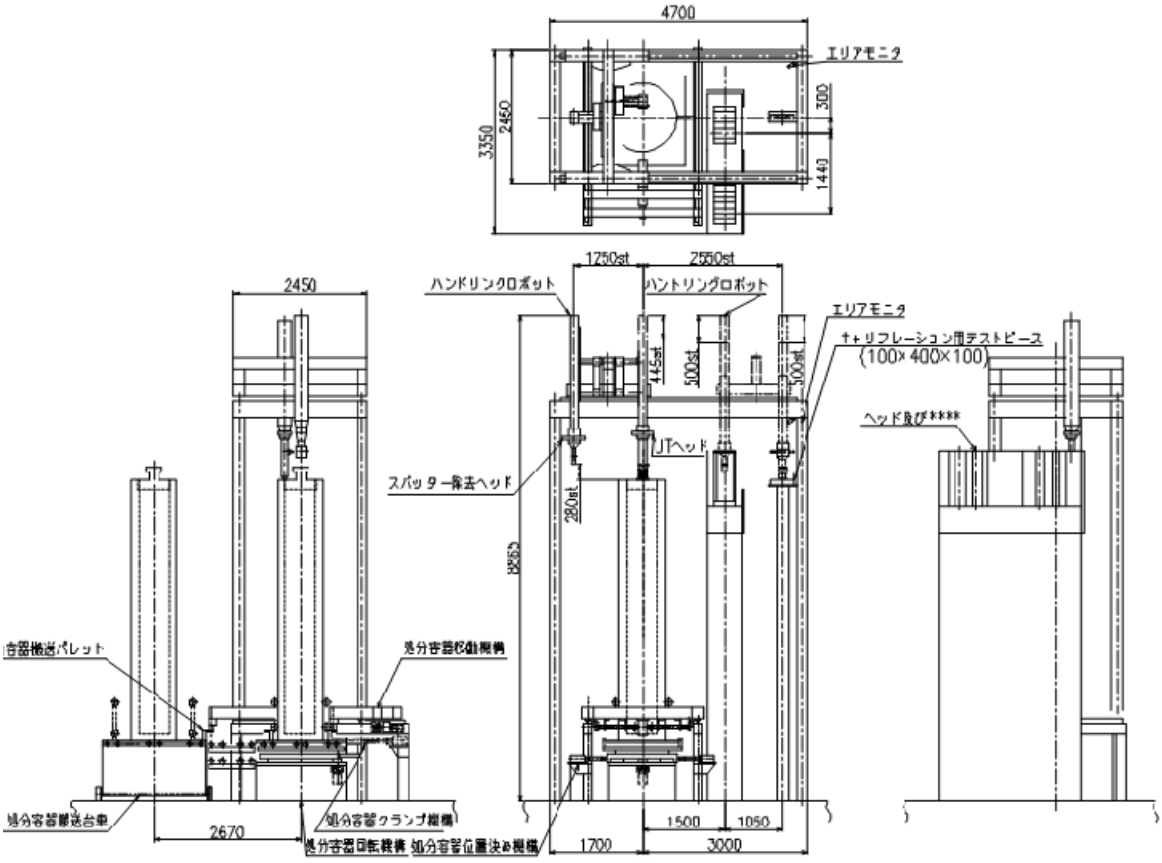


図 4.3.4-10　検査装置概念

(8)課題と今後の対応

地上施設における溶接設備、検査設備の設計において抽出された課題を以下に示す。

①オーバーパックの溶接技術においては、遠隔溶接の可能性が示されているが、使用済燃料直接処分を想定した処分容器の遠隔溶接は実証されていない。遠隔溶接試験を実施し、当技術の確立を図る必要がある。

②溶接時の使用済燃料集合体に対する熱の影響については制限温度に関する検討を行うと共に、廃棄体の形状、構造や寸法をモデルとして解析評価を実施し、影響を評価する必要がある。

③長期健全性の観点から、溶接部の許容欠陥寸法と欠陥の検出性について検討する必要がある。

(9)設計要件の設定

溶接設備、検査設備の設計要件としては、表 4.3.4-8 に示した要求事項を満たすためのものでなければならない。このような観点から、設計要件を表 4.3.4-12 のように設定した。

表 4.3.4-12 溶接設備、検査設備の設計要件

	設計要件
封入溶接	・高品質な溶接が可能なこと ・処分容器および使用済燃料集合体に有意な熱影響を与えないこと ・溶接能率が高いこと ・遠隔自動化が可能なこと
溶接検査	・信頼性の高い検査が可能なこと ・遠隔自動化が可能なこと

(10)まとめ

地上施設の中心的な設備である封入設備について、溶接設備と検査設備の概念設計を行った。

①内包する放射性廃棄物への入熱による熱影響への考慮などについては引き続いて調査・検討が必要であるものの、その他の仕様や条件についてはほぼ使用済燃料構造処分容器とオーバーパックで大きな相違点はないことが分かった。

②この結果から、既往の知見であるオーバーパックの溶接技術、検査技術などを参考として、溶接方法として TIG 溶接、溶接検査方法として超音波探傷法を本概念設計の対象技術として選定した。

③これらの技術を適用した直接処分用廃棄体の封入設備について概念設計を進め、装置の構成や大きさなどを具体化した装置概念を示した。

4.3.5 直接処分方策に関する調査・検討

(1)概要

使用済燃料集合体の直接処分システムの設計にあたっては、使用済燃料の基本特性に起因して、処分施設の建設・操業中や閉鎖段階、閉鎖後の制度的管理期間における保障措置／核セキュリティ、モニタリング、回収可能性の確保、地下施設閉鎖に関するモラトリアムに応じた坑道維持といった様々な観点からの方策に配慮することが必要となる。このことから、本項目では、直接処分に求められる諸方策およびその施設設計への具体的な反映について、直接処分計画を進めている諸外国などの事例調査に基づく情報整備を行った。

(2)直接処分方策に関する事例の調査・整理

処分施設の設計においては、一般に、処分施設操業時の安全性や閉鎖後の長期安全性確保などの技術的側面に加え、処分計画を進める上で様々なステークホルダーの要求などに基づく社会的側面への配慮が必要とされる。使用済燃料の直接処分に関していえば、こうした社会的側面に影響を受ける方策として、処分施設の建設・操業中や閉鎖段階、閉鎖後の制度的管理期間における保障措置／核セキュリティ、モニタリング、回収可能性の確保、地下施設閉鎖に関するモラトリアムに応じた坑道維持、使用済燃料の貯蔵方法や冷却期間と処分への移行時期、記録保存、制度的管理が考えられ、これらの方策を処分概念や施設の設計にいかに反映するかについて、考え方や具体的方法を明確にしておくことは非常に重要である。そこで、使用済燃料の直接処分計画を進めている諸外国や国際機関における処分概念や施設の設計における上記方策の反映の考え方や方法論について事例を調査し、わが国における直接処分の概念や施設の設計に資する情報として整備した。

- 調査項目としては、処分施設の建設・操業・閉鎖および閉鎖後の期間に生じる可能性のある技術的､社会的な不確実性への柔軟な対応を可能とするため､上述したように、これらの期間を通じた保障措置／核セキュリティ対策、モニタリング方法、回収可能性の確保策、処分計画を進めるうえでのモラトリアムに応じた対策、使用済燃料の貯蔵方法や冷却期間および処分への移行時期、記録保存、制度的監視とした。
- また、処分概念や施設の設計の検討に際して考慮された、その他不確定要因に伴うリスクについて特定・分析し、わが国の使用済燃料直接処分計画に関するリスクマネジメントの考え方に資する情報を整理した。
- 調査対象としては、使用済燃料の直接処分を進めている、スウェーデン SKB、フィンランド Posiva、フランス ANDRA、スイス NAGRA、カナダ NWMO、米国 DOE およびや、国際機関である IAEA や NEA などが公開している研究開発報告書や学術雑誌などのうち、直接処分に係る上記方策の処分概念や施設の設計検討への反映の考え方や方法論などについて記載されているものとした。これらの報告書などに明確に記載されていない場合には、調査対象機関の専門家への聞き取りにより情報収集を図った。
- なお、上記調査に基づく情報（保障措置／核セキュリティ、モニタリング方法、回収可能性の確保策、処分計画を進めるうえでのモラトリアムに応じた対策、使用済燃料の貯蔵方法や冷却期間および処分への移行時期、記録保存、制度的監視および不確定要因に伴うリスクなどの情報）を各国ごとに整理した。上記調査に基づく情報については、内容、根拠となる資料およびその引用箇所を追跡可能な形で整理し、処分概念

データベース（※）への格納を念頭において、拡充・整備を行った。

※処分概念データベースは、原子力機構が経済産業省資源エネルギー庁から受託した事業「先進的地層処分概念・性能評価技術高度化開発」（平成 19 年度～平成 24 年度）において開発したデータベースである。本データベースには、国内外で検討されている高レベル放射性廃棄物についての主要な処分概念を中心に、それらに関する技術情報が収集されており、評価項目（処分概念の適用性などに係る分析・評価で着目する項目であり、「設計因子」や設計因子の下位の「属性」を参考にして設定）を軸として構造的な整理がなされている。

1)直接処分方策に関する調査・整理結果

処分施設の設計において社会的側面に影響を受ける項目について、処分施設の建設・操業中や閉鎖段階、閉鎖後の制度的管理期間における保障措置／核セキュリティ対策、モニタリング方法、回収可能性の確保策、処分計画を進めるうえでのモラトリアムに応じた対策、使用済燃料の貯蔵方法や冷却期間および処分への移行時期、記録保存、制度的監視およびその他不確定要因に伴うリスクについて調査を行い、情報を各国ごとに整理した。国際的諮問機関である国際原子力機関（IAEA）および原子力機関（NEA）に関しては、使用済燃料を直接保有していないため、保障措置・モニタリング・記録保存などの問題に関する情報については、現実的な具体策よりも一般的な政策助言や一般的指針に近いものである。また、今後、使用済燃料の処分に向けた各国のプログラムが順次実施されていけば、上記機関の役割はいずれ小さくなっていくと考えられる。それは、使用済燃料を直接処分する国家プログラムが構築され、規制当局により認可されれば、後発の国家処分プログラムにとって、そのプログラムを参考とすることができると考えられるからである。

調査対象国における処分場プログラムの現状は以下のとおりであった。

- スウェーデンおよびフィンランド：建設許可申請（CLA）手続きが現在進行中であり、詳細度の極めて高い処分場プログラムを行っている。
- フランスおよびスイス:スウェーデンおよびフィンランドよりは完成度が少し低いが、処分場プログラムは進展している。
- カナダ：処分サイトや概念の類型が決まっていないことなど、まだ詳細化されていない予備的なプログラムである。
- 米国：きわめて早い時期に処分場プログラムが作られ、規制当局の審査も始まっていたが、ネバダ州ユッカマウンテンサイトの認可手続きの政治的な延期により、具体案が実施されるかどうか、という懸念が生じている。

各調査項目に対して、各国の調査結果を整理したものを表 4.3.5-1～4.3.5-8 に示す。

表 4.3.5-1　各国における保障措置／核セキュリティの情報

国	保障措置／核セキュリティの情報
スウェーデン	キャニスタの蓋に 1mm の深さで刻印し、核物質保障措置の詳細および管理のために記録する。 輸送時・封入サイトで記録を用いて検査し、保障措置に関して重要な特性の情報について保存する。 キャニスタを識別できるよう、カメラで読み取り可能な刻印を行う。
フィンランド	輸送経路、キャニスタの量、取扱手順、保障措置対策は、処分の段階ごとに情報共有が行われるように計画する。 施設（地下を含む）の全ての場所・物質・操作を記録し、キャニスタの位置を確実に把握する。 キャニスタを識別できるようカメラで読み取り可能な刻印を行う。
フランス	フランスの地層処分プロジェクト（Cigeo プロジェクト）では特定の対策手順がまだ存在しないが、保障措置に関する対策が検討されないということではない。
スイス	原子力発電所の運転者は SF および HLW の包括的かつ詳細なインベントリを提示しなければならない。 すべての廃棄物の定置は、各容器の正確な処分位置を含めてコンディショニングが文書化される。
カナダ	カナダ原子力安全委員会（CNSC）の安全・保障措置局が、カナダと IAEA との間で締結された保障措置協定と追加議定書による管理を実施する。
米国	核物質防護規定に以下が盛り込まれる予定である。 ・　不正侵入や核物質の不正持ち出し、盗難、または流用、および放射性物質放出を伴う妨害破壊行為から保護する物理的障壁、進入制御、検出、監視、警報など。 ・　セキュリティ用の機器やサブシステムの有効性、可用性、信頼性、保守性、および整合性への信頼性に資する、機器の検査および保守などの活動。 ・　保障措置における不測の事象に対する所定の対応策､および米国原子力規制委員会(USNRC)への保障措置上の事象の報告過程を指定し、防護区域内への不正侵入や同区域内での活動に対応するための保障措置用不測事態対応計画（コンティンジェンシー・プラン）。
IAEA	以下の処分場の各作業に保障措置が考慮されている。 サイトの特性調査および処分場の設計、処分場の建設、廃棄物/使用済燃料の受入れ 廃棄物/使用済燃料廃棄体の一時貯蔵、地下への廃棄物/使用済燃料の移送 地下作業、地下への材料/輸送、埋戻しと密封、廃棄物/使用済燃料廃棄体の回収 処分場の閉鎖、閉鎖後のサイト管理 また、封じ込め監視の措置には、目視点検、カメラ監視、放射線（中性子とガンマ線）モニター、および人感センサが含まれる可能性がある。
NEA	IAEA が発表しているものに携わっていたため、IAEA と同様であると考えられる。

表 4.3.5-2　各国におけるモニタリング方法の情報

国	モニタリング方法の情報
スウェーデン	エスポ岩盤研究所では、pH・Eh・温度・電気伝導度・溶存酸素などのパラメータをオンラインで測定する装置を開発中である。
フィンランド	閉鎖後モニタリングには、規制上明確な要件はないが、規制当局などが判断を変更する可能性がある。 サイトのモニタリング、バリア性能のモニタリング、作業員への放射線モニタリング、環境へ漏出した放射性物質のモニタリングを行うとしている。
フランス	C 廃棄物（ガラス固化した高レベル放射性廃棄物）および使用済燃料処分セルのモニタリングおよび、立坑と坑道のモニタリングについて具体的な方法が計画されている。
スイス	建設開始前には、処分場の影響を潜在的に受ける区域の湧水・地下水、土壌、水塊、大気の放射能をモニタリングする必要があり、湧水の経路および化学組成も調査する必要がある。 処分場の建設と運転時は、地下構造物の周囲の地質環境のモニタリングが必要。
カナダ	処分場の操業段階後に、処分場の安全を確保するためにモニタリングすることは決定していない。 操業期間中のモニタリング・プログラムでは、必要なモニタリングのパラメータおよびそれを計測するための技術を明らかにするとしている。
米国	処分場の性能確認プログラムでは、以下のものが挙げられている。 降水量モニタリング、 漏出モニタリング、 飽和帯モニタリング ニアフィールドにおける熱負荷のある坑道のモニタリング ダスト蓄積モニタリング、 熱負荷のある坑道の坑道内環境モニタリング 地質工学・設計上のモニタリングおよび試験、表層地質図作成 地震活動モニタリング、建設効果モニタリング、熱負荷のある坑道の熱機械的モニタリング、廃棄物輸送物以外での設計および試験、廃棄物輸送物のモニタリングおよび試験
IAEA	以下のモニタリングデータが挙げられている。 ・ 廃棄物特性（放射性核種の放射能とインベントリ、廃棄物量、廃棄物パッケージの寸法と質量、廃棄物パッケージの内容物と特性を含む） ・ サイト特性（地震、水理地質学、気象、生物学、地球化学、および地形学のデータを含む） ・ 安全要件とパフォーマンスに対する処分場の適合性（放射性核種の放出、環境影響、および処分場の構造健全性を含む）など
NEA	地下研究施設では、以下のようなパラメータがモニタリングされる可能性がある。 ・処分場トンネル内およびその周辺の岩盤内部での温度場の進展、 ・ベントナイト材料での再飽和率と膨潤圧、 ・腐食率およびガス生成率、など

表 4.3.5-3　各国における回収可能性の確保策の情報

国	回収可能性の確保策の情報
スウェーデン	回収可能性を確保しなければならない規定はない。 定置手順に何らかの問題が生じ、又は、問題が検知された場合にそれに対処する手段として回収を検討しており、今後の SKB の RD&D プログラムの中で詳細で具体的な説明が示される予定。
フィンランド	回収可能性を正式に求めていないが、Posiva の現行建設許可申請（CLA）には「性能目標」として、実現可能とすることを含んでいる。閉鎖後でも地上に回収可能できるとしている。
フランス	処分場を段階的かつ柔軟に管理するアプローチを検討している。処分の各段階において、前段階へ戻る、現段階を維持、次の段階に進むという選択肢を持つことで、より柔軟で可逆性の高い処分を計画している。機器は基本的には処分に利用したものを使用する。
スイス	処分場の設計時に高レベル放射性廃棄物の回収可能性を検討する必要がある。 モニタリング終了時までは回収可能でなければならない。 回収の概念には、運転員と地域住民の放射線被ばく線量の予測値が含まれていなければならない。 処分の逆の手順で回収を可能とする。
カナダ	使用済燃料容器の閉鎖後の回収可能性に対する正式な要件はない。 回収作業は容器定置作業を逆の順序で行い、回収容器を処分場地上施設に輸送するために輸送キャスクを使用する。
米国	可逆性と回収可能性の必要性が、ユッカ・マウンテン規制での規制要件に組み込まれていた。 回収手順は処分の逆手順であるが、具体的な工学的設計を計画はしていなかった。
IAEA	IAEA は回収可能性の戦略を、以下の 3 つに処分場を区分し、まとめている。 廃棄物の定置後の早期閉鎖を行う処分場：回収を容易とするように設計されてなくとも、廃棄物の回収は容易。 段階的な実施アプローチを行う処分場：このアプローチに廃棄物の回収を容易とするための具体的な設計措置が含まれると考えられる。 「開放型処分場」：定置と閉鎖が異なる時期に行われるため、閉鎖まで廃棄物は容易に回収することができる。
NEA	R-scale（回収可能性尺度）を定義しており、廃棄物における各段階において、回収費用、回収容易性、能動的制御、受動的安全性を分類し、記載している。 処分場の設計などは IAEA 報告書を参照しているため、IAEA と同様であると考えられる。

表 4.3.5-4　各国における処分計画を進める上でのモラトリアムに応じた対策の情報

国	処分計画を進める上でのモラトリアムに応じた対策の情報
スウェーデン	想定していない。
フィンランド	特別な対策が記載された情報は見当たらない。
フランス	段階的かつ柔軟に管理するアプローチを検討しており、処分の各段階において、前段階へ戻る、現段階を維持、次の段階に進むという選択肢を持つことで、モラトリアムに応じた対策となる。
スイス	操業時に不利益な事象が起きた場合、一時的閉鎖のための措置を取る。 一時的閉鎖のための措置は、処分場の建設許可申請とともに提示されるが、処分場の長期安全性を損なってはならない。 措置は、廃棄物の定置前に試験区域で実証する必要がある。
カナダ	NWMO によって、指摘および検討は行われていない。
米国	計画では、開放坑道方式としており、考え方がモラトリアムに応じた対策であった。稼働凍結期間中における処分場の工学的施設の保守要件は特にない。
IAEA	この点に関して特別な要件を課していない。
NEA	この点に関して特別な要件を課していない。

表 4.3.5-5　各国における使用済燃料の貯蔵方法や冷却期間と処分への移行時期の情報

国	使用済燃料の貯蔵方法や冷却期間と処分への移行時期の情報
スウェーデン	貯蔵キャニスタに入れて、湿式貯蔵。 設計目標であるキャニスタ当たりの崩壊熱が 1600W 以下となる期間を冷却期間として定める。
フィンランド	サイト内または使用済燃料貯蔵施設などで湿式貯蔵している。（ロシアに輸送され処分されたものもある。）
フランス	Cadarache の「CASCAD」施設のみ乾式貯蔵で使用済燃料を取扱い、湿式貯蔵が広く用いられている。 将来の貯蔵として、地上施設に貯蔵する可能性を検討しており、Well concept、Multi-storied facility、Concrete apron units facilities などが検討されている。
スイス	5～10 年間、発電所サイトに立地するプールに貯蔵。 密封された輸送貯蔵キャスクに封入され、スイス北部 Wurenlingen の ZWILAG 集中型中間貯蔵施設（乾式貯蔵）に移送。 移送後、特別設計された処分容器に貯蔵。
カナダ	発生した発電所で湿式又は乾式で中間貯蔵されている。 CANDU 原子炉から排出される使用済燃料は、期間はサイトごとに異なるが、数年間特別な貯蔵プールに入れられ、最終的にサイト内の中間乾式貯蔵施設に移送される。 AECL サイロ、AECL MACSTOR、および OPG 乾式貯蔵容器の 3 種類の乾式貯蔵容器が用いられている。
米国	原子炉設置場所の敷地内に貯蔵されていたが、乾式貯蔵に転換してきた。 敷地内貯蔵の安全性が指摘されており、処分への移行時期について現在明確な方針が決定されていない。
IAEA	使用済燃料貯蔵の安全とセキュリティに影響する大きな技術的問題はないが、原子炉敷地内貯蔵施設のプールは稀な大災害の状況でも、十分な冷却を確保できる受動的安全装置の強化が必要である。また、乾式貯蔵の場合、燃料の長期的健全性に対していくつかの懸念があり、燃料を取り出すことを可能とするためのフォローアッププログラムが必要である。
NEA	貯蔵施設の選択は国家の決定事項であるため、この点については、特別な要件を課していない。

表 4.3.5-6　各国における記録保存の情報

国	記録保存の情報
スウェーデン	核物質の管理・保障措置において重要な特性について、専用のデータベースに保存する。 SKB の施設の操業および長期的安全性にとって重要な特性については、燃料集合体に関するすべての関連情報を格納するための別のデータベースに保存する。
フィンランド	施設（地下を含む）の全ての場所・物質・操作、キャニスタの位置を記録し、保存する。
フランス	初期研究段階から処分場の設計、設計の正当性の証明、関連する安全性実証、処分場の建設とその後の操業、処分場における廃棄物パッケージの管理、処分場構造物の段階的閉鎖から処分場の最終閉鎖まで関連する知識とデータを保存している。 記録保存の妥当な保存期間は、約 5 世紀であり、数千年の範囲では、巨石などのマーカーの有効性を研究している。
スイス	判断に基づいたすべての決定、ならびにデータの処理および安全評価の一部としての定量分析、又は定性分析の実施のための品質保証措置を文書化。 地層処分場の建設、運転、および地層処分場に関する知識の長期的確保に関連する文書化。 少なくとも 3 部の複写し、異なる場所に記録保存。 さらに様々な情報を記録保存することとしている。
カナダ	カナダ原子力安全委員会（CNSC）が、使用済燃料処分に関する記録の収集と維持を担う。
米国	規制要件を満たすために、施工関係の記録類には、最低限下記が盛り込まれる（抜粋）。 ・ 容易に識別できる地上の特徴やモニュメント ・ 地質図および地質断面 ・ 施工上の問題点についての説明 ・ 遭遇した変則的な条件についての説明 ・ 計測器の位置、測定値、および分析結果 ・ 構造的サブシステムの位置と説明 ・ 仕様や竣工後の図面を含む施設設計記録 ・ 永久閉鎖と廃炉に関連する施設の運転記録
IAEA	記録管理システム（RMS）を方針として示しており、処分における各段階において、どのような記録が必要かが階層ごとに検討されている。
NEA	NEA によるこうした項目における要件は見当たらない。

表 4.3.5-7　各国における制度的監視の情報

国	制度的監視の情報
スウェーデン	スウェーデン放射線安全庁（SSM）は、計画中の処分施設の操業について、規制上の監視および監督の役割を担う。 監督および審査の正確な詳細は、現在 SKB が提出している建設許可申請（CLA）への決定前に作成される。
フィンランド	放射線・原子力安全庁（STUK）が発行する原子力に関する安全指針（YVL 指針）があり、現在、8 つの領域（総則、系統、圧力装置、建屋および構造物、その他の構造物および機器、核物質、放射線防護、放射性廃棄物管理）に分けて記述されている。 設計作業には場合に応じて政令（原子力発電所の安全性に関する政令 733/2008、原子力利用におけるセキュリティに関する政令 734/2008、原子力発電所における緊急時対応体制に関する政令 735/2008）やフィンランド建築基準や鉱山に関する安全規制などが適用される。
フランス	地層処分場の監視には、当事者および様々な利害関係者が関与し、政府および評価機関の監督の下でそれぞれの見解や予想を表明することができるとしている。
スイス	廃棄物管理プログラムを審査し、5 年毎に更新する必要がある。 連邦エネルギー局（FOE）と連邦原子力安全検査局（ENSI）が審査を行い、連邦評議会が承認する。 以下を文書化し、定期的に ENSI に提出し審査・評価を受ける。 ・ 処分場の運転段階および観察段階でのモニタリング・プログラム ・ 品質管理および品質保証プログラム ・ 原子力施設の定期報告に関するガイドライン（ENSI-B02）および原子力施設からの情報に関するガイドライン（ENSI-B03）に従って、通常運転からの逸脱を含む、処分場施設の運転および放射線の状況。 ・ 密封の申請と閉鎖後段階の規制ルールの申請
カナダ	原子力安全管理法（NSCA）の第 26 節に基づき、サイトの準備、建設、運転或いは廃止措置など、原子力施設に関連する活動は、カナダ原子力安全委員会（CNSC）が交付する認可に従う場合のみ実施することができる。 原子力を規制する権限は連邦政府に委ねられているが、州と地方自治体による規制も適合しなければならない。
米国	閉鎖後の性能は、100 年の制度的監視という前提条件が想定されていた。
IAEA	処分場の制度的管理は国レベルで取り扱われるというのが IAEA の見解である。
NEA	処分場の制度的監視は、国レベルで取り扱われる。

表 4.3.5-8　各国における不確定要因に伴うリスクなどの情報

国	不確定要因に伴うリスクなどの情報
スウェーデン	SKB の建設許可申請（CLA）および規制当局の審査は、使用済燃料の最終地層処分に関してその分野で最初の活動であり、今後の SKB の建設許可申請（CLA）に対する規制当局の審査を注視が必要である。
フィンランド	設計段階の確率論的リスク評価を建設許可申請の際に提出するとしている。確率論的リスク評価において含むべき操業中に予想される障害の原因（システムの故障など）、想定事故を引き起こす原因（岩盤崩落など）および設計基準事故（燃料棒の損傷など）が設定されている。
フランス	全ての産業施設に共通の「通常リスク」と、放射性廃棄物に関する放射線リスクに区別し、まとめている。 外部環境に付随するリスクとして、地震や気象事象などを考慮するとしている。 3 段階プロセスに従って、深層防護（defence in depth）の原理を適用するリスクマネジメントが提案されている。 ・ 機器故障、人および外部攻撃の可能性を考慮しながら、適切な施設の設計と予防措置によって事故を防止する。 ・ 地滑りを検出し、自動的なシステム又は作業員の行動によって対処するための施設および機器のモニタリング方法を確認する。 ・ 予防策にもかかわらず事故が起こる可能性があることを想定し、防護措置を定めて影響を制限し、事故の重大性を軽減する。
スイス	閉鎖後では、可能性の高いシナリオについては、放射性物質の放出による個人線量が年間 0.1mSv を超えてはならない。可能性が低い将来のシナリオについては、合計で、個人の健康リスクが年間 100 万分の 1 を超えてはならない。 安全性評価において、気候や人間の生活習慣については、現在の視点に基づく現実的な想定がなされる。処分場への故意の人間侵入を含むシナリオや隕石などのきわめて稀な事象を含むシナリオは検討から除外している。
カナダ	特記すべき情報はない。
米国	閉鎖後のトータルシステム性能評価（TSPA）が実施されている。 また、閉鎖前の臨界可能性を主要なパラメータによって評価した。その際、リスクマネジメントとして、重要なパラメータを決定し、どのようにパラメータを扱うかを設定している。 さらに、閉鎖後の臨界可能性についても評価を行った。
IAEA	IAEA はこの点に関する特別な要件を課していない。
NEA	安全評価で考慮すべき空間スケールと時間スケールから、処分場とその周辺地域の特徴や発展における不確実性が避けられない。 一部の不確実性は、たとえば、適切な地質環境の選択によって回避することができるか、その影響を緩和することができる。別の不確実性は、サイト特性評価、設計最適化や検証試験およびモニタリングにより、処分場計画の過程で対処される。残余の不確実性は、安全性を脅かさないことが示されなければならない。

2)調査文献一覧

上記調査を行った文献一覧を国毎に整理し、表 4.3.5-9～表 4.3.5-15 に示す。

表 4.3.5-9　スウェーデンの直接処分方策に関する調査文献一覧

国	調査文献
スウェーデン	・SKB (2010)： Design, production and initial state of the canister, TR-10-14, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co., Stockholm, Sweden. ・SKB(2010)： Spent nuclear fuel for disposal in the KBS-3 repository, TR-10-13, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co., Stockholm, Sweden. ・SKB(2011)： Long-term safety for the final repository for spent nuclear fuel at Forsmark: Main report of the SR-Site project , TR-11-01 (3 volumes), Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co., Stockholm, Sweden. ・SKB (2013)： RD&D Programme 2013: Programme for research, development and demonstration of methods for the management and disposal of nuclear waste, TR-13-18, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co., Stockholm, Sweden.

表 4.3.5-10　フィンランドの直接処分方策に関する調査文献一覧

国	調査文献
フィンランド	・Finnish Government (2000)： Governments decision-in-principle December 21st 2000 for Posiva’s application for constructing a spent nuclear fuel disposal facility. Finnish Government, Helsinki. ・Finnish Government (2008)： Government Decree on the Safety of Disposal of Nuclear Waste, 736/2008. ・Lahti, M. (ed.) and Hakala, M (2010)： Results of monitoring at Olkiluoto in 2009: Rock mechanics, Working Report 2010-47, Posiva Oy, Eurajoki, Finland, 102 p. ・Ministry of the Environment (2006)： National Building Code of Finland, parts A-F. ・Ministry of Trade and Industry (1975)：Decision by the Ministry of Trade and Industry Regarding Safety Regulations for Mines, 921/75 (including amended decision 1187/95). ・POSIVA (2012)： Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto: Synthesis 2012, Posiva 2012-12. Posiva Oy, Eurajoki, Finland. ・POSIVA (2013)： Safety case for the disposal of spent nuclear fuel at Olkiluoto – Models and Data for the Repository System 2012, Posiva 2013-0, Posiva Oy, Eurajoki, Finland. ・Raiko, H. (2013)： Canister Design 2012, Posiva 2012-13,Posiva Oy, Eurajoki, Finland. ・Saanio, T., Ikonen, A., Keto, P., Kirkkomäki, T., Kukkola, T., Nieminen, J. and Raiko,H. (2013): Design of the Disposal Facility 2012, Posiva Working Report WR 2013-17, Posiva Oy, Eurajoki, Finland. ・STUK (2012)：Draft Guide YVL 8.5 “Operational safety of a disposal facility for spent nuclear fuel”, Radiation and Nuclear Safety Authority, Helsinki, Finland. ・Vaittinen, T., Ahokas, H., Nummela, J., Pentti, E., Penttinen, T., Pöllänen, J., Turku, J., Karvonen, T. and Aro, S. (2013)： Results of monitoring at Olkiluoto in 2011. Hydrology, Working Report 2012-43, Posiva Oy, Eurajoki, Finland, 400 p.

表 4.3.5-11　フランスの直接処分方策に関する調査文献一覧

国	調査文献
フランス	・ANDRA (2005) : Architecture and management of a geological repository. Dossier Argile, ANDRA. ・ANDRA (2009) : Options de conception du stockage en formation géologique profonde. Dossier Etape 2009, ANDRA. ・ANDRA (2010) : Disposal facilities: A collective memory for future generations. Brochure, ANDRA. ・ANDRA (2012) : Bilan des études et recherches sur l'entreposage - Déchets radioactifs de haute activité et de moyenne activité à vie longue. 2012, ANDRA. ・ANDRA (2013) : "The Cigeo project Meuse/haute-Marne reversible geological disposal facility for radioactive waste", Project owner file 2013, ANDRA. ・NEA (2010) : Partnering for Long-term Management of Radioactive Waste. Evolution and Current Practice in Thirteen Countries. FSC Study, Nuclear Energy Agency, Paris, France.

表 4.3.5-12　スイスの直接処分方策に関する調査文献一覧

国	調査文献
スイス	・ENSI（2009）:　Specific design principles for deep geological repositories and requirements for the safety case. Guideline for Swiss Nuclear Installations ENSI-G03/e, Swiss Federal Safety Inspectorate, April 2009. ・ENSI（2010）:　Anforderungen an die provisorischen Sicherheitsanalysen und den sicherheitstechnischen Vergleich.　Sachplan geologische Tiefenlager Etappe 2, Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat, April 2010. ・NAGRA (2002)　Konzept für die Anlage und den Betrieb eines geologischen Tiefenlagers. Entsorgungsnachweis für abgebrannte Brennelemente, verglaste hochaktive sowie langlebige mittelaktive Abfälle. Nagra Technischer Bericht 02-02, December 2002. ・NAGRA（2002）:　Project Opalinus Clay: Safety Report. Demonstration of disposal feasibility for spent fuel, vitrified high-level waste and long-lived intermediate-level waste (Entsorgungsnachweis). Nagra Technical Report 02-05, December 2002. ・NAGRA (2002): Project Opalinus Clay: Models, Codes and Data for Safety Assessment. Demonstration of disposal feasibility for spent fuel, vitrified high-level waste and long-lived intermediate-level waste (Entsorgungsnachweis). Nagra Technical Report 02-05, December 2002. ・ NAGRA （ 2002 ） : Projekt Opalinuston: Synthese der geowissenschaftlichen Untersuchungsergebnisse. Entsorgungsnachweis für abgebrannte Brennelemente, verglaste hochaktive sowie langlebige mittelaktive Abfälle. Nagra Technischer Bericht 02-03, December 2002. ・NAGRA（2010）: Beurteilung der geologischen Unterlagen für die provisorischen Sicherheitsanalysen in SGT Etappe 2. Klärung der Notwendigkeit ergänzender geologischer Untersuchungen. Nagra Technischer Bericht 10-01, October 2010. ・SFOE（2008）:　Sectoral Plan for Deep Geological Repositories - Conceptual Part. Translation from German, Swiss Federal Office of Energy, April 2008. ・SR 732.1 (2003) : Nuclear Energy Act (NEA) of 21 March 2003. Translation from German, Federal Assembly of the Swiss Confederation, 2003. ・SR 732.11(2004): Nuclear Energy Ordinance (NEO) of 10 December 2004. Translation from German, Swiss Federal Council, 2004. ・SR 732.12(2012): Safeguardsverordnung vom 21. März 2012. Schweizerische Bundesrat, 2012. ・SR 814.501 (1994) : Radiological protection Ordinance (RPO) of 22 June 1994. Translation from German, Swiss Federal Council, 1994.

表 4.3.5-13　カナダの直接処分方策に関する調査文献一覧

国	調査文献
カナダ	・Eng, A. (2008)：Äspö Hard Rock Laboratory – Canister Retrieval Test: Retrieval Phase Project Report. International Progress Report IPR-08013. Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co., Stockholm, Sweden. ・Freire-Canosa, J. (2012)：Implications of Placing High Burnup Used Fuel in a Deep Geological Repository, NWMO TR-2012-15, Nuclear Waste Management Organization, Ontario, Canada. ・Garamszeghy, M. (2013)：Nuclear Fuel Waste Projections in Canada – 2013 Update, NWMO TR-2013-11, Nuclear Waste Management Organization, Ontario, Canada. ・Maak, P., Birch, K. and Simmons, G.R. (2010)：Evaluation of Container Placement Methods for the Conceptual Design of a Deep Geological Repository, NWMO TR-2010-20, Nuclear Waste management Organization, Ontario, Canada. ・NWMO (2011)：APM Conceptual Design and Cost Estimate for a Deep Geological Repository in Crystalline Rock: Summary Report, APM-REP-00440-0011, NWMO. ・NWMO (2013)：Implementing Adaptive Phased Management 2014 to 2018, Nuclear Waste Management Organization, Ontario, Canada. ・SCN (2011)：APM Conceptual Design and Cost Estimate Update Life Cycle Cost Estimate for Used Fuel Transportation System, APM-REP-00440-0006, Nuclear Waste Management Organization, Ontario, Canada. ・SKB (2010)：Äspö Hard Rock Laboratory – Annual Report 2009. Swedish Nuclear Waste Management Organization Technical Report TR-10-10. Stockholm, Sweden. ・Villagran, J. (2012)：Used fuel container retrieval from a deep geological repository in crystalline rock: Vertical borehole configuration, NWMO TR-2012-03, Nuclear Waste Management Organization, Ontario, Canada. ・Xu, Z., Kazimi, M.S. and Driscoll, M.J. (2005)：Impact of High Burnup on PWR Spent Fuel Characteristics. Nuclear Science and Engineering. Vol. 151, 261-273.

表 4.3.5-14　米国の直接処分方策に関する調査文献一覧

国	調査文献
米国	・Apted, M., Beigi, F., Black, P., Dykes, A., Fitzgerald, M., Johnson, D., Kessler, J., Kozak, M.W., Morrissey, M., Ross, A., Sowder, A., Supko, E. and Zhou, W. (2008): Occupational Risk Consequences of the Department of Energy's Approach to Repository Design, Performance Assessment and Operation in the Yucca Mountain License Application. EPRI Report 1018058. Electric Power Research Institute, Palo Alto, CA. ・BRC (2012): Report of the Blue Ribbon Commission on America's Nuclear Future, Final Report. January 2012. ・EPRI (2009): EPRI Yucca Mountain Total System Performance Assessment Code (IMARC) Version 10: Model Description and Analyses, Technical Report 101871, Electric Power Research Institute, Palo Alto, CA. ・Kozak, M.W., and Sowder, A. (2010): EPRI Review of Geologic Disposal for Used Fuel and High Level Radioactive Waste, Volume II-U.S. Regulations for Geologic Disposal. EPRI Report 1021384. Electric Power Research Institute, Palo Alto, CA. ・Kozak, M.W., Kessler, J., King, F., Kozak, M.W., Sowder, A., Supko, E., Wells, A., Kemeny, J. and Zhou, W. (2008): Feasibility of Direct Disposal of Dual-Purpose Canisters in a High-Level Waste Repository. EPRI Report 1018051. Electric Power Research Institute, Palo Alto, CA. ・NEI (2013): Status of Used Nuclear Fuel Storage at U.S. Commercial Nuclear Plants. Fact Sheet, July 2013, Nuclear Energy Institute. ・Sowder, A., Kessler, J., Apted, M. and Kozak, M.W. (2013): What Now for Permanent Disposal of Used Nuclear Fuel and HLW in the United States? Radwaste Solutions January-April 2013. ・USDOE (2008): Construction License Application for a Geological Repository at Yucca Mountain, Nye County, Nevada. US Department of Energy. ・USNRC (2013): Draft Waste Confidence Generic Environmental Impact Statement, NUREG-2157. US Nuclear Regulatory Commission. ・Werner, J.D. (2012): Congressional Research Report, Congressional Research Service 7-5700, R42513 U.S. Congress.

表 4.3.5-15　IAEA、NEA の直接処分方策に関する調査文献一覧

国	調査文献
IAEA	・IAEA (1999) : Maintenance of records for radioactive waste disposal; IAEA-TECDOC-1097, Vienna: International Atomic Energy Agency. ・IAEA (2001) : Waste Inventory record keeping systems (WIRKS) for the management and disposal of radioactive waste, Vienna: International Atomic Energy Agency. ・IAEA (2004) : Records for radioactive waste management up to repository closure: Managing the primary level information (PLI) set, IAEA-TECDOC-1398, Vienna: International Atomic Energy Agency. ・IAEA (2010) : Technological implications of international safeguards for geological disposal of spent fuel and radioactive waste. – Vienna: International Atomic Energy Agency. ・IAEA (2011) : The management system for the development of disposal facilities for radioactive waste, Vienna: International Atomic Energy Agency. ・IAEA (2013) : Options for management of spent fuel and radioactive waste for countries developing new nuclear power programs. Vienna: International Atomic Energy Agency. ・IAEA (2013) : Spent Fuel Storage Operation-Lessons Learned (IAEA TECDOC 1725), Vienna: International Atomic Energy Agency.
NEA	・NEA (2004) : Post-closure safety case for geological repositories, NEA no. 3679. ・NEA (2011) : Reversibility and Retrievability (R&R) for the Deep Disposal of High-level Radioactive Waste and Spent Fuel: Final Report of the NEA R&R Project (2007-2011). ・EC/NEA (2010) : The Joint EC/NEA Engineered Barrier System Project: Synthesis Report (EBSSYN) Final Report. ・EC (2004) : Thematic Network on the Role of Monitoring in a Phased Approach to Geological Disposal of Radioactive Waste. European Commission 2004. ・NEA (2011) : International Understanding of Reversibility of Decisions and Retrievability of Waste in Geological Disposal, Flyer 2011. ・IGSC (2005) : Integration Group for the Safety Case (IGSC) topical session proceedings of the 6th IGSC meeting. The role of monitoring in a safety case held on 3 November 2004, Issy-les-Moulineaux, France, report NEA/RWM/IGSC.

3)調査・整理結果のまとめ

上記のとおり、諸外国における直接処分方策について、保障措置／核セキュリティ対策、モニタリング方法、回収可能性の確保策、処分計画を進めるうえでのモラトリアムに応じた対策、使用済燃料の貯蔵方法や冷却期間および処分への移行時期、記録保存、制度的監視およびその他不確定要因に伴うリスクについて、の８つの調査項目を定め、事例調査を行い、得られた情報を整理した。各調査項目に関して各国の情報を概観し、重要と考えられる情報を以下にまとめた。

保障措置／核セキュリティ対策

- 各国の考え方は、関係者や手引きされた外部の人物などによって、使用済燃料が別の目的に転用されることを防ぐことである。
- 方法としては、輸送経路やインベントリなどについて情報共有と記録保存を行うことや、各キャニスタの蓋にカメラで識別可能な刻印を行い、情報を管理することなどが考えられている。
- セキュリティ対策の具体的な事項については、詳細は非公開であると考えられる。

モニタリング方法

- 建設前のモニタリングは建設根拠のため、操業時のモニタリングはバリア性能などセーフティケースの裏付けに役立てるために主に検討されている。閉鎖後モニタリングについては、実施の際に処分場性能へ影響を与えないようにすることが前提として重要視されている。
- 各国で操業時のモニタリングなどの検討が進められている。例えば、スウェーデンは、設置したバリアの地下性能をモニタリングすることを計画しており、漏出モニタリングを行う測定システムは開発済みで実験が進められている。
- 回収可能性・モラトリアムについても関連するが、フランスは可逆性を重視しており、考え方・アプローチが異なる。

回収可能性の確保策

- 可逆性および回収可能性を確保する主な目的は、ステークホルダーの要望に応えること、および将来の世代に管理に関する選択の余地を残すことである。
- 回収方法として、大部分は処分を行う逆の手順を行うことで対応可能としている。
- フランスは可逆性を考慮するために、処分場を段階的かつ柔軟に管理するアプローチを検討している。処分の各段階において、前段階へ戻る、現段階を維持、次の段階に進むという選択肢を持つことで、より柔軟で可逆性の高い処分を計画している。

処分計画を進めるうえでのモラトリアムに応じた対策

- いくつかの国で処分場の安全性に課題が生じる、または正常な閉鎖を行うことができないなどの状態が起きた場合に、一時的な閉鎖を行うための措置を考えることが必要であるとされている。

・スウェーデン・フィンランド・カナダは、処分計画を進める上でのモラトリアムに応じた対策について、現時点で特別な対策が考慮されていない。
・モラトリアムに対し、米国のユッカマウンテンでの現在の状況を考慮すると、政治的な理由から稼働凍結かつ再開困難な状況に置かれるという可能性がある。
・フランスは可逆性の高い段階的アプローチがモラトリアムに応じた対策となる。

使用済燃料の貯蔵方法や冷却期間及び処分への移行時期

・湿式貯蔵と乾式貯蔵が貯蔵方法として存在し、両者ともに数十年の実績がある。
・冷却期間は約 30～50 年である。
・フランスは将来の処分場として、地上施設に貯蔵する可能性も検討している。

記録保存

・記録保存の目的は、将来世代へサイト状況を知らせることや、将来世代の処分場に対する決定に役立つ情報を残すことである。
・記録保存の情報として、記録保存する情報の対象、保存する場所、保存する媒体など、様々な検討が進められている。
・将来世代に対して、地上に示す識別可能なモニュメントなども検討されている。

制度的監視

・各国で異なり、例えばフィンランドでは、確率的リスク評価により、操業中に予想される障害の原因、想定事故の原因、設計基準事故で検討すべき項目を定めている。

不確定要因に伴うリスクなどの情報

・フランスでは、操業時・閉鎖後・パッケージ回収時において、一般の産業施設と共通の通常リスクと処分場特有の放射線リスクを区別し整理している。
・米国では規制要件として臨界の可能性を評価する必要があり、閉鎖前臨界性能評価について詳細な情報がある。

本調査を踏まえた今後の課題として、各国の直接処分方策において変化した（または変化の議論がある）事項の調査を行うことが挙げられる。これは、各国における今後の直接処分の方針を捉えることにつながるため、わが国の直接処分施設の設計において考慮すべき事項であると考えられる。特に以下の項目についての調査が必要と考えられる。

・管理型処分やモラトリアムについての再考や、閉鎖要件の変化
・燃料サイクルの様々なシナリオ間の比較評価に基づく直接処分の相対的な位置付けの見直し
・リスク評価における、シビアアクシデントへの配慮
・安全規制や法規制の強化あるいは緩和、安全管理・組織の変化
・社会的受容性への配慮の強化、など

また、上記の項目の調査を実施するために、本調査で対象とした国や国際機関に加えて、以下も調査対象として検討が必要と考えられる。

・直接処分を新たに、あるいは今まで以上により重要視し検討を行い始めている国
・学会および大学などの研究機関
・実施主体以外の規制機関、など

以上の項目および対象について調査を進めることで、今後のわが国における直接処分の概念や施設の設計に資する情報をさらに収集し、整備することができると考えられる。

(3)処分概念データベースの拡充・整備

前項で調査した直接処分に係る情報は、処分概念データベース（※）に格納することを念頭に置いて整理されている。ここでは、本処分概念データベースの高度化として、前項の調査における各調査項目に対して整理した情報を格納するためのフィールドの拡充、処分概念データベースの既存情報と追加する情報を関連づけるデータベース構造の整備、追加情報の閲覧機能およびそのための検索機能の追加を行った。処分概念データベースのフィールドとして新たに追加した項目は、前項の調査項目の内、過年度の処分概念データベースに含まれていなかった以下の項目である。

・使用済燃料の貯蔵方法や冷却期間と処分への移行時期
・制度的管理
・記録保存
・保障措置／核セキュリティ
・地下施設閉鎖に関するモラトリアムに応じた対策

フィールドを追加した処分概念データベースの画面例を図 4.3.5-1 に示す。また、新たに追加した項目においても比較閲覧機能を活用可能とした。その画面例を図 4.3.5-2 に示す。

本年度は、既存の処分概念データベースに対して、実際に調査を行った結果に照らして、新たな情報項目の追加や比較閲覧機能の追加などの高度化を行った。これらにより、本年度調査した結果、および、今後得られる同様の調査結果を効率的に処分概念データベースにて取り扱うことが可能となった。ただし、処分概念データベースは、多様な条件に対して適用可能な処分概念を検討する際に活用することを目的として構築されてきた経緯があり、各条件に対する処分概念の特徴の整理､比較という観点に重点を置いた機能や構成となっている。一方、本事業における調査結果は、直接処分における設計・性能評価に対して活用していくことが望まれると考えられ、そのような観点においては、必ずしも既存の処分概念データベースで扱われている情報や機能、データ構成が最適であるとは言い切れない。そのようなことを勘案した場合、望ましいデータベースの構築のためには、既存の処分概念データベースを改良していくよりも、本検討に合致したデータベースを再構築していくことが合理的であると考えられる。今後、直接処分に係るデータベースを構築していくためには、目的、目標、ユーザ、利用方法、他のデータベースとの住み分け、などについて更に検討を深めていくことが望ましいと考えられる。

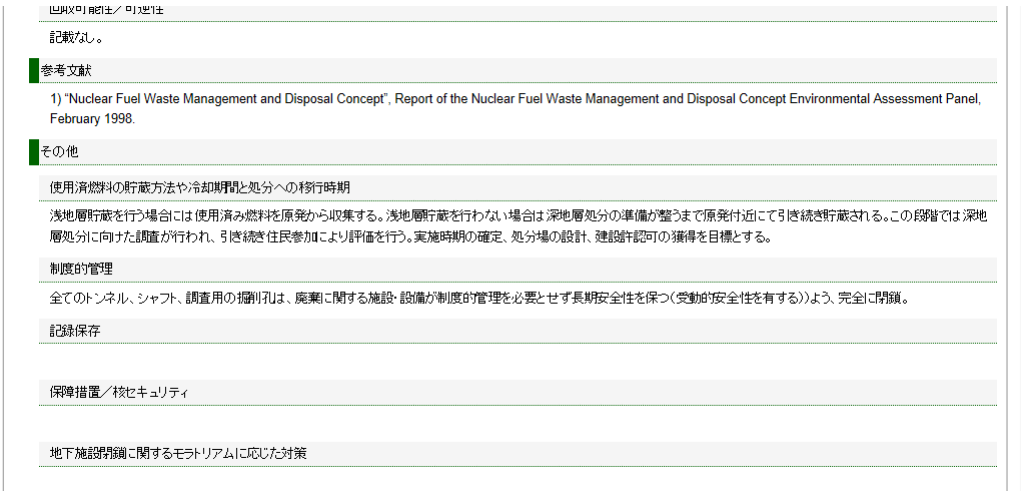


図 4.3.5-1　フィールドを追加した画面例

図 4.3.5-2　追加した項目の比較閲覧機能の画面例

(4)保障措置／核セキュリティの事例調査

1)概要

「(2)直接処分方策に関する事例の調査・整理」では、処分施設の建設・操業中や閉鎖段階、閉鎖後の制度的管理期間における保障措置／核セキュリティ、モニタリング、回収可能性の確保、地下施設閉鎖に関するモラトリアムに応じた坑道維持、使用済燃料の貯蔵方法や冷却期間と処分への移行時期、記録保存、制度的管理などの社会的側面に影響を受ける方策を処分概念や施設の設計にいかに反映するかについて、使用済燃料の直接処分計画を進めている諸外国や国際機関における処分概念や施設の設計における上記方策の反映の考え方や方法論について事例を調査した。これら調査した社会的側面に影響を受ける方策のうち、本項では、使用済燃料の処分施設の設計段階において考慮しておくことが必要になる保障措置および核セキュリティ対策に着目し、、国際原子力機関(IAEA)および直接処分に関して先行しているスウェーデン、フィンランドにおける処分場施設の保障措置に関する対応状況について、IAEAおよびフィンランドの関係者への聞取り調査および文献調査を行ったのでその結果をまとめる。なお、聞き取り調査の面会者を表 4.3.5-16 に示す。

表 4.3.5-16　IAEA およびフィンランド聞き取り調査における面会者

IAEA 核セキュリティ部	
Carlos Torres Vidal	Section Head
Arvydas Stadalnikas	Senior Nuclear Security Officer
Muhammad Khaliq	Nuclear Security Officer
Sung Soon Jang	Nuclear Material Security Officer
Fumitaka Watanabe	Nuclear Security Officer
IAEA 保障措置局概念計画部	
Yury Yudin	Safeguards Analyst
フィンランド STUK	
Risto Paltemaa	Director Nuclear (Waste and Material Regulation)
Elina Martikka	Section Head (Regulatory control of nuclear materials)
Tapani Hack	Head of Unit (Nuclear Security)
Olli Okko	Senior Inspector (Regulatory control of nuclear material)
Tapani Honkamaa	Senior Inspector (Emergency Preparedness and Mobile Measurements)
Jaakko Leino	Section Head (Nuclear Waste Safety Assessment)
Matti Tarvainen	Principal Adviser (Expert Services)
フィンランド Posiva 社および TVO 社	
Veli-Matti Ämmälä	Safety Engineer(security), Posiva
Mari Lahti	Safety engineer(safeguards), Posiva
Kai Kordelin	Maintenance Engineer, ONKALO guide, Posiva
Päivi Rintala	Fuel Engineer, TVO
Tommi Lamminpää	Reactor engineer, TVO
Anne Niemi	Information officer, TVO

2)保障措置方策の必要性

国際原子力機関(IAEA)の保障措置の終了条件は、「核物質が消耗したこと、核物質が保障措置の観点から関係があるいかなる原子力活動にも使用することができないような態様で希釈

されたこと又は核物質が実際上回収不可能となったことを機関が決定することにより、その核物質について終了する。(日 IAEA 保障措置協定 11 条)」と規定されており、使用済燃料の直接処分については、処分施設の操業中はもとより、処分施設閉鎖後においても「実際上回収不可能」と見なすこと出来ず保障措置の対象とするのが IAEA の見解である。したがって、各国の使用済燃料の直接処分の検討と並行して、IAEA は使用済燃料の直接処分施設に適用する保障措置方策の検討を実施してきている。

3)IAEA の保障措置検討

①検討の経緯

1980 年代後半より、使用済燃料の直接処分に係る保障措置適用の方針およびそれに基づく保障措置手段を関係する加盟国との諮問グループ会議などを通じ検討されてきた。これらは、大きく分けると以下のとおりとなる。

- 廃棄物と使用済燃料中の核物質の最終処分に関する保障措置についての諮問部会会合(1988 年):本会合で得られた主要な結論 (Fattah and Khlebnikov, 1990) として使用済燃料の長期貯蔵(処分)のように接近困難な核物質の保障措置概念がまとめられている。
- 地層処分場での使用済燃料最終処分に関する保障措置の開発のための IAEA 作業グループ会合(SAGOR:Safeguards for the Final Disposal of Spent Fuel in Geological Repositories)(1994 年～1998 年):従来型保障措置に基づく処分場の前処理施設(処分用容器詰替施設)、運用中および閉鎖後の地層処分場に適用する保障措置の要点がまとめられた (Moran, 1998)。
- SAGORⅡ(1999 年～2005 年):SAGOR で検討した保障措置要点を実施するための技術的検討がなされた。
- 地層処分場への保障措置の適用についての専門家グループ会合(ASTOR:Application of Safeguards to Geological Repositories)(2005 年～実施中):統合保障措置に基づく地層処分場に対する保障措置手段、保障措置技術の検討がなされており、特定の地層処分場に対する統合保障措置の要素のレビューも実施されている。

②IAEA 保障措置要件

(処分用容器詰替施設)

IAEA の保障措置局は、2010 年に燃料の処分用容器詰替施設の統合保障措置型モデルアプローチを策定している。この概要は、Posiva 社の文献 (Kukkola, 2012) によると、以下のとおりである。

- 払出施設 (使用済燃料中間貯蔵施設) あるいは処分用容器詰替施設において燃料集合体の検認がなされる。
- 検認後、燃料は処分されるまで 2 重(Dual)の封じ込め・監視(C/S: Containment and Surveillance)下に置かれる。
- モニタリング機器は非立会方式かつ可能な限り遠隔データ転送を用いる。
- 設計情報検認(DIV:Design Information Verification)および実在庫検認(PIV:Physical Inventory Verification)を毎年実施する。
- 輸送キャスクの受入および荷下、処分用キャニスタの積載および地層処分場への払出

しについて、IAEA への事前通知が必要。
・IAEA は無通告または短期通告ランダム査察を実施する。
・未申告の核物質又は活動が無いことを確かにするために補完アクセスによる査察を行う。

(地層処分場)

IAEA の保障措置局は、2011 年に地層処分場(建設、運転段階)の統合保障措置型モデルアプローチを策定しているが、内容については公開されていない。一方で、IAEA Nuclear Energy Series No.NW-T-1.21 として、”Technological implications of international safeguards for geological disposal of spent fuel and radioactive waste”を 2010 年に発行しており、この中で紹介されている保障措置アプローチ概要については以下のとおり。

a.操業前段階

・サイト特有の保障措置アプローチが効果的であることを保証するために、IAEA は地層処分場の建設開始前に、地層処分場開発者や国又は地域当局と協議を始める必要がある。
・建設中に申告された地層処分場の設計を検認するために DIV が行われる。
・IAEA は未申告のチェンバーやトンネルが無いことの確認、および未申告の機器（例えば、使用済燃料の開梱用ホットセル、あるいは使用済燃料再処理のための機器）を特定するために、査察やモニタリング活動を行う。

b.操業中段階

・使用済燃料は（処分キャニスタなどに）梱包された状態で到着するが、IAEA によって知識の連続性(CoK:Continuity of Knowledge)を保たれている。
・各梱包の内容に関する知識は計量手法（員数、ID 番号の検認または核物質量の情報の検認）およびこれをサポートする信頼性のある包括的な C/S システムを使用することにより維持される。C/S 手段は目視、カメラ監視、保障措置封印、放射線モニタおよび動作検知器が含まれる。放射線モニタと監視カメラのシステムは地上施設から地下施設への使用済燃料梱包物の移送の申告を検認するのに用いられる。これらのモニタやカメラは輸送用シャフトやランプへの入り口部に設置される。
・最初の核物質が地下施設に移送された後、未申告の核物質取り出しの可能性のある全ての開口部はモニタされる。
・DIV は地層処分場の地下部分の主要な保障措置手段である。地層処分場の現況情報と申告された運転情報は保障措置査察に供される。
・加えて、使用済燃料梱包物の開梱や再処理により発生する FP その他の放射性物質の検出に環境サンプリングや空気モニタリングが適用される。

c.閉鎖後段階

・保障措置手段は核物質の取り出しに至る可能性のある処分場への侵入が無いことへの保障を与えるための手段に限定される。例えば、地震波計測などの物理探査手法や衛星画像技術の適用が継続すると考えられる。

4)欧州原子力共同体（Euratom）と IAEA との保障措置要件との差異（Nackarts et al., 1999）

現在、Euratom はユーラトム条約の定めるところにより、IAEA は関連する保障措置協定や追加議定書の定めるところにより、27 の EU 加盟国に保障措置を適用しているが、その全ての加盟国において保障措置協定と追加議定書が発効している。1992 年、IAEA と Euratom との間の協力や調整を更に強化するために“新パートナーシップアプローチ”が提案され、可能な限り不必要な取組みの重複を避けるために、共通に合意した保障措置アプローチ、査察計画、手続き、活動、機器、方法や技術の活用を推奨している。両方の機関に、それぞれの独立の結論と、必要な保証を得る義務を与えることとしているが、欧州原子力共同体(Euratom)と IAEA の保障措置アプローチは共通に合意したものであることから、両者の保障措置要件に差異はない。

5)IAEA 保障措置局担当者への聞き取り調査結果

IAEA 保障措置局概念計画部の担当者に、保障措置アプローチ検討、保障措置実施方策、機器開発状況などについて聞き取り調査を行った。以下に主要な情報を示す。

- IAEA の専門家グループで地層処分場の保障措置検討を実施しており、これまで従来型保障措置(国から申告した核物質に基づき検認を行うもの)に基づく保障措置概念および技術的措置についての検討が行われており、現在統合保障措置(未申告活動の検認を含むもの)、国レベル評価アプローチ(国の特徴に応じた対応を取るもの)に基づく検討が行われている。
- 地層処分場の地下部分については、DIV 以外の活動は行わないブラックボックスアプローチを考えている。なお、DIV は建設前、操業中にある頻度で行う。
- 処分施設の保障措置アプローチについては、操業段階までの検討であり地層処分場閉鎖後については、今のところかなり先のこと(早くても 2060 年以降)になるため検討されていない。
- フィンランドおよびスウェーデンにおける保障措置手法は、IAEA のモデルアプローチで想定する施設設計と異なる点があるため、モデルアプローチを参考とするものの、それぞれ独自のアプローチを検討しなければならない。例えば、スウェーデンの場合、地下処分施設は詰替施設から 500 キロ離れた場所に配置することとなっており、この場合、詰替施設で処分キャニスタに詰替えられた使用済燃料は、専用の輸送キャスクで輸送し、地下処分施設内で輸送キャスクからキャニスタを取り出す方法が取られる。この間使用済燃料を直接検認することが実質できないため、有効な C/S 措置を検討する必要がある。
- フィンランドの詰替施設設計に保障措置要件を反映させるため、IAEA の要求事項（カメラ、設置スペース、ケーブル、電源など）を 2014 年中に伝えることとしている。
- 未申告活動検知のため地震波の測定が候補としてあるが、経験が無く適用可能であるか見通しが無い。フィンランドの ONKALO で試験が行われている。
- 使用済燃料中の核物質の欠損が無いことを処分用容器に封入する前に確認する必要があるが、分解可能あるいは未検認の集合体は部分欠損レベルの検認を行う。その他は、大量欠損のみの検認で良い。

6)諸外国の直接処分に係る保障措置検討事例

①フィンランドおよびスウェーデンで検討されている保障措置方策

フィンランドおよびスウェーデンにおける使用済燃料の直接処分に係る保障措置の検討状況について、操業前段階、操業段階および閉鎖後段階に区分して整理を行った。IAEA の保障措置アプローチに対応して検討している保障措置活動（施設者による計量管理、査察官による測定(検認)、C/S、設計情報検認）および関連する技術開発・課題の観点から整理を行った。なお、特に断りのない限り記載はフィンランドおよびスウェーデン共通の手段が検討されている。

操業前段階（ Murtezi et al.， 2013； Okko and Rautjärvi， 2004； Saksa et al.， 2005； Okko and Rautjärvi， 2006）

処分用容器詰替施設および地層処分場においては、次の保障措置活動が行われる。

- 建設中に申告された地層処分場の設計を検認するための DIV が行われる。手段として目視と 3D レーザースキャナを用いる。
- 未申告のチェンバーやトンネルが無いことの確認、未申告の機器（例えば、使用済燃料の開梱用ホットセル、あるいは使用済燃料再処理のための機器）を特定するため、査察やモニタリング活動を行う。
- DIV では、申告された掘削活動を検認し、未申告の掘削活動を探知するための技術を検討している。物理探査技術や衛星画像は、技術的に可能で効果的であるならば、申告された掘削活動を検認するために用いられる。

操業段階(Kukkola, 2012； Murtezi et al.， 2013； Tiitta and Hautamäki, 2000； Fritzell, 2006; Fritzell, 2011)

- 施設者は使用済燃料中の核物質量を原子炉中の燃焼計算コードによる計算値に基づき申告し、査察当局は、この申告値が正しいか否かを、詰替施設において、非破壊測定による部分欠損検認（自動、非立会モード）により確認する。検認機器としては、「改良型フォーク検出器(E-FDET)」、「パッシブガンマ線トモグラフィ」などが検討、開発されている。スウェーデンにおいては、集合体の解体装置が施設内に存在しないかを設計検認することおよび集合体解体の有無を監視することにより部分欠損検認を不要とする考えもある。
- 追加議定書に伴う活動として、環境サンプリングや補完アクセスが行われる。
- 検認された使用済燃料が地層処分場に送られ、最終処分されるまでは、デュアル(二重)C/S によって、知識の連続性が維持されなければならない。デュアル C/S として、「カメラ監視、放射線モニタリング」、「処分容器 ID および溶接特性と組み合わせた中性子線又は中性子線/ガンマ線特性(Finger Print)測定」などが検討されている。
- 地層処分場では使用済燃料の処分を進めるのと並行して新たな処分坑道の掘削を行うため、操業前段階と同様に、申告された地層処分場の設計を検認するための DIV が行われる。

上記に示された操業段階の保障措置方策の実施イメージを図 4.3.5-3 に示す。

閉鎖後段階（Murtezi et al.， 2013）

この段階の保障措置アプローチは、多くの不確定要素（例えば、将来の技術開発、政治的

決定および社会的、経済的制約）が十分評価され、また、時間と共に不確定要素が取り除かれた時点で詳細を検討する。

上記のまとめとして、表 4.3.5-17 に処分用容器詰替施設および地層処分場を保障措置上の区域に区分し、その区分毎に該当する保障措置活動、技術開発および課題について整理した。

②フィンランドの検討状況調査

フィンランド規制機関の STUK（放射線および核安全局）を訪問し、直接処分の保障措置に関し、具体的検討例および課題について聴取した。

- STUK が処分施設の保障措置要件を含む核物質管理指針を発行している。
- 処分容器に封入前に使用済燃料の核物質を検認し、その後はデュアル C/S によって知識の連続性を維持することを基本としている。測定ポイントとしては、中間貯蔵施設側を計画しており、理由は、処分用容器詰替え施設の工程に影響を与えないためとのことである。使用済燃料集合体の最終検認をサイト内の中間貯蔵施設で実施する場合は、検認のためのスペースの制約から輸送キャスクに装荷する直前に実施することになるが、その場合燃料取扱いが煩雑になり、安全上の考慮が必要である。
- IAEA の要求では、部分欠損を検知できれば良いが、STUK としてはピンレベルの欠損を検知することとしている。理由として、フィンランドでは、破損燃料のピン交換が通常行われており、セキュリティの観点からもピン欠損の有無を確認することとしている。
- 測定技術として、既存の DCVD(デジタルチェレンコフ光検認装置)、E-FDET(Cs137 のガンマ線測定によって燃料特性を把握)に加え、パッシブガンマ線トモグラフィ、中性子線／ガンマ線特性(Finger print)測定装置の開発を米国、ユーラトムなどと共同で実施している。
- ONKALO 施設について、定期的に DIV を実施している。技術的手段として 3D レーザースキャンや地震波計測の試験を実施している。
- 現在の主要な課題として、IAEA の詳細な要求事項が明確になっていないことである。

①および②の調査により示された保障措置技術について表 4.3.5-18 に示す。

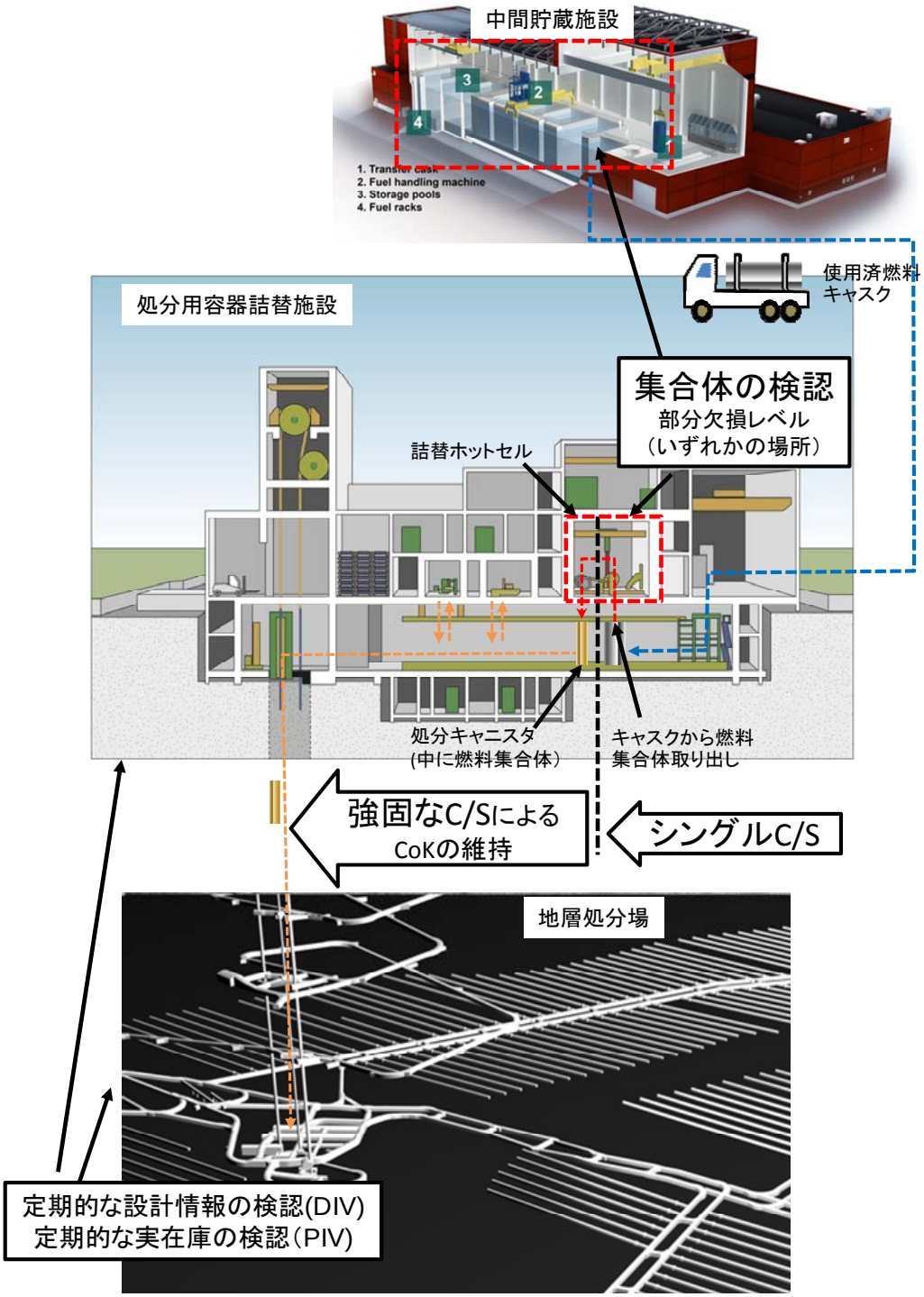
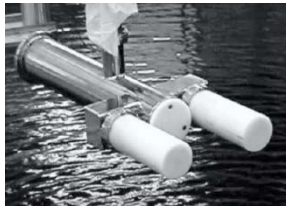
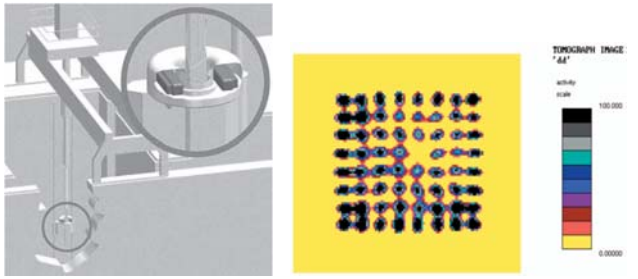


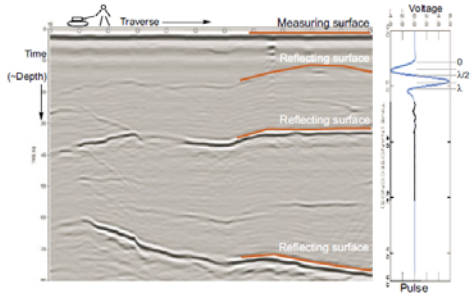
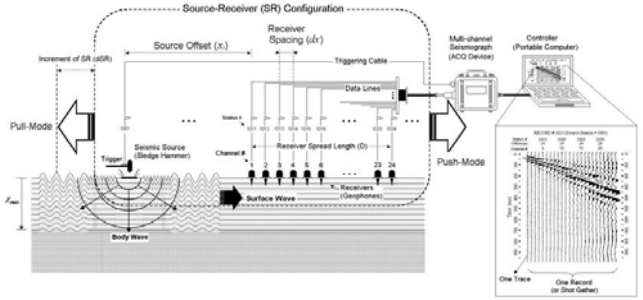
図 4.3.5-3　フィンランドの保障措置アプローチのイメージ図
（POSIVA ホームページを元に作成）

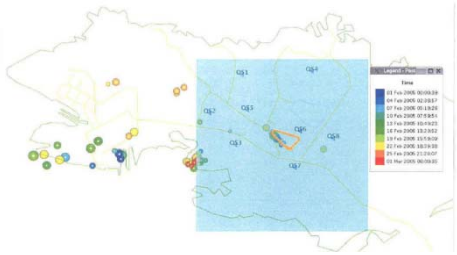
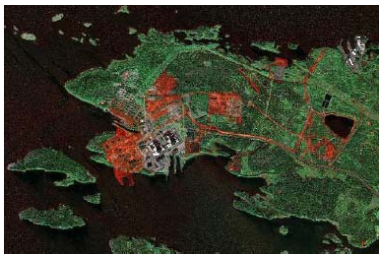
表 4.3.5-17　フィンランド、スウェーデンにおける保障措置活動、技術開発および課題

操業フェーズ	物質収支区域	主要測定点	施設内区域		施設者による計量管理	査察官による測定（検認）	査察官による封じ込め／監視	査察官による設計情報の検認	追加手段	課題と技術開発状況
操業前	—	—	—		—	—	—	建設中に申告された地層処分場の設計を検認する。地層処分場の設計情報の検認は、目視と 3D レーザースキャナによる。	未申告のチェンバーやトンネルや未申告の機器を特定するために、査察やモニタリング活動を行う。	物理探査技術と衛星画像技術の未申告活動検知への利用可能性を検討している。
操業中（処分用容器詰替工場）	MBA 1	KMP A	使用済燃料受入れ区域		使用済燃料中の核物質量は、原子炉中の照射シミュレーションコードによる計算に基づき申告される。	—	—	定期的に設計情報の検認を行う。	・環境サンプリング ・補完アクセス	—
		KMP B	使用済燃料操作区域	燃料操作セル ・乾燥処分 ・キャニスタへ詰替え	リバッチング	燃料集合体の同定 非破壊測定による部分欠損検認（自動、非立会モード） ・改良フォーク検出器照射済燃料測定システム(E-FDET) ・統合ガンマ線・中性子検知ステーション ・空中フォーク＋ガンマ線トモグラフィ（将来）	—			・E-FDET に対して米国オークリッジ国立研究所とユーラトムで新コード(CRISP-ORIGEN)を開発中。 （参考） ガンマ線トモグラフィ SNF の部分欠損検認機器 STUK で開発中
				処分キャニスタ溶接ステーション	—	—	・デュアル C/S - カメラ監視 - 放射線モニタリングなど ・処分容器 ID および溶接特性と組み合わせた中性子線／ガンマ線特性(Finger print)測定			—
				溶接検査ステーション	—	—				—
		KMP C	バッファー貯蔵庫&キャニスタ払出し区域		—	—				—
操業中（地層処分場）	MBA 2	KMP D	処分キャニスタ受入れ		—	—		定期的に地層処分場の設計を検認する。地層処分場の設計情報の検認は、目視と 3D レーザースキャナによる。	・未申告のチェンバーやトンネルや未申告の機器を特定するために、査察やモニタリング活動を行う。 ・環境サンプリング ・補完アクセス	物理探査技術と衛星画像技術の未申告活動検知への利用可能性を検討している。
		KMP E	地下処分抗		—	—				
閉鎖後（地層処分場）	—	—	—		—	この段階の保障措置アプローチは、まだ検討されていない。				

表 4.3.5-18　使用済燃料の直接処分で適用が検討されている保障措置技術の概要

技術	概要	写真など
改良型フォーク検出器	集合体からの中性子およびガンマ線それぞれのグロスカウント数を測定する通常のフォーク型検出器に、CdZnTe 検出器を追加し、ガンマ線スペクトル解析機能を付加したもの。50%欠損の識別が可能である。(Tiitta et al, 2001a)	 検出器の外観（Tiitta et al., 2001b)
ガンマ線トモグラフィ	燃料集合体からのガンマ線測定により集合体断面の放射線分布を 2 次元画像化する技術である。 画像化のプロセスは、任意の断面を複数方向から放射線測定（スキャニング）し、得られたデータを元にコンピュータ計算により、2 次元情報の再構築を行う。 バックグランドを低下させるなどの測定条件最適化により、17×17 の PWR 集合体のピン欠損の検出が可能とされている。(Levai et al., 2002)	 据付イメージ（左）と BWR 使用済燃料の測定解析例（右）(Levai et al., 2002)
3D レーザースキャン	計測対象物とセンサの間をレーザパルスが往復する時間を計測することで距離を計測し、同時にレーザビームを発射した方向を計測することで、計測対象点の 3 次元座標を取得するものである。	 坑道のスキャニング例(Posiva から入手)

技術	概要	写真など
地中貫通レーダー	高周波の電磁波を地中に向けて放射し、ある地中の箇所より跳ね返ってくる反射波の走時を測定することによって、地中の様子を探査する方法で、物理探査の一手法である。物質の変化や空洞やクラックを検知することができるため、隠された未申告の空洞などの検知用途に用いる可能性がある。 天然の地質成分境界からの反射と人為的に掘削した空間からの反射を区別することは難しい。定期的な GPR データの時系列比較は有効と考えられる。(Saksa et al., 2005)	 地中貫通レーダーによる波形解析の例（Saksa et al., 2005）
アクティブ地震計	地震波の伝播速度の違いによる屈折現象を利用したもので、地下の地質状態と地質構造を特定するのに利用される。未申告のトンネルや空洞を特定するのに十分な解像度を得ることが難しい。(Okko and Rautjärvi, 2006)	 アクティブ地震計の原理（Park Seismic LLC ホームページ）

技術	概要	写真など
パッシブ地震計	通常の地震計で、掘削活動による微小な振動を検知する。 複数の地震計のデータを解析することにより震源地を推定する。	 オンカロ施設周辺の地震波測定例（Okko and Rautjärvi, 2006）
衛星画像	光学画像と合成開口レーダー(SAR)がある。掘削活動に伴う地表面の変化を観察する用途に用いる可能性がある。 光学画像は解像度が高いが、天候や植生の変化に影響を受ける。SAR はその逆の特性を持つ。	 オンカロ施設周辺の 2002 年から 2005 年にかけての地表面変化（Okko and Rautjärvi, 2006）

7)使用済燃料の直接処分に係る核セキュリティ対策の要件整理

①IAEA セキュリティ・シリーズ文書による要件整理

原子力施設における核セキュリティ対策は、IAEA が発行する核セキュリティ・シリーズの核セキュリティ基本文書および以下の三つの「勧告文書」を前提としている。

- シリーズ No.13 核物質および原子力施設の防護に関する核セキュリティ勧告(INFCIRC/225/Rev.5)(以下、「INFCIRC/225/rev.5」という)
- シリーズ No.14 放射性物質および核関連施設に関する核セキュリティ勧告(以下、「勧告 No.14」という)
- シリーズ No.15 規制上必要な管理の外にある核物質およびその他の放射性物質に関する核セキュリティ勧告

基本文書に示されている 12 の不可欠な要素(Essential Elements)のうち、施設設計と関わりが深いものは、核セキュリティ上の脅威の同定および評価(要素 7)、ターゲットおよび潜在的影響の同定および評価(要素 8)およびリスク・インフォームドアプローチの使用(要素 9)である。特に、リスク・インフォームドアプローチの使用においては、等級別手法(Graded Approach)および深層防護(Defense in depth)に基づく核セキュリティ活動の実施が言及され、下位文書である二つの勧告文書(INFCIRC/225/rev.5 および勧告 No.14)に要求項目として反映されている。INFCIRC/225/rev.5 において、等級別手法の基礎は表 4.3.5-19 に示す核物質による区分であり、区分が上がるのに伴い深層防護を強化させる方向で要求事項が追加されていることで、区分に応じた深層防護の程度が規定される。直接処分で対象となる使用済燃料を本表の区分にあてはめると、区分 II が適用されることになる。しかしながら、本表に記載があるとおり、各国は自国内の使用、貯蔵および輸送に対し、全ての関係する要因を考慮に入れて、異なった区分を割り当てることができ、自国の特徴を考慮したリスク評価に基づく防護措置を講ずることが重要である。

②欧州における処分用容器詰替施設および地層処分場に対する検討例

EU の支援のもと、2003 年から SAPIERR プロジェクト(Support Action: Pilot Initiative for European Regional Repositories)が、2006 年から SAPIERR-2 プロジェクト(Strategic Action Plan for Implementation of European Regional Repository)が立ち上げられ、欧州地域共同の地層処分場の実現可能性について検討が行われた。この検討では核セキュリティの考え方も示されており、要点は以下のとおりである。

- SAPIERR-2 プロジェクトにおける防護上の等級は表 4.3.5-19 と同一であり、商用炉から取り出される使用済燃料(照射燃料)はカテゴリⅡに区分される。
- 地層処分施設に搬入された使用済燃料は、地下数百メートルに保管されていること自体が強固な防護措置になっており、そのために不法移転される可能性はほとんどない。また、立抗やトンネルといった地層処分施設の基盤構造への妨害破壊行為があったとしても、核物質や放射性物質による危険を引き起こすには至らないと評価しており、テロリストの攻撃対象としての魅力度が原子炉や使用済燃料プールに対して相対的に低いと示されている。

表 4.3.5-19　核物質の防護区分(INFCIRC/225/Rev.5)

表 1：　*核物質*の区分

物質	形態	区分 I	区分 II	区分 III[c]
1. プルトニウム [a]	未照射 [b]	≧2kg	2kg＞　＞500g	500g≧　＞15g
2. ウラン 235 (^{235}U)	未照射 [b] －濃縮度　20%以上 －濃縮度　20%未満、10%以上 －濃縮度　10%未満	≧5kg ------ ------	5kg＞　＞1kg ≧10kg ------	1kg≧　＞15g 10kg＞　＞1kg ≧10kg
3. ウラン 233 (^{233}U)	未照射 [b]	≧2kg	2kg＞　＞500g	500g≧　＞15g
4.照射燃料 （この表の照射燃料の区分は国際*輸送*の考慮に基づいている。国は自国内の使用、貯蔵及び*輸送*に対し、全ての関係する要因を考慮に入れて、異なった区分を割り当てることが許される。）			劣化ウラン、天然ウラン、トリウム又は低濃縮燃料（核分裂性成分含有率 10%未満） [d/e]	

注: この表は本文と独立に使用したり、解釈したりしてはならない。
a すべてのプルトニウム（プルトニウム 238 の同位体濃度が 80%を超えるプルトニウムを除く。）
b 原子炉内で照射されていない*核物質*、又は原子炉内で照射された*核物質*であって、遮蔽がない場合に、この*核物質*から 1m 離れた地点で 1 時間当たり 1 グレイ（1 時間あたり 100 ラド）以下の放射線量率を有するもの。
c 区分Ⅲに掲げる量未満のもの及び天然ウラン、劣化ウラン並びにトリウムは、少なくとも慣行による慎重な管理に従って防護するものとする。
d この防護レベルが望ましいが、各国は具体的な状況の評価に基づいてこれと異なる区分の防護レベルを指定することができる。
e 他の燃料であって、当初の核分裂性物質含有量により、照射前に区分 I 及び区分 II に分類されているものについては、遮蔽がない場合にその燃料からの放射線量率が 1 メートル離れた地点で 1 時間あたり 1 グレイ（1 時間あたり 100 ラド）を超える間は、防護レベルを 1 区分下げることができる。

③処分施設の核セキュリティに関する IAEA、フィンランドの検討状況調査

IAEA 核セキュリティ部、フィンランド規制機関の STUK に訪問し、直接処分の核セキュリティ確保に関し、関係法令、具体的検討例および課題について聴取した。

a. IAEA

・核セキュリティは、基本的に各国が責任を持つものであり、IAEA は加盟国の要請によって支援する立場である。この活動として、IPPAS(International Physical Protection Advisory Service)がある。

・使用済燃料直接処分に関わる指針作成などは作成していないが、核セキュリティの実施に関わる指針作成を検討中であり、IAEA としては、日本が廃棄物施設の指針作成に積極的な意向を持つのであれば開始する準備は整っている。IAEA は、こうした検討を加盟国間で行うためのプラットフォームを提供できる。他、中国が廃棄物管理施設に関する指針作成に強い関心を持っている。なお、施設タイプ毎の指針作成が進んでいないのは IAEA のリソースが不足しているためである。

・安全（Safety)、保障措置（Safegards）および核セキュリティ（Security）(以下、まとめて「3S」という）の観点からそれぞれの措置の相補性・相反性の分析、統合化・合理化を検討することの必要性は認識するが、上記と同様の事情で実施には至っていない。

・長期にわたる核セキュリティ対策について、過去に米国サンディア国立研究所で軍事施設を対象とした訓練が行われ参加したが、民生用施設とはかなり異なる。したがって、施設固有の特徴を考慮した対策が必要と考える。

・閉鎖後、放射線量が下がり核物質へのアクセスが容易になるという意見もあるが、地下に埋設されているため物理的防護は強固といえる。

b.STUK

・原子力エネルギー法(1987 年)により、事業者は核セキュリティの確保に責任を持ち、設計脅威基準(DBT：Design Based Threat)を超える脅威については規制当局が対応すると定められている。
・法に準拠した技術指針(YVL ガイド)が作成されている。本指針のうち、一般的要件については公開文書であるが、詳細要件、航空機落下に対する要件については非公開である。
・等級別手法を用いており、高レベル放射性廃棄物処分施設は施設クラスⅡと区分されている。
・国情により想定すべき脅威が異なるため、DBI は各国の特性を考慮して評価すべきである。
・中間貯蔵施設から燃料詰替施設まで使用済燃料を海上輸送する必要があるが、フィンランドでは経験が無く今後の課題である。
・防護措置をどこまで取るかは、コストとのバランスを考え、公衆に理解される必要がある。
・セキュリティの面でも不法行為の検知するために地下処分施設のモニタリングが検討されているが、地質により適用する手法が異なるため技術的検討が必要である。
・地層処分場閉鎖後については、100 年後のリスク、技術進展などが不明であることから将来の検討事項とすることとしている。

8)保障措置および核セキュリティ対策上の検討課題

IAEA および使用済燃料直接処分の先行国であるフィンランドを中心に検討状況を調査したが、今後わが国における処分施設設計に反映するために必要な保障措置、核セキュリティ対策上の検討課題として以下の項目が挙げられる。

・保障措置や核セキュリティ対策の実施手法は施設設計、国の事情などにより変化するため、他国の実施例をそのままわが国に適用することはできない。
・保障措置や核セキュリティ対策を効率的に実施するために、施設の設計段階から保障措置、核セキュリティ専門家と施設設計者間のコミュニケーションが重要である。
・既存技術だけの対応は難しく、使用済燃料の核物質欠損検知技術、地下施設の設計情報検認技術、未申告活動(未申告のトンネル、施設)検認技術の開発が必要である。
・処分場閉鎖後における超長期についての保障措置、核セキュリティ対策は、現在検討されていない。
・回収可能性を確保する場合に保障措置、核セキュリティ対応の違いについて検討を行う必要がある。
・使用済燃料貯蔵施設－処分容器封入施設－処分施設の建設場所を考慮した保障措置アプローチの検討が必要である。
・国際的なコミュニティの中での議論とわが国の特徴を踏まえた対応とのバランスをとりつつ対応策の検討を進めることが重要である。

9)まとめ

直接処分施設に適用する保障措置アプローチの検討は、IAEA を中心にして既に 20 年以上検討されており、IAEA が作成したモデルアプローチのように方向性は決まってきている。一方、固有の施設に適用すべき具体的手段については、IAEA も要求事項を決められていない状況である。また、適用される保障措置機器について、既に IAEA の検認に用いられている機器を利用することに加え、処分施設の特徴を踏まえ、効果的・効率的に保障措置を実施するため、使用済燃料中の核物質欠損検認技術、DIV に使用するイメージング技術などの開発が必要であることがわかった。

核セキュリティ対策については、各国が責任を持って対応するものであるが、国際的なガイドラインの存在も重要な要素である。IAEA は、今のところ施設固有のガイドラインを作成していないが、加盟国の要請によって協力する用意は出来ているとしており、わが国を含め処分施設の核セキュリティ指針の作成に関心のある加盟国が積極的な意思を示せば国際的な検討が開始される可能性が大きい。

保障措置、核セキュリティともに処分施設(地下岩盤特性を含む)の特徴を考慮し、固有のアプローチを構築する必要があり、わが国の処分設計を十分考慮した方策を講ずることが重要である。また、閉鎖後の超長期の検討については、IAEA およびフィンランドともにリスクや技術が現時点で不明であるため将来検討すべきとの意見であった。この意見は、一見リーズナブルなように思えるが、公衆の理解という点で特にセキュリティについて検討が必要かもしれない。長期的安全の確保については、立地対策において非常に重要な要素であるが、これに加え、将来の妨害破壊行為などへの対策やそれによる放射線被害などのリスクが示されないまま立地活動が進められることは、公衆、特に立地地域および周辺地域住民にとって不安要素の一つになると考えられる。その他、保障措置とセキュリティに安全を加えたいわゆる 3S の相補性が重要であることが今年度実施した調査結果から得られた重要点であり、処分施設設計の初期段階からそれぞれの専門家間での交流が重要であると考える。

4.4 まとめ

処分施設の基本仕様では、直接処分施設設計の設計フローを示すとともに設計条件を示した。また、それにより検討された、レファレンスとなる使用済燃料の本数や処分容器の寸法、緩衝材厚さについて示した。

処分施設の設計支援システムの構築では、システムを処分場の工学技術に関する知識化ツールとして位置づけ、名称を「地層処分エンジニアリング統合支援システム(Integrated System for Repository Engineering：ISRE)」(以下、「支援システム」と表記)とした。次に、支援システムの参考とする CIM の国内外の最新動向の調査から、複数のソフトウェアを組み合わせて支援システムの構築を行うこととし、ソフトウェア間のデータのやり取りには国際規格である IFC フォーマットに準拠する方針とした。次に、支援システムへの要件を抽出し、具備すべき機能を抽出するとともに、その機能を満足する支援システムの構造について概念設計を行った。また、支援システムの課題および開発項目を抽出するとともにプロトタイプ構築に向けた開発の工程を示した。

処分施設の設計検討では、搬送定置設備の概念設計、地下施設の概念設計、地上施設の概念設計、直接処分方策に関する調査・検討を行った。

搬送定置設備の概念設計では、まず廃棄体の搬送定置設備の開発状況・実績について国内外の調査を行った。次に、搬送定置設備の概念設計として、使用済燃料直接処分とガラス固化体の搬送定置の相違を整理し、概念設計におけるポイントを抽出した。また、それに基づいて搬送定置フローや各坑道・エリアの構成を検討し、全体の設備概念を整理した。これらから、各坑道用の搬送定置設備の装置構造、構成、寸法などの仕様を設定するとともに、設計要件について整理を行った。また、搬送定置設備の寸法等の情報については、地下施設の坑道設計に反映させるため、情報の共有を行った。

地下施設の概念設計では、空洞の力学的安定性の観点から、連絡坑道・主要坑道ではその交差部も含め、掘削機械や搬送装置等の建築限界を満足する、力学的に安定な坑道を設計した。また、廃棄体・緩衝材の温度制限の観点から、緩衝材の温度が 100℃を下回る廃棄体ピッチと坑道離間距離の組み合わせを求めた。また、搬送定置の概念設計でも述べたとおり、地下坑道の設計にあたっては、搬送定置設備の寸法を考慮した。

地上施設の概念設計では、地上施設で行う作業工程のうち、使用済燃料の処分容器への封入を対象とした設備の実現可能性について検討を行った。

直接処分方策に関する調査・検討では、直接処分に求められる諸方策及びその施設設計への具体的な反映について、直接処分計画を進めている諸外国の事例調査に基づく情報整備を行うとともに、わが国及び諸外国の原子力発電所の運用実績等の調査等により施設設計に必要となる使用済燃料特性を設定するための基礎情報を整備した。また、スウェーデン、フィンランドにおける処分場施設の保障措置及び核物質防護に関する対応状況について聞き取り調査及び文献調査を行った結果をまとめた。

【参考文献】

ANDRA (2005)：Architecture and management of a geological repository. Dossier Argile, ANDRA.

Andrews, R. E. (2004)：Friction stir welding - an alternative method for sealing nuclear waste storage canisters, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Technical Report TR-04-16.

Biurrun, E., Haverkamp, B., Filbert, W. and Bollingerfehr, W. (2009)：Status of Equipment Development for a High-Level Waste Repository in Germany - 9552, DBE TECHNOLOGY GmbH, WM2009 Conference, March 1-5, 2009, Phoenix, AZ.

Bollingerfehr, W., Filbert, W., Bosgiraud, J.-M. and Haverkate, B. (2009)：DELIVERABLE 8 OF MODULE 2 - WP7 Evaluation and Final Report, ESDRED, EUROPEAN COMMISSION.

毒島康二(2006)：空気膜技術を利用した金属キャスク搬送設備の開発，平成 18 年度 東電設計株式会社 技術発表会 発表内容要旨.

CIM-LINK：http://www.ctc-g.co.jp/news/press/20130830a.html(2014.02.14).

Claesson, S, and Ronneteg, U. (2003)：Electron beam welding of copper lids, Signals and Systems, SKB R-03-25.

電気事業連合会，核燃料サイクル開発機構(2005)：TRU 廃棄物処分技術検討書－第 2 次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめー，JNC TY1400 2005-013, TEPC TRU-TR2-2005-02.

電力中央研究所(2012)：電中研 TOPICS Vol.14、使用済燃料の貯蔵技術、2012 年 11 月.

電力中央研究所・電気事業連合会(1999)：高レベル放射性廃棄物地層処分の事業化技術.

土木学会(2006)：2006 年制定トンネル標準示方書山岳工法・同解説.

土木学会(2009)：トンネルライブラリー第 21 号　性能規定に基づくトンネルの設計とマネジメント.

土木学会(2012)：コンクリート標準示方書 設計編.

動力炉・核燃料開発事業団(1989)：ガラス固化体容器蓋溶接装置による蓋溶接試験報告書(2) 非定常蓋溶接対応試験結果 -高放射性廃液固化研究報告-, PNC TN8410 89-064.

Duda, V. (2008)：Proceedings；International Technical Conference on the Practical Aspects of Deep Geological Disposal of Radioactive Waste, RAWRA, June 16-18. 2008. No.1. RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT IN THE CZECH REPUBLIC.

Fattah, A. and Khlebnikov, N. (1990)：International safeguards aspects of spent-fuel disposal in permanent geological repositories, IAEA BULLETIN, 1/1990.

Filbert, W., Bollingerfehr, W. and Wehrmann, J. (2008)：Optimization of Emplacement Technology for Spent Fuel, DBE TECHNOLOGY GmbH, Session No.：13B.

Fries, T., Claudel, A., Weber, H., Johnson, L. and Leupin, O. (2008)：Proceedings；International Technical Conference on the Practical Aspects of Deep Geological Disposal of Radioactive Waste, Nagra, June 16-18. 2008. No.3. THE SWISS CONCEPT FOR THE DISPOSAL OF SPENT FUEL AND VITRIFIED HLW".

Fritzell, A. (2006)：Concerns when designing a safeguards approach for the back-end

of the Swedish nuclear fuel cycle, SKI Report 2008:18.
Fritzell, A. (2011): The back-end of the nuclear fuel cycle in Sweden - considerations for safeguards and data handling, Swedish Radiation Safety Authority.
原環センター(原子力環境整備促進・資金管理センター)(2001a):平成 12 年度高レベル放射性廃棄物処分事業推進調査報告書(第 2 分冊)－遠隔操作技術高度化調査－(1/2)平成 13 年 3 月.
原環センター(原子力環境整備促進・資金管理センター)(2001b):平成 12 年度高レベル放射性廃棄物処分事業推進調査報告書(第 2 分冊)－遠隔操作技術高度化調査－(2/2)平成 13 年 3 月.
原環センター(原子力環境整備促進・資金管理センター)(2005):平成 16 年度地層処分技術調査等遠隔操業技術高度化調査報告書(2／2)、平成 17 年 3 月.
原環センター(原子力環境整備促進・資金管理センター)(2009):平成 20 年度核燃料サイクル関係推進調整等委託費(地層処分実規模設備整備事業)報告書.
原環センター(原子力環境整備促進・資金管理センター)(2010):平成 21 年度地層処分技術調査等委託費高レベル放射性廃棄物処分関連処分システム工学要素技術高度化開発報告書(第 1 分冊) －人工バリア品質評価技術の開発－.
原環センター(原子力環境整備促進・資金管理センター)(2013a):諸外国における高レベル放射性廃棄物の処分について, 2013 年度版.
原環センター(原子力環境整備促進・資金管理センター)(2013b):平成 24 年度地層処分技術調査等事業高レベル放射性廃棄物処分関連処分システム工学要素技術高度化開発報告書(第 1 分冊) －遠隔操作技術高度化開発－.
原子力安全・保安院(2010):日本原燃(株)再処理事業所 廃棄物管理事業の概要と変更申請について.
原子力発電技術機構原子力安全解析所(2003):平成 14 年度容器内熱流動詳細解析コードシステムの整備に関する報告書.
原子力発電環境整備機構(2009):処分場の概要, 放射性廃棄物の地層処分事業について分冊-1.
原子力発電環境整備機構(2011a):処分場の安全機能と技術要件, NUMO-TR-10-11.
原子力発電環境整備機構(2011b):地層処分事業の安全確保(2010 年度版)－確かな技術による安全な地層処分の実現のために－、NUMO-TR-11-01、2011 年 9 月.
原子力委員会　新計画策定会議　技術検討小委員会(2004):基本シナリオの核燃料サイクルコスト比較に関する報告書.
GEORAMA for Civil3D : http://www.engineering-eye.com/GEORAMA_CIVIL3D/index.html (2014.01.15)
GSA 株式会社 : http://www.gsa-network.com/works/bimcim/ (2013.12.24).
Halvarsson, B. (2008): Horizontal emplacement technique of supercontainer and distance blocks, Vattenfall Power Consultant, R-08-43.
Halvarsson, B., Thurner, E. and Bosgiraud, J.-M. (2008): DELIVERABLE 6 OF MODULE 3 - WP5 Evaluation and Final Report, ESDRED, EUROPEAN COMMISSION.

本間信之, 谷口直樹, 川崎学, 川上進(2002)：オーバーパック腐食生成物の弾性係数の測定, JNC TN8400 2002-010.

Infrastructure Design Suite：http://www.autodesk.co.jp/suites/infrastructure-design-suite/overview(2014.02.14).

Juvankoski, M., Ikonen, K. and Jalonen, T. (2012): Buffer Production Line2012, POSIVA-2012-17.

核燃料サイクル開発機構(1999a):わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第2次取りまとめ－総論レポート、JNC TN1400 99-020.

核燃料サイクル開発機構(1999b):わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第2次取りまとめ－、分冊1 わが国の地質環境、JNC TN1400 99-021.

核燃料サイクル開発機構(1999c)：わが国における高レベル放射性廃棄物、地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第 2 次取りまとめ－分冊 2　地層処分の工学技術, JNC TN1400 99-022.

核燃料サイクル開発機構(1999d):わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第2次取りまとめ－,分冊3 地層処分システムの安全評価, JNC TN1400 99-023.

核燃料サイクル開発機構(2000)：ガラス固化体技術開発施設のパンフレット.

経済調査会(2013)：CIM技術検討会 平成24年度報告.

Keto, P. (2013): Backfill Production Line2012, POSIVA-2012-18.

北川義人,鈴木覚,多田浩幸,岩田裕美子,朝野英一(2013)：PEMシステムの基本形の検討(その３　操業システムの検討), 土木学会第68回年次学術講演会講演概要集, CS11-057, 平成25年9月.

Kukkola, t. (2012): Encapsulation Plant Design 2012, Working report 2012-49, 12/2012.

Lévai, F., Dési, S., Czifrus, S., Feher, S., Tarvainen, M., Honkamaa, T. and Arlt, R. (2002): Feasibility of gammaemission tomography forpartial defect verification ofspent lwr fuel assemblies, STUK-YTO-TR 189.

Ludwig, S.B. and Renier, J.P. (1990): Standard and Extended Burnup PWR and BWR Reactor Models for the ORIGEN2 Computer Code”, ORNL/TM-11018, 1990.

Moran, B.W. (1998): SAGOR programme final report, INMM 39th Annual Meeting.

Müller, C., Elagin, M., Scharmach, M., Bellon, C., Jaenisch, G-R., Bär, S., Redmer, B., Goebbels, J., Ewert, U., Zscherpel, U., Boehm, R., Brekow, G., Erhard, A., Heckel, T., Tessaro, U., Tscharntke, D., Ronneteg, U. (2006): Reliability of nondestructive testing (NDT) of the copper canister seal weld, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Technical Report TR-06-08.

Murtezi, M., (European Commission), et.al.(2013): Towards effective safeguards implementation in the geological final disposal of spent nuclear fuel, ESARDA symposium 2013.

Nackarts, H. (European Commission), Heinonen, O. (IAEA), et.al.(1999)：Six Years of

New Partnership Approach Experience and Possible Future Developments,Sixth International Conference on Facility Operations - Safeguards Interface.

中野勝志(2007)：次世代型サイト特性調査情報統合システム(ISIS)の開発，地層処分研究開発・評価委員会.

NAGRA(2010)：Critical Review of Welding Technology for Canisters for Disposal of Spent Fuel and High Levwl Waste、NAGRA Technical Report 09-05.

NAGRA(2012)：Canister Design Concepts for Disposal of Spent Fuel and High Level Waste, NAGRA Technical Report NTB12-06, October 2012.

日本原子力研究開発機構パンフレット：ガラス固化技術開発施設 Tokai Vitrification Facility(TVF).

日本原子力研究開発機構：http://www.jaea.go.jp/04/tisou/gaiyo/gaiyo_02.Html (2014.02.14).

日本建設機械施工協会：http://www.jcmanet.or.jp/kikaibukai/tunnel/ (2014.03.25).

日本機械学会(2007)：発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2007 年追補版)＜第Ⅰ編 軽水炉規格＞(JSME S NC1-2007).

日本トンネル技術協会(1996)：第二東名・名神トンネルの合理的支保構造に関する検討報告書(日本道路公団委託)，平成 8 年 2 月.

NIROND(2001a)：SAFIR 2. Safety Assessment and Feasibility Interim Report 2, NIROND 2001-06 E December 2001.

NIROND(2001b)：Technical overview of the SAFIR 2 report Safety Assessment and Feasibility Interim Report 2, NIROND 2001-05 E December 2001.

Nyström, A. (2007)：Encapsulation plant at Forsmark, SKB R-07-36.

Okko, O. and Rautjärvi, J. (2004)：Safeguards for the geological repository at Olkiluoto in the pre-operational phase, STUK-YTO-TR 208.

Okko, O. and Rautjärvi, J. (2006)：Evaluation of monitoring methods available for safeguards use at Olkiluoto geological repository, STUK-TYO-TR216.

Park Seismic LLC：http://parkseismic.com/Whatisseismicsurvey.html.

Patel, R., Punshon, C., Nicholas, J., Bastid, P., Zhou, R., Schneider, C., Bagshaw, N., Howse, D., Hutchinson, E., Asano, R. and King, F. (2012)：Canister Design Concepts for Disposal of Spent Fuel and High Level Waste, NAGRA Technical Report 12-06.

Pike, S., Allen, C., Punshon, C., Threadgill, P., Gallegillo, M., Holmes, B. and Nicholas, J. (2010)：Critical Review of Welding Technology for Canisters for Disposal of Spent Fuel and High Level Waste, TWI, Ltd., NAGRA Technical Report 09-05.

POSIVA:http://www.posiva.fi/en/final_disposal/nuclear_waste_management/what_is_nuclear_waste#.UzjVnaLKGWo (2014.03.10)
http://www.posiva.fi/files/3484/Kapselointilaitos_uusi.jpg (2014.03.10)
http://www.posiva.fi/files/3482/Loppusijoituslaitos2.jpg (2014.03.10)

POSIVA Oy(2008)：Horizontal Deposition of Canisters for Spent Nuclear Fuel, Summary of the KBS-3H Project 2004 - 2007, POSIVA 2008-03.

Raiko, H. (2013)：Canister Design 2012, POSIVA 2012-13,POSIVA Oy, Eurajoki, Finland.

Raiko, H., Pastina, B., Jalonen, T., Nolvi, L., Pitkänen, J. and Salonen, T. (2012)：Canister Production Line2012, POSIVA-2012-16.

Roscoe, K.H. and Burland, J.B. (1968)：On the Generalized Stress-Strain behavior of 'Wet' Clay, Engineering Plasticity, Cambridge University Press, pp.535-609.

Saksa P, Heikkinen E, and Lehtimäki, T. (2005)：Geophysical radar method for safeguards application at Olkiluoto spent fuel disposal site in Finland, STUK-YTO-TR 213.

桜井春輔・川島幾夫・大谷達彦・松村真一郎(1994)：トンネルの安定性評価のための限界せん断ひずみ，土木学会論文集，No.493／Ⅲ-27，pp.185-188.

桜井春輔(1986):NATM における現場計測と管理基準値,土と基礎,第 337 号／34-2，pp.5-10,土質工学会.

桜井春輔，足立紀尚(1988)：都市トンネルにおける NATM，鹿島出版会.

Schofield, A.N. and Wroth, C.P. (1968)：Critical State Soil Mechanics, McGraw-Hill, London.

Seidler, W.K., Bosgiraud, J.-M. and Londe, L. (2008)：proceedings ; International Technical Conference on the Practical Aspects of Deep Geological Disposal of Radioactive Waste, ANDRA, June 16-18. 2008. No.2. DEVELOPMENT AND DEMONSTRATION OF PROTOTYPE TRANSPORTATION EQUIPMENT FOR EMPLACING HL VITRIFIED WASTE CANISTERS INTO SMALL DIAMETER BORED HORIZONTAL DISPOSAL CELLS.

Sievanen, U., Karvonen, T.H., Dixon, D., Hansen, J. and Jalonen, T. (2012)：Design, Production and Initial State of the Underground Disposal Facility Closure, POSIVA-2012-19.

SKB(2007)：Final repository facility Underground design premises/D2, SKB R-07-33.

SKB(2008)：Horizontal deposition of canisters for spent nuclear fuel, Summary of the KBS-3H Project 2004-2007, Technical Report TR-08-03.

SKB(2010)：Design, production and initial state of the canister, TR-10-14, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co., Stockholm, Sweden.

SKB Panfuretto：Canister Laboratory.

竹ヶ原竜大,高尾肇,佐藤由子,和田英孝,荒岡邦明,中嶋幸房,幾世橋広,植田浩義,木元崇宏(2000)：すきま充填材としてのベントナイト特性に関する研究（その 2）－すきま充填材の熱物性値評価－，土木学会第 55 回年次学術講演会，CS-190，平成 12 年 9 月.

鉄道建設・運輸施設整備支援機構(2008)：山岳トンネル設計施工標準・同解説.

鉄道総合研究所(2004)：鉄道構造物等設計標準・同解説，コンクリート構造物.

鉄道総合研究所(2009)：鉄道構造物等設計標準・同解説，鋼・合成構造物.

Tiitta, A. and Hautamäki, J. (2000)：Technical aspects of spent fuel verification for back-end of the fuel cycle, Spent fuel encapsulation and verification safeguards workshop in Helsinki, STUK-YTO-TR177 Appendix 6.

Tiitta, A., Hautamäki, J., Tarvainen, M., Jansson, P., Håkansson, A. and Jansson, K. (2001a): Enhanced fork detector for partial defect verification of BWR fuel assemblies, Symposium on international safeguards: Verification and nuclear material security, IAEA-SM-367/14/02.

Tiitta, A., Hautamäki, J., Turunen, A., Arlt, R., Carrasco, J.A., Esmailpour-Kazerouni, K. and Schwalbach, P. (2001b): Spent BWR fuel characterization combining a fork detector with gamma spectrometry,STUK-YTO-TR175.

WM2011-11517(2011): Disposal of Spent Fuel from German Nuclear Plants: The Third Option-Disposal of Transport and Storage Casks(Status)-11517, WM2011 conference, February 27-March3,2011,Phoenix,AZ.

5. 包括的取りまとめ報告書の策定を見据えた情報整理

5.1 はじめに

本章では、使用済燃料直接処分の技術開発に関する実現可能性を提示する包括的取りまとめ報告書の作成（直接処分第１次取りまとめ）を見据えて検討・構築した基本構成とその記載概要に基づく予備的設計・安全評価に関する情報を整理するとともに、整理結果をまとめた骨子について国内外の専門家の意見聴取等を行うことにより、取りまとめ報告書として十分な情報整理がなされているかについて分析・確認を行った。具体的には、直接処分第１次取りまとめの基本構成および予備的設計・安全評価についての骨子について、以下の観点に留意して国内外の専門家（国内 5 名、国外 5 名の計 10 名）から意見聴取や情報入手を行い、課題等を整理した。

- わが国における使用済燃料直接処分の実現可能性および今後の課題を提示する包括的取りまとめ報告書（直接処分第１次取りまとめ）の目的と全体構成に対する情報整理の十分性
- 諸外国で進められている直接処分に関する技術と課題、わが国で先行して実施されてきたガラス固化体や及び TRU 廃棄物に関するこれまでの基盤研究開発成果の直接処分第１次取りまとめへの反映
- 直接処分が技術的に信頼性を持って実現できることを提示する直接処分第２次取りまとめに向けた課題抽出
- 使用済燃料直接処分に関する予備的設計・安全評価の試行を通した、セーフティケースの例示に向けた考え方の整理

5.2 直接処分第１次取りまとめの基本構成

使用済燃料直接処分技術開発に関する直接処分第１次取りまとめの基本構成案とその記載概要を表 5.2-1 に示す。 直接処分第１次取りまとめは、序論、直接処分の国際動向、わが国における状況、予備的設計・安全評価、多様な使用済燃料についての検討、直接処分第２次取りまとめに向けた課題と今後の考え方、まとめ、の６項目から構成される。このうち、予備的設計・安全評価は、前提条件、工学技術、安全評価、からなる。

上記の基本構成に沿って、直接処分第１次取りまとめでは、使用済燃料の直接処分の実現可能性について、諸外国で進められている直接処分に関する技術や、先行して実施されてきたガラス固化体や TRU 廃棄物に関するこれまでの国の基盤研究開発成果も取り込みつつ、最新の知見や技術に基づき検討結果をまとめ、使用済燃料の直接処分の技術的信頼性を提示する。また、直接処分第１次取りまとめに向けた研究開発や技術的取りまとめを通して、直接処分第２次取りまとめに向けた課題の抽出等を行い、後続する研究開発計画の見直しや更なる具体化も実施する。

表 5.2-1　直接処分第１次取りまとめの基本構成案

項目	記載概要
1. 序論 （背景と位置づけ）	・『今後の原子力研究開発の在り方について（見解）（原子力委員会、平成24年）』および『地層処分基盤研究開発に関する全体計画（平成25～29年度）（地層処分基盤研究開発調整会議、2013）』等の取りまとめ実施の背景情報 ・5カ年の全体スケジュールおよび到達目標、および第１次取りまとめの目的と範囲
2. 直接処分の国際動向	・地層処分の概念や制度等に関する国際動向（OECD/NEA等） ・国外の使用済燃料の地層処分に関する事業やセーフティーケース作成の現状
3. 我が国における状況	・H12以降の地層処分に係る研究開発動向 ・我が国おける直接処分に係る評価 ・規制（安全評価に関する考え方）の動向
4. 予備的設計・安全評価	・予備的設計・性能評価の目的 限られた条件での設計・性能評価を試行することを通じて、ガラス固化体との比較、使用済燃料の特徴を踏まえた設計手法の検討、新しい知見・評価方法を導入した性能評価手法の検討、これらを通しての第２次取りまとめに向けたフレームワークと課題の提示をめざす。
4.1 前提条件	・地質環境条件：H12レポートレファレンスケースの設定を前提とする 花崗岩（硬岩）、深度 1000 m、地下水水質 FRHP等 ・評価の基本体系：H12レポートレファレンスケースの設定を前提とする 評価シナリオ、モデル、パラメータの設定においては、H12以降の知見を反映する。 ・廃棄体設置方式：坑道横置き ・廃棄体総量：ガラス固化体4万本相当（MTU換算） ・使用済燃料中インベントリ：PWR燃料、燃焼度45,000MWD/t（H12ガラス固化体の設定に同じ）
4.2 工学技術	・人工バリアおよび処分施設の基本概念 ・人工バリアおよび処分施設の設計検討（設計要件の整理、設計フローの検討と設計の試行等） ・埋設後の健全性評価 ・処分施設の操業、閉鎖後の管理等における保証措置関連事項についての予備的調査・検討
4.3 安全評価	・シナリオ解析（リスク論的考え方に基づく状態設定の検討、最新知見の取り込みについての検討） ・モデル構築 ・パラメータ設定（使用済燃料に係るパラメータ：既存情報の整理に基づく仮設定と課題の抽出、リスク論的考え方に基づくパラメータ設定の検討） ・解析結果と課題の提示
5. 多様な使用済燃料についての検討	・試験研究炉についての概略検討結果等
6. 直接処分第２次取りまとめに向けた課題と今後の進め方	・各分野・項目における課題と可能性のある具体的対応策の提示、成果の知識ベース化に関する検討
7. まとめ	

5.3 意見聴取および情報入手

国内の専門家５名（大学、研究機関、企業等）、海外の専門家としてスイスを中心とするレビューチーム（専門家５名）の協力を得て、直接処分第１次取りまとめ骨子に関するレビューを行った。直接処分第１次取りまとめ骨子については原子力機構から提供した。以下に、直接処分第１次取りまとめ骨子のレビューを依頼した国内外の専門家を示す。

・　国内専門家

安　俊弘　（University of California、 Berkeley、USA）
河村　秀紀　（(株) 大林組）
長﨑　晋也　（McMaster University、カナダ）
長野　浩司　（(一財) 電力中央研究所）
増田　純男　（(公財) 原子力安全研究協会）

・　海外専門家

MCM McCombie Chapman McKinley Consulting （スイス）が組織したレビューチーム
Ian McKinley
Charles McCombie
Wolfgang Kickmaier
Russell Alexander
Tara Beattie

5.4 課題の整理

直接処分第１次取りまとめ骨子についての上記の専門家からのレビューを通して抽出された主要な課題を以下に整理した。

(1)国内専門家

・H12 レポート公開以降のこれまでの 15 年間の進歩に対する批判的レビューを示し、H12 レポートとの「差分」を序論において明確に示すことが必要である。

・現段階では「実現可能性」の有無を提示することが主たる目的であることから、社会的合意形成プロセスに対する影響も考慮して、実現可能性をあらかじめ示唆するととられる文言は基本的な考え方から外した方がよい。

・リスク論的安全評価が具体的にどのような内容を含むのか、簡潔で具体的な記述を示すべき。Farmer’s Chart がそのために有効である。

・核セキュリティおよび保障措置が不可避であることは、使用済燃料直接処分が高レベル廃棄物処分と根本的に異なるものとするが、それにもかかわらず、それらが評価にどのように反映されるかに関する記述が具体性に乏しい。

・セーフティケースは世界的に一様に受け入れられたアプローチではない。適用にあたり、日本のおかれた状況に適合するかどうか慎重な検討が必要であり、取りまとめにおいては、そのように配慮した記述にとどめておくべきである。

・処分場の設計や安全評価で対象とする母岩の特性を有する地質環境がわが国に存在するかことや、直接処分第１次取りまとめにおける結晶質岩のデータセットの妥当性を明示すべきである。

・工学的な実現性の評価の観点から、処分容器の設計、処分場のレイアウトおよび処分坑道の仕様、人工バリアの設置が「実現性あり」とする理由が述べられるべきである。

・原子力発電環境整備機構の安全確保の考え方の報告書では、ストーリボードを構築し、処分システムの長期挙動を推定したうえでシナリオを設定する新たなアプローチがとられている。使用済燃料処分システムの全体像を対象とするこのようなアプローチを、ここでも採用すべきである。

・使用済燃料の直接処分研究開発に関する直接処分第１次取りまとめの重点課題とその考え方は、最終的な成果物として期待する使用済燃料／セーフティケースに盛り込むべき内容に依存する。したがって、直接処分第１次取りまとめの重点課題とその考え方の整理に先だって、使用済燃料／セーフティケースの構成と内容について、H12 レポートを基にしたコミュニケーションの経験から得られた教訓をもとにした方針に基づき、検討しておく必要がある。

・「使用済核燃料の直接処分研究開発に関する包括的技術報告書」は平成 29 年度に最終報告をとりまとめることを目標に２段階で取りまとめを行うとしているが、直接処分第１次取りまとめの至近のマイルストーンに、原子力機構の自主的な安全規準（安全評価の方法とその評価基準）の取りまとめを設定することを勧告する。

・地層処分に関わる全分野の専門家を擁する日本における唯一の機関である原子力機構が、将来規制機関が指針を策定する際の雛形となるような透明性、明瞭性、客観性を有する高品質の安全規準案を示唆することは、効果的、合理的である。

・取り扱い対象となる使用済燃料の種類や量について、健全 UO_2 燃料だけか、様々な燃焼度燃料が存在しているがそれらをどこまでの範囲で考えるのか、既に存在する MOX 使用済燃料や破損燃料、福島第一のデブリなどは含めるのか、TRU 廃棄物併置などのオプションの影響などはどのように位置づけるのか、を明確にする必要がある。
・直接処分第１次取りまとめの位置づけを明確にする必要がある。また、直接処分が実現可能であることが前提になっているように読めるので文章の修正が必要。
・直接処分第２次取りまとめで予定されている国内外専門家によるレビューの位置づけ、レビューア選定のクライテリアを明確にしておく必要がある。
・リスク論的評価とは何かを論理的に提示する必要がある。放射性廃棄物処分以外の分野でもリスクマネジメントは様々に行われているが、それらと整合するものでなくてはならない。またリスクはどのような指標で表記されるのか。
・設定されているシナリオについて、個々の断面を見ると整合しているように見えても、全体像として捉えたときに本当に論理的になっているかを確認しておく必要がある。
・第三者としてではなく、使用済燃料の処分の当事者としての表現方法で執筆されるべき。
・廃棄体容器の材質や形状、装荷される使用済燃料の体数、緩衝材の材質、その他の設定の根拠やその柔軟性についての検討が必須である。
・深度 1000m の設定の妥当性の説明は必須である。
・核種インベントリー（使用済燃料中ならびに放射化生成物）の精度の確認をしておくべきである。
・設定する Kd などのデータの信頼性の定量的評価がなされておくべき。中央値を取る、統計的な評価を行う、などの手法の合理性と、そこから派生する誤差の処理についても説明がなされるべきである。
・日本で使用済燃料直接処分が必要となるシナリオを特定する必要がある。日本で使用済燃料直接処分の実施が計画される状況についての綿密な検証がないまま、現行のガラス固化体処分計画の「ガラス固化体」を「使用済み燃料」に置き換えただけの前提で評価を出発させようとしているように見受けられる。いつの時点で、どのような使用済燃料を対象とするか、いかなる規模の直接処分を想定して評価するか、真剣に検証すべきである。
・H12 レポートの批判的再検証に基づき、今回取りまとめ諸条件を再設定するべき。H12 レポートはそれなりに意義のあるまとまった文献であるが、10 年余りが過ぎ、日本の原子力を取り巻く状況も全く異なったものとなっている。現在の日本、とりわけ「フクシマ後」の種々の事情を再検証した上で、今回評価独自の境界条件を再設定すべきである。H12 レポートの存在が自らの手足を縛るようであってはならない。
・評価の透明性確保、客観的検証の仕組みが重要である。評価にあっても透明性を確保し、改善提案あれば速やかに受け入れ、かつそのことが外部からも信頼できる形で「見えている」ことが求められる。パブリックコメントのように決定の最終段階で限定期間意見を受け付けるのではなく、常に進捗状況が公表されており、それに対して外部から意見を投じられるような仕組みを工夫すべきである。

(2)国外専門家

・直接処分第1次取りまとめの基本的なコンセプトは良いが、国際的な知見を含めること、H12以降の進展に基づいて作成を行うこと、現実的な評価を重視することなどは、今までのところ不十分、かつ一貫性を欠いた形で実施されている。
・原子力機構の知識管理における自らの強み、ほとんどの国の廃棄物管理組織が特に弱点を持っている領域、に焦点を合わせるならば、多くの改善の機会も存在している。
・使用済燃料のセーフティケースの重要な要素について、おそらくは討論モデルを用いて、(操業、および閉鎖後の両方に関して、復元性／頑健性(ロバスト性)に重きを置いて）トップダウン的な評価を実施する必要がある。これにより優先順位が設定できるようになり、限られたリソースを最も有益な領域に重点的に配分することができる。
・セーフティケースの要件が明示的に含まれれば、矛盾点（例えば、回収のしやすさvs保障措置、GWシナリオvs隆起と侵食など）も明確化されるであろう。これは最適化作業の重点事項となりうる。
・使用済燃料の最近の主なセーフティケースから教訓が学ばれている。特に、文書の作成と品質管理に関して経験されてきた諸問題である。CoolRepがそこから恩恵を得る可能性があることは明らかである。
・操業および閉鎖後における復元性／頑健性の評価は、単にH12レポートや他の国のプログラムの古い設計を用いるのとは異なり、使用済燃料に関する日本の境界条件に合わせた信頼できる処分場概念を開発するために用いられることが重要である。特に、それがコストを下げることに加え、安全性を高め、環境影響を減らしうるものである時には、最適化を明確な形で考察すべきである。
・計算コードやデータベースが現在開発中で完全には行えないにしても、「次世代の」現実的なモデル化アプローチを目指した評価手法を構築することが重要である。これにより、性能評価の際に、必要とされる保守性を透明な方法で考察し、特定のシナリオに合わせた形で導入することができると考えられる。
・日本特有のトピックス（例えば、コリウム／損傷した燃料)、あるいは重要だと認識されてはいるが最近のセーフティケースであまり使われていないトピックス（例えば、微生物学、議論の助けとなるナチュラル・アナログ、隆起／侵食モデルに関わる地殻の評価など）に対しても視野に入れておくべきである。

5.5 まとめ

原子力機構が作成する直接処分に関する第1次取りまとめの骨子について、国内外の専門家各5名（計10名）の意見聴取等を実施した。具体的には、直接処分第1次取りまとめの骨子や基本構成およびその関連情報などが十分整備されているか、またアプローチは適切か、などについて、専門家によるレビュー結果を収集、確認した。また、これらの聴取した意見や入手した情報について、課題等を整理した。今後、これらの課題に対する検討結果に基づき、具体的に第1次取りまとめの作成が円滑に進め、さらに国際レビューや直接処分第2次取りまとめに向けての個別課題の解決を図っていく予定である。

6. おわりに

6.1 成果の総括

本事業は、日本において使用済燃料の直接処分が技術的な合理性をもって実現できることを示すために、日本の地質環境条件や使用済燃料の特性を踏まえ、使用済燃料の直接処分システムの設計技術に関する研究開発を実施し、その技術的基盤を整備することを目標として、平成 25 年度～平成 29 年度の計画で実施されるものであり、本報告書は、その初年度の成果を取りまとめたものである。

本事業で得られた成果については、原子力機構が文部科学省の運営費交付金で実施する成果と合わせて、マイルストーンとなる年度を定めて、段階的に直接処分の実現可能性や技術的信頼性を示す包括的な技術報告書として体系的に取りまとめられる予定である。

5 か年計画で実施する本事業の初年度である平成 25 年度においては、以下の事業項目を設定し、使用済燃料直接処分のための処分場施設の設計に関する技術開発を実施した。

- 直接処分研究開発に関する全体計画（5 ヵ年）の策定
- 使用済燃料の閉じ込め性能を確保するための先進的な人工バリア材料開発
- 直接処分施設設計の概念構築
- 包括的取りまとめ報告書の策定を見据えた情報整理

以下に平成 25 年度に実施した上記事業項目の成果を総括する。

(1) 直接処分研究開発に関する全体計画（5 ヵ年）の策定

本事業の研究開発の成果は、原子力機構が運営費交付金で実施する使用済燃料の直接処分の研究開発成果も踏まえて、わが国における使用済燃料の直接処分に関する技術的実現可能性を示すための包括的な報告書として取りまとめられ、この報告書は 5 年の計画期間において、段階的にその技術的信頼性が高められる。すなわち、平成 25 年度迄を目処に直接処分の実現可能性と今後に向けた技術的課題の提示する直接処分第 1 次取りまとめを、平成 27 年度迄を目処に直接処分の技術的信頼性を提示する直接処分第 2 次取りまとめ（ドラフト）を、平成 29 年度迄に直接処分第 2 次取りまとめを作成し、わが国の幅広い地質環境条件を対象とした使用済燃料の直接処分に関するセーフティケースを例示する。

本事業項目では、地層処分基盤研究開発調整会議で策定された全体計画に基づき、平成 25 年度は、上記した段階的に作成される包括的な報告書の目的を念頭におき、平成 25 年度迄を目処の直接処分第 1 次取りまとめ、平成 27 年度迄を目処の直接処分第 2 次取りまとめ（レビュー版）、平成 29 年度迄を目処の直接処分第 2 次取りまとめ（最終版）の作成を目標として、5 ヵ年の全体計画を具体化し、本事業の実施に反映した。 また、平成 25 年度の直接処分第 1 次取りまとめに向けた作業実施方針を策定し、直接処分第 1 次取りまとめに向けた研究開発を進めた。

(2) 使用済燃料の閉じ込め性能を確保するための先進的な人工バリア材料開発

本事業項目については、使用済燃料の閉じ込め性能を確保するための先進的な人工バリア材料として期待する性能について、わが国および諸外国における調査を行い、その結果を踏まえて、安全性、経済性、技術的実現性等に関する検討を基礎試験も含めて実施することに

より、処分容器（遮へい性や耐食性の高い材料で作られた使用済燃料等を封入する容器）や緩衝材(処分容器と岩盤の間に敷設する止水性や収着性を高めた材料)、埋め戻し材等に関し、安全かつ効率的、経済的に直接処分することができる新材料の開発を行う。

平成 25 年度は、処分容器を対象に、既往の研究成果を調査することにより、先進的な新材料開発にあたっての留意事項・課題を整理した。この調査結果に基づき、処分容器新材料としての開発候補材料を提示した。また、使用済燃料の直接処分で特徴的な放射線量、温度環境等の条件に対する課題を整理した。

(3)直接処分施設設計の概念構築

1)処分施設の設計支援システムの構築

本事業項目については、使用済燃料の直接処分に関して、設計や安全評価の前提条件となる地質環境情報、設計・安全評価・建設・操業・維持管理・閉鎖等の各ステージにおいて利用される処分施設の寸法・形状、および処分施設の構成部材の材質・物性等の情報を効率的に利用できるように一元的に管理し、必要に応じてこれらの情報を用いて CAE 技術を利用しつつ、処分施設の設計、建設、維持管理計画および操業計画の策定等を可能とする設計支援システムを構築する。

平成 25 年度は、初年度として CIM に関する国内外の情報について調査・整理した。CIM を処分施設の設計に適用する上での設計支援システムの要件や具備すべき機能を整理し、整理された要件・機能等に基づき、設計支援システムの概念設計を行った。また、当面の 3 ヵ年において設計支援システムのプロトタイプを構築することを目標とした工程を示すとともに、課題の抽出・整理および課題解決計画の立案を行った。

2)処分施設の設計検討

①搬送・定置設備の概念設計

使用済燃料に適用する人工バリアを構成する廃棄体および緩衝材の搬送・定置設備の概念設計を行う。ここでは、搬送・定置設備の設計の前提条件設定として、廃棄体および緩衝材の設計を行い、その成果を搬送・定置設備の設計に反映する。

平成 25 年度は、処分坑道横置き方式を対象として、使用済燃料の廃棄体（炭素鋼で製作される処分容器に燃料集合体を封入したもの）および緩衝材を対象とした搬送・定置設備の実現可能性を提示するとともに、検討を通じて抽出された課題および課題解決策を提示した。

②地下施設の概念設計

わが国を代表する地質環境条件（岩盤の力学特性、初期地圧、水理・地質特性等）を設定し、使用済燃料の直接処分のための搬送・定置設備と整合する地下施設の概念設計を行う。人工バリアを地下に適切に構築するための定置方式や搬送・定置設備の仕様によって、必要となる地下空間の大きさが異なることから、人工バリアの構築手法に適合する地下施設の概念を設計する。また、地下施設は使用目的の異なる坑道（アクセス坑道、連絡坑道、主要坑道、処分坑道等）からなる坑道群で構成され、多くの坑道交差部が存在することから、これらの坑道および坑道交差部の空洞安定性について解析・評価し、概念設計に反映する。

平成 25 年度は、処分坑道横置き方式を対象として、搬送・定置設備の仕様を規定する最大空間を提示することを目的に地下施設の概念を設計した。また、坑道交差部として坑道径の大きい立坑と連絡坑道の交差部、交差部が連続する主要坑道と処分坑道の交差部の安定性に

ついて解析・評価し、概念設計に反映した。また、次年度の搬送・定置設備の概念設計の検討条件としてフィードバックするため、本年度の解析の結果から導出される坑道寸法の制限に関する情報を取りまとめた。

③地上施設の概念設計

使用済燃料の受入れ設備、使用済燃料の一時保管設備、使用済燃料の処分容器への封入設備、封入した処分容器の検査設備、一時保管設備および払出し設備等で構成されると考えられる地上施設の概念設計を行う。概念設計においては、使用済燃料の特殊性（放射線量、温度環境等の条件）を考慮し、必要な作業工程は遠隔操作で行うことを基本とする。

平成 25 年度は、使用済燃料の処分容器への封入工程という地上施設で中心的な役割を果たす封入施設を対象とした設備の実現可能性について検討した。また、地上施設としての廃棄体封入施設の設計要件を提示した。これらの検討を通じて抽出された課題および課題解決策を提示した。

④直接処分方策に関する調査・検討

使用済燃料の処分施設の設計段階において考慮しておくことが必要になると考えられる様々なオプションとして、多様な使用済燃料集合体を考慮した操業中および閉鎖後管理段階の保障措置および核セキュリティ対策、回収可能性、モニタリング、モラトリアムの考え方、処分までの貯蔵場所、貯蔵方法、貯蔵（冷却）期間の維持等が考えられ、処分施設の概念設計を行う現段階において、これらオプションの考え方や方策等について、直接処分で先行しているスウェーデン、フィンランド等諸外国の事例を調査・分析し、得られた成果・情報をセーフティケースの概念を念頭に置き体系的に整理するとともに、将来の処分施設の実施設計に反映できるように知識ベースとして整備する。

平成 25 年度は、直接処分に関して先行しているスウェーデン、フィンランドにおける処分場施設の保障措置に関する対応状況についての事例調査を実施した。また、使用済燃料の処分施設の設計段階において考慮しておくことが必要になると考えられる様々なオプションについて検討・整備するためのフレームについて調査・検討し、その結果を「処分概念データベース」の拡充整備に反映した。

(4)包括的取りまとめ報告書の策定を見据えた情報整理

地層処分基盤研究開発に関する全体計画（平成 25 年度～平成 29 年度）（地層処分基盤研究開発調整会議，2013）に記載されているわが国における使用済燃料直接処分の実現可能性を提示する包括的取りまとめ報告書（直接処分第１次取りまとめ）、技術的可能性を提示する包括的取りまとめ報告書（直接処分第２次取りまとめ）を以下のスケジュールに沿って遅滞なく策定できるよう、本事業による研究開発成果および原子力機構が運営費交付金で実施する使用済燃料の直接処分の研究開発成果に関する情報を体系的に整理する。

平成 25 年度は、本事業による本年度の研究開発成果および原子力機構が運営費交付金で実施する使用済燃料の直接処分に関する本年度の研究開発成果を踏まえて、わが国における使用済燃料直接処分の実現可能性を提示する包括的取りまとめ報告書（直接処分第１次取りまとめ）作成に資するために、直接処分第１次取りまとめ骨子についての検討とそれに対する国内外の専門家によるレビューを実施し、抽出した課題を整理した。

(5)情報収集および評価委員会の設置と運営

本事業の実施に当たり、国内外の関係機関や大学等との間で情報交換等を実施し、関連技術等についての最新情報を入手するとともに、成果の普及に努める。また、外部の専門家・有識者等で構成される委員会を設置し、研究計画、実施方法、結果の評価等に関する審議・検討を行い、成果報告書を取りまとめる。

平成25年度は専門家･有識者等で構成される評価委員会を設置し､2回の委員会を開催し、聴取したコメント・意見を本年度実施中の事業施項目や平成26年度の実施計画に反映した。

6.2 課題と今後の計画

(1)直接処分研究開発に関する全体計画（5ヵ年）の策定

わが国の幅広い地質環境条件を考慮して、これらの範囲を拡大していくとともに、残された課題を明確にしつつ研究における段階目標の設定を行う。また、外部専門家等からなる評価委員会を設置して、研究計画や成果について評価を行うとともに、地層処分基盤研究開発調整会議に組織されるタスクフォースにおいて、研究の進捗等の確認、他の事業の最新の成果の反映などを行い、適宜計画を最適なものとなるように見直していく。

(2)使用済燃料の閉じ込め性能を確保するための先進的な人工バリア材料開発

平成25年度に提示された候補材料を対象に、物理化学的な基本特性を整理し、既存の材料との比較、特徴の整理を行うとともに、容器材料としての適用性、容器材料としての適用に必要な技術開発課題を検討する。また、緩衝材、埋め戻し材等他のバリア材料についても、機能や性能向上に関する既往の研究開発事例や国内外における新材料開発などの現状を整理する。また、その結果に基づいて新材料となりうる材料の適用可能性、適用にあたっての課題を整理する。

(3)直接処分施設設計の概念構築

1)処分施設の設計支援システムの構築

平成25年度の検討において示された開発工程に基づいて､設計支援システムのプロトタイプの構築に向けて、ISISや性能評価支援システムも含めたユーザーインターフェースやデータベース機能などの設計・開発に着手する。設計支援システムの開発に当たっては、設計支援システムの機能や役割が利用者のニーズに合うように、常に関係者で情報共有を行いながら進める。

2)処分施設の設計検討

①搬送・定置設備の概念設計

長半減期の放射性核種の閉じ込め機能を持たせた処分容器として、炭素鋼材料を銅材料で覆う仕様とする複合処分容器に対応する搬送・定置設備の実現可能性について検討を行う。処分容器については、複合処分容器に仕様が変わることを考慮し、臨界、遮蔽、熱、および構造設計を行い、その構造や寸法などを設定する。また、処分容器と緩衝材で構成される人工バリアを予め一つのパッケージに組み込んだ PEM(Prefabricated EBS Module)方式における容器の設計を行い、処分坑道横置き方式を対象としたPEM方式の搬送・定置設備の実現可能性について検討を行う。緩衝材についても複合処分容器を対象として、沈下、腐食膨張、岩盤クリープ、それらを組合せた複合評価の解析を進め、厚みなどを設定する。これらの検討を通じて抽出される課題および課題解決策を提示する。

②地下施設の概念設計

最適な支保工を選定することで掘削土量を最小限にするなど、地下施設の空間設計の合理化を図るため、地下施設の設計に使用する支保工を対象として、支保工設計の合理化に向けた配合選定のための基礎物性の取得を行う。また、複合処分容器および PEM 方式に対応する搬送・定置設備の情報を加味しつつ、これと整合する地下施設の概略設計を行う。

③地上施設の概念設計

複合処分容器を対象として封入施設の実現可能性について検討を行う。また、複合処分容器に対して設計要件の確認を行う。これらの検討を通じて抽出された課題および課題解決策を提示する。

④直接処分方策に関する調査・検討

国際会議や施設訪問を通じて諸外国の関係者から使用済燃料の直接処分に適用する保障措置および核セキュリティシステムの概念検討の現状についてヒアリングを行う。これらの成果に基づき、必要な保障措置、核セキュリティ上の要件、処分場設計に反映すべき項目の整理、保障措置実施方策、核セキュリティ確保のための実施方策について検討を行う。また、平成 25 年度に実施した諸外国の使用済燃料の処分施設の設計段階において考慮しておくことが必要になると考えられる直接処分方策に関する様々なオプションの調査・検討の結果等に基づき、わが国の直接処分の概念構築や施設設計するにあたって考慮すべき要件と課題について調査検討し、情報整理を行うとともに「処分概念データベース」の拡充を継続する。

(4)包括的取りまとめ報告書の策定を見据えた情報整理

平成 25 年度に国内外の専門家によるレビューを実施した本事業の研究開発成果および原子力機構が運営費交付金で実施した使用済燃料の直接処分の研究開発成果の直接処分第１次取りまとめの骨子に基づき作成する本文について、国内外の専門家による評価を受けるとともに、評価結果についての情報整理を実施することにより、直接処分第１次取りまとめ報告書の品質向上に資する。また、直接処分第１次取りまとめ報告書で抽出された課題を踏まえ、直接処分第２次取りまとめで直接処分の技術的信頼性を提示するための情報整理を実施する。

(5)情報収集および評価委員会の設置と運営

本事業の実施に当たり、国内外の関係機関や大学等との間で情報交換等を実施し、関連技術等についての最新情報を入手するとともに、成果の普及に努める。また、外部専門家等からなる評価委員会を設置して、全体計画や当該年度の成果について評価を行ない、当該年度の研究開発成果の品質向上に資する。

【参考文献】

地層処分基盤研究開発調整会議（2013）：地層処分基盤研究開発に関する全体計画 （平成 25 年度～平成 29 年度）2013 年 3 月.