

行政院原子能委員會放射性物料管理局

用過核子燃料深層地質處置場
近場緩衝材料耦合效應研析
期末報告

計畫編號：103FCMA005

計畫主持人：黃偉慶

受委託機關(構)：國立中央大學

報告日期：中華民國 103 年 12 月

中文摘要

深層地質處置設施係由母岩與工程障壁所組成的安全體系，處置場將設置於地表以下數百公尺的穩定岩層中，因此就長期而言，處置場再飽和將歷經衰變熱傳導、地下水入侵等程序。由於水是核種由處置場外釋的主要途徑，因此探討處置場再飽和的程序有助於了解近場工程障壁是否能發揮預期的障壁功能，並進一步對更長期的環境效應模擬，提供其近場熱-水力-力學條件的依據，為處置場安全分析重要一環。本研究針對處置場演化歷程中，營運及封閉階段之熱-力學耦合效應進行探討。

Abstract

Radioactive wastes are required to be isolated from the environment to prevent possible contamination. The deep geological repository with multiple barriers is currently recognized as a feasible disposal concept. In an underground disposal site, the radioactive wastes are encapsulated in containers surrounded by a buffer material and the excavation backfilled with a mixture of clay and sand. This study aims at the development of a model simulating the coupling effects of thermal-mechanical behavior using finite element method on a 3-dimensional geometric model of the near field of a repository. The following tasks are planned for the proposed project:

1. Review, compare, and evaluate the deep geological disposal strategy adopted by nuclear-advanced countries in the world;
2. Summarize the potential buffer material can be used in Taiwan, along with the physical, thermal, and engineering characteristics of the buffer material;
3. Develop three dimensional geometric model for the analysis of the near field of a deep underground repository using the multi-borehole approach;
4. Develop finite element analysis program capable of incorporating thermal-mechanical coupling effects in the near field of a repository, such that the temperature and stress distributions in the near fields can be assessed;
5. Prepare a final report for the project.

目錄

中文摘要.....	1
Abstract.....	2
目錄.....	3
圖目錄.....	7
表目錄.....	12
第一章 緒論.....	13
1.1 研究動機... ..	13
1.2 研究方法與範圍.....	14
1.3 研究目的.....	15
第二章 文獻回顧.....	16
2.1 深地層處置設計概念.....	16
2.2 各國處置概念現況.....	18
2.2.1 瑞典.....	20
2.2.2 瑞士.....	21
2.2.3 法國.....	22
2.2.4 日本.....	24
2.2.4.1 日本放射性廢棄物處置概念.....	24
2.2.4.2 日本壓實技術在緩衝材料製作之應用.....	29

2.2.4.3 日本壓實緩衝材料塊製作現況.....	33
2.2.4.4 日本放射性廢棄物衰變熱.....	38
2.2.5 美國.....	40
2.2.6 中國大陸.....	42
2.2.7 國際合作地下岩石實驗室.....	43
2.3 緩衝材料之概念與功能.....	50
2.4 THMC 效應系統化分析方法.....	54
2.5 近場緩衝材料熱性質及其誘發效應.....	62
2.5.1 緩衝材料熱性質.....	62
2.5.2 熱誘發水力效應.....	63
2.5.3 熱誘發機械效應.....	65
2.5.4 熱誘發化學效應.....	66
2.6 現階段我國處置場設施配置概念與埋設形式.....	69
第三章 候選緩衝材料試驗.....	72
3.1 試驗材料.....	72
3.2 試驗儀器與模具.....	72
3.2.1 資料擷取系統.....	72
3.2.2 熱探針及熱源供給系統.....	73
3.2.3 溫度量測.....	74

3.2.4 壓力試驗機.....	74
3.2.5 試驗模具.....	74
3.3 試驗步驟.....	75
3.4 試驗結果.....	76
3.4.1 熱傳導係數與乾單位重關係.....	76
第四章 有限元素分析方法.....	77
4.1 分析工具.....	77
4.2 處置場配置.....	77
4.3 依序耦合熱—力學分析.....	80
4.4 三維幾何模型.....	81
4.5 初始條件與邊界條件.....	84
第五章 耦合熱—力學分析模型驗證及參數分析.....	86
5.1 分析方法.....	86
5.2 分析模型驗證.....	87
5.2.1 材料參數介紹.....	87
5.2.2 熱傳分析.....	90
5.2.3 熱應力分析.....	94
5.3 三維模型依序耦合熱—力學分析.....	97
5.3.1 代表體積單元.....	97

5.3.2 模型幾何與材料參數.....	101
5.3.3 熱傳分析結果討論.....	103
5.3.4 熱傳材料參數效應分析.....	111
5.4 熱應力分析結果.....	115
5.4.1 初始條件與邊界條件.....	115
5.4.2 應力增量分析.....	116
第六章 結論與建議.....	122
6.1 結論.....	122
6.2 建議.....	123
參考文獻.....	124

圖目錄

圖 2.1 深地層處置場設計示意圖.....	16
圖 2.2 瑞典深地層處置計畫KBS-3施工過程.....	16
圖 2.3 各國核能發電比率.....	19
圖 2.4 瑞典 Åspö 硬岩實驗室.....	20
圖 2.5 法國 Meuse/Haute-Marne 地下岩石實驗室.....	23
圖 2.6 日本多重障壁深地層處置場概念圖.....	25
圖 2.7 日本多重障壁深地層處置場障壁尺寸與構成.....	25
圖 2.8 日本瑞浪(Mizunami)超深地層研究所斷面圖.....	27
圖 2.9 日本幌延(Horonobe)深地層研究計畫斷面圖.....	27
圖 2.10 日本 JNC 緩衝材料壓實技術分類 - 依壓實方法區分.....	28
圖 2.11 日本 JNC 緩衝材料壓實技術分類 - 依壓實方向區分.....	29
圖 2.12 日本 JNC 緩衝材料壓實技術分類 - 依壓實範圍區分.....	29
圖 2.13 日本 JNC 緩衝材料壓實技術分類依廢料包封材料處置方法區分.....	31
圖 2.14 日本之扇型緩衝材料塊體之設計尺寸.....	32
圖 2.15 日本之緩衝材料塊體設計及配置.....	33
圖 2.16 日本緩衝材料環片塊體壓製機器.....	33
圖 2.17 日本 JNC 垂直處置概念現地壓實緩衝材料塊方法開挖法	34

圖 2.18 日本 JNC 垂直處置概念現地壓實緩衝材料塊方法框架法	35
圖 2.19 日本 JNC 垂直處置概念現地壓實緩衝材料塊方法直接壓製 法.....	36
圖 2.20 日本 JNC 水平處置概念現地壓實緩衝材料塊方法(徑向壓實 法)	37
圖 2.21 日本 H12 高放衰變熱隨處置時間變化情形.....	38
圖 2.22 美國雅卡山(Yucca mountain)之地質斷面圖.....	40
圖 2.23 美國雅卡山深地層處置工程障壁系統示意圖.....	41
圖 2.24 中國大陸高放處置場後選地區.....	42
圖 2.25 瑞士格里姆瑟爾試驗場地質斷面圖.....	43
圖 2.26 瑞士格里姆瑟爾試驗場平面圖.....	44
圖 2.27 瑞士 FEBEX 試驗示意圖.....	47
圖 2.28 瑞士 FEBEX II 試驗示意圖.....	47
圖 2.29 瑞士蒙特麗岩石實驗室之地質斷面圖.....	48
圖 2.30 瑞士蒙特麗岩石實驗室隧道平面圖.....	49
圖 2.31 緩衝材料THMC耦合效應作用示意圖.....	54
圖 2.32 高放射性廢料深地層處置之近場效應.....	56
圖 2.33 MX-80 膨潤土進行恆溫水熱反應 X-ray 繞射圖形.....	68
圖 2.34 處置容器垂直置放概念示意圖.....	70

圖 2.35 處置坑道與處置孔概念剖面示意圖.....	70
圖 3.1 資料擷取系統.....	72
圖 3.2 熱探針及埋設之熱偶計.....	72
圖 3.3 模具側視與俯視示意圖.....	73
圖 3.4 乾單位重與熱傳導係數關係圖.....	75
圖 4.1 處置場內部配置示意圖(俯視圖).....	77
圖 4.2 長向距離之熱傳對稱面示意圖.....	78
圖 4.3 短向距離之熱傳對稱面示意圖.....	78
圖 4.4 不同位置處置孔之邊界示意圖.....	79
圖 4.5 依序耦合熱-力學分析流程圖.....	80
圖 4.6 模型尺寸示意圖.....	81
圖 4.7 模型尺寸放大示意圖.....	81
圖 4.8 取完整模型之四分之一示意圖.....	82
圖 4.9 三維模型之四分之一示意圖.....	83
圖 4.10 四分之一模型之網格尺寸示意圖(俯視圖).....	83
圖 4.11 熱源之衰變率趨勢圖.....	84
圖 5.1 處置場三維模型材料示意圖.....	87
圖 5.2 分析模型網格之尺寸示意圖.....	88
圖 5.3 邊界對流係數設置示意圖.....	90

圖 5.4 熱衰減率隨時間變化之趨勢.....	90
圖 5.5 熱傳分析結果溫度歷時曲線.....	92
圖 5.6 熱傳分析於第 16 年時廢料罐周圍之溫度分佈輪廓圖.....	93
圖 5.7 模型之力學邊界條件束制示意圖.....	95
圖 5.8 處置場配置(側視圖).....	97
圖 5.9 處置場內部之代表體積單元示意圖(俯視圖).....	97
圖 5.10 處置場配置及幾何關係示意圖.....	98
圖 5.11 不同位置處置孔之邊界示意圖.....	99
圖 5.12 處置場內部、及外部處置孔邊界示意圖(立體圖).....	100
圖 5.13 熱源之衰變率趨勢圖.....	101
圖 5.14 模型尺寸示意圖.....	102
圖 5.15 模型尺寸放大示意圖.....	102
圖 5.16 原型案例(40×6)各時間之等值溫度雲彩圖.....	105
圖 5.17 1 各案例緩衝材內側最高溫之等值雲彩圖.....	106
圖 5.18 各案例緩衝材內側溫度之歷時圖.....	106
圖 5.19 各案例處置孔壁溫度之歷時圖.....	107
圖 5.20 各案例兩孔中心溫度之歷時圖.....	107
圖 5.21 各案例緩衝材內側最高溫之等值雲彩圖.....	109
圖 5.22 各案例緩衝材內側溫度之歷時圖.....	109

圖 5.23 各案例處置孔壁溫度之歷時圖.....	110
圖 5.24 各案例兩孔中心溫度之歷時圖.....	110
圖 5.25 緩衝材內側最高溫歷時圖.....	112
圖 5.26 處置孔壁最高溫歷時圖.....	113
圖 5.27 兩孔中心最高溫歷時圖.....	113
圖 5.28 力學邊界條件束制示意圖.....	115
圖 5.29 參考線及參考點示意圖.....	116
圖 5.30 水平及垂直應力方向示意圖.....	116
圖 5.31 參考點上各應力分量之歷時圖(40×6)	117
圖 5.32 參考線上之主水平應力(第 25 年)	118
圖 5.33 最大主水平應力等值分佈圖.....	118
圖 5.34 參考線上之垂直應力(第 25 年)	119
圖 5.35 最大垂直應力等值分佈圖.....	119
圖 5.36 參考線上之副水平應力(第 25 年)	120
圖 5.37 最大副水平應力等值分佈圖.....	120

表目錄

表 2.1 各國處置場規格與處置方法.....	18
表 2.2 日本多重障壁深地層處置場障壁規格.....	26
表 2.3 瑞典緩衝材料 T-H-M-C 交互耦合作用.....	57
表 2.4 芬蘭技術研究中心提出 11 項 THMC 耦合效應.....	60
表 2.5 鈣型膨潤土與鈉型膨潤土的性質比較.....	66
表 3.1 BH 膨潤土之化學組成.....	71
表 5.1 分析所需材料參數.....	88
表 5.1 廢料罐與緩衝材料交界處最大位移之對照.....	95
表 5.2 分析所需材料參數.....	101
表 5.3 長向間距分析之溫度比較表.....	104
表 5.4 短向間距分析之溫度比較表.....	108
表 5.5 分析案例說明.....	112
表 5.6 各案例最高溫比較表(緩衝材內側).....	112
表 5.7 改變熱源之熱傳導係數最高溫對照圖.....	112

第一章 緒論

1.1 研究動機

核電廠反應器所產生之用過核子燃料極具放射性，其中所含核種半衰期甚長，因此處置之長期安全為重要的安全考量。且放射性廢棄物因核種衰變作用會不斷的釋放衰變熱，為不使核種影響自然環境，我國對放射性核廢料管理策略，曾就技術、安全、經濟、政治、人文社會與自然環境等因素，經學者專家評估後，近程採用廠內燃料池儲存，待其放射性及衰變熱充分衰減後，再移至乾式中期儲存設施，使高放射性廢棄物衰變熱進一步降低，再移至深地層處置場進行最終處置，達到與生物圈永久隔離之目的。

深地層處置設施中，因廢棄物罐內廢棄物體產生衰變熱，經由廢物包件、緩衝材料、回填材料及處置母岩向外傳輸，溫度效應會隨著放射性廢棄物的衰變速率及近場多重障壁系統之材料熱傳導特性遞減。深地層處置場初期地下水尚未入侵前，受到衰變熱作用影響，近場環境處於高溫狀態，且因周圍多重障壁系統之熱傳特性與廢棄物衰變作用，形成一不斷變化之溫度場。處置場封閉初期的近場環境處於非飽和狀態，與廢棄物包件接觸的緩衝材料可能受到衰變熱作用形成高溫狀態，而影響其預期功能。

緩衝材料因包覆於廢棄物罐外，勢必受到放射性廢棄物釋放衰變

熱影響，進而影響到土壤未飽和狀態的應力狀態，影響到處置場的服務功能，因此，本研究針對深層處置場近場演化程序應用有限元素法進行模擬，考慮多處置孔分析模型，以三維幾何模型描述其熱-力學耦合效應，探討處置場營運期間至再飽和前之溫度場與應力場。同時採用國內可能採用之回填材料及緩衝材料特性參數，進行處置場熱-力學耦合效應之模擬，並評估各種處置條件、材料參數對處置場工程障壁功能的影響，提供管制機關對國內用過核子燃料最終處置場安全分析審查作業之參考依據。

1.2 研究方法與範圍

處置場的熱—力學耦合效應於處置孔置入用過核子燃料後即開始發生，將影響近場長期地化效應的初始條件，對於處置場長期安全性具有一定程度的影響，必須進行詳細的評估。在數值分析方面，相關的研究重點在於實際現場狀況之模擬與各類型參數之驗證評估；早期由於電腦效能的限制，一般多侷限於單一廢料處置孔之問題(Loken et al, 1984; Wurm et al, 1985; Borgesson and Hernelind, 1999)，近期則已逐漸擴展至多處置孔之情況(Hakami and Olofsson, 2000; Stephansson et al, 2004; Rutqvist and Tsang, 2004; Lee and Lee, 2004; Borgesson et al, 2006; Cleall, 2006)，各研究中所使用的材料模型多是由特定場址之材

料行為建構而成，並不完全適用於其他場址。整體而言，不論是近場或其周圍之天然障壁，在模擬上必須採行三維之分析模式，同時在材料及數值模型的建立上，亦需要審慎的處理，始能符合現場實際狀況。本研究因此針對多孔處置場之問題，依據我國深層地質處置的初步設計概念，採用三維有限元素方法，建立適當的數值模型，對於處置場近場之熱-力學耦合效應進行分析。

1.3 研究目的

本研究首先建立處置場熱-力學耦合計算模型，並提出一運算方案，以有效推估相應之溫度場與應力場；其次，將考慮多孔處置場及其周圍之多重障壁系統，以各組成材料之特性、以及處置場內部之幾何配置作為主要參數，藉由數值分析，針對各相關參數在系統再飽和程序開始前之影響效應進行評估。

第二章 文獻回顧

2.1 深地層處置設計概念

深地層處置為國際間核能先進國家對放射性廢棄物最終管理較普遍接受之方式，如圖2.1所示，其設計理念為選取足夠體積且完整的岩體，於適當之深度鑽鑿坑道，放射性廢棄物利用廢棄物包件、緩衝材料、回填材料及周圍岩層等組成多重障壁系統(multiple barriersystem)，以阻絕、延遲放射性廢棄物外釋或地下環境影響，達到將放射性廢棄物永久隔離生物圈之目的。瑞典核燃料及廢棄物管理公司(SKB)針對該國之用過核燃料最終處置概念(KBS-3)，廢棄物放置過程如圖2.2所示。在用過核燃料經中期儲存30~40年後，利用內部鑄鐵外部銅殼之廢棄物罐裝填用過核燃料，提供足夠強度與抵抗外部侵蝕能力保護內部廢棄物體，其尺寸約直徑1公尺、長5公尺，裝填廢棄物後重量約25~27噸。接著將廢棄物罐運送至處置場址，利用豎井輸送至地下500~700公尺處已開挖好的岩體處置坑中，在將廢棄物罐嵌入前，處置坑內事先已襯填好夯實的膨潤土塊（處置坑底部）與膨潤土圈（環繞於廢棄物罐周圍），嵌入廢棄物罐後再利用膨潤土塊填滿處置坑。此項介於處置母岩與廢棄物罐間之系統稱之為緩衝材料(buffer)，其具有防止侵蝕性物質直接侵蝕廢棄物罐及減緩廢棄物罐內核種釋出等功能，在設計使用年限內，確保廢棄物與外部環境完全隔

離，瑞典、芬蘭的處置概念將其視為最主要的安全度貢獻因子。當處置工作完成後，工作坑道與豎井將會利用膨潤土與碎石混合料填充，此項回填混合料稱之為回填材料(backfill)，用以維持處置場的穩定性。

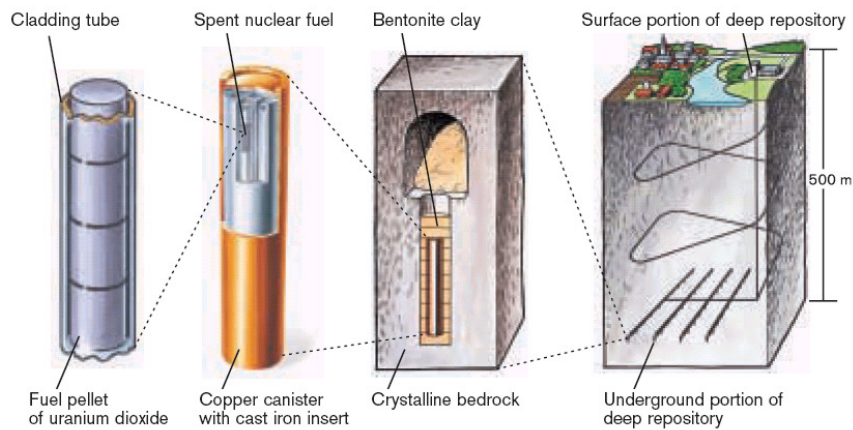


圖2.1 深地層處置場設計示意圖(SKB, 2007)

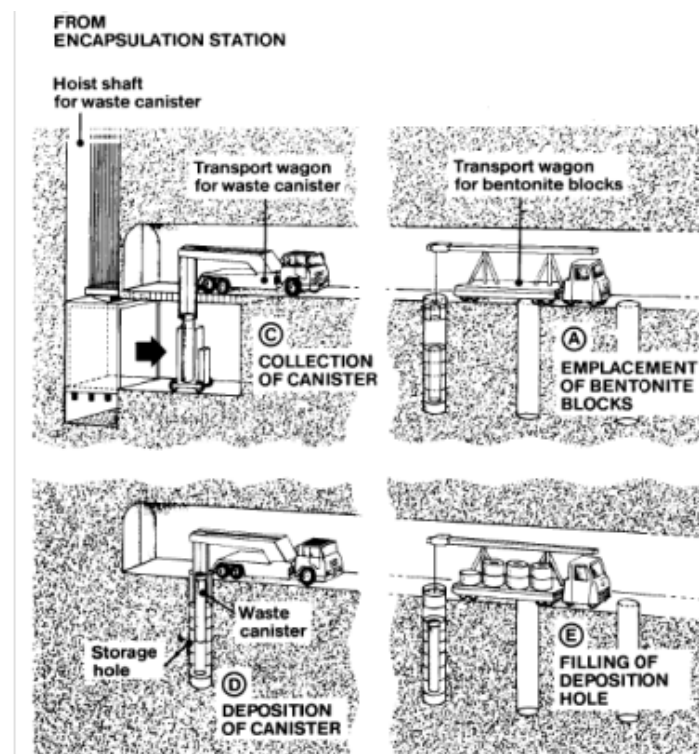


圖2.2 瑞典深地層處置計畫KBS-3廢棄物放置過程(SKB, 2007)

2.2 各國處置概念現況

目前世界先進國家均佔有比例不小之核電佔有率，如圖2.3所示 (Eia 2008)，故近二三十年來，各國莫不積極尋求有效處置放射性廢棄物之方法，目前對於高放射性廢棄物（或用過核子燃料）均已提出用過核子燃料管理政策，並且以深地層處置為處置目標（深度多介於300~1000公尺）；且考量天然障壁功能性不同而選擇結晶岩類、沈積岩類或鹽岩。目前各國均積極進行地下實驗室現地試驗工作，一方面取得現地參數，另一方面可驗證實驗室或模式預測結果。核能先進國家的處置概念彙整如表2.1所示。在處置場工程障壁方面，除了英國與德國，其他國家皆使用純膨潤土或膨潤土混合不同比例的砂石製作緩衝材料與回填材料；而在處置場的位置設置方面，各國最終處置場預定的處置深度大約在300~1000公尺處，除了美國之外，其他國家的處置場位置皆在飽和母岩帶，在各國的處置概念中，以瑞典的KBS-3 概念發展較早且成熟，且該國之用過核燃料特性與規模亦較近似我國，加上其研發過程之相關技術文獻亦較為完整詳盡，因此國內深層處置場設計概念係以瑞典KBS-3 處置概念為參考對象（核能研究所，2002）。

表 2.1 各國處置場規格與處置方法

國家	廢料類別	冷卻時間(年)	廢料體處理方式	廢料罐/包封材料	緩衝材料	回填材料	封存方式	預定處置深度(公尺)	處置地質環境	處置窖設計	處置窖安裝方式
比利時	用過核子燃料 高放射性廢料	50	不銹鋼	不銹鋼 鋼製外殼 玻璃內襯	FeCa膨潤土(60%鈉膨潤土、35%石英砂、5%石墨)	鈉膨潤土或純鈉膨潤土	處置隧道襯砌	250	沉積岩/飽和帶；低於水滲點	三條橫坑道	高放射性廢棄物放置於坑道中央 用過核子燃料放置於四周
加拿大	用過核子燃料	10	UO ₂	鋼製外殼 玻璃內襯	鈉-膨潤土混合物 (50:50)	鈉-膨潤土混合物 (50:50)	橫坑與豎井封存	500~1000	結晶岩/飽和帶	一條主隧道連接多條平行的處置隧道	豎直放置於處置孔內或橫式放置於處置隧道
捷克	中低放射性廢料		濕潤土	鋼	純膨潤土	膨潤土	膨潤土封存	450~500	花崗岩/飽和帶		
	用過核子燃料		UO ₂	玻璃罐	純膨潤土	膨潤土	膨潤土封存	450~500	花崗岩/飽和帶		
芬蘭	用過核子燃料	40	UO ₂	鋼一鐵	膨潤土/矽泥/凝土塊	碎石-膨潤土混合物 (50:50)	膨潤土與凝土封存	500	結晶岩/飽和帶	一條主隧道連接多條處置隧道	豎直放置於處置孔內 處置孔直徑2 m 高 8 m
法國	中低放射性廢料	15	(CU1、CU2型廢棄物)	不銹鋼與凝土容器 鋼製包封材料 不銹鋼內襯	純膨潤土 鈉-膨潤土混合物 (70:30)	膨潤土或頁岩 膨潤土或頁岩	膨潤土與凝土封存 膨潤土封存	400~1000	結晶岩或沉積岩/飽和帶		
	用過核子燃料	15	UO ₂ 和 MOX 玻璃固化體(C型廢棄物)	玻璃包封材料 (厚55mm長1.6m直徑55cm)	純膨潤土與凝土塊	膨潤土或頁岩	膨潤土封存	500	黏土質岩	一條主隧道連接多條處置隧道 主隧道直徑0.7m全長40m每隔8m設 針一處置坑道 處置坑道長30m	豎直放置於處置孔內 用過核子燃料豎直放置 高放射性廢棄物橫式放置
德國	放射性廢料	40	不考慮工程障礙	不考慮工程障礙	鹽凝土	鹽岩鹽體	封存	500	花崗岩/飽和帶	兩條主隧道連接多條處置隧道 兩條主隧道連接多條處置隧道 主隧道直徑60cm全長300m	
日本	高放射性廢料	50	玻璃固化體	玻璃包封材料 鋼製或不銹鋼外殼 玻璃內襯	鈉-膨潤土混合物 (70:30)	膨潤土/鈉矽泥/凝土塊	膨潤土封存	花崗岩 1000 泥岩 500	結晶岩或沉積岩/飽和帶	四周主隧道與中間聯絡隧道連接處置	
韓國	用過核子燃料		UO ₂	玻璃包封材料	純膨潤土 或鈉-膨潤土混合物	純膨潤土	純膨潤土	花崗岩 550 泥岩 250 鹽岩 600	結晶岩或沉積岩/飽和帶		
西班牙	用過核子燃料	30	UO ₂	玻璃包封材料	純膨潤土	純膨潤土	純膨潤土	花崗岩 550	結晶岩或沉積岩/飽和帶	兩條平行主隧道連接多條平行處置隧道	橫式放置於處置隧道
瑞典	用過核子燃料	30~40	UO ₂	鋼一鐵	純膨潤土	碎石-膨潤土混合物	凝土與膨潤土封存	400~700 面積0.3km ² 泥岩 850	結晶岩/飽和帶	一條主隧道連接多條平行處置隧道	KBS-3V：豎直放置於處置孔內 處置孔直徑2 m 高 8 m
瑞士	高放射性廢料	40	玻璃罐	鋼	純膨潤土	膨潤土塊 或鈉-膨潤土混合物	凝土與膨潤土封存	400~700 面積1~2km ² 泥岩 850	結晶岩或沉積岩/飽和帶	一條主隧道連接多條平行處置隧道	KBS-3H：橫式放置於處置隧道
英國	中低放射性廢料		水泥凝土	鋼板箱或凝土箱	純膨潤土	膨潤土	低滲透係數封存	花崗岩 1000	結晶岩或沉積岩/飽和帶	一條主隧道連接多條處置隧道	橫式放置於處置隧道
中國大陸	高放射性廢料		玻璃固化體	玻璃包封材料	高角子膨潤土	高角子膨潤土	高角子膨潤土	800~1000	花崗岩/飽和帶		
	用過核子燃料		直接處置		高角子膨潤土	高角子膨潤土	高角子膨潤土	800~1000	花崗岩/飽和帶		
美國 WIPP	TRU	10	不銹鋼覆蓋、UO ₂	208L 鋼罐	氯化鈣回填材料	凝土	凝土密封	300	凝土岩/飽和帶	三條平行處置隧道	橫式放置於處置隧道
美國 YMP	商業用過核子燃料	10	MOX、PuU、 陶瓷一鈉				凝土密封	300	凝土岩/飽和帶		

資料來源

比利時、加拿大、西班牙、瑞士：用過核子燃料最終處置計畫書 2010 年修訂版，台灣電力公司 99 年 12 月

法國：ANDRA, Dossier 2005 Argile, Evaluation of the Feasibility of a Geological Repository in an argillaceous formation (2005)

ANDRA, Dossier 2005 Argile, Architecture and Management of a Geological Repository (2005)

ANDRA, Dossier 2005 Granite, Architecture and Management of a Geological Repository (2005)

Dossier 2005 Granite, Assets of Granite Formations for Deep Geological Disposal (2005)

Dossier 2005 Granite, Assets of Granite Formations for Deep Geological Disposal (2005)

德國：平成 25 年度地層処分技術調査等事業処分システム学確認技術開発報告書 (2014)

日本：JNC (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一地層処分研究開発第 2 次取りまとめ一, 分冊 2 地層処分の工学技術, JNC TN1400

平成 25 年度地層処分技術調査等事業処分システム学確認技術開発報告書 (2014)

芬蘭、瑞典：SKB RD&D Programme 2007, Programme for research, development and demonstration of methods for the management and disposal of nuclear waste TR-07-12 (2007)

捷克、韓國、英國、美國：NEA, Engineered Barrier Systems and the Safety of Deep Geological Repositories, OECD Nuclear Energy Agency, France (2003)

中國大陸：紀立民、洪練輝，「處置場安全需求與處置概念研擬一我國用過核燃料長程處置潛在母岩特性調查與評估階段第一年初查報告」，行政院原子能委員會核能研究所研究報告，龍潭 (2002)

原子力環境整備・資金管理センター

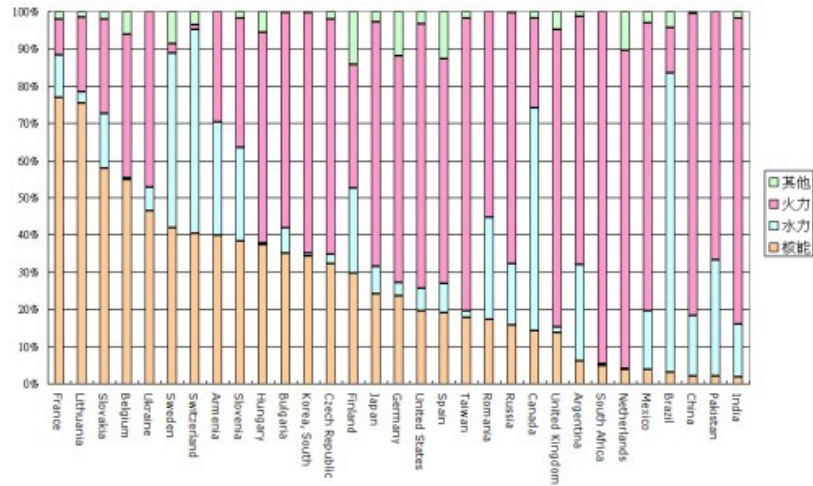


圖2.3 各國核能發電比率(Eia 2008)

2.2.1 瑞典

瑞典擁有11座核能發電機組，負責放射性廢棄物處置計畫之機關為Svensk Kärnbränslehantering AB（簡稱SKB），對於高放射性廢棄物處置場址調查工作分為兩階段進行：第一階段為可行性研究，此階段工作仍不進行現場調查，主要就現有地質、水文地質、地球物理、地球化學等資料進行研究，從中分析其主要地質構造及岩性，並篩選出適合作為第二階段場址調查之用。第二階段之場址調查階段為在可能場址範圍之內，進行地表調查（包括地質調查、地物探測等）、深井鑽探、孔內探測，最後依據場址調查結果決定最終場址（台電公司，2010）。瑞典於1986 於東部濱海Åspö 島南端建構以花崗岩為基礎之地下岩石實驗室(Hard Rock Laboratory)，如圖2.4所示，一般稱之為Åspö硬岩實驗室(Åspö Hard Rock Laboratory)，進行一系列地球物

理探查、場址調查、處置場建造與包封技術等之現地試驗。



圖 2.4 瑞典 Åspö 硬岩實驗室（台電公司，2010）

2.2.2 瑞士

依據瑞士法令，廢料生產者必須負責廢料處理與處置。目前瑞士關於放射性廢料處置相關研究主要是由「放射性廢料處置管理公司」(National Cooperative for the Disposal of Radioactive Waste, 簡稱 NAGRA) 主導。NAGRA 主要由瑞士四家核能發電公司與瑞士政府所組成，包含BKW、KKG、KKL、NOK 四家電力公司與瑞士聯邦政府以及EOS 公司所組成，負責瑞士放射性廢料處置之相關技術開

發。NAGRA 於1992 年確認所有類型之放射性廢料都將採用地質處置，其中低放射性廢料採用岩石坑道處置(rock cavern displace)，高放射性廢料、再處理所產生之超鈾廢料(TRU)以及用過核子燃料(spent fuel)則採用深層地質處置(deep geological displace) (莊文壽，1999)。瑞士對於深層處置之研究由1985年即開始，對於候選處置母岩之考量主要有二種：(一)以結晶岩類(crystalline basement rocks)為主要母岩，埋置深度為1200m；(二)以黏土岩類(argillaceous sediments)為主要母岩，埋置深度為850m。對於可行性之驗證及調查，目前於瑞士北部 Lower Aare Valley (結晶岩地層) 以及 Zurcher Weinland (黏土岩地層) 兩場址同時進行。對於處置技術之研發以及現地試驗及驗證，則同時於南部之格里姆瑟爾試驗場(Grimsel Test Site, GTS) (結晶岩地層) 以及西部之蒙特麗地下岩石實驗室(Mont Terri Underground Rock Laboratory) (沈積岩地層) 進行。此兩岩石實驗室為著名之國際合作地下實驗室。

2.2.3 法國

法國共有59座核能發電機組，核能總發電量佔全國總電力之76.1%，法國於1979年成立法國國家放射性廢棄物管理公司(Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs, ANDRA)，以執行放射性廢棄物管理相關業務。ANDRA具有下列四項主要任務(台電公司，

2004)：

- (1) 放射性廢棄物處置設施的設計、選址、建造與運轉。
- (2) 發展放射性廢棄物固化、包封與處置技術
- (3) 放射性廢棄物管理相關研發計畫之規劃與執行。
- (4) 建立全國性放射性廢棄物的登錄系統，包括放射性廢棄物產生地點與狀況。

1999年ANDRA 在法國北端興建位於地下500公尺之地下岩石實驗室，目前正處於興建中之狀態，如圖2.5所示。

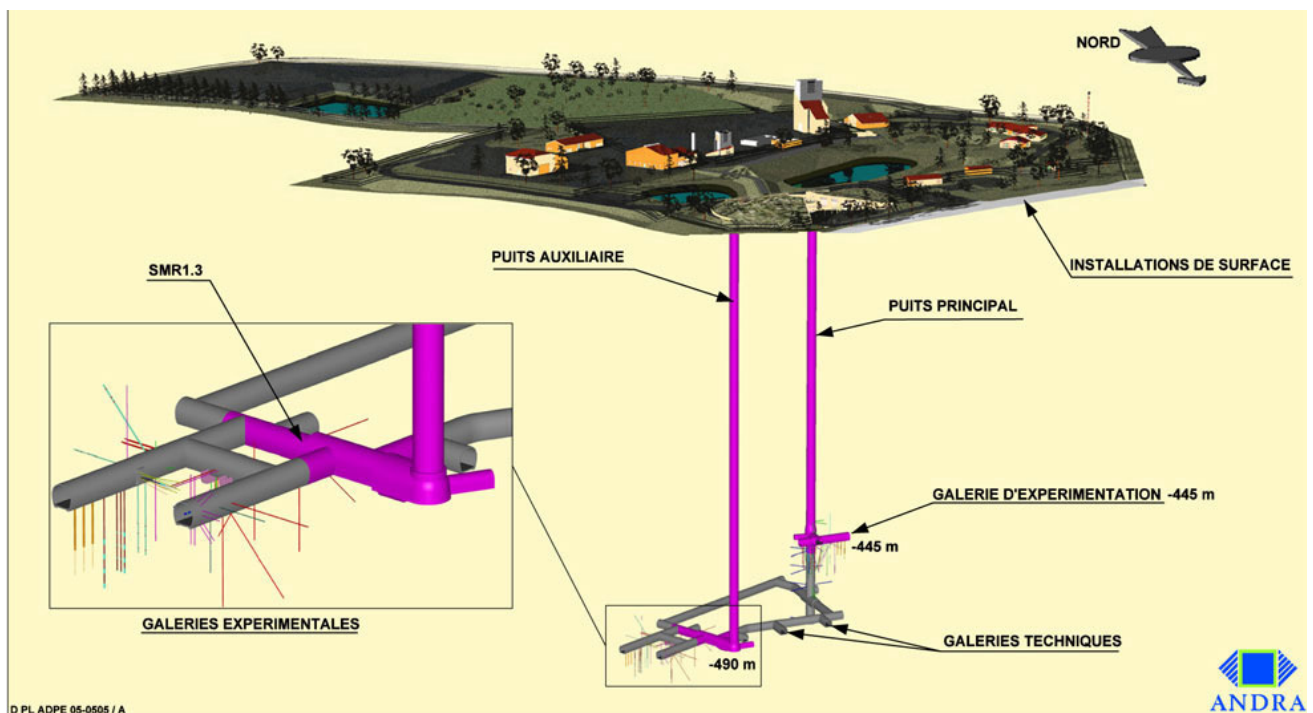


圖 2.5 法國 Meuse/Haute-Marne 地下岩石實驗室(台電公司，2004)

2.2.4 日本

2.2.4.1 日本放射性廢棄物處置概念

日本的地質環境特性與我國類似，其研究發展規劃完整，值得我國學習。日本核燃料循環開發機構(Japan Nuclear Cycle Development Institute)(JNC)之前身為核反應器及燃料循環開發公司(PNC)，自1976年起即開始進行高放射性廢料相關研究，於1992年發表第一階段進度報告H3，H3報告說明至1992年3月前的研究發展成果及未來之研究項目，在H3報告中明確說明了碳鋼製的廢料容器配合壓實膨潤土塊之工程障壁，再加上自然環境的天然障壁組合，確立了日本往後深層地質處置與多重障壁之處置概念，如圖2.6所示，而圖2.7與表2.2為深地層處置障壁材料的尺寸與規格。1999年4月21日JNC將第二階段進度報告H12初稿提交至核燃料循環後端政策指導委員會，並向大眾公開，以徵求日本各領域專家意見。JNC已於1999年11月26日將報告提報日本原子能委員會，H12報告說明1998年7月前的研究發展成果及未來研究項目。

為了示範高放射性廢料處置技術可靠性與安全性，日本負責研發之JNC遵循H3之架構分成三個領域，分別為地質環境評估、處置場設計與工程技術及功能評估。在地質環境評估方面，除進行全國地質文獻調查外，亦在東濃與釜石礦場進行區域與現場地球科學研究，同時

亦進行地下研究設施規劃。為進行情節分析，持續蒐集地震與斷層活動、火山活動、地層上昇與下降、氣候變化及海平面變化等資料。

現行日本對於候選處置母岩之考量主要有二種：(一)以花崗岩為主要母岩；(二)以沈積岩類為主要母岩。對於處置技術之研發以及現地試驗及驗證，日本於1996年推展「瑞浪(Mizunami)超深地層研究所」試驗計畫（花崗岩地層），預計於2015年完成深度1000公尺之地下實驗室，如圖2.8所示。另外沈積岩部分則於2000年開始推展「幌延(Horonobe)深地層研究計畫」，如圖2.9所示。

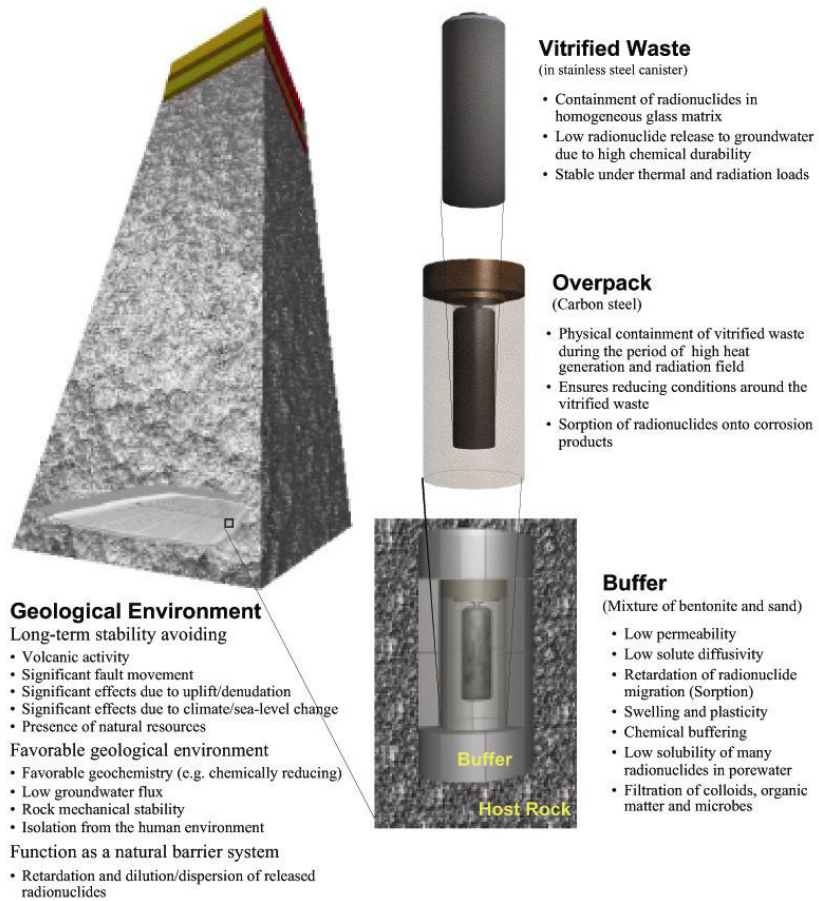


圖 2.6 日本多重障壁深地層處置場概念圖(JNC,1999)

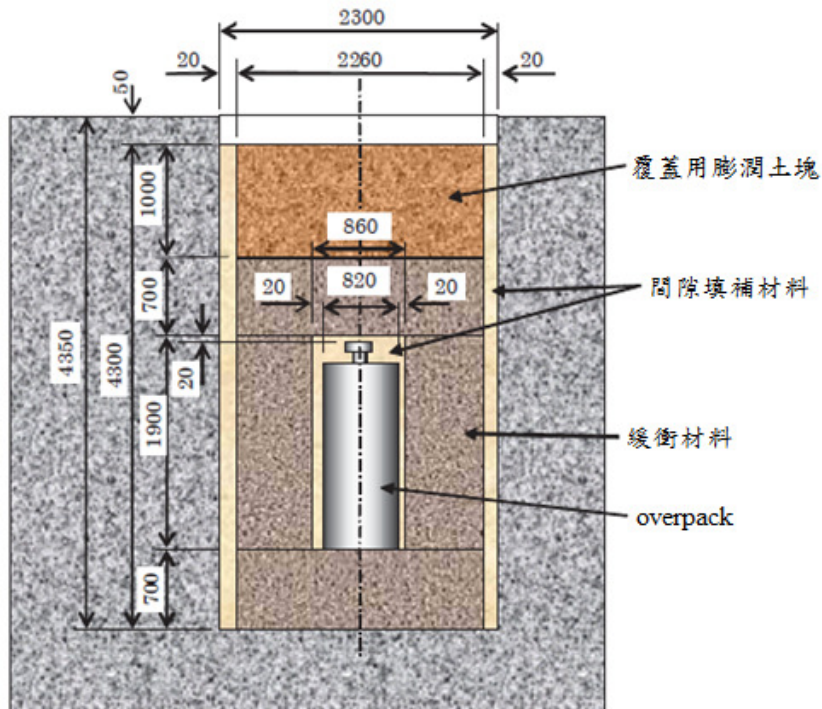
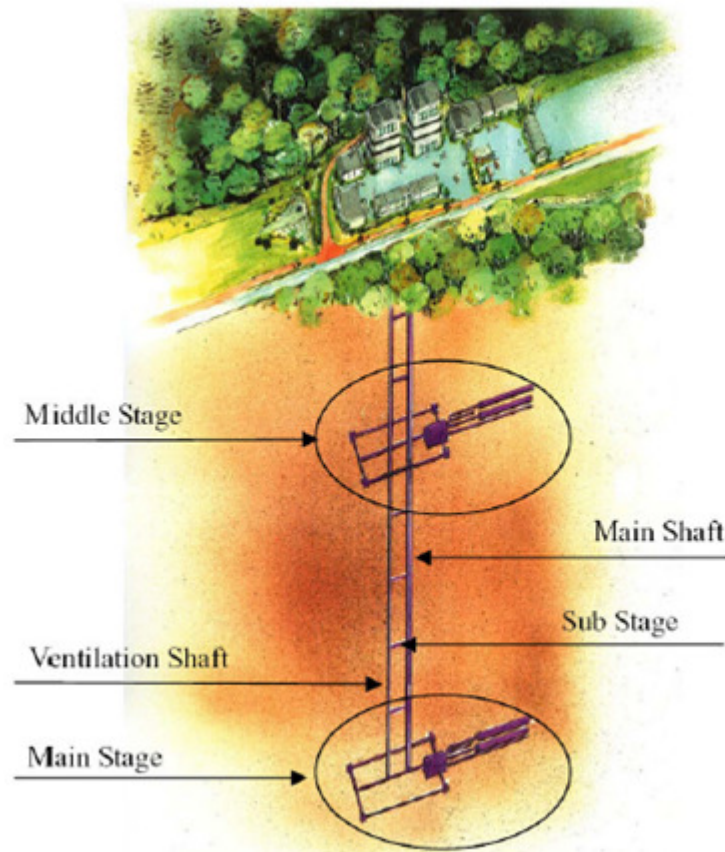


圖 2.7 日本多重障壁深地層處置場障壁尺寸與構成

表 2.2 日本多重障壁深地層處置場障壁規格

項目	規格		
Overpack	尺寸	直徑 820 mm 高 1730 mm (含柄 1880 mm)	
	質量	6.1 ton	
overpack 包覆容器	包覆厚度	聚乙烯纖維 170 mm 鐵 60 mm	
	質量	8.9 ton	
緩衝材料	形狀	塊狀緩衝材料	
	配比	膨潤土：砂 = 70:30	
	乾密度	1.9 Mg/m ³	
	製作含水量	10 wt%	
	尺寸	直徑 2260 mm 高 3300 mm	
	質量	25.4 ton (濕潤狀態)	
	底部、上部分割規格	尺寸	直徑 2260 mm 高 700 mm
		質量	2.9 ton (濕潤狀態)
		分割數	4 塊
	overpack 側面分割規格	尺寸	外徑直徑 2260 mm 內徑直徑 860 mm 高 1900 mm
		質量	3.4 ton (濕潤狀態)
		分割數	4 塊
	覆蓋用膨潤土塊	尺寸	直徑 2260 mm 高 1000 mm
		質量	2.8 ton (濕潤狀態)
分割數		3 塊	
間隙填補材料	形狀	KV1 膨潤土原礦	
	密度	1.2 Mg/m ³	
	回填量	1.2 ton (乾燥狀態)	



The shape and arrangement of facilities are subject to change.

圖 2.8 日本瑞浪(Mizunami)超深地層研究所斷面圖(JNC, 1999)

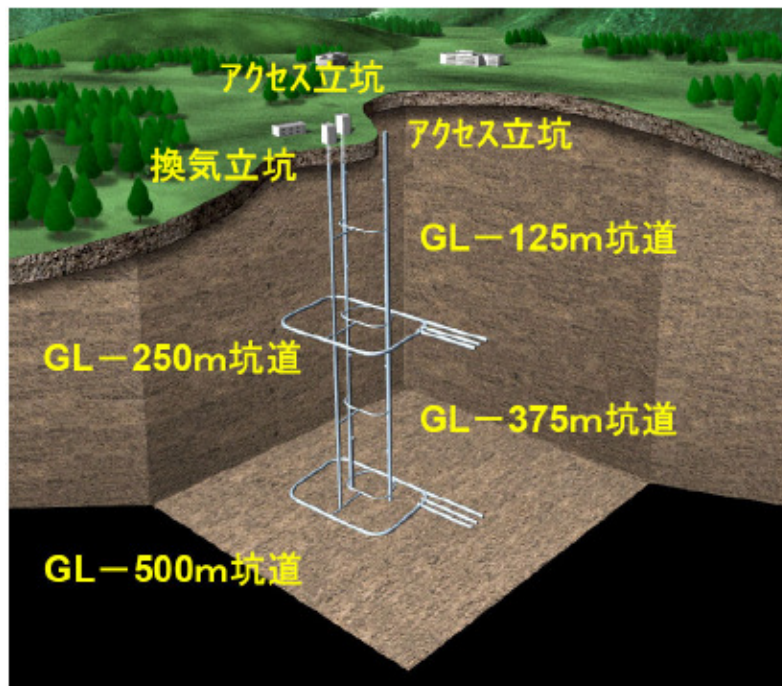


圖 2.9 日本幌延(Horonobe)深地層研究計畫斷面圖(JNC, 1999)

2.2.4.2 日本在緩衝材料製作之壓實技術應用

對於緩衝材料塊體之壓製技術日本JNC將之分類為如下述(JNC, 1999)：

(1) 依壓實方法區分

依據不同壓實方法加以分類，可分為：

- (a) 靜態壓實(Static compaction)：如圖2.10(a)所示，施加單軸靜壓力直至所需緩衝材料塊密度，屬單軸靜態壓實方法。
- (b) 動態夯實(Dynamic compaction)：如圖2.10(b)(c)所示，可區分為以夯擊方式(Drop hammer)以及震動方式(Vibratory)，使緩衝材料粉體受到動態能量趨於緊密。
- (c) 震動及靜壓混合法(Vibratory and press)：如圖2.10(d)所示，將緩衝材料粉體以靜壓至固定密度後，再以震動方式使之更趨於緊實。

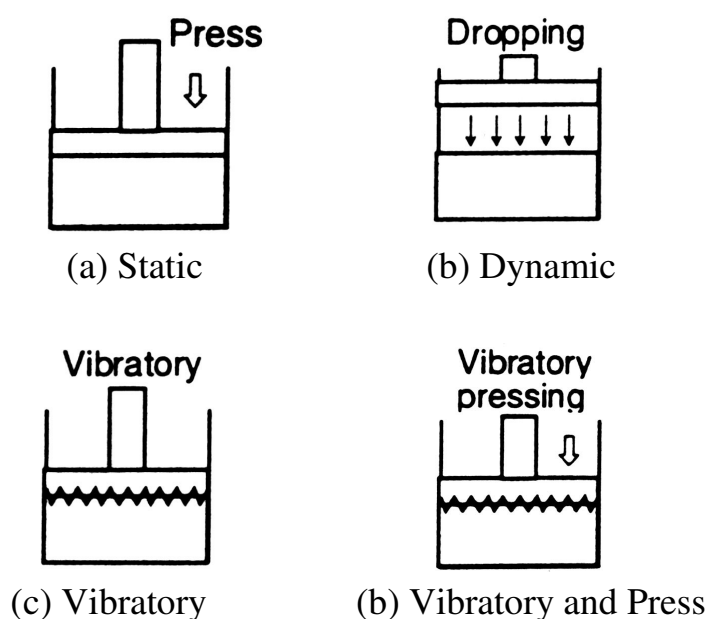


圖 2.10 日本 JNC 緩衝材料壓實技術分類 - 依壓實方法區分

(2) 依壓實荷重施加方向區分

依據不同壓實荷重施加方向可分為：

(a) 軸向壓實(Axial compaction)：如圖2.11(a)所示，施加壓實力之方向為平行廢料罐之放置方向。

(b) 徑向壓實(Radial comacption)：如圖2.11(b)所示，施加壓實力之方向為垂直廢料罐之放置方向。



圖 2.11 日本 JNC 緩衝材料壓實技術分類 - 依壓實方向區分

(3) 依壓實範圍區分

依據不同壓實範圍可分為：

(a) 全面壓實(Full-face compaction)：如圖2.12(a)所示，施加壓實力之範圍同時包含全部緩衝材料粉體面積。

(b) 部分壓實(Partial compaction)：如圖2.12(b)所示，單次之施加壓實力之範圍僅包含部分緩衝材料粉體面積。

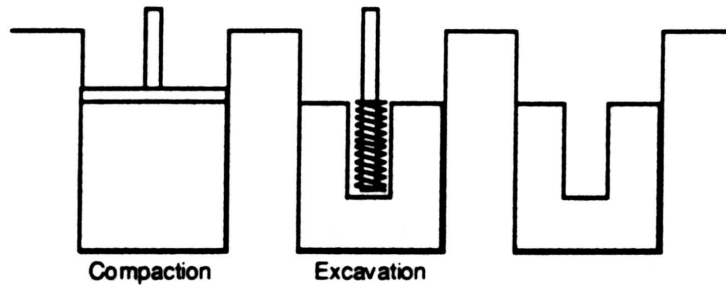


圖 2.12 日本 JNC 緩衝材料壓實技術分類 - 依壓實範圍區分

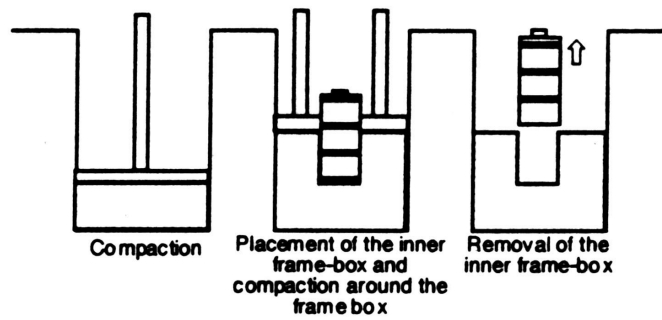
(4) 依廢料包封材料處置方法區分

本分類主要為應用於現地壓實方法，作法為直接於現地開挖完成之處置坑作緩衝材料粉體之壓實動作。可區分如下列方式：

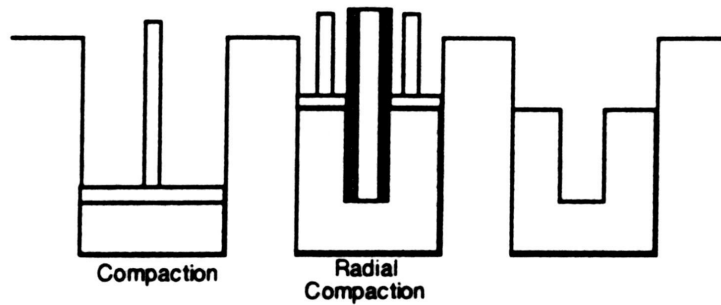
- (a) 開挖法(Excavation method)：如圖2.13(a)所示，緩衝材料塊體直接於處置坑中壓製完成後，再以挖掘工具挖鑿出廢料包件之放置空間。採用此作法緩衝材料之耗損量較大。
- (b) 預留空間法(Inner-space method)：如圖2.13(b)(c)所示，概念為壓實作業進行時同時預留廢料包件之存放空間。圖2.13(b)為利用與廢料包件同尺寸之圓桶預留空間，稱框架法(Frame-box method)；而圖2.13(c)為以側向壓實之方式預留廢料包件之空間，稱徑向壓實法(Radial compaction method)。
- (c) 直接壓實法(Direct compaction method)：如圖2.13(d)所示，當壓製出底層緩衝材料襯底後，放置廢料包件並繼續緩衝材料之壓製作業，直接將廢料包件埋入之方法。採用本方法可確保廢料包件與緩衝材料塊體間完全無間隙存在，但卻可能因此損壞廢料包件。



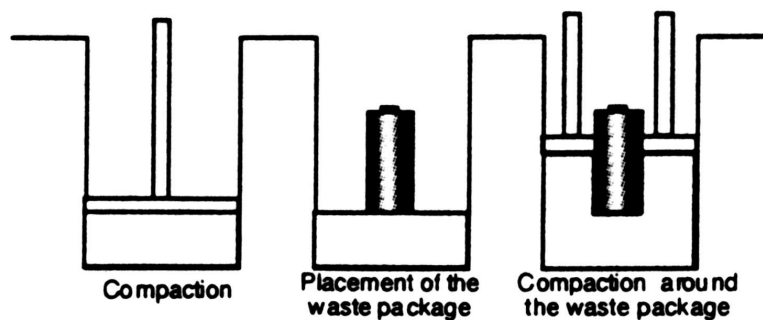
(a) Excavation method



(b) Inner frame-box method



(c) Radial inner-space compaction method



(d) Direct compaction method

圖2.13日本JNC緩衝材料壓實技術分類
依廢料包封材料處置方法區分

2.2.4.3 日本壓實緩衝材料塊製作現況

日本對於緩衝材料塊體之壓製程序及處理大致與瑞典大同小異，日本在H12報告(JNC, 1999b)中提出以重量百分比70%膨潤土與30%石英砂之混合比，並採用室內單軸靜態壓實方法製作部分尺寸之緩衝材料塊體，較具特色的部分為日本壓實緩衝材料塊體之成品為扇型塊體，再以六個塊體組合成為與瑞典相同之環狀塊體，如圖2.14所示。日本之緩衝材料塊體之尺寸設計，以及與廢料包件、處置坑間之間隙則如圖2.15所示。

針對此扇型緩衝材料塊體之設計概念，日本目前以縮尺模型進行壓製可行性相關試驗。圖2.16為日本針對扇型緩衝材料塊體縮尺模型所設計之壓製機器，壓製之緩衝材料塊體成品尺寸為10 cm × 10 cm × 20 cm (height)，壓至密度 1.8g/cm^3 所需之最大壓實應力為10MPa。

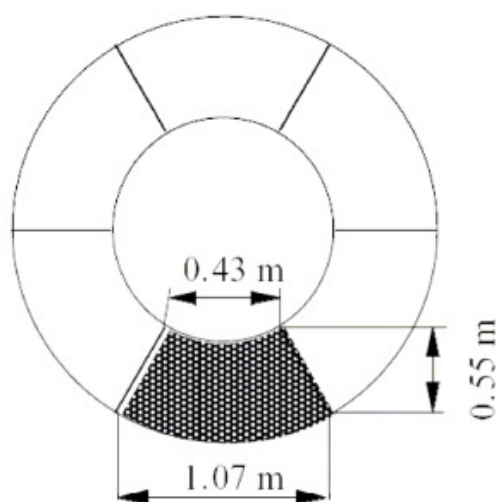


圖 2.14 日本之扇型緩衝材料塊體之設計尺寸

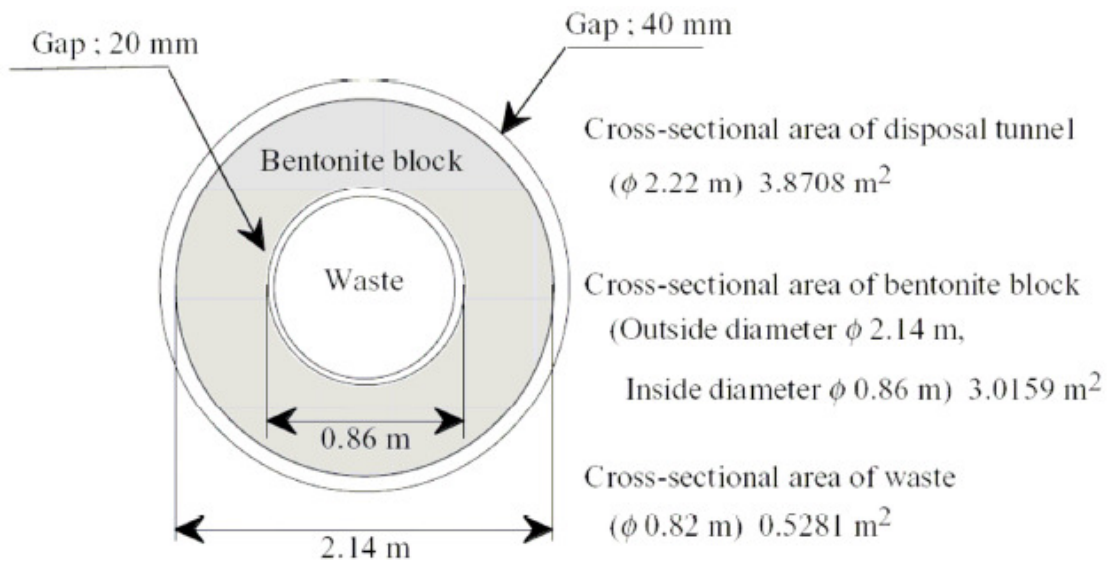


圖 2.15 日本之緩衝材料塊體設計及配置

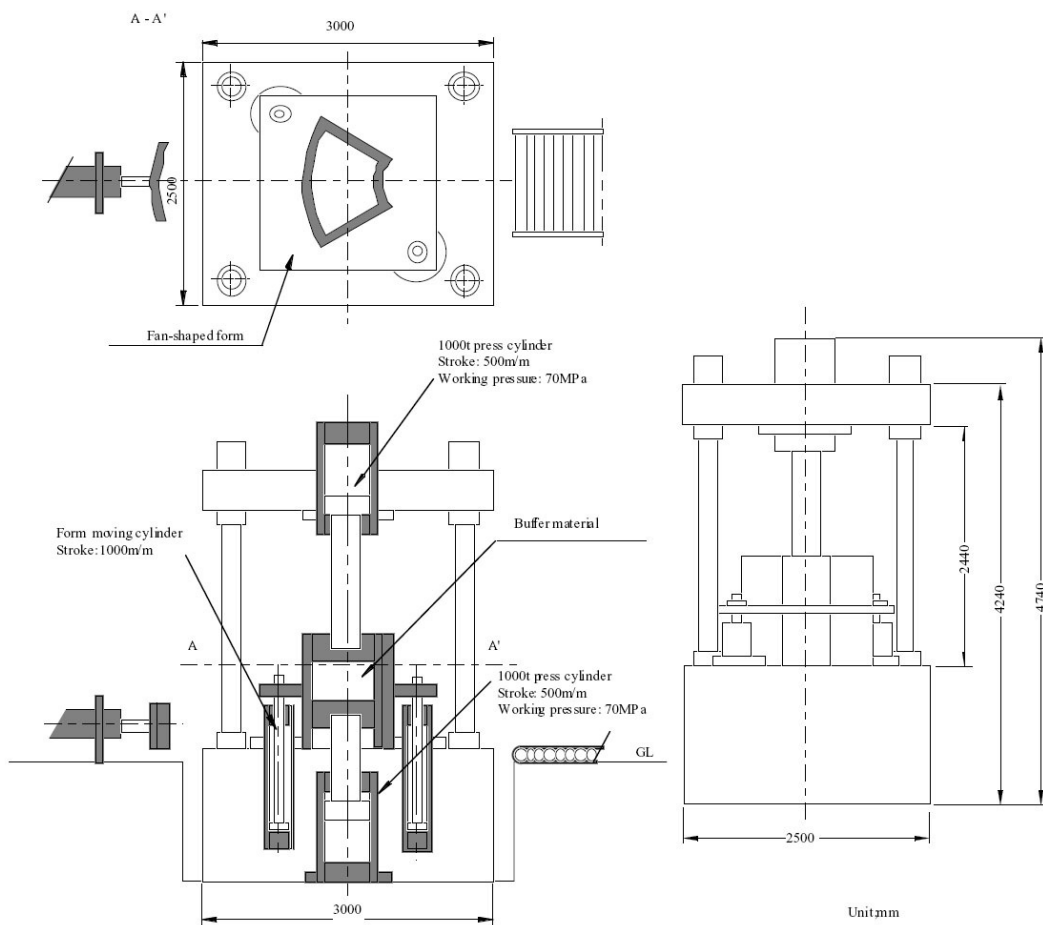


圖 2.16 日本緩衝材料環片塊體壓製機器

除採用室內緩衝材料塊體預鑄並運送至現場堆疊之方法外，日本亦不排除於處置現場壓製緩衝材料塊體之可行性。針對現場製作評估部分，日本以垂直置放及水平置放之概念設計四種現場壓製方法，分別為垂直置放開挖法、預留空間法、直接壓製法及水平置放概念之徑向壓實法，詳如2.2.4.2節所述，流程分別如圖2.17至圖2.20所示：

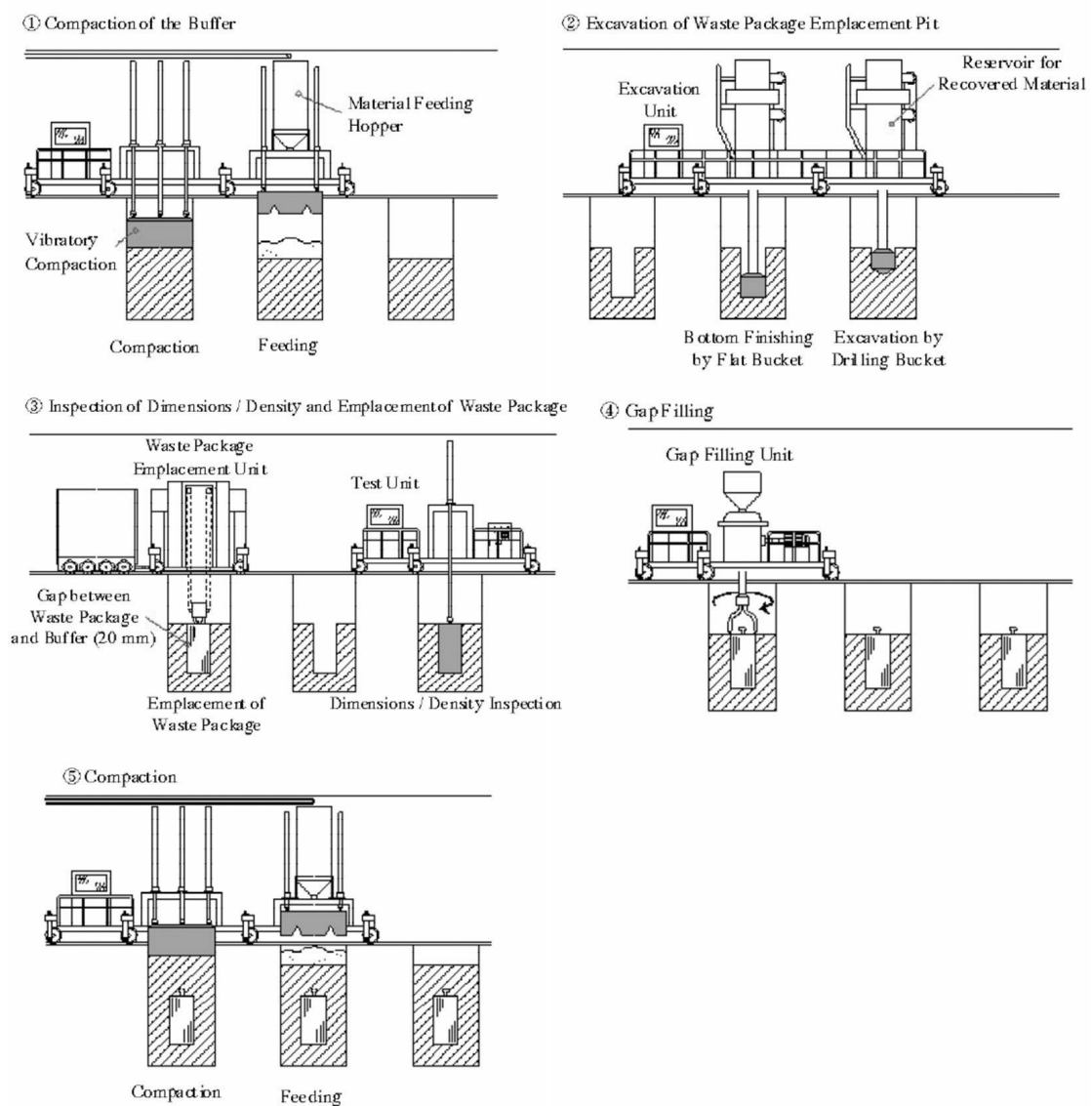


圖2.17 日本JNC 垂直處置概念現地壓實緩衝材料塊方法(1)開挖法
(JNC H12 Report, 1999)

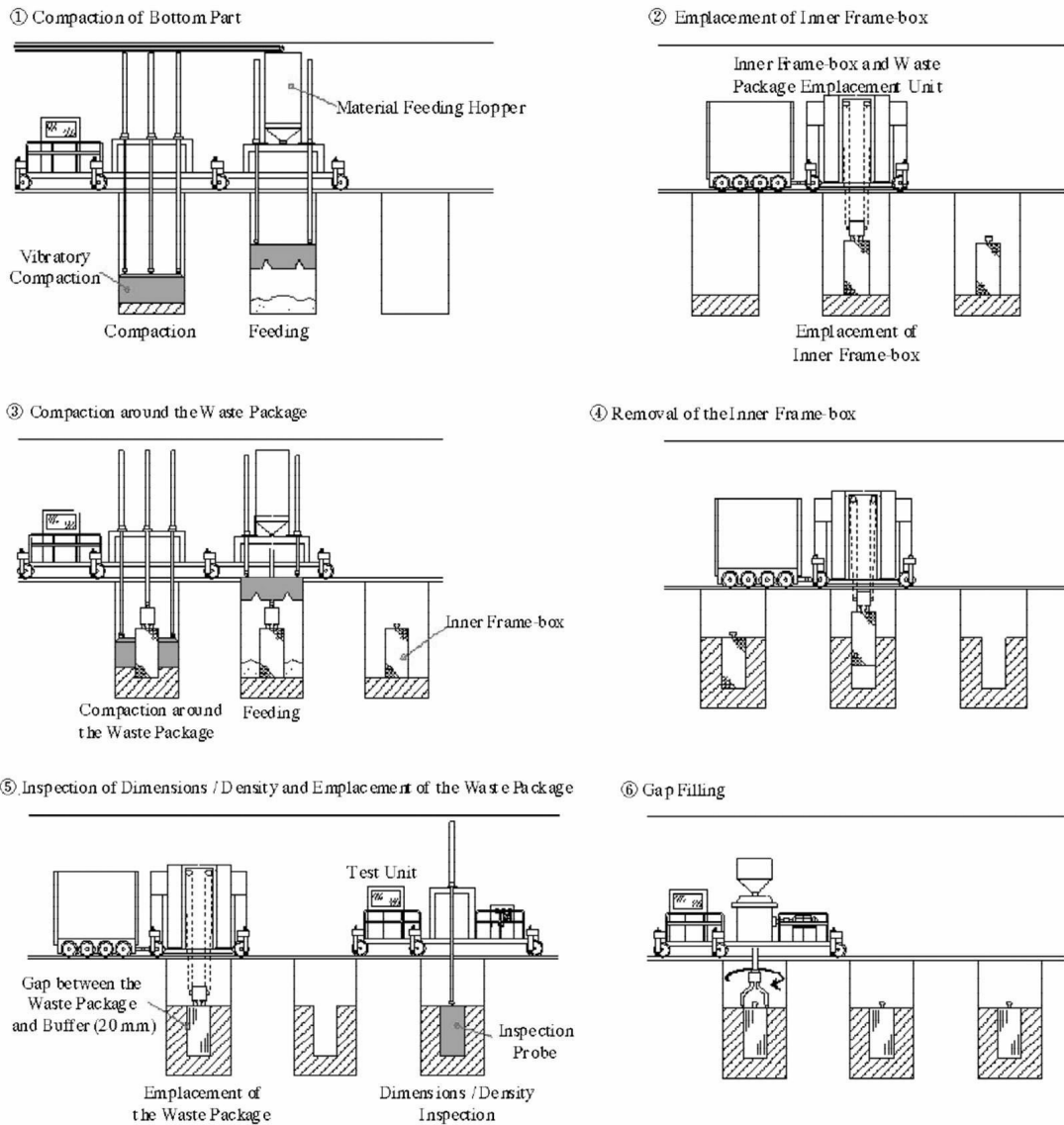
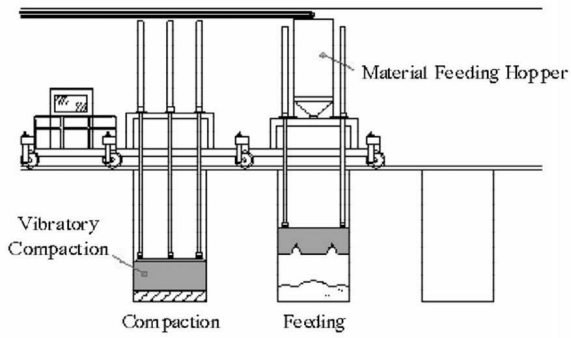
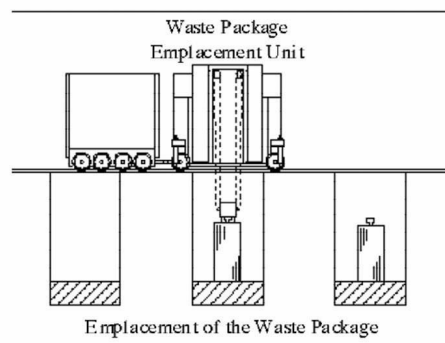


圖2.18 日本JNC 垂直處置概念現地壓實緩衝材料塊方法(2)框架法
(Frame-Box Method)(JNC H12 Report, 1999)

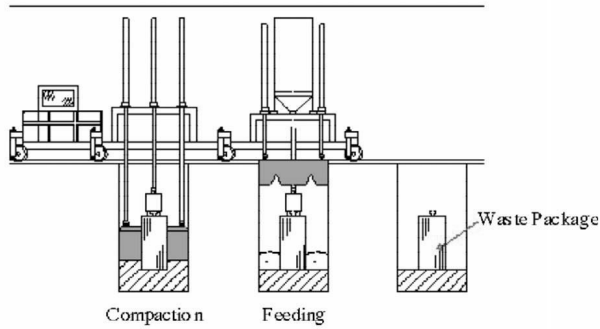
① Compaction of Bottom Part



② Emplacement of the Waste Package



③ Compaction around the Waste Package



④ Compaction of Upper part

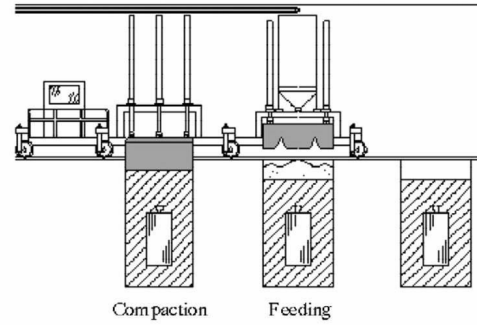


圖2.19 日本JNC 垂直處置概念現地壓實緩衝材料塊方法(3)直接壓製法 (Direct Method)(JNC H12 Report, 1999)

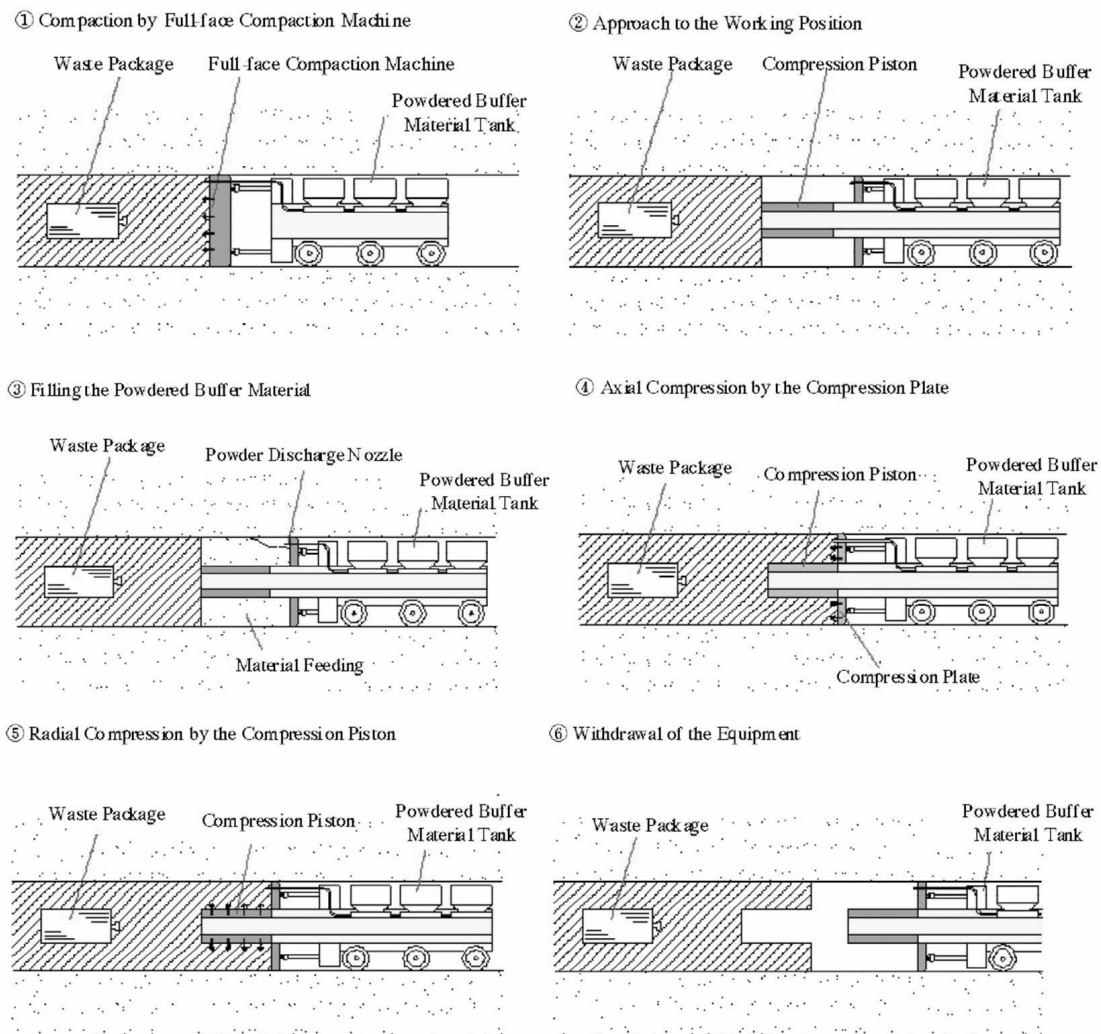


圖2.20日本JNC 水平處置概念現地壓實緩衝材料塊方法 (徑向壓實法)(JNC H12 Report, 1999)

2.2.4.4 日本放射性廢棄物衰變熱

日本 H12 報告(JNC, 1999a)將用過的核子燃料(濃縮度 4.5%、燃耗度 45,000 MWD/MTU)暫貯 4 年後,經由鈾鈾萃取法(PUREX)再處理程序萃取約 99.875 %的鈾與 99.452 %的鈾,並冷卻玻璃固化體 50 年後進行處置。由圖 2.21 可知其重要核種衰變熱於處置前期由分

裂產物(fission products)如 Cs-137 與 Sr-90 所主導，處置 100 年後則由鈾系元素(actinides)為主要衰變熱來源。

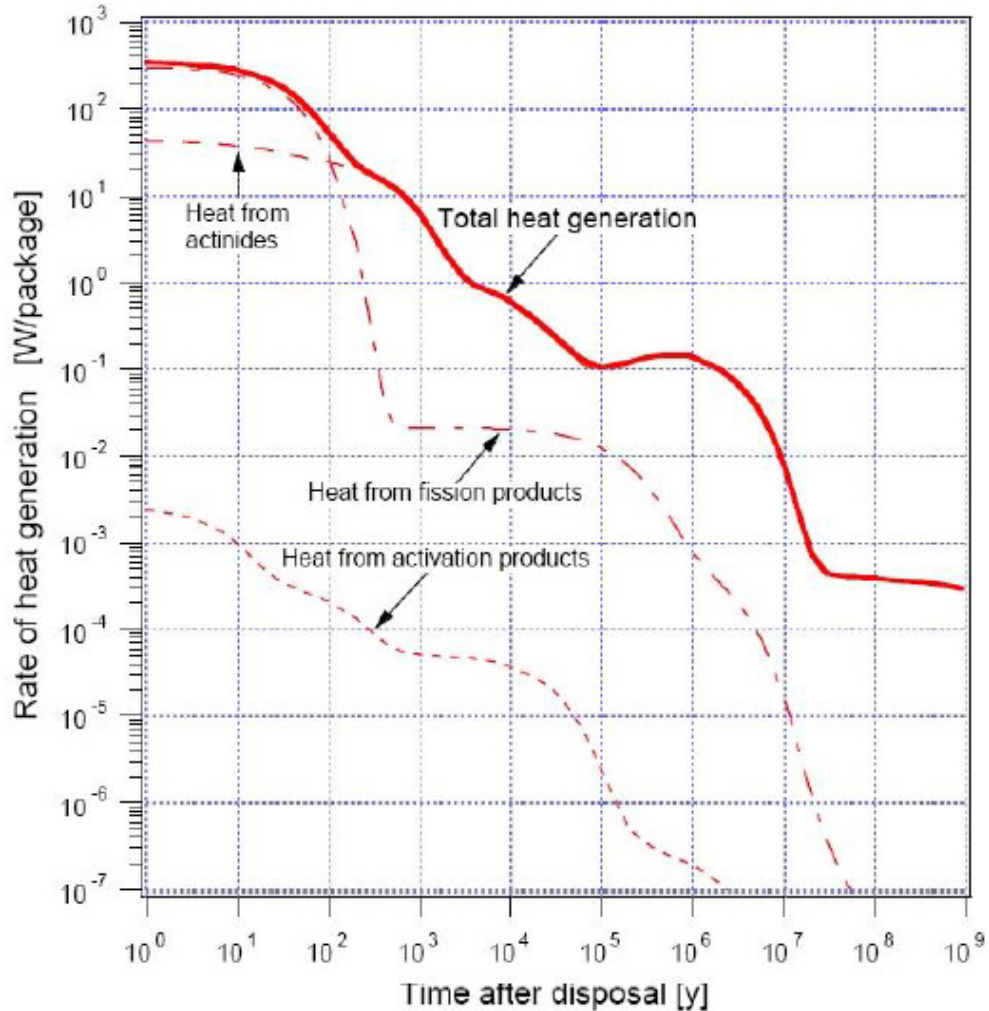


圖 2.21 日本 H12 高放衰變熱隨處置時間變化情形

日本 H12 研究報告使用 0.18 m^3 的處置容器，但僅裝填 85% (約 0.15 m^3) 的廢棄物，另外由圖 2.21 可知日本 H12 係因暫貯 4 年進行再處理後並冷卻玻璃固化體 50 年後方進行處置 (總冷卻時間為 54 年)，其衰變熱約為 350 W。

由日本之發展經驗，可發現其目標明確、規劃得宜。倘我國用過

核子燃料最終處置計畫能仿日本之作法，亦步亦趨地去執行，將不至偏頗背離世界發展趨勢。

2.2.5 美國

美國放射性廢料處置相關研究亦起步相當早，可追溯自1982年之「放射性廢棄物政策」(Nuclear Waste Policy Act, NWPA)，負責之主管機關為美國能源部(Department of Energy, DOE)。1987年通過之NWPA修正案明訂以內華達州之雅卡山(Yucca Mountain)為候選場址，並積極進行場址調查，稱之為雅卡山計畫(Yucca Mountain Project, YMP)。2002年通過以雅卡山為高放射性廢料處置場，該處置場預計可處置約7萬噸(USDOE, 2002)的用過核子燃料，卻在提出執照申請案後遭到該州反對，歐巴馬總統在上任後也不予支持，美國能源部已經在2010年3月3日撤回該項申請案。

雅卡山位於內華達州之荒漠地帶，地下水位於相當深之地層下。即使處置深度深達300公尺，仍距地下水位有240公尺之遙，且岩層屬透水性相當低之「凝灰岩」，如圖2.22所示，是相當適合之深層處置場址。

美國雅卡山深層處置計畫相較於其他國家之工程障壁設計獨樹一格，如圖2.23所示其工程障壁之組成包括（楊尊忠，2003）：

(1) 滴水遮棚(Drip shield)：係由15 mm之鈦金屬製成，主要功能為保

護廢棄物容器，防止落石對廢棄物容器造成損害，並阻隔隧道內滲水與廢棄物容器直接接觸。

- (2) 廢棄物包封(Waste package)：外層為20 mm之合金，內層由50 mm之不銹鋼製成。主要功能為隔離廢棄物與地下水接觸。
- (3) 燃料罐(Cladding)：保護廢棄物容器之金屬外殼，可延遲放射性核種釋出。
- (4) 廢棄物本體(Waste form)：放射性廢棄物固化體或用過核子燃料。
- (5) 仰拱(Invert)：承接上方廢棄物容器滲水，延遲進入地層之時間。

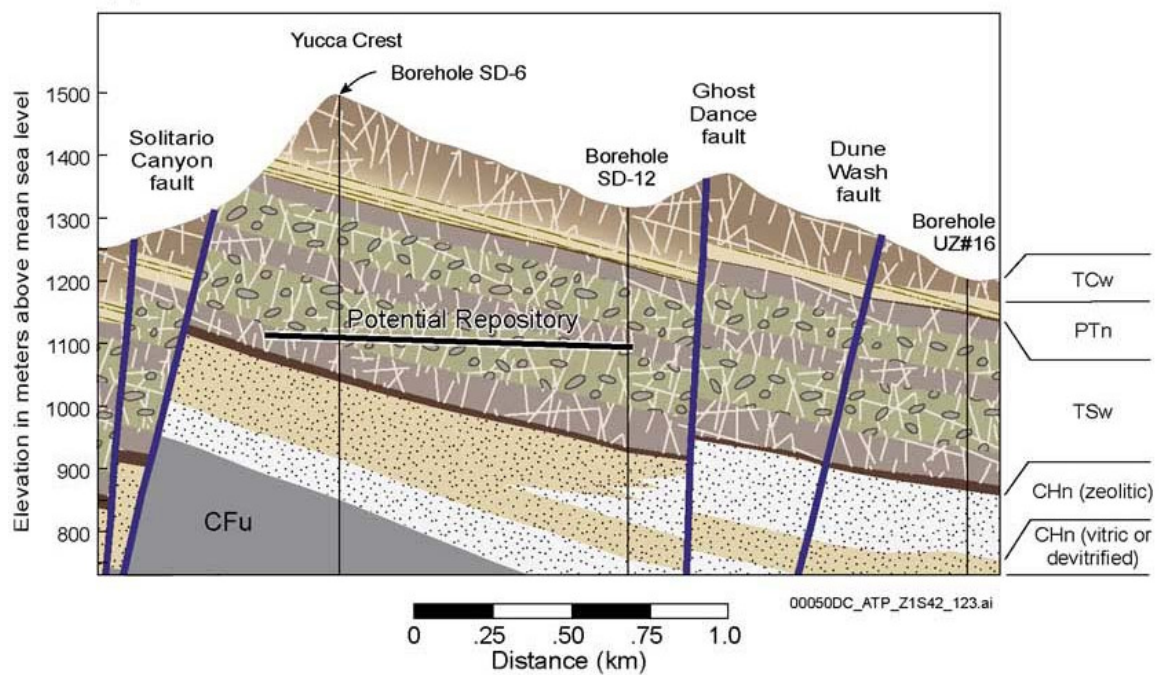


圖 2.22 美國雅卡山(Yucca mountain)之地質斷面圖 (楊尊忠，2003)

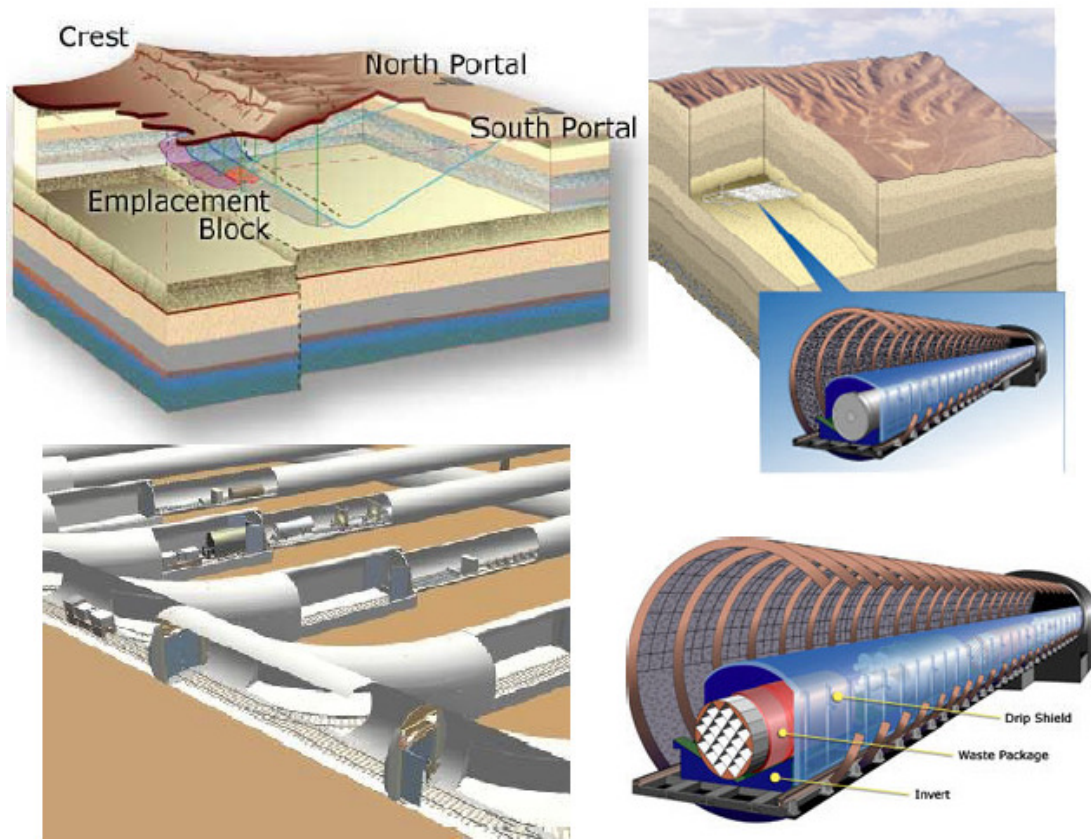


圖 2.23 美國雅卡山深地層處置工程障壁系統示意圖（楊尊忠，2003）

2.2.6 中國大陸

由國防科學工業委員會和中國科學技術部及國家環境保護總局共同執行「高放射性廢棄物地層處置相關研究開發計畫白皮書」，近年制定相關法規以及技術基準，設計地下研究所與處置場，並且進行機械裝置的研究與安全評估研究，另外對各個候補的處置場址進行各種地質調查，取得必要資料，如圖 2.24 所示。

在未來規畫中，建設地下研究所取得相關資料，建設試作處置場並評估可行性以及實施安全審查。最後確認最終處置場地點，申請建設處置場並實施安全評估以及環境影響評估，另外也持續探討處置場

的作業管理以及監督計畫。



圖 2.24 中國大陸高放處置場後選地區
(原子力環境整備・資金管理センター)

2.2.7 國際合作地下實驗室

地下實驗室(Underground Rock Laboratory, URL)即為選擇符合處置概念條件之候選場址，進行全尺寸之現場模擬試驗。較著名的包括瑞典之Åspö 硬岩實驗室(Åspö Hard Rock Laboratory)、瑞士之格里姆瑟爾試驗場(Grimsel Test Site, GTS)與蒙特麗岩石實驗室(Mont Terri Rock Laboratory, MT)、日本之瑞浪(Mizunami)超深地層研究所與幌延(Horonobe)深地層研究計畫、美國之雅卡山計畫(Yucca Mountain Project, YMP)、以及較新發展的歐洲ESDRED 計畫，其中瑞士之格

里姆瑟爾試驗場與蒙特麗岩石實驗室係為相當成功，且試驗完成度相當高之國際合作地下岩石實驗室。本節係以瑞士之格里姆瑟爾試驗場以及蒙特麗岩石實驗室作一概述。

(1) 格里姆瑟爾試驗場(Grimsel Test Site, GTS)

格里姆瑟爾試驗場(Grimsel Test Site，簡稱GTS)位於瑞士南部靠近義大利邊境，現有隧道為早期KWO電力公司為地下水力發電場而開鑿，格里姆瑟爾試驗場為一國際合作之地下實驗室，目前有法國、德國、西班牙、瑞典、英國、美國、加拿大、日本、芬蘭等國家參與，地質條件屬花崗岩，深度為450公尺，地質斷面圖如圖2.25所示，1982年取得使用執照後即開始陸續進行相關之試驗計畫，試驗場之平面圖及相關試驗配置如圖2.26所示且分述如下。

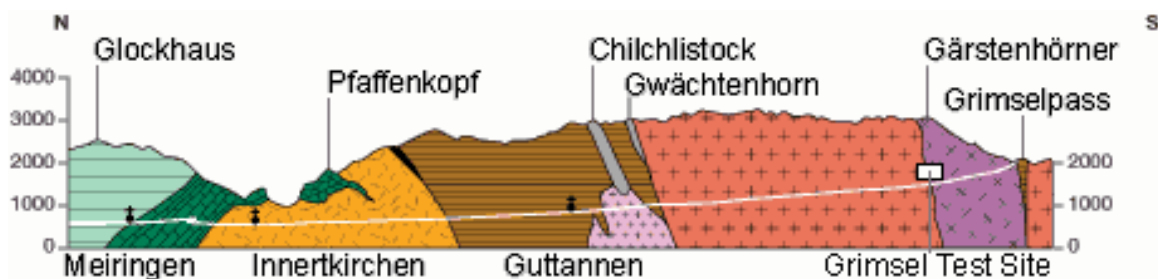


圖2.25 瑞士格里姆瑟爾試驗場地質斷面圖(The Grimsel Test Site)

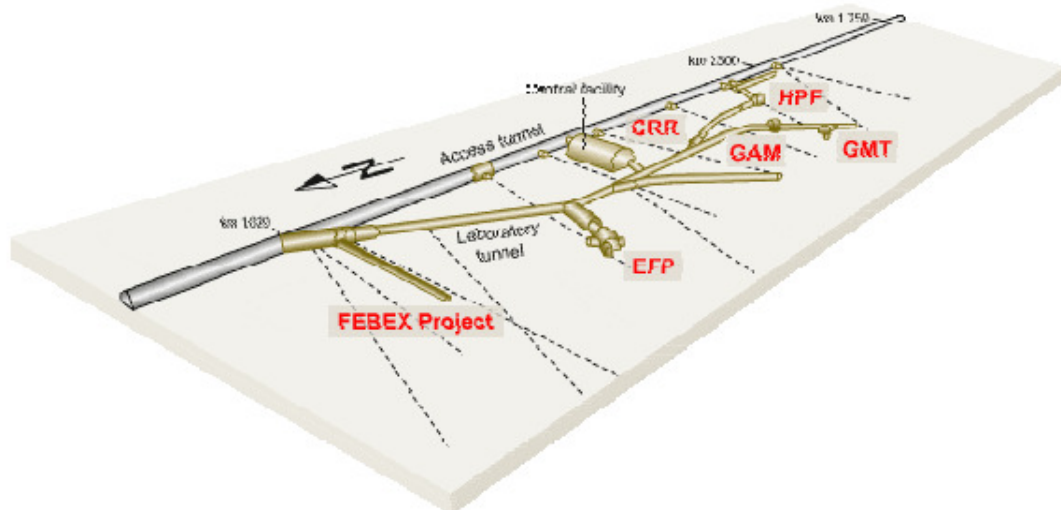


圖2.26 瑞士格里姆瑟爾試驗場平面圖(The Grimsel Test Site)

(a) 全尺寸工程障壁試驗- FEBEX Project (Full-Scale Engineered Barrier Experiment) FEBEX 為一對於用過核子燃料(spent fuel, SF)處置概念之全尺寸驗證試驗，用以完全模擬水平置放之工程障壁型態，水平坑道直徑為2.3公尺，如圖2.27所示，FEBEX 試驗採用兩組與廢料罐相同尺寸之熱源模擬用過核子燃料釋放餘熱之狀態，並同樣包覆皂土緩衝材料塊。FEBEX試驗主要為模擬廢料餘熱對工程障壁功能性之影響，以超過600組量測單元量測緩衝材料及圍岩之水流、力學等性質之變化。FEBEX 試驗系統於1997年二月起始量測，試驗期間熱源穩定地維持100°C 共歷時五年。並於2002年三月開始移除混凝土栓塞，挖除部分緩衝材料塊體並移除第一組熱源後，置換為同尺寸之假廢料罐，而後繼續第二組熱源及量測系統之運作，此為第二階段之 FEBEX II試驗，詳如圖2.28所示。試驗目標：

1. 以全尺寸(1:1 scale)示範高放射性廢料處置概念中，廢料體之熱擴散型態。

2. 驗證工程障壁系統(Engineering Barrier System, EBS)在真實環境下之性質

- 量測皂土緩衝材料遇水飽和之型態與回脹壓力
- 量測皂土緩衝材料與隧道近場環境等之熱擴散型態
- 量測回填材料之改變 (FEBEX II 計畫之試驗)

(b) 裂隙儲水性質有效參數試驗– EFP Experiment (Effective Parameters Experiment)

試驗目標：

1. 發展地質構造模式
2. 以示蹤劑追蹤地下水於岩石破裂帶之空間遷移模式
3. 以大尺寸現地試驗驗證現有之模式

(c) 膠體與放射性核種遲滯性試驗– CRR Experiment (Colloid and Radionuclide Retardation Experiment)

試驗目標：

1. 測定膠體對放射性核種於岩石中之遲滯性影響

(d) 剪力帶之氣體遷移試驗–GAM Experiment (Gas Migration in Shear Zones Experiment)

試驗目標：

1. 測定氣體於破裂岩石(剪力帶)中之傳輸機制
2. 呈現氣體傳輸路徑
3. 驗證氣體傳輸數學模式

(e) 裂隙岩石之超鹼性羽狀試驗–HPF Experiment (High pH-Plume in Fractured Rocks Experiment)

試驗目標：

1. 測定岩石、瀝濾液(Leachate)、地下水、放射性物質之交互作用
2. 測定於高鹼環境中岩石對放射性物質之保有力
3. 比較實驗室數據、現地試驗與模式結果

(f) 工程障壁系統與生物圈之氣體傳輸試驗–GMT Experiment (Gas Migration in Engineering Barrier System and the Interface to Geosphere Experiment)

試驗目標：

1. 檢核工程障壁系統功能及有效性
2. 發展與測試氣體傳輸模式

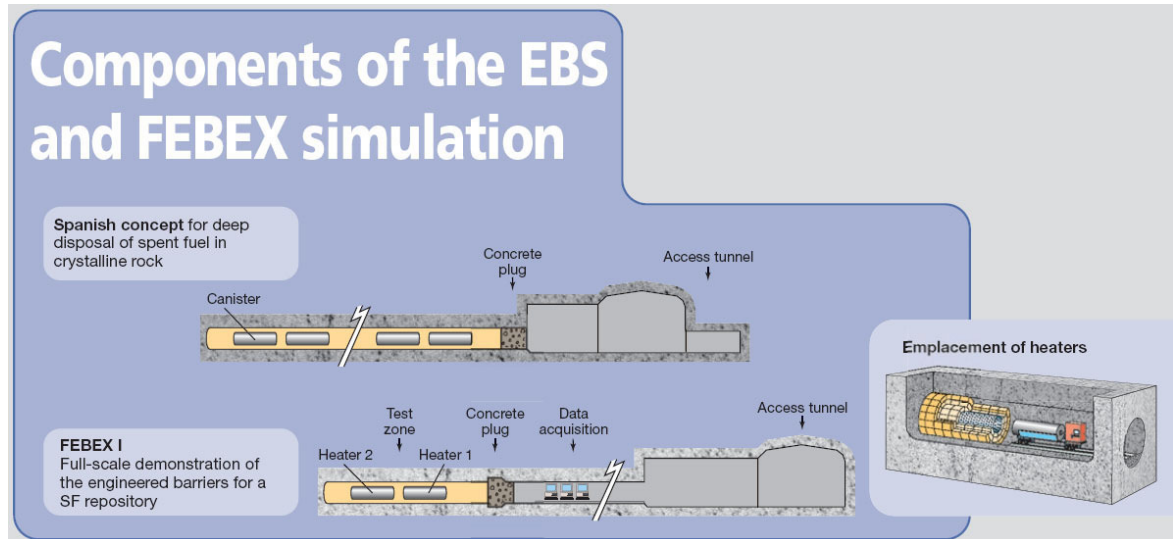


圖 2.27 瑞士 FEBEX 試驗示意圖(The Grimsel Test Site)

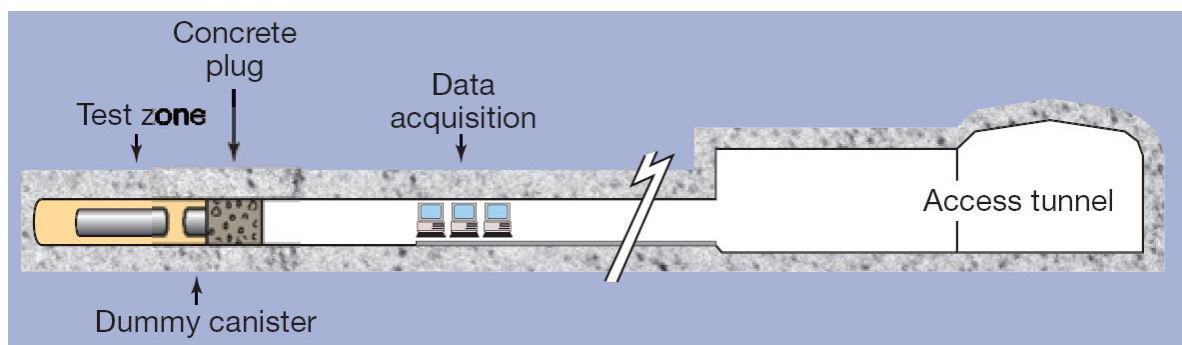


圖 2.28 瑞士 FEBEX II 試驗示意圖(The Grimsel Test Site)

(2) 蒙特麗岩石實驗室(Mont Terri Rock Laboratory, MT)

蒙特麗岩石實驗室(Mont Terri Rock Laboratory，簡稱MT)成立於1996年，Nagra借用瑞士至法國之A16號高速公路通過蒙特麗山隧道之導坑，利用此區內之Opalinus黏土層(簡稱OPA黏土)進行水文地質、地球化學、大地工程等相關試驗。

蒙特麗隧道所經過之OPA 黏土層平均厚度為140公尺，蒙特麗山

之地質斷面圖如圖2.29所示，含水量介於4~12%，水力傳導係數約為 $10^{-13} \sim 10^{-15}$ m/sec，黏土中並含有20 g/L之氯化鈉（莊文壽，1999）。如圖2.30所示，Nagra於1996年在導坑之側面開鑿七組長8公尺、高4公尺的壁窖(niches)，而後於1998年於離導坑30公尺處開鑿一條平行導坑之隧道，2004年則繼續於側面開鑿新隧道至今仍進行中。

蒙特麗岩石實驗室各期試驗計畫內容大致依循格里姆瑟爾試驗場之試驗計畫，其目標為建立以黏土層為處置母岩時之處置功能。由於蒙特麗岩石實驗室成立時間較短，各項試驗計畫規模與成果尚未如格里姆瑟爾試驗場完整，且有許多試驗隧道尚在建置中。目前除瑞士外，已有法國、德國、西班牙、比利時、日本等國家參與各項試驗計畫。

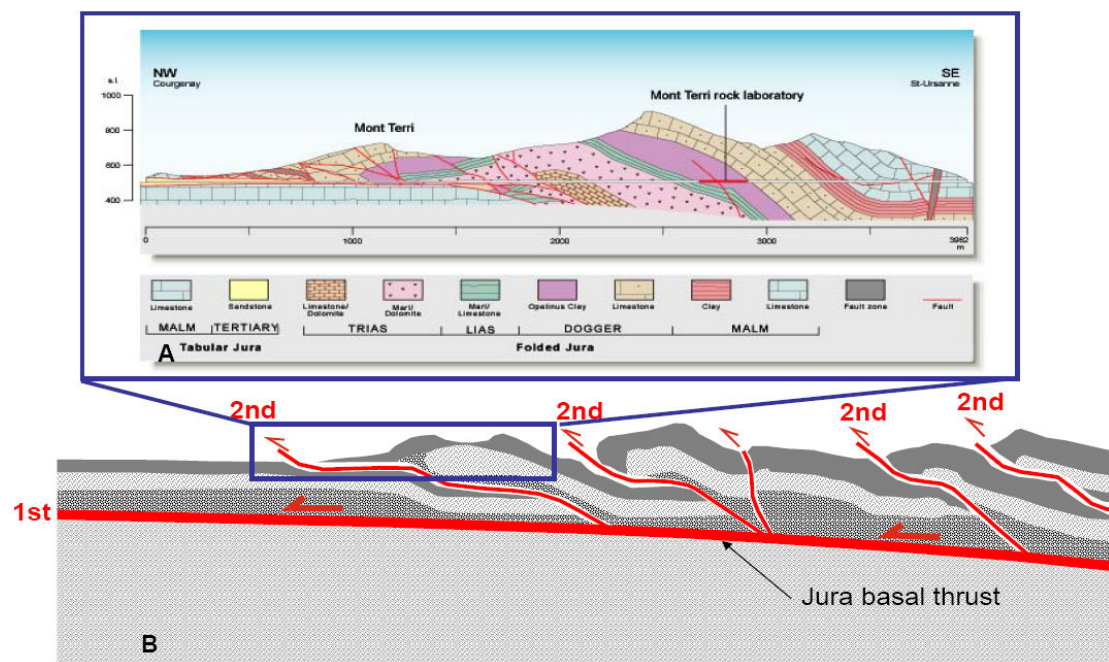


圖2.29 瑞士蒙特麗岩石實驗室之地質斷面圖(The Mont Terri project)

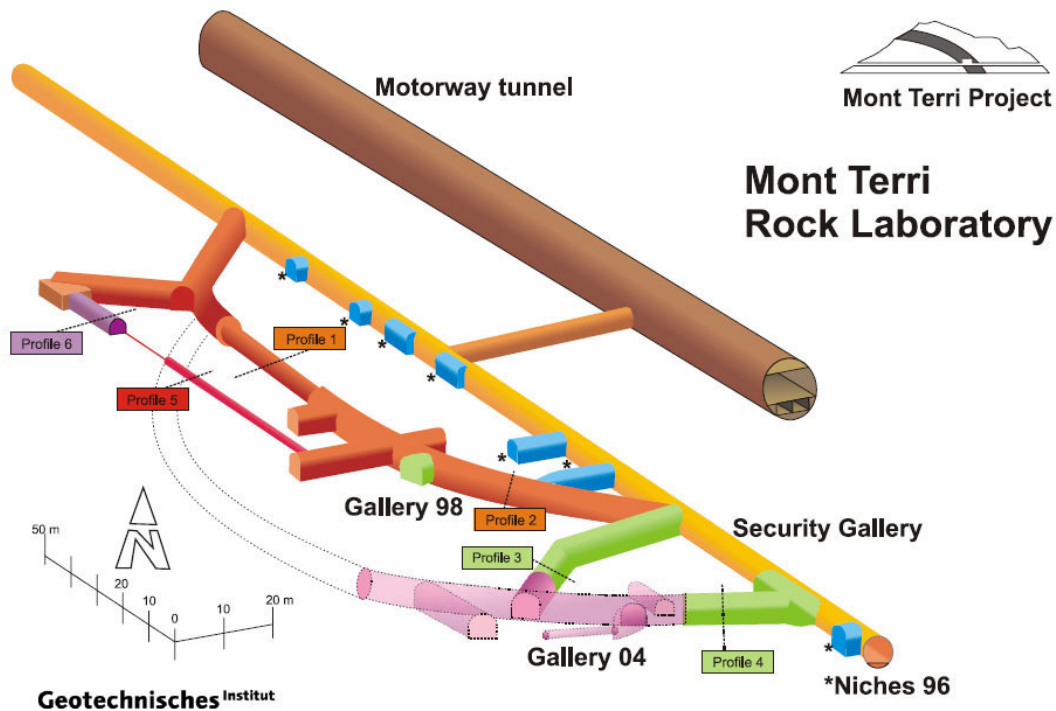


圖2.30 瑞士蒙特麗岩石實驗室隧道平面圖(The Mont Terri project)

2.3 緩衝材料之概念與功能

深地層處置設計概念中，所採用之緩衝材料為高塑性膨潤土，將其夯實成膨潤土塊後，填充於廢棄物罐與岩體處置坑之間，其功用在於遲滯廢棄物罐內核種向外傳輸與延緩由遠場入侵之地下水，防止侵蝕性物質直接接觸廢棄物包件，以維持廢棄物包件之完整性、防止核種外釋之重要安全因子之一。緩衝材料須應付地下處置場不斷變化之地質環境，且須有良好的穩定性以維持處置場要求之使用年限，因此緩衝材料須具備下述各項功能（王欣婷，2003）：

1. 適當回脹潛能：

在處置作業期間，緩衝材料與母岩或廢棄物包件間會產生空隙和間隙。處置作業完成後，緩衝材料必須能自我封塞，將緩衝材料與母岩及廢棄物包件之間的空隙填充補滿。在設計使用年限內，地下水侵入緩衝材料恐將難以避免，因此須有適當的回脹潛能，如此才能填塞裂縫及孔隙，以阻隔地下水的入侵。

2. 適當回脹壓力：

當緩衝材料吸水回脹填塞於地層的裂縫或工程設施的空隙之中後，如繼續吸水而無多餘空間可供回脹時，此時緩衝材料將產生過大的回脹壓力，並對廢棄物包件或岩體造成額外的應力。因此緩衝材料須具備適當回脹壓力，以防壓迫廢棄物包件產生擠壓破壞，造成核種外釋。

3. 低乾縮量：

因處置場安置廢料後為密封狀態，廢料衰變熱的高溫將導致周圍環境增溫，此時緩衝材料中的黏土可能因高溫乾燥收縮而產生裂縫，如此將大幅影響緩衝材料的功能，故理想的緩衝材料須具備微量乾縮的特性，以降低裂縫的形成而造成核種外釋。

4. 廢棄物包件支撐：

係指在廢棄物包件長期荷載下，緩衝材料的承載能力與變形行為，

其行為包括沉陷與潛變。理想的緩衝材料應具有足夠的支撐能力使廢棄物包件能長時間固定在緩衝材料內。

5. 應力緩衝效應(stress buffering effect)：

係指當地震或其他的地層活動發生及廢棄物包件腐蝕產物膨脹時，緩衝材料的存在可以將所產生的應力釋放，避免廢棄物包件直接受到擠壓而變形。

6. 長期穩定性：

在處置場的安全評估期程內，緩衝材料必須保持其物理性、化學性、及礦物相的穩定性，不會因為放射性廢棄物產生的衰變熱、廢棄物包件的重量而發生變化。

7. 低析離傾向(low segregation tendency)：

緩衝材料需能均勻地混合鋪設後才能完整發揮其功能，因此必須具備低析離傾向，以防止因運送或夯實過程中所造成之分離現象而降低其應具備之工程性能。

8. 操作性與高夯實效率 (high efficient compactability)：

一般規模的處置場均可達數百萬立方公尺的用量，因此緩衝材料必須具備製造容易、工作性佳，容易獲得且便宜等特性以符合經濟效應。由於地下處置場回填區之形狀構造因素，因此回填材料亦必須容易運輸與施工，且必須易於夯實而無需複雜的施工機具。

9. 低水力傳導性：

由於高放射性廢棄物與地下水接觸是導致放射性核種釋出或遷移的主要途徑，因此緩衝材料必須具備低水力傳導的特性。在處置場中緩衝材料達飽和前，可延遲地下水和廢棄物包件接觸；一旦緩衝材料達飽和後，低水力傳導性的緩衝材料可延遲地下水中核種在緩衝材料區域的傳輸。

10. 高熱傳導性：

熱源的產生來自於用過核燃料所釋放出來的衰變熱，緩衝材料及處置場周圍的母岩必須盡量將這些熱量由設施往遠場地質圈傳遞；如果熱傳導率過低，則緩衝材料可能因高溫而喪失其原有的障壁功能，而處置坑道也會因為溫度的上升而產生額外的應力，影響近場環境的穩定性。

11. 核種遷移遲滯能力：

黏土礦物遲滯放射性核種遷移的機制，主要是藉由黏土的吸附作用、陽離子交換作用、同質異構取代作用(isomorphous substitution)、膠凝作用(coagulation)和氧化還原作用，將核種牢牢嵌制在近場中，減低其傳輸速率。適當的化學緩衝能力，使得近場環境中地下水的pH值能受到控制，使廢棄物包件處於微鹼性、還原狀態環境，減低廢棄物包件的腐蝕速率以及降低放射性核種

的溶解度。

12. 膠體過濾能力(colloid filtration)：

當廢棄物包件受損後，放射性核種將溶解在地下水中，放射性核種會和黏土中膠體物質結合，因此膠體過濾即可減緩核種的遷移。

2.4 THMC 效應系統化分析方法

高放射性廢料（不論指用過核子燃料或經再處理的高放射性廢料）的最終處置作業特性與一般土木工程或大地工程有很大相異，主要歸因於高放射性廢料的長半化期核種與衰變熱對處置設施所產生效應很長，遠非一般土木工程所能比擬。因此最終處置計畫的進行，從場址特性調查、地表與地下實驗室試驗、設施設計、開挖、運轉、乃至處置場的封閉、監管、免於監管等各階段，都有必要詳細評估整個處置系統經長期演化(evolution)可能引起的影響。

在高放射性廢料最終處置設施中，廢料衰變熱與輻射影響所及區域，包括廢料處置坑室或隧洞、緩衝區與回填區、開挖擾動區及周圍接觸母岩稱為近場(near field)；處置區域外圍未受衰變熱與輻射侵擾的母岩部分稱為遠場(far field)或地質圈(geosphere)，而人類與其他生命有機體居住之環境則稱為生物圈(biosphere)。高放射性廢料最終處置場的近場與遠場演化程序，主要受熱(thermal:T)、水力

(hydraulic:H)、機械(mechanical:M)、化學(chemical:C)四項因素影響。這些影響因素對處置場演化所產生效應會持續非常久遠的時間與空間，且各因素間的耦合效應（coupled processes，簡稱為 THMC 效應）使問題更加複雜，如圖 2.31 所示，另外，THMC 效應的相關參數及其影響程度也會隨場址狀況而改變。

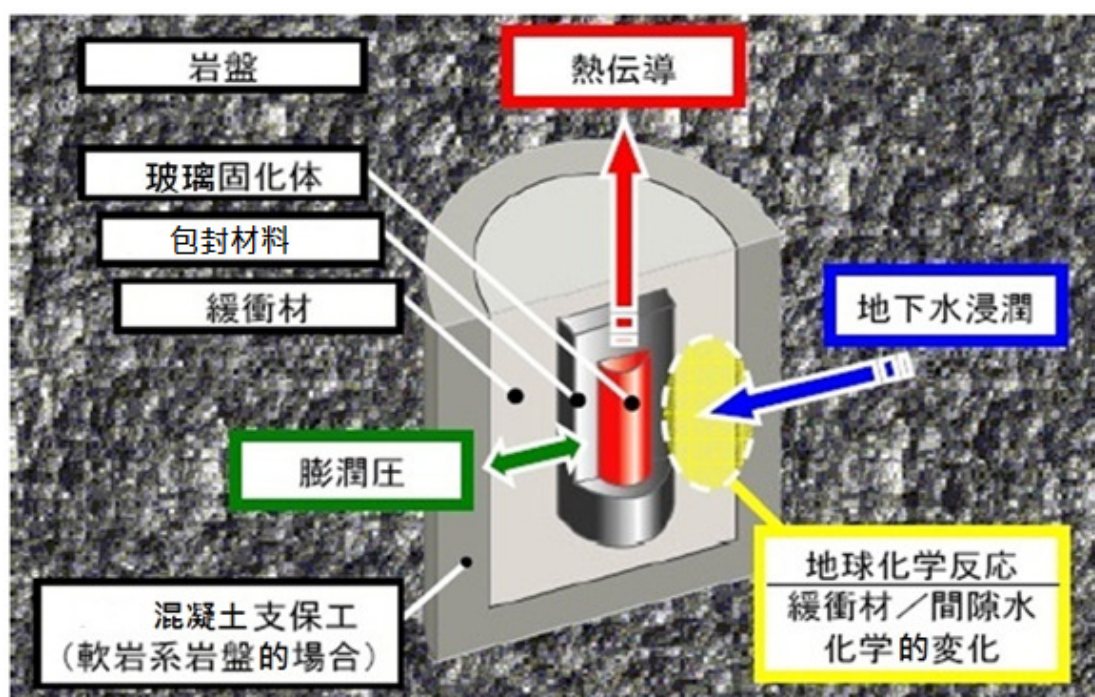


圖 2.31 緩衝材料 THMC 耦合效應作用示意圖
(核燃料サイクル開発機構)

典型的高放射性廢料最終處置設施是由廢料包件（廢料體、廢料罐與外包裝桶）、緩衝材料與回填材料、處置母岩等單元組成之多重障壁系統建構而成。每個處置單元在處置場生命週期中包括開挖、運轉、封閉、監管、免於監管等階段，都會受到不同程度的 THMC 效應作用的影響，對處置設施產生不同程度的衝擊，舉例而言，處置設

施在開挖作業階段，高放射性廢料尚未埋置，故無衰變熱產生，來自於地溫梯度的熱效應主要造成施工的不便，對於處置設施的功能影響相當小。進行開挖作業時會將聚集的地下水抽離，因此化學作用產生影響也不大。但是開挖作業會在近場形成一開挖擾動帶，將造成周圍母岩機械強度的大幅減小，同時開挖所產生的裂隙會增加水力傳導度。而在處置設施封閉後階段，高放射性廢料的衰變熱便扮演重要的角色。衰變熱持續由廢料包件傳輸至緩衝材料，提昇包件附近局部緩衝材料的溫度形成溫度梯度驅使水往低溫區域流動；靠近廢料包件的緩衝材料因為高溫作用使水分蒸發流竄而形成核種傳輸通道，若緩衝材料在達到最高溫度前已經呈飽和狀態，則溫度增加會使水有膨脹傾向，此時緩衝材料的體積若受到侷限，熱誘發孔隙水壓力會施加在廢料包件上，產生額外應力；近場溫度提昇太高可能加速膨潤土內的蒙脫石相轉變為伊利石，使材料的緩衝功能大幅降低。因此在進行處置場安全分析時有必要針對 THMC 效應的作用詳加評估。

國際原子能總署(IAEA)統合各國在高放射性廢料最終處置的研發計畫成果，於 1985 年出版的第 251 號技術報告系列中，扼要的將深地層處置近場可能發生的效應分為熱作用、熱—機械作用、水力作用、化學作用、輻射作用等五個領域，其各作用引發的效應影響如圖 2.32 所示。

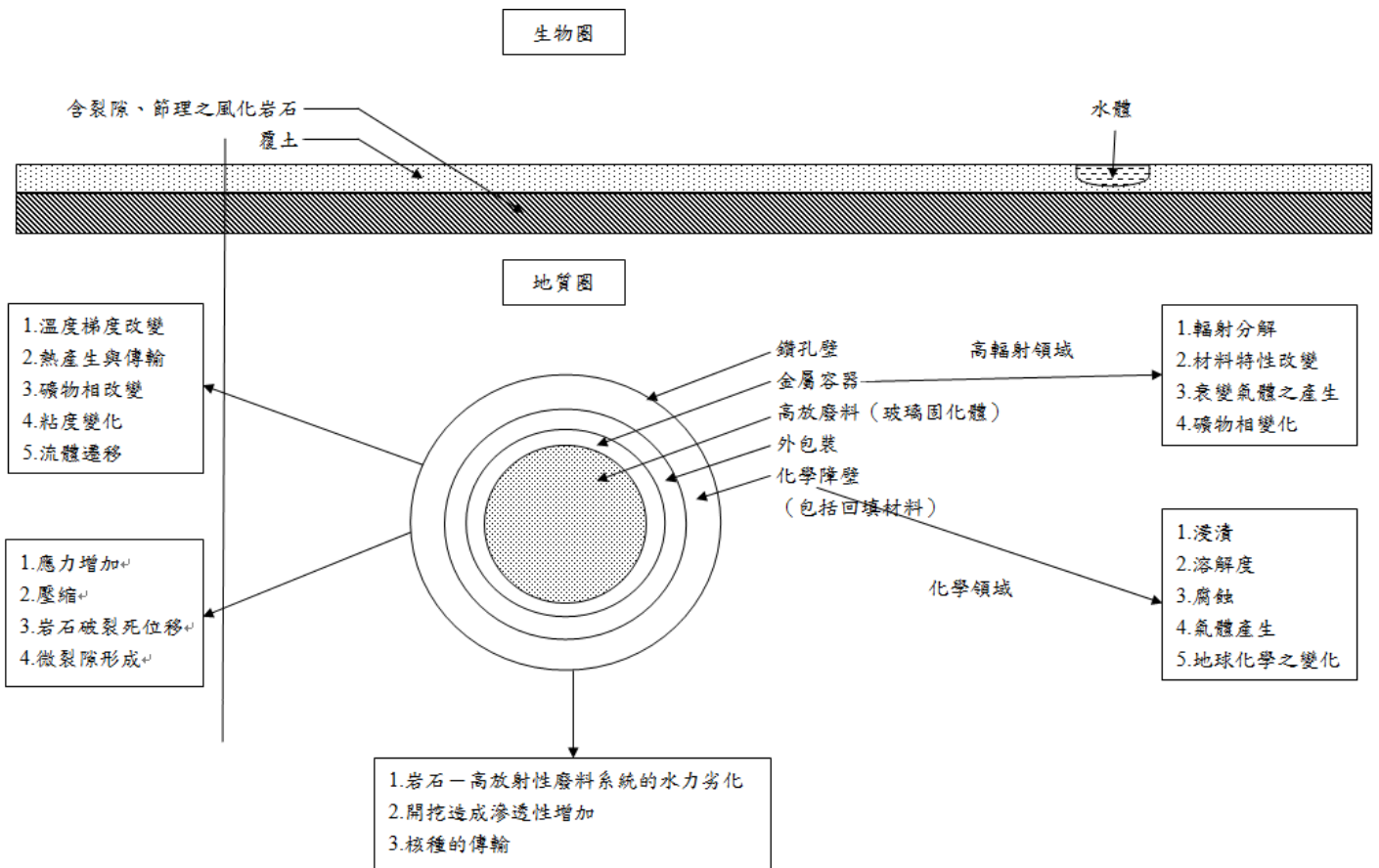


圖 2.32 高放射性廢料深地層處置之近場效應(IAEA, 1985)

SKB 公司在 1997 年提出的 SR-97 報告中，針對整個處置系統每一次系統，包括燃料、包件、緩衝回填材料、母岩地質圈等相關的 THMC 效應反應與其影響程度有詳盡描述。表 2.3 為該報告中描述的緩衝與回填材料 THMC 效應。

圖中所列的 12 項變動參數之中，最終處置場緩衝材料所需幾何外觀大小由其廢料包件的溫度與輻射強度決定；緩衝材料水力性質主要由含水量決定、而氣體濃度與水力變數為次要決定因子，水力變數包括水壓力、水流、氣體壓力、氣體流動等項目；緩衝材料的機械性質由回脹壓力決定；緩衝材料的化學狀態則是由膨潤石含量與膨潤

表 2.3 瑞典緩衝材料 T-H-M-C 交互耦合作用(SKB, 1997)

廢料罐 與緩衝 材料交 互作用	緩衝材料														緩衝材 料與地 質圈交 互作用
	熱-水力- 力學-化學	變 動 參 數	輻 射 強 度	溫 度	含 水 量	氣 體 濃 度	水 力 變 數	緩 衝 材 料 尺 寸	孔 隙 尺 寸	回 脹 壓 力	膨 潤 土 組 成	孔 隙 水 組 成	膨 潤 土 含 量	不 純 物 含 量	
	作 用 程 序														
→	輻射衰變														→
→	熱傳														→
↔	水傳輸														↔
↔	水、 氣體		氣體傳輸/溶解												↔
	回脹													↔	
	緩衝材與回填材交 互作用														
壓力、 容器移 動、黏 土侵入		熱膨脹												↔	
↔	廢料罐 溶質		平流											↔	
	擴散													↔	
	離子交換/吸附														↔
	蒙脫石相轉變														
	雜質溶解與沉澱														↔
	膠體外釋與侵蝕														
	輻射效應														↔
	孔隙水射解														
	微生物作用														↔
→	核種 核種 -移流 -擴散 -吸附 -膠體傳輸 -衰變 -物種形成													→	

石組成決定，而膨潤石組成包括黏土表面離子種類、不純物含量以及孔隙水組成。以下針對表 2.3 所列之熱—水力—機械—化學作用程序加以說明。

完成置放後的緩衝材料，將與廢料包件表面接觸，包件的高熱量將由緩衝材料的熱傳而向外擴散，使得緩衝材料溫度增加。容器中的 γ 與中子輻射，使得緩衝材料因為輻射衰減而降低其強度。緩衝材料孔隙中原本存在負毛細壓力，將使得水從周圍岩層中傳輸到緩衝材料內；一旦再飽和後，水傳輸速率變得十分緩慢。氣體傳輸會在飽和過程中發生，溫度升高的緩衝材料中的水蒸氣會向外移動並凝結在外部較冷的區域；另一方面，水飽和後若容器包件受損，可能因容器腐蝕作用產生氫氣而形成氣體傳輸。原本殘存在緩衝材料內的氣體會溶解在緩衝材料孔隙水中繼續存在。緩衝材料吸附水後會回脹而對容器包件產生推擠壓力。若受容器包件的高溫時，孔隙水會因為熱膨脹而擴張。


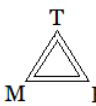
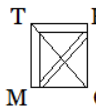
緩衝材料的化學演化受制於各種型態的傳輸與反應程序。表 2.3 顯示，水中溶質藉由移流或擴散傳輸，緩衝材料在水飽和過程中，移流是主要傳輸機制，其次是擴散。緩衝材料所含黏土材料顆粒表面藉由離子交換與吸附的作用，將核種置換並留置於緩衝材料之中。膨潤土內蒙脫石有可能因長期高溫作用發生伊利石化的化學劣化。緩衝材

料內含之不純物則可能會形成溶解與沉澱反應。若回脹的緩衝材料穿透到周圍岩層的裂隙，將有可能形成膠體被帶到地下水，導致緩衝材料逐步侵蝕。黏土材料可能因為輻射效應而轉變，孔隙水可能因為射解作用而分解。最後緩衝材料內亦可能受微生物作用而發生劣化。

水飽和後，緩衝材料內的核種傳輸主要依賴孔隙中以及部分黏土顆粒表面的擴散機制，而移流(advection)與膠體傳輸則不預期會發生於飽和緩衝材料中。核種可能附著於黏土顆粒表面，而吸附機制的關鍵因子是核種的化學型態，主要是由緩衝材料的化學環境以及物種形成程序決定。

芬蘭技術研究中心於 1999 年出版的技術報告 VTT Notes 1973 中，對高放射性廢料最終處置安全分析的耦合程序模式化可行性進行研究。該報告中針對芬蘭高放處置概念可能產生的 THMC 效應進行探討，發現在芬蘭的高放處置概念中有兩項主要特性(features)會驅動 THMC 效應的發展，第一項是高放射性廢料的長期衰變熱產生；第二項是由於芬蘭地理位置的關係，未來的冰山作用不可避免的會對處置基岩系統造成影響。該報告中指出 T、H、M、C 四者之間的耦合結果主要形成 11 種不同影響程度的耦合作用。這 11 項耦合作用摘要如表 2.4。

表 2.4 芬蘭技術研究中心提出 11 項 THMC 耦合效應(VTT Notes 1999)

序號	型態	耦合效應
1	T→C	熱誘發相變化
2	T→H	浮力水流(buoyancy flow)
3	T→M	熱誘發裂隙
4	H→C	溶解與沉澱
5	H→M	水力裂隙
6	C→M	礦物溶解沉澱、膠體凝結
7		水熱系統中的化學反應與傳輸
8		熱化學轉換引發之熱機械效應與機械強度變化
9		裂隙岩體的熱誘發水力機械行為
10		裂隙中可能影響化學傳輸的水力機械效應
11		裂隙中在熱與水力荷載下的化學反應與傳輸

註：作用型態圖示中，雙線連結重要度高於單線連結

從各國對 THMC 效應系統化研究發展過程觀之，有幾項經驗可以供我國參考。首先處置設施生命週期中的每一個階段與處置系統的每一個次系統都會產生不同影響程度的 T、H、M、C 效應與其耦合

作用。舉例而言，在開挖期間時，機械作用引發的耦合效應是主要影響因素，但在封閉後階段，衰變熱造成的耦合效應會成為最重要耦合機制。另外相同的耦合效應在不同的次系統引發的效果也有所不同，以熱—水力耦合效應對近場膨潤土緩衝材料次系統及遠場結晶岩母岩次系統的效應為例，在膨潤土屬於均勻多孔隙介質，其核種遷移主要機制是擴散傳輸，而結晶岩母岩屬於裂隙介質，其核種遷移主要機制是移流與延散，研究耦合效應時應特別重視其異向性問題。

其次每個國家的候選場址特性不同、處置概念設計不同、引發的 THMC 效應也將有所差異，不宜貿然全盤引用其他國家的研究發展結果。例如芬蘭處置設施的地理位置緯度高，就其處置概念而言冰山活動是觸發 THMC 效應的一項重要的因素，但我國位處低緯度，冰山活動發生機會相對較低，但台灣處於大陸板塊與菲律賓板塊交界，如地震等地質活動頻繁，因此會成為分析 THMC 效應的一項重要因素。

2.5 近場緩衝材料熱性質及其誘發效應

2.5.1 緩衝材料熱性質

熱作用是高放射性廢料最終處置近場環境演化的主要驅動力。而近場的熱作用主要來源包括地溫梯度與高放射性廢料的衰變熱。最終處置場深度都在地下數百公尺，而由於地殼地溫梯度的影響，岩層中的溫度平均每公尺會提高 $0.031\sim 0.035^{\circ}\text{C}$ ，而且台灣地殼活動頻繁，

地熱潛能較高，因此地溫梯度可能高達每公尺 0.04~0.06°C (潘以文，2000)。另外高放射性廢料的核種衰變，將會產生大量的衰變熱。這些熱量會從廢料包件經由緩衝材料散發到周圍的母岩中，而使近場環境處於高溫狀態。

理想的緩衝材料應具有良好的熱傳導性質，方能將高放射性廢料產生之衰變熱適當排除。對於膨潤土緩衝材料而言，其熱傳導特性主要受黏土種類與含量、乾密度、飽和度以及周圍溫度等因素的影響。

2.5.2 熱誘發水力效應

溫度的提昇會對緩衝材料的水力性質造成影響，首先溫度的改變會改變流體本身的性質，如密度與黏度，並進而影響水力特性。溫度增加時水的密度降低，密度梯度造成傳導流。溫度增加亦會使水的黏度降低，這兩個現象合稱浮力效應(buoyancy effect)。

Cho 研究膨潤土的水力傳導性與溫度之關係，結果顯示水力傳導性隨溫度之增加而增加。於 150°C 時膨潤土的水力傳導性約比 20°C 時高出十倍；80°C 時膨潤土的水力傳導性約比 20°C 時高三倍。膨潤土的水力傳導度隨溫度而產生變化，歸因於滲透性因子、黏度因子、密度因子的變化以及這三個因子間的相互競爭。此三因子間以黏度因子對溫度的變化最為敏感，也對水力傳導性因溫度增加而增加的貢獻度

最大。但雖然水力傳導性因溫度增加而增加，但實驗結果顯示即使在 150°C 時，膨潤土的水力傳導性仍相當低，約為 10^{-12} m/s。Gillham 與 Cherry 表示在典型的深層花崗岩母岩中，當水力傳導性低於 10^{-8} m/s 時，污染物傳輸是由擴散控制。因此若處置場最高溫度低於 100°C 時，乾密度高於 1.6 Mg/m^3 膨潤土的水力傳導性應足夠低，可限制核種藉由移流傳輸到母岩。

處置場回填封閉後會再度達到水飽和，由於廢料的衰變熱量使得包件附近的緩衝材料產生孔隙壓梯度，迫使水流往離開包件方向流動。孔隙壓力增加主要是由於這些相之間的熱應變差異。孔隙水的加壓發生於廢料置放完成後，加熱作用期間的短期間內。大部分的處置場概念中，熱驅動孔隙水外流現象發生在包件容器破壞之前，不會對核種遷移有貢獻度。然而對於有些核廢料包件早期發生破壞的情節中，仍必須考慮熱誘發水流對核種遷移的影響。

近場的高溫可能會使地下水汽化，汽化的初期可以有效的防止放射性核種的液相遷移，而汽化現象可能會使進入近場的地下水組成產生明顯的改變，最後汽化前緣進到近場岩石中將發生礦物沉澱，導致孔隙度、水力傳導係數、與地下水化性的改變。

2.5.3 熱誘發機械效應

緩衝材料的回脹能力是成為主要工程障壁的重要特性。利用回脹能力的發展來填充裂隙或孔隙，可以達到近場自行密合的功能。但當緩衝材料受到乾濕循環作用效應時，將導致其周圍發生裂縫，進而破壞其結構。當膨潤土溫度上升至 200°C 時，其回脹自密特性將急劇降低，且其回脹能力一旦失去就無法再回復。

Cho 進行不同溫度下膨潤土的回脹特性研究，結果顯示膨潤土的垂直回脹壓力比水平回脹壓力高，顯示壓密膨潤土具有異向性結構。膨潤土回脹壓力因溫度增加而增加，但變化不大。此現象可以由水解壓力(hydration pressure)、滲透壓力(osmotic pressure)、孔隙水壓力(pore water pressure)隨溫度增加而發生之變化解釋。溫度增加時因為膨潤土表面水分子層減少而使水解壓力迅速降低；滲透壓力則因為電雙層厚度減少而增加；孔隙水壓力則亦因為孔隙水與骨架(skeleton)的差異擴張而增加。後兩者滲透壓力、孔隙水壓力產生之效應與前者水解壓力幾乎達成抑制平衡狀態(counterbalance)。其實驗結果顯示若處置場最高溫度低於 100°C 時，溫度變化對回脹壓力的影響不大。

2.5.4 熱誘發化學效應

由近場高溫作用致使緩衝材料可能誘發的化學效應包括蒙脫石轉變為伊利石的相變化反應與鈉蒙脫石轉變為鈣蒙脫石的離子交換反應。

膨潤土能成為緩衝材料的主流在於內部所含的蒙脫石礦物結構特性，具有優良的工程性質。蒙脫石是兩矽氧四面體層間（簡稱 T 層）夾一鋁（或鎂）氧化物或氫氧化物八面體層（簡稱 O 層），構成一層基本組成單元的結晶構造（稱為 TOT 層），兩 TOT 層之間被水分子與可交換陽離子（主要是微量鈉、鉀、鈣及鎂等離子）所填充，層間主要以凡德瓦爾力結合。當水分子進入層狀結構時，由於靜電斥力使得層間距離增加，此為膨潤土遇水膨脹的原因。膨潤土內另一礦物組成伊利石之結晶結構與蒙脫石相同，差別在於層與層間以鉀鍵結合。

倘若蒙脫石轉化為伊利石，將對膨潤土的功能會有幾種不良影響：回脹潛能減低致使膨潤土間隙有可能產生移流並減少膠體過濾；膨潤土之陽離子交換容量減低致使核種在近場之遲滯效應降低；伊利石回脹性較蒙脫石低，會降低膨潤土自密性功能並增加水力傳導係數。

依據 Weaver、Aoyagi 及 Kazama 等研究結果推論，膨潤石的相

變化先轉變為伊利石與膨潤石礦物的混合相，再轉變為伊利石。相變化主要關鍵在於層間水分子移除以及鈣、鈉離子被鉀離子取代。當溫度低於 60°C 時，100,000 年內蒙脫石幾乎不會轉成伊利石；溫度高於 300°C 時，10 年內蒙脫石幾乎 100% 轉成伊利石。除了溫度之外，是否有足夠的鉀離子來支持蒙脫石轉成伊利石也是重要的因素。蒙脫石與伊利石之相轉換只發生於四面體層電荷增加及層間離子被鉀離子取代。層間鉀離子存在是必要的條件，因此限制鉀離子數量與降低近場溫度可防止膨潤土伊利石化。

膨潤土是火山噴發出之火山灰在水中沉積形成的，若是於白堊紀沉降於海洋環境之鹹水湖，經風化後會形成鈉型膨潤土，若是在第三紀沉降在淡水環境，經風化後會形成鈣型膨潤土。兩種膨潤土的性質比較如表 2.5。由表可得知鈉型膨潤土及鈣型膨潤土之性質不同，而鈉型膨潤土作為緩衝材料之功能要求明顯優於鈣型膨潤土。因此各國大多傾向於選用鈉型膨潤土作為處置緩衝材料之優先考量。

表 2.5 鈣型膨潤土與鈉型膨潤土的性質比較

試驗材料	含水量 (ω)	比重 (G_s)	活性 (A_c)	阿太堡限度		
				液限 (LL)	塑限 (PL)	塑性指數 (PI)
鈣型膨潤土	8.1	2.64	1.89	78	25	53
鈉型膨潤土	10.8	2.67	6.30	421	43	378

芬蘭技術研究中心模擬高放射性廢料處置場之狀況，於實驗室中進行鈉膨潤土與地下水溶液的離子交換與礦物相變化研究來確認在緩衝材料的轉化反應。圖 2.33 為芬蘭技術研究中心針對 MX-80 膨潤土（鈉膨潤土）進行恆溫水熱反應的 X-ray 繞射圖形。結果顯示反應後，膨潤石中鈉蒙脫石繞射峰有隨著反應時間增加而呈現鈍化的現象，並且繞射峰位置也有從高角度向低角度偏移之傾向，顯示蒙脫石的 Na^+ 被 Mg^{2+} 、 Ca^{2+} 取代。繞射峰粗化代表膨潤石黏土晶格結構在持續水熱條件下將形成崩解。

依據芬蘭技術研究中心的研究成果，鈉型膨潤土轉變為鈣型膨潤土是膨潤土在近場中的主要反應，遠較伊利石化反應容易進行。而鈉型膨潤土轉變為鈣型膨潤土所需的鈣離子並不完全由天然地下水提供，有些微量含鈣的礦物溶解亦會提供反應所須的鈣離子，而溫度之提昇將加速此溶解反應的進行。

雖然就學理上而言，T、H、M、C 作用經過耦合後會有相當多種效應組合產生，但許多效應並不會發生在真實的處置系統之中，或所產生之影響不顯著而可加以忽略，嘗試對所有的耦合效應進行分析是不必要也不切實際的工作。因此建議未來國內進行 THMC 效應相關研究時，應先瞭解國內整個處置系統的場址特定條件，進而掌握關鍵的 T、H、M、C 及其耦合效應，方能達到事半功倍的效果。

由於高放射性廢料最終處置有長期的衰變熱問題存在，因此如何系統化分析其對於處置系統所可能引發的 T、H、M、C 作用及其耦合效應將成為功能評估的首要課題。再者觸發 THMC 效應的因素與場址特性有強烈的關聯性，因此發展適合本土性的 THMC 耦合機制也是一項必要的研究。

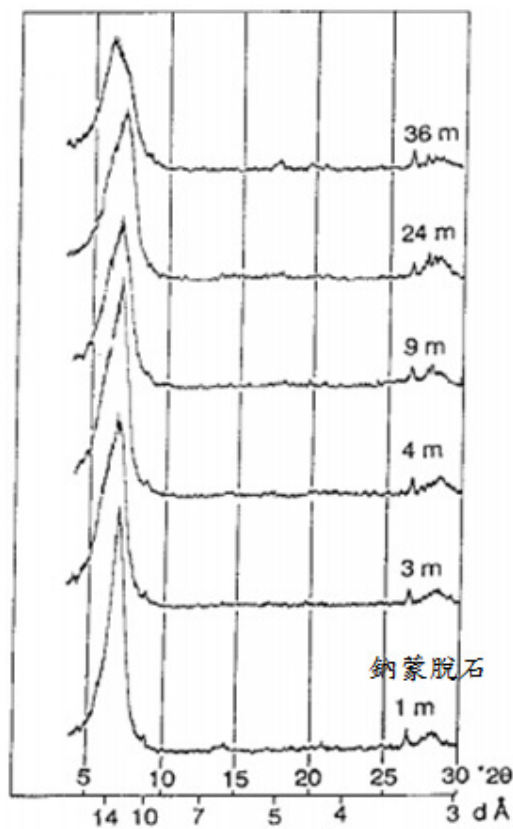


圖 2.33 MX-80 膨潤土進行恆溫水熱反應 X-ray 繞射圖形
(VTT Research Notes 1996)

2.6 現階段我國處置場設施配置概念與埋設形式

自 1986 年開始至今，我國用過核燃料最終處置計畫已完成區域調查技術準備、及調查實施與技術發展階段。初步完成場址準則、場

址調查及設計等基本概念之研訂；提出花崗岩體、中生代基盤岩、泥岩為較具潛力之處置母岩；完成結晶岩質測試場之調查技術演練，作為後續母岩特性調查技術之基礎；進行深地層跨孔試驗整合性調查與解析能力，以及處置場設計概念之研擬及設施配置之初步規劃，花崗岩特性、文獻、參數、情節分析之整合性資料庫建立等工作(台灣電力公司，2001)。

在處置場的設施配置方面世界各國大致相同，處置場的配置分為地上設施與地下處置場兩部分。其中地上設施包括行政中心、資訊站、醫療中心、人員物資出入口、通風站、廢料桶運送站以及緩衝材料和回填土的準備工廠和貯存場；地下處置場位於地表以下 500~1000 m，尺寸全長約 700 m，寬約 500 m，高度約 20 m，共可容納約 2700 個廢料罐。地下處置場內部的細部設計尺寸如下(核能研究所，2002)：(1)隧道高度 3.60 m，寬度 3.60 m，長度約 320m，隧道間相互平行，隧道間隔 40 m，隧道回填後其材料主要由回填土構成；(2)處置孔深度 7.91 m，直徑 1.75 m，間距 6 m，內含廢料罐直徑 1.05 m，高 4.91 m，廢料桶四周則由 0.35 m 厚度之高度壓縮製成之膨潤土塊所包圍，而上方與下方分別填以 1.5 及 0.5 m 厚度之膨潤土塊，而廢料罐上方距離孔口 1 m 厚度以回填土填充，其配置如圖 2.34 及圖 2.35 所示。

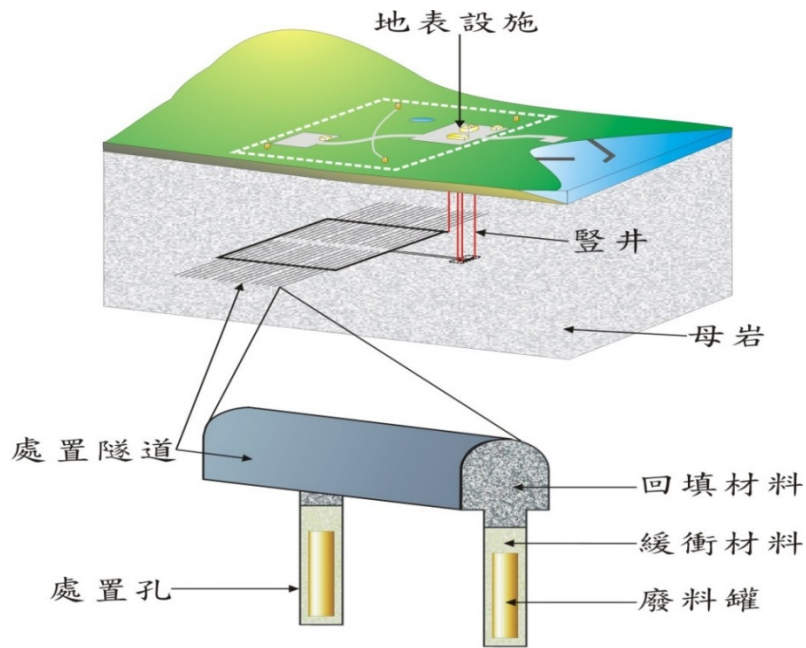


圖 2.34 處置容器垂直置放概念示意圖 (核能研究所, 2002)

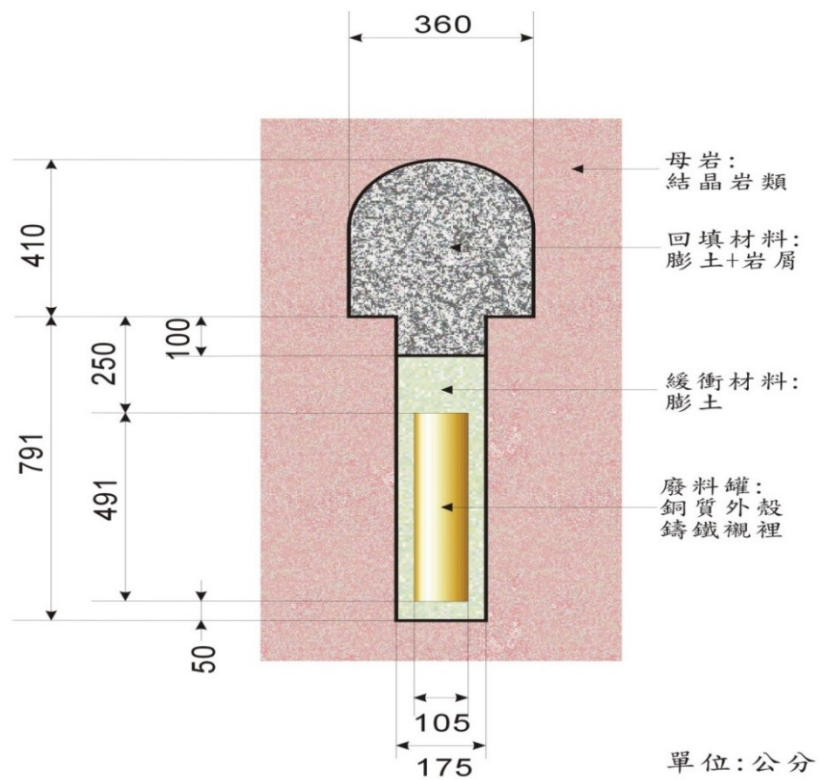


圖 2.35 處置坑道與處置孔概念剖面示意圖 (核能研究所, 2002)

第三章 候選緩衝材料試驗

3.1 試驗材料

本研究所使用的膨潤土材料為美國懷俄明州開採的膨潤土，由 Black Hills公司所開採生產（磊盈公司進口）以下簡稱BH膨潤土。此膨潤土產品原作為鑽井液(well drilling)、連續壁穩定液(slurry trenching)、封填劑(pond sealing)等用途，因此原礦中添加 0.025%的聚丙烯醯胺聚合物(polyacrylate polymer)，以增加粘滯性，而BH膨潤土的可交換陽離子以 Na^+ 為主，為鈉型膨潤土（陳文泉，2004），表 3.1為BH膨潤土的化學成分表（吳冠漢，2004）。

表3.1 BH膨潤土之化學組成（吳冠漢，2004）

項目	成分(%)						
	SiO_2	Al_2O_3	Fe_2O_3	CaO	Na_2O	MgO	K_2O
BH膨潤土	55~64	18~21	2.5~2.8	0.1~1.0	2.5~2.7	2.5~6.2	0.2~0.4

3.2 試驗儀器與模具

3.2.1 資料擷取系統

採用日本 YOKOGAWA 公司所生產的 MX100-02E 資料擷取系統，如圖3.1，可同時進行20組訊號之記錄，讀取間距最小可達 0.1秒，最大1 hour。使用前先進行擷取系統溫度校正，觀察結果發現，

熱電偶讀取溫度值與溫度計觀察值極為接近，平均誤差在 0.2°C 以內，量測系統相當穩定。



圖3.1資料擷取系統

3.2.2 熱探針及熱源供給系統

本研究採用之熱量測系統係委託正泰電熱股份有限公司製作，可分熱源與溫度量測探針兩部分，熱探針之長度 14.5 cm ，直徑 3.3 mm ，熱偶計即埋設於探針內進行頓量測，如圖3.2所示。熱源供應方面，則挑選可調整瓦數之供應器，讓熱探針穩定提供固定功率。

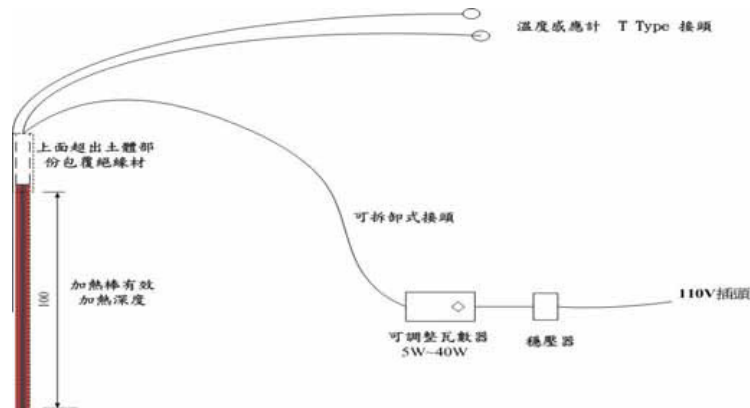


圖3.2 熱探針及埋設之熱偶計

3.2.3 溫度量測

採用銅-康銅 (Constantan，為55 %銅與45 %鎳組成之合金) 組成之T型熱電耦，埋置於熱探針內部中央處。溫度量測範圍 -200°C ~ 400°C ，搭配資料擷取系統，量測解析度可達 0.1°C ，本研究之實際溫度量測範圍為室溫至約 100°C 。

3.2.4 壓力試驗機

本研究壓製試體採用國科企業有限公司生產之100噸萬能試驗機，以靜壓方式施壓製作緩衝材料試體。

3.2.5 試驗模具

本研究所設計之模具如圖3.3，應用靜壓夯實法製作密度 $1.4\sim 1.7\text{ g/cm}^3$ 之圓柱土體，將之束制於空心圓柱外模內，最後把整組外模置放於固定模具設備基座上，旋緊上蓋螺絲。

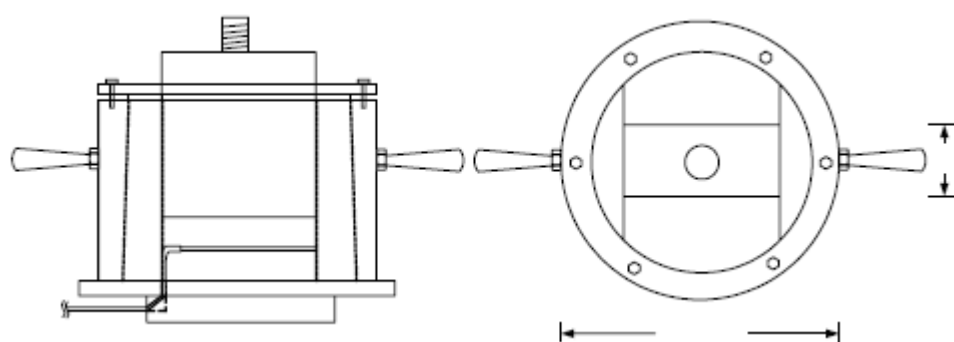


圖3.3 模具側視與俯視示意圖

3.3 試驗步驟

1. 連接資料擷取系統與由底板穿出之熱電耦與加熱元件導線，開始測試性計讀，確認連接無誤。
2. 調整熱探棒位置並將四塊內模依序組合，然後將內模套於外模中，確定壓桿方位與內模所形成之空間方位相同，再將萬能試驗機之橫架（crosshead）上升至一定高度，準備進行下一步驟。
3. 將熱探棒垂直貼緊於模面，倒入第一層乾料，利用手持壓桿加壓，以將下層粒料表面初步壓實平整。
4. 手持壓桿取出，調整熱探棒位置使之水平置於試體中央，
5. 倒入第二層乾料，進行位移歸零。
6. 歸零完成後，先加一0.5kN接觸壓力，待應力穩定後，即可進行試體壓製的動作，利用萬能試驗機位移控制進行加壓。
7. 熱傳導係數量測前必須測試資料擷取系統之穩定性，並待機一段時間後，進行測試性讀數以確認無誤。
8. 到達所設計之單位重後，進行熱傳導係數之量測。
9. 量測完畢繼續壓製試體至下一階單位重，待壓實應力下降至穩定狀態，且待試體溫度下降至與室溫相同，繼續進行熱傳導係數之量測。
10. 重複步驟9，直到各不同單位重之熱傳導係數量測完畢。

3.4 試驗結果

3.4.1 熱傳導係數與乾單位重關係

乾單位重越高，即在相同體積狀況下顆粒物質越多，且彼此間接觸面積越大。由於黏土質材料中孔隙可視為獨立個體，不易發生熱對流狀況，所以膨潤土試體中熱流主要傳遞方式便為接觸傳遞，既然接觸面積增加，熱由每個獨立顆粒傳送途徑也越多，熱流傳遞行為便更明顯，所以在乾單位重增加時，熱傳導係數將會相對增加。圖 3.4 為含水量 0% 之純膨潤土試體在不同乾單位重下對應之熱傳導係數值，由圖可得知，隨著乾單位重增加，熱傳導係數值也相對增加。

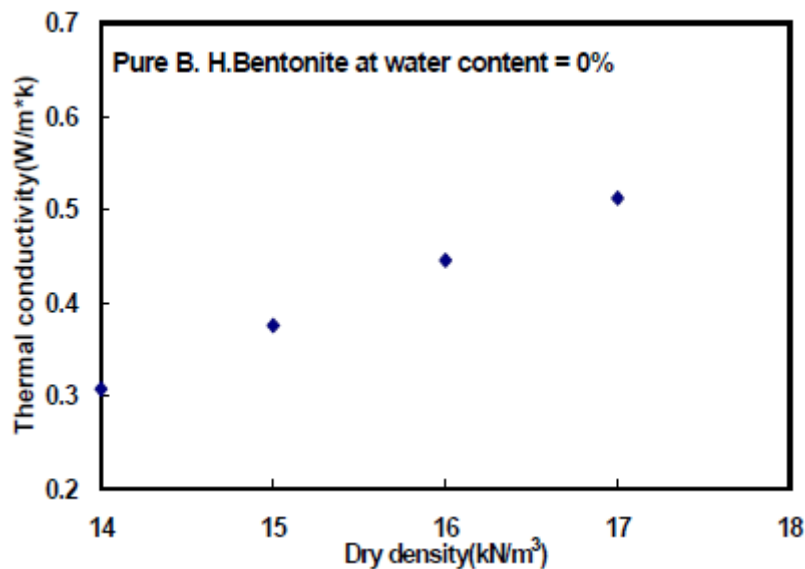


圖 3.4 乾單位重與熱傳導係數關係圖

第四章 有限元素分析方法

4.1 分析工具

本研究使用有限元素分析軟體 ABAQUS/CAE 進行模擬，將其分為兩個部分：

1. 建立分析模型：建立網格，定義節點、原素編號及原素種類；定義定義各原素之材料組成模式，並設定材料性質之相關參數；定義特殊節點束制、邊界條件與初始狀態。
2. 計算分析：以有限元素法作模型之運算，並進行演算結果後處理之分析討論。

4.2 處置場配置

處置場內有許多相互平行的隧道，隧道與隧道間之距離稱為長向距離；沿著隧道每隔一固定的距離埋置一個廢料罐稱為短向距。

在進行處置場熱傳導分析時，因為廢料罐的排列方式具有規則性及對稱性，因此可利用對稱面之特性，在處置場內部取「代表體積單元」進行分析，如圖 4.1 所示。

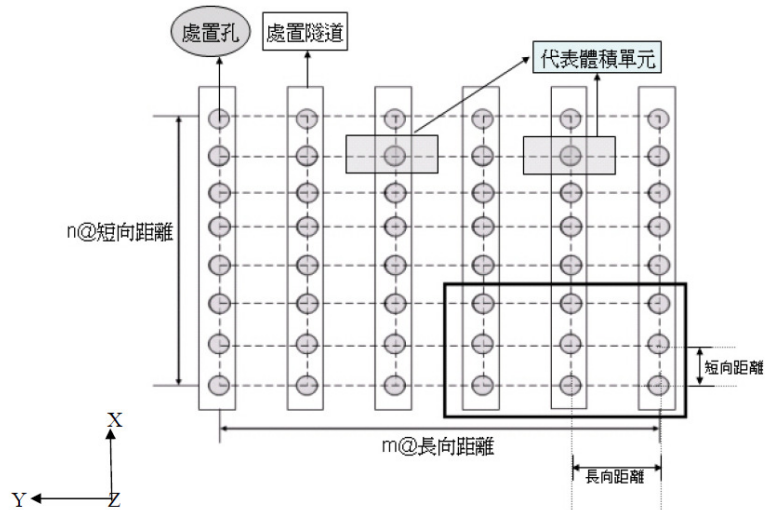


圖 4.1 處置場內部配置示意圖(俯視圖)

據本研究觀察得知，位於長向距離中央及短向距離中央皆存在熱傳導對稱面，由圖 4.2、圖 4.3 可知在對稱面處溫度隨距離變化之曲線斜率為零，亦即在此處溫度梯度為零，由於熱流量正比於溫度梯度，因此在此處無熱量流動。

進行熱傳分析時，可將無熱量流動之對稱面視為上述代表體積單元之熱傳邊界。由於對稱面的位置位於長向間距、及短向間距中央，可推得代表體積之長向邊界恰為長向距離 (L)，而代表體積之短向邊界恰為短向距離 (S)。

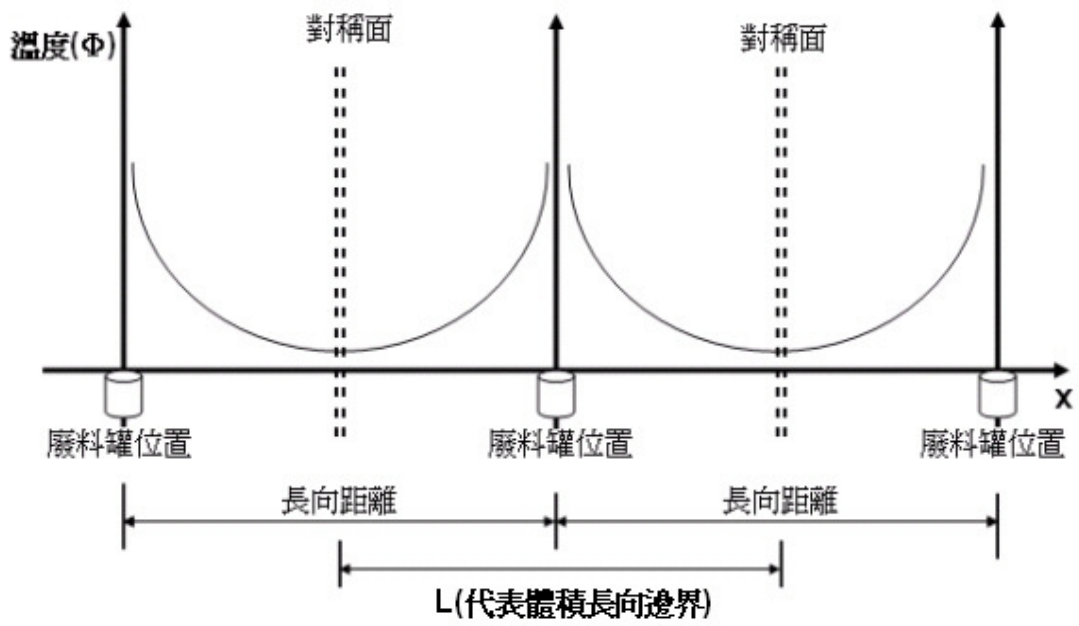


圖 4.2 長向距離之熱傳對稱面示意圖

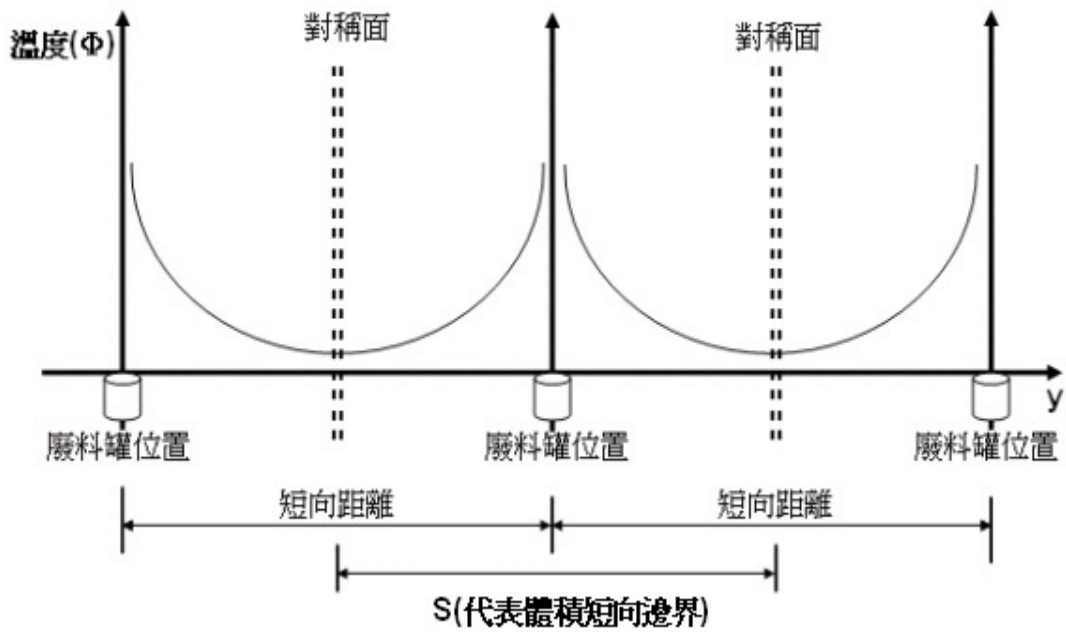


圖 4.3 短向距離之熱傳對稱面示意圖

處置場中依廢料罐埋置位置，分為埋置於處置場內部、處置場邊界及處置場角隅處三種類型，不同的埋置位置其邊界大小也不相同。如圖 4.4，以俯視圖方式表示，1 號處置孔位於處置場角隅處；2 號處置孔位於短向邊界處；4 號處置孔位於長向邊界處；5 號處置孔位於處置場內部。由上述可知，藉由改變模型之邊界，即可進行處置場內部、處置場邊界、處置場角隅處之模擬。由圖 4.4 可知位於處置場內部之 5 號處置孔，其邊界由四個有限邊界所組成，其邊界範圍為最小。

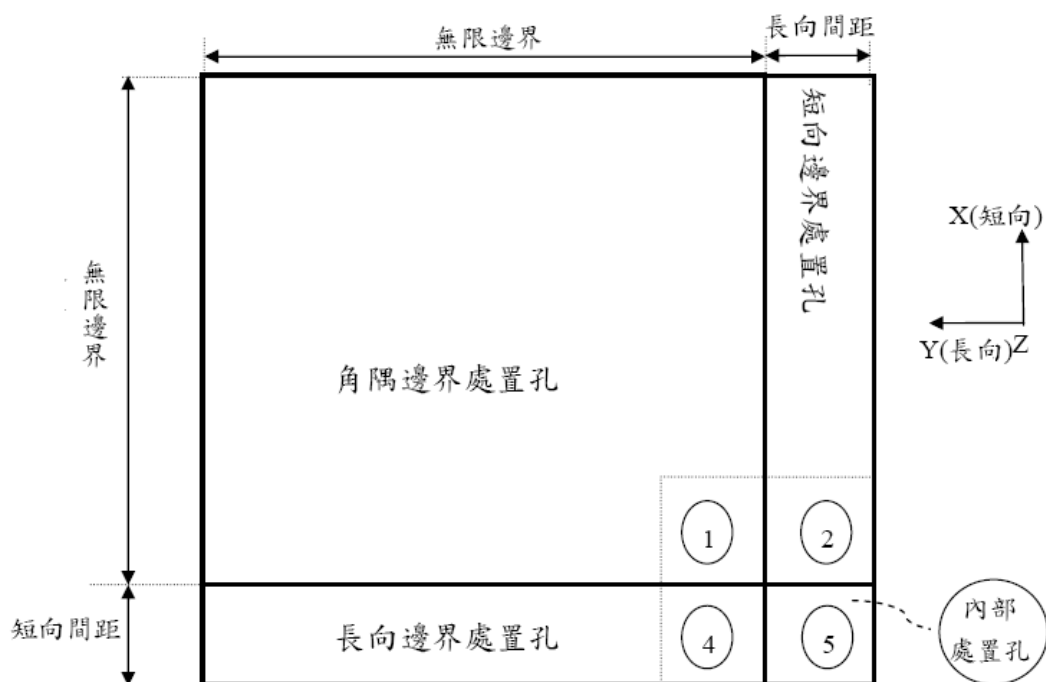


圖 4.4 不同位置處置孔之邊界示意圖

4.3 依序耦合熱—力學分析

分析處置場問題時，假設處置場受高溫作用產生應力變化，但應力變化不影響溫度之結果，此種分析稱為「依序耦合熱-力學分析」

(Sequentially coupled thermal-stress analysis)。

假設溫度與應力之作用為依序的耦合作用。因此，可將溫度場和應力場分開計算。先進行熱傳導分析，得到溫度場後，再建立一個專供應力分析之模型，將溫度場視為熱載重，代入應力分析模型，分析後得到應力場，其流程如圖 4.5 所示。

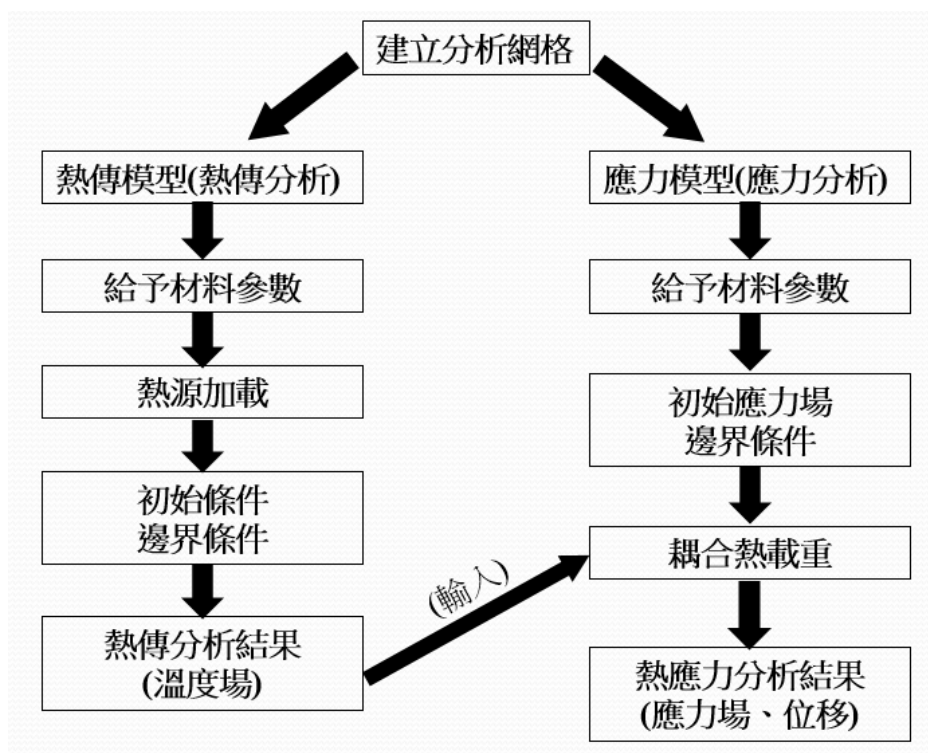


圖 4.5 依序耦合熱-力學分析流程圖

4.4 三維幾何模型

根據核研所提出之最終處置場概念設計(洪錦雄等，2002；許秀真等，2003)模型尺寸，長向距離為 40 m，短向距離為 6 m。其中廢料罐半徑 0.525 m，廢料罐全長 4.91 m。因此分析之模型尺寸為長 25 m、寬 6 m、深 56 m (圖 4.6、圖 4.7)。

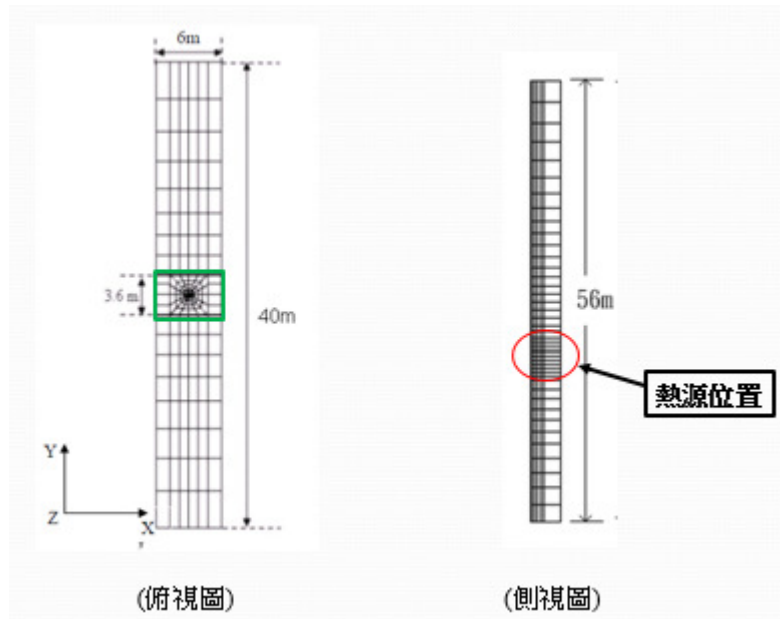


圖 4.6 模型尺寸示意圖

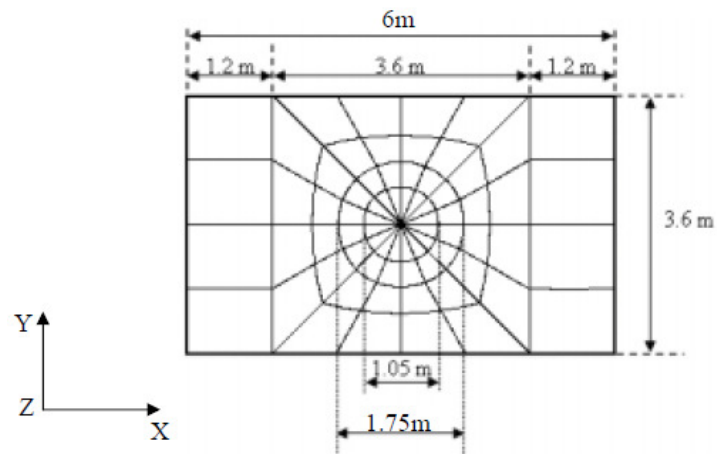
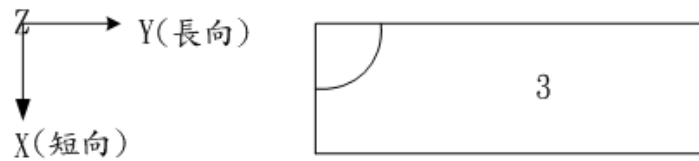
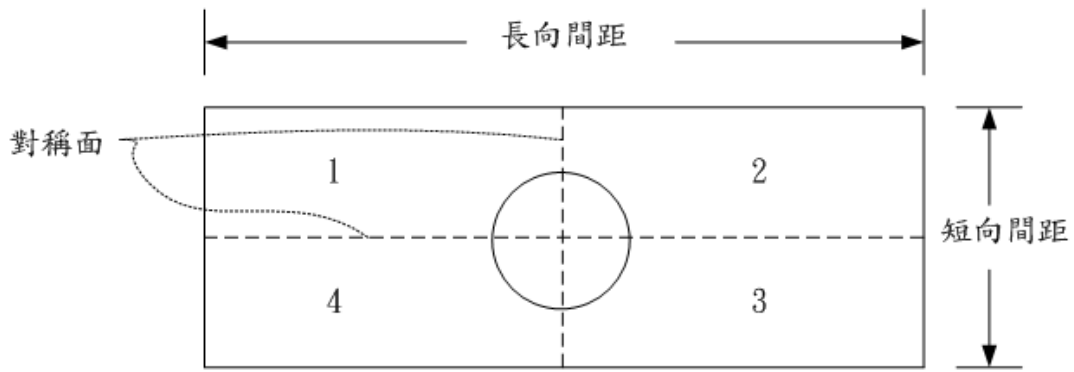


圖 4.7 模型尺寸放大示意圖

由於此模型具有對稱面的特性，處置隧道間之長向間距中央與隧道內熱源間之短向間距中央為無熱量流動之熱傳導對稱面，故將此模型取四分之一進行分析，如圖 4.8 所示。



處置場四分之一模型

圖 4.8 取完整模型之四分之一示意圖

將四分之一模型轉換為三維的模型如圖 4.9，整體分析模型高度(z)為 56 m、寬度(x)為 3 m、長度(y)為 20 m，處置孔高度 7.91 m、半徑 0.875 m，此四分之一有限元素分析網格尺寸如圖 4.10 所示。

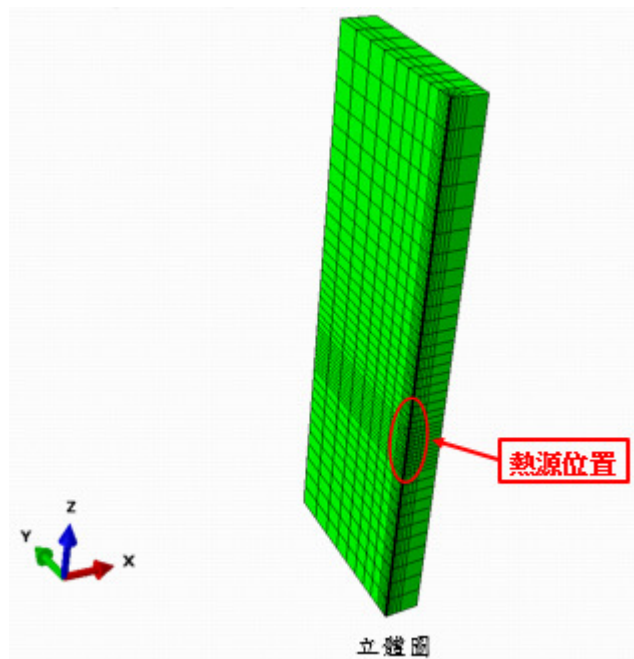


圖 4.9 三維模型之四分之一示意圖

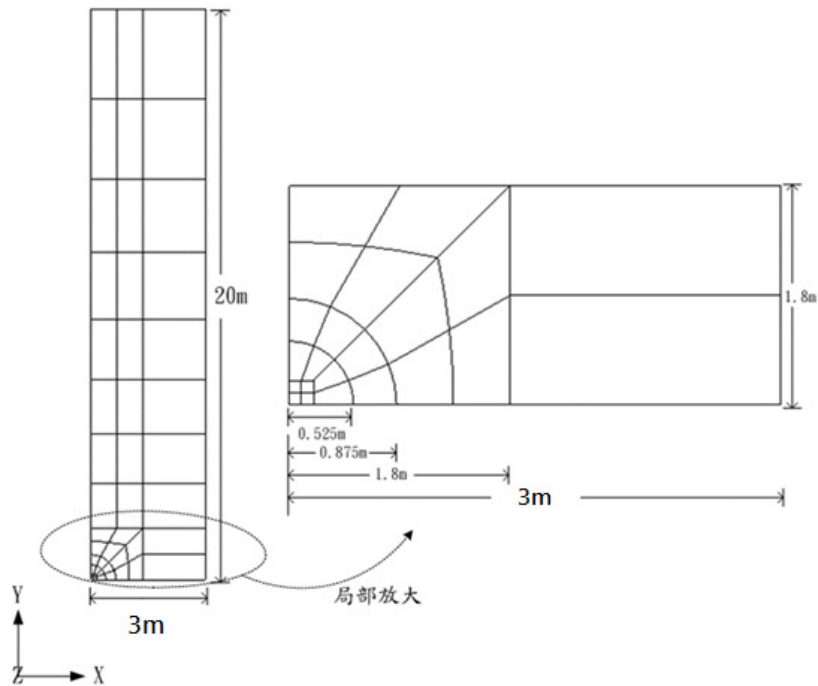


圖 4.10 四分之一模型之網格尺寸示意圖(俯視圖)

4.5 初始條件與邊界條件

針對核能研究所 (2002) 之概念設計進行分析。在熱傳模型的部分，為能較符合本國之環境氣候因素，設定地表面為 20°C ，每向下延伸 100 公尺溫度上升 3°C (潘以文、2000)，以此推得在地下 500 公尺深處之處置場其初始溫度約為 35°C ，使用之處置場分析模型，其初始溫度為 35°C ，並於模型邊界設置對流係數 $10\text{W} / \text{m}^2 - \text{K}$ ，由於模型之垂直邊界具有對稱性質，故對流係數僅設置於模型上、下的兩個水平邊界。此外，處置場單一廢料罐所產生之熱能為 1714W ，所使用之熱衰減公式如(4.1)式：

$$Q = Q_0(\alpha_1 e^{-\alpha_2 t} + (1 - \alpha_1) e^{-\alpha_3 t}) \quad (4.1)$$

其中

Q : 為隨時間進行而變化之發散熱強度

Q_0 : 為處置完成之初始發散熱強度(1714W)

$$\alpha_1 = 0.696$$

$$\alpha_2 = 0.02$$

$$\alpha_3 = 0.0013$$

如圖 4.11 熱衰變函數為熱衰減率隨時間之變化趨勢，熱源之發散熱強度將隨時間行進而衰減。

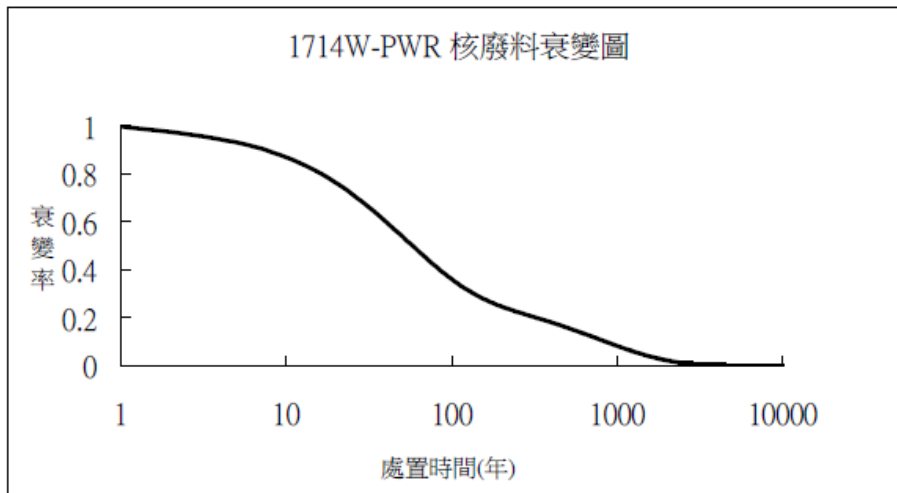


圖 4.11 熱源之衰變率趨勢圖

第五章 耦合熱-力學分析模型驗證及參數分析

處置場於廢料罐安置與各材料回填密封完成時是處於非飽和狀態環境下，之後地下水將會緩慢的回注入處置場中，此一程序稱為再飽和程序。本章針對處置場再飽和前之狀態進行模擬分析，因此建立此模型並利用依序耦合熱-力學分析。

5.1 分析方法

分析處置場問題時，假設處置場受高溫作用產生應力變化，但應力變化不影響溫度之結果，此種分析稱為「依序耦合熱-力學分析」(Sequentially coupled thermal-stress analysis)。在某些熱應力分析中，如溫度與應力相互影響甚大，其分析時需採用完全耦合熱應力分析(Fully coupled thermal-stress analysis)，例如金屬高溫焊接、及殘餘應力等相關分析，本研究所討論之分析情況則不需採用此分析方法。

假設溫度與應力之作用為依序耦合作用，因此，可將溫度場和應力場分開計算。先進行熱傳導分析，得到溫度場後，再建立一個專供應力分析之模型，將溫度場視為熱載重，代入應力分析模型，分析後得到應力場，其流程如圖 4.5 所示。

5.2 分析模型驗證

本研究所發展之三維有限元素分析模型，先針對國際文獻之案例進行平行計算，以驗證本分析模式之有效性。參考之案例為 Börgesson (1999) 為 SKB 技術報告中對 KBS-3 單孔處置坑所執行之分析。

Börgesson (1999) 利用處置場中處置孔分佈與其本身之對稱性(如圖 5.1)，以處置孔中心為對稱軸，設置軸對稱之二維網格模型進行分析，模型高度為 24 公尺，徑向距離為 11 公尺；其中廢料罐半徑為 0.525 公尺，處置孔半徑為 0.875 公尺，其餘尺寸由於文獻並無明確解說，在此以該文獻所示網格圖形(圖 5.2)之高度與徑向距離作為基準，以比例關係概略估計設置，廢料罐高度 5 公尺，處置孔深度 8 公尺。

5.2.1 材料參數介紹

緩衝材料被分為兩層，距處置孔壁 0.1 公尺之緩衝材假設為完全飽和狀態，水含量為 0.277，以緩衝材(一)稱之，其餘靠近熱源之緩衝材則假設其初始飽和度為 0.61，水含量 0.169，以緩衝材(二)稱之；因不同的飽和狀態及含水量而造成緩衝材有兩種不同的熱傳係數。茲將各材料於分析所需之參數列於表。

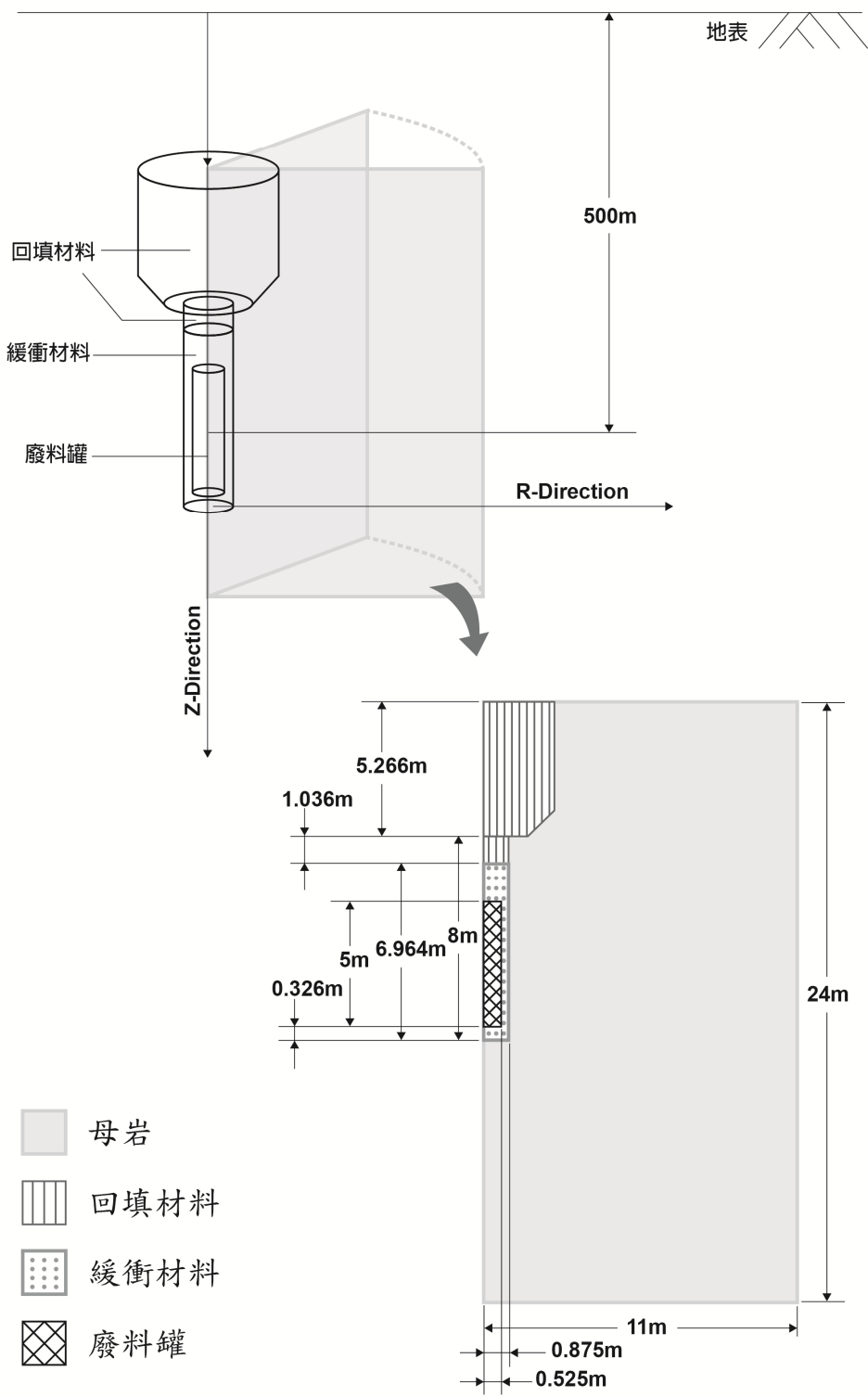


圖 5.1 處置場三維模型材料示意圖(Börgesson, 1999)

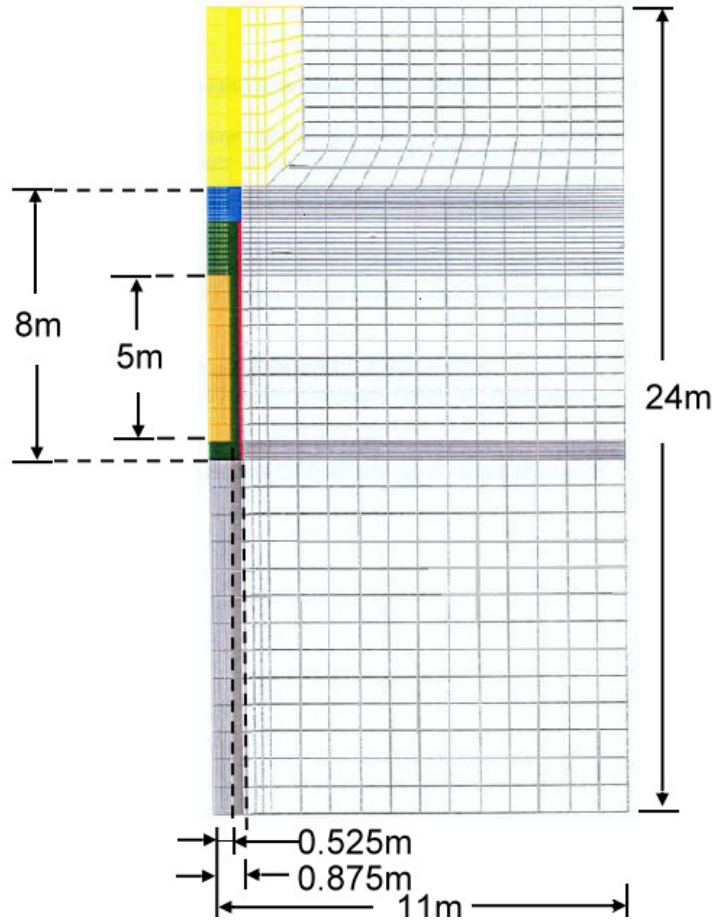


圖 5.2 分析模型網格之尺寸示意圖(網格取自 Börgesson, 1999)

表 5.1 分析所需材料參數(Börgesson, 1999)

材料性質	材料種類				
	熱源	緩衝材料(一)	緩衝材料(二)	回填材料	母岩
熱傳導係數 (W/m-K)	200	1.3	0.965	1.5	3
比熱 (J/kg-K)	400	1537.51	1291.53	1200	800
密度 (kg/m ³)	7000	1570	1570	2000	2600
楊氏模數 (kPa)	2.1e8	0.2	0.2	3e4	1.85e6
波松比	0.3	0.4	0.4	0.3	0.3
線膨脹係數 ($\frac{1}{^{\circ}\text{C}}$)	8.2e-6	1.65e-3	1.65e-3	8.6e-6	8.6e-6

5.2.2 熱傳分析

1. 初始條件與邊界條件

模型之初始溫度為 10°C ，並於模型邊界設置對流係數 $f = 0.015$ W/m-K (如圖 5.3)。單一廢料罐所產生的熱源強度為 1680W，使用之熱衰減公式如(5.1)式：

$$P(t) = P_0 [c_1 e^{-0.02t} + c_2 e^{-0.002t} + c_3 e^{-0.0002t}] \quad (5.1)$$

$P(t)$: 隨時間變化之發散熱強度

P_0 : 廢料罐安置完成後之初始發散熱強度 1680W

$$c_1 = 0.769$$

$$c_2 = 0.163$$

$$c_3 = 0.067$$

(5.1)式所示熱衰減率與時間之變化趨勢可見圖 5.4，即熱源之發散熱強度將隨時間之行進而衰減。

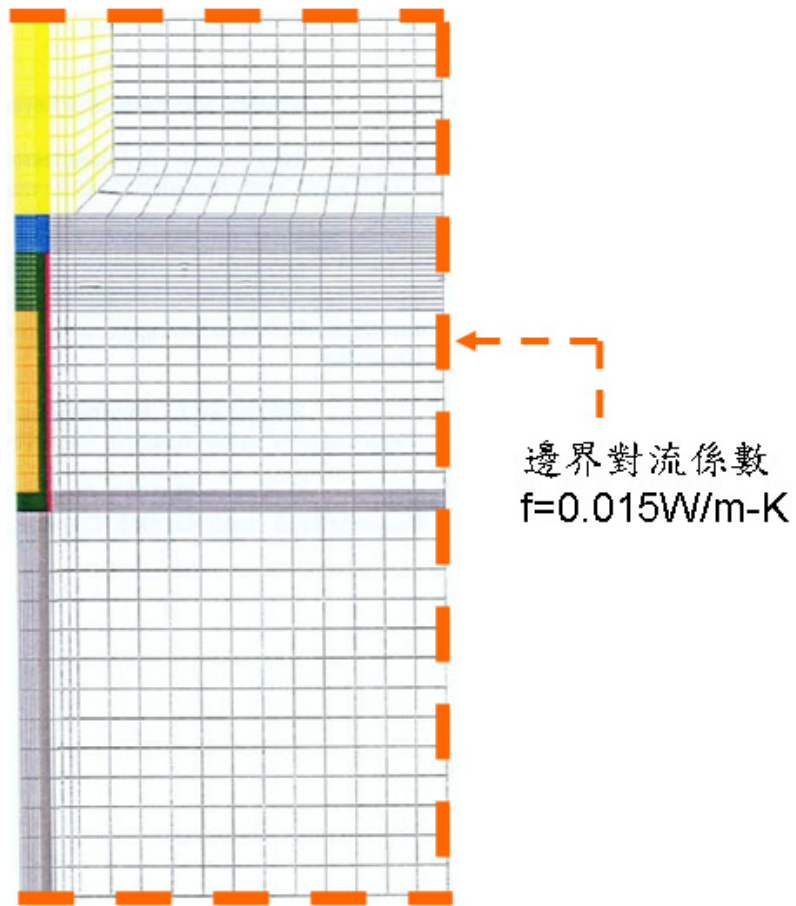


圖 5.3 邊界對流係數設置示意圖

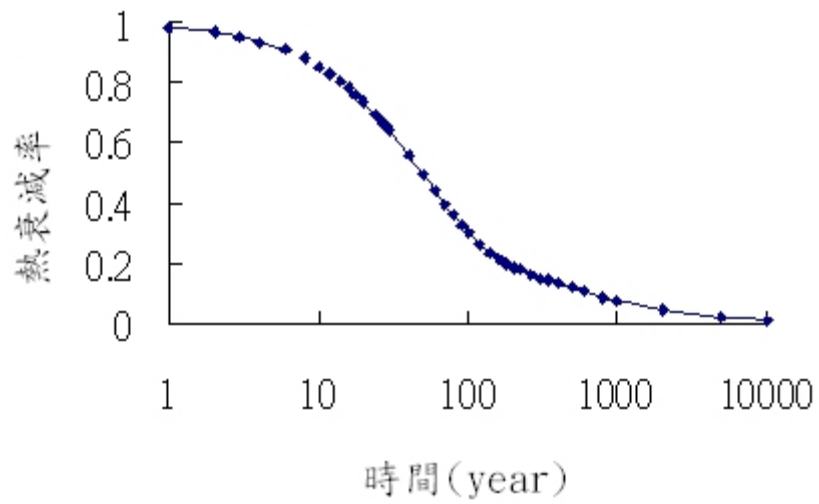


圖 5.4 熱衰減率隨時間變化之趨勢

2. 熱傳分析結果

Börgesson (1999)報告中所得熱傳分析結果，19 年後廢料罐表面將發生最高溫度 75°C ；而本研究所發展的模式之熱傳分析結果則為於 19 年後廢料罐表面達 75.1°C ，與 SKB 報告中所得結果極為接近。

Börgesson (1999)報告與本文之熱傳分析結果顯示，單孔處置坑周邊最高溫發生的時間與位置相同，僅最高溫度有極微差異。

圖 5.5 對照 Börgesson 文獻與本研究熱傳分析結果溫度隨時間之變化趨勢，所取之分析位置為於廢料罐中間高度，由廢料罐表面至處置孔壁間等距之 13 個節點的溫度變化。

圖 5.6 則比較 SKB 報告與本文熱分析結果於第 16 年時，廢料罐周圍處置場之溫度分佈輪廓圖，對照兩圖可看出此時各溫度分層所囊括之範圍大致相同，唯最高溫度有微小差異，SKB 報告之最高溫為 74.41°C ，本研究所得最高溫則為 74.74°C 。

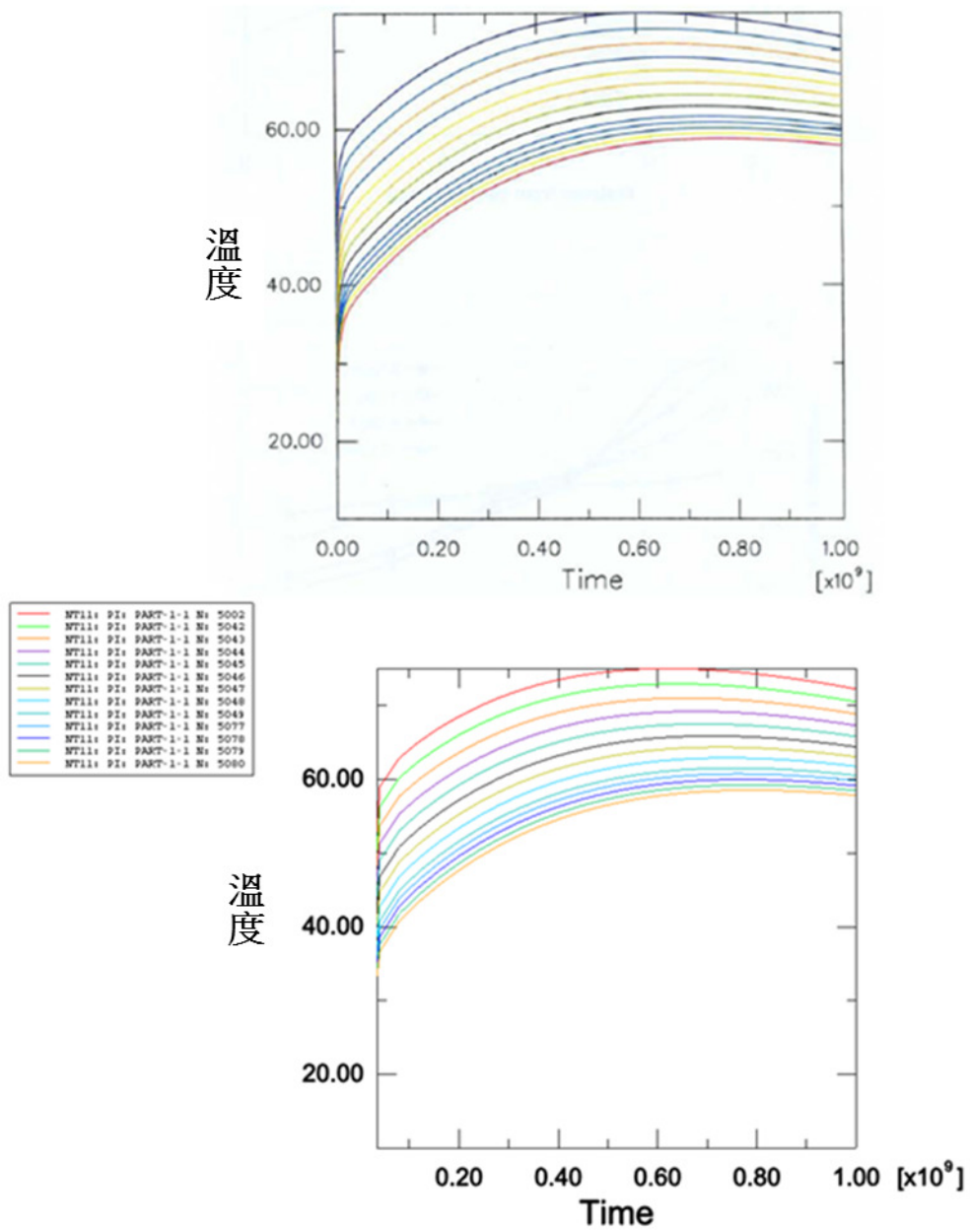


圖 5.5 熱傳分析結果溫度歷時曲線(上、下圖分別為 SKB 報告與本研究之分析結果)

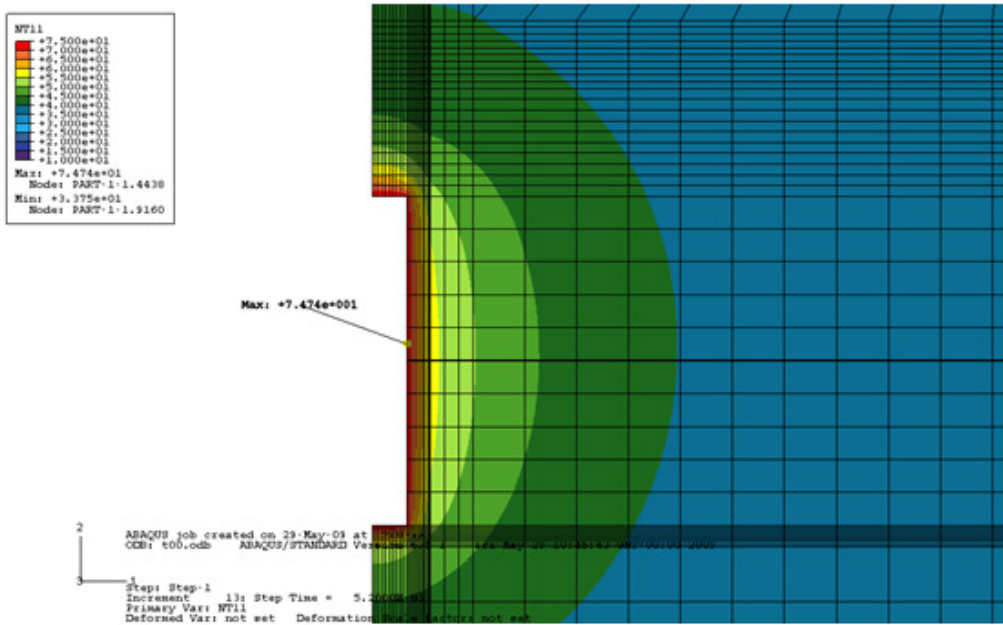
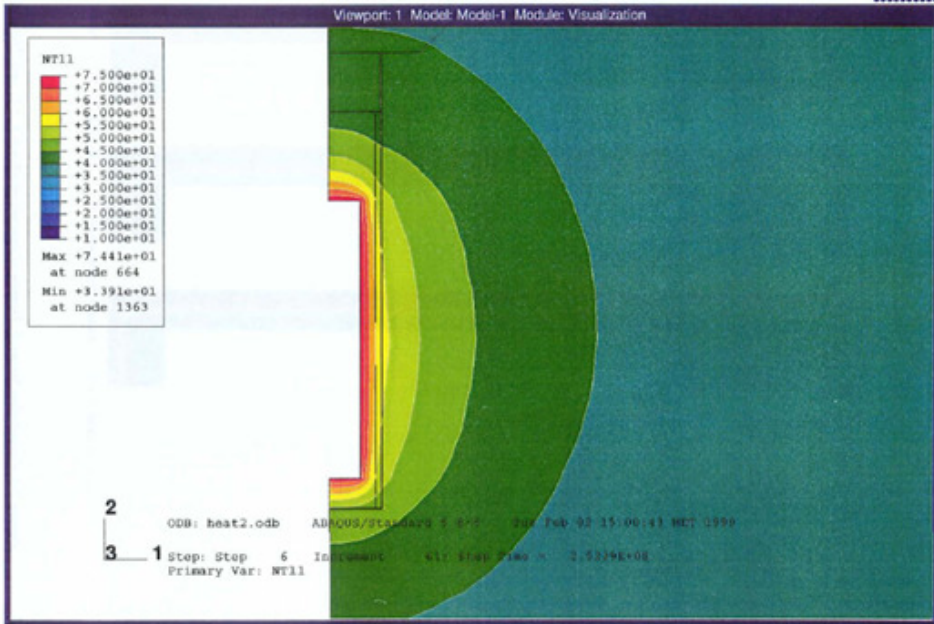


圖 5.6 熱傳分析於第 16 年時廢料罐周圍之溫度分佈輪廓圖(上、下圖分別為 SKB 報告與本研究之分析結果)

5.2.3 熱應力分析

1. 初始條件與邊界條件

本研究根據 Hakami and Olofsson (2000)之大地應力公式進行模

擬，將與隧道平行之正向應力定義為主水平應力(σ_{XX})；將與隧道方向垂直之正向應力定義為副水平應力(σ_{YY})；將與處置場深度平行之正向應力則定義為垂直應力(σ_{ZZ})。本研究根據 Hakami and Olofsson (2000) 之初始應力進行設定，表示如下。

$$\sigma_{ZZ} = \rho \cdot g \cdot h \times 10^{-6} \quad (5.2)$$

$$\sigma_{XX} = 2\sigma_{ZZ} - 5 \quad (5.3)$$

$$\sigma_{YY} = 0.5\sigma_{XX} \quad (5.4)$$

其中： σ_{ZZ} = 垂直應力(MPa)

σ_{XX} = 主水平應力(MPa)

σ_{YY} = 副水平應力(MPa)

ρ = 岩石密度 ($\frac{kg}{m^3}$)

h = 岩盤深度(m)

g = 重力加速度 ($\frac{m}{s^2}$)

束制模型之對稱軸上所有節點的徑向位移，其餘三邊的母岩與回填材料邊界則束制其徑向與軸向位移，如圖 5.7 所示。

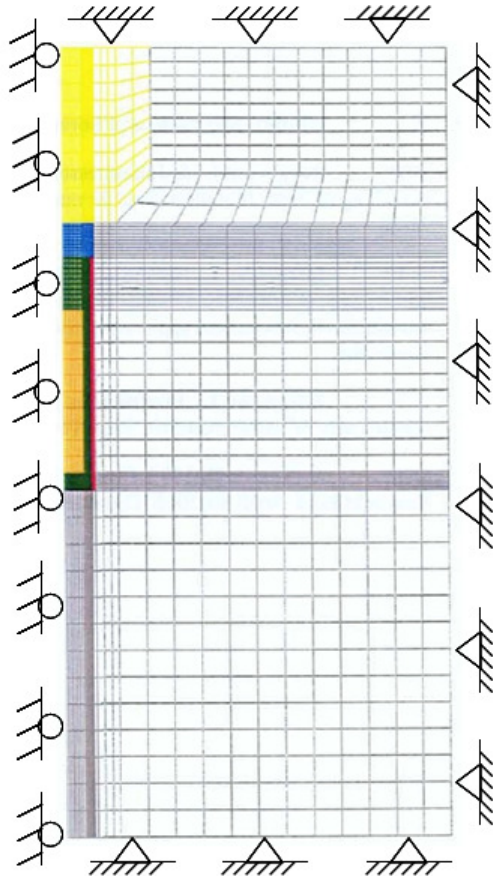


圖 5.7 模型之力學邊界條件束制示意圖(Börgesson, 1999)

2. 熱應力分析結果

在處置場再飽和前進行熱應力分析，由表 5.8 之廢料罐與緩衝材交界處的最大位移結果，顯示與文獻差異不大。

表 5.8 廢料罐與緩衝材料交界處最大位移之對照

	Börgesson, 1999	本研究
最大位移(cm)	0.3	0.31
發生時間(年)	4.5	2

5.3 三維模型依序耦合熱-力學分析

地下處置場若處於長期高溫的環境之下，將可能對其安全性造成不良的影響，如各障壁系統材料的變質、熱應力持續增加、地下水之滲透速率提高等。為避免所設計的處置場溫度過高，SKB 之研究提出一對處置場溫度的限制，即處置孔壁不超過 80°C (KBS, 1983)，兩孔中心不超過 70°C (SKB, 1992)，以及處置場溫度不超過 100°C (SKB, 1999; JCN, 2000)。

處置場之衰變熱會造成應力變化，將使用「依序耦合熱-力學分析」，針對應力分析結果進行討論。

5.3.1 代表體積單元

為針對處置場實際配置情況進行模擬分析，本研究採用多處置孔分析，以處置場內部處置孔為主要分析的對象；並利用代表體積單元的模型模擬處置場中各材料幾何尺寸及相互配置關係，包括處置隧道間的長向間距與隧道內處置孔間的短向間距。之後再加入適當之邊界條件、初始條件，將此模型進行耦合熱-力學之分析。

本研究在進行處置場(圖 5.8)之模擬分析時，因為廢料罐的排列方式具有規則性及對稱性，因此可利用對稱面之特性，在處置場內部截取代表體積單元 (representative volume unit) 進行分析 (圖 5.9)。

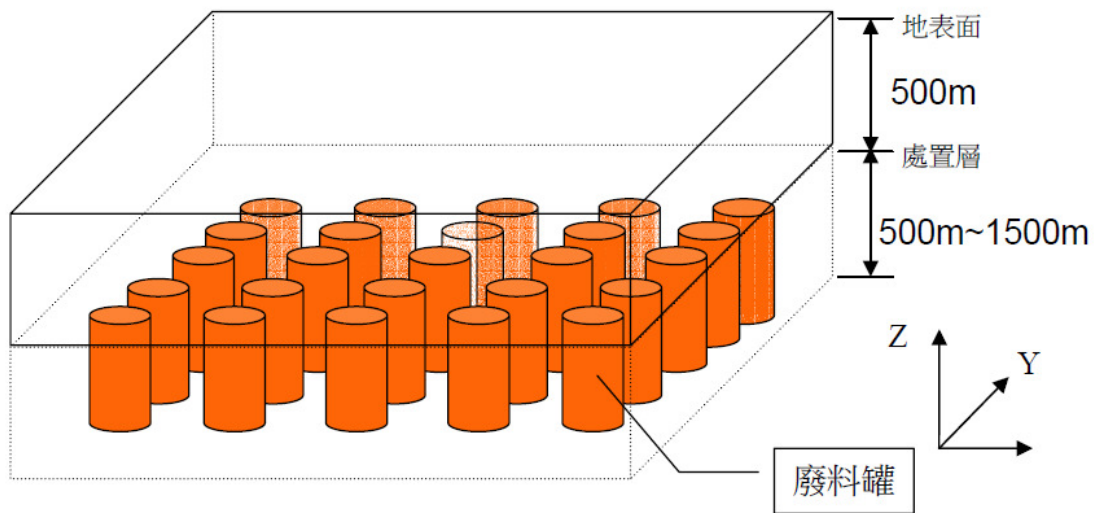


圖 5.8 處置場配置(側視圖)

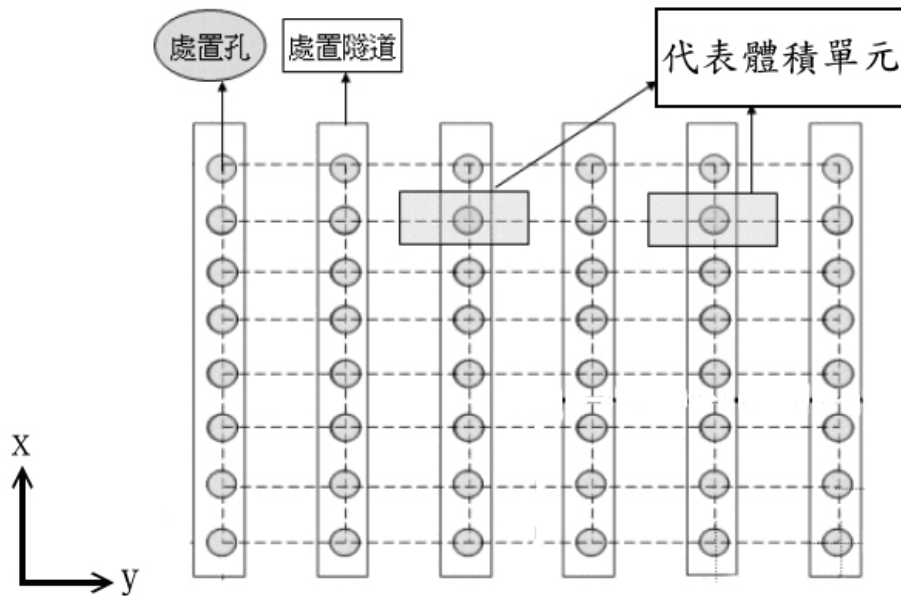


圖 5.9 處置場內部之代表體積單元示意圖(俯視圖)

處置場內有許多相互平行的隧道，隧道與隧道間之距離稱為長向距離；沿著隧道每隔一固定的距離埋置一個廢料罐稱為短向距離（圖 5.10）。位於長向距離中央及短向距離中央皆存在熱傳導對稱面，且在對稱面上並無溫差亦無熱量流動（謝馨輝，2003）。因此，對稱面上之溫度梯度可視為零。進行熱傳分析時，可將無熱量流動之對稱面視

為上述代表體積單元之熱傳邊界。由於對稱面的位置位於長向間距、及短向間距中央，可推得代表體積之長向邊界恰為長向距離 (L)，而代表體積之短向邊界恰為短向距離 (S)。

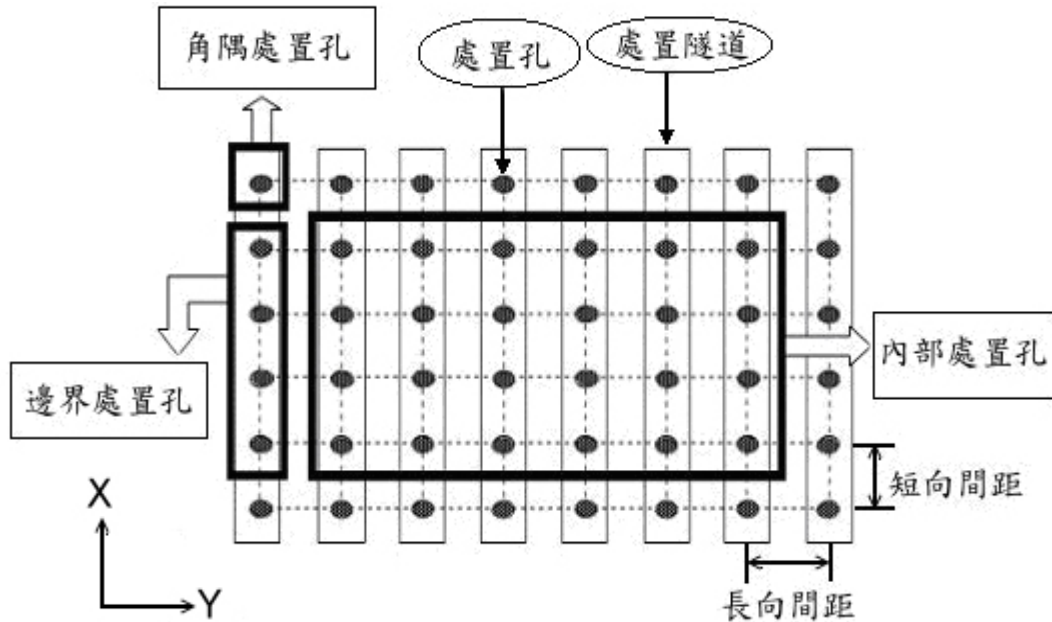


圖 5.10 處置場配置及幾何關係示意圖

處置場中依廢料罐埋置位置，分為埋置於處置場內部、處置場邊界及處置場角隅處三種類型（如圖5.10），不同的埋置位置其邊界大小也不相同。如圖5.11，以俯視圖方式表示，1號處置孔位於處置場角隅處；2號處置孔位於短向邊界處；4號處置孔位於長向邊界處；5號處置孔位於處置場內部。以立體圖說明上述不同處置孔之邊界尺寸，由圖5.12 可知位於處置場角隅處之1號處置孔，其邊界由兩個有限邊界、及兩個無限邊界所組成；而位於處置場邊界處之2號、及4號處置孔，其邊界由三個有限邊界、及一個無限邊界所組成；位於處

置場內部之5號處置孔，其邊界由四個有限邊界所組成，可知其邊界最小。由上述可知，藉由改變模型之邊界，即可進行處置場內部、處置場邊界、處置場角隅處之模擬。本研究將著重於內部處置孔，由圖5.11可知位於處置場內部之5號處置孔，其邊界由四個有限邊界所組成，其邊界範圍為最小。

一般而言，處置場中每一個處置孔所放置的廢料罐，其熱源強度皆相同，處置場邊界處及角隅處之處置孔，因其具有無限遠之邊界，則其熱傳空間較大，導致熱量傳遞較不受限制，所以溫度較低；反之，處置場內部處置孔，因其邊界為有限邊界，所以溫度較高。本研究則採用溫度較高的情形，以內部處置孔之邊界條件作為分析模型來進行分析問題的探討。

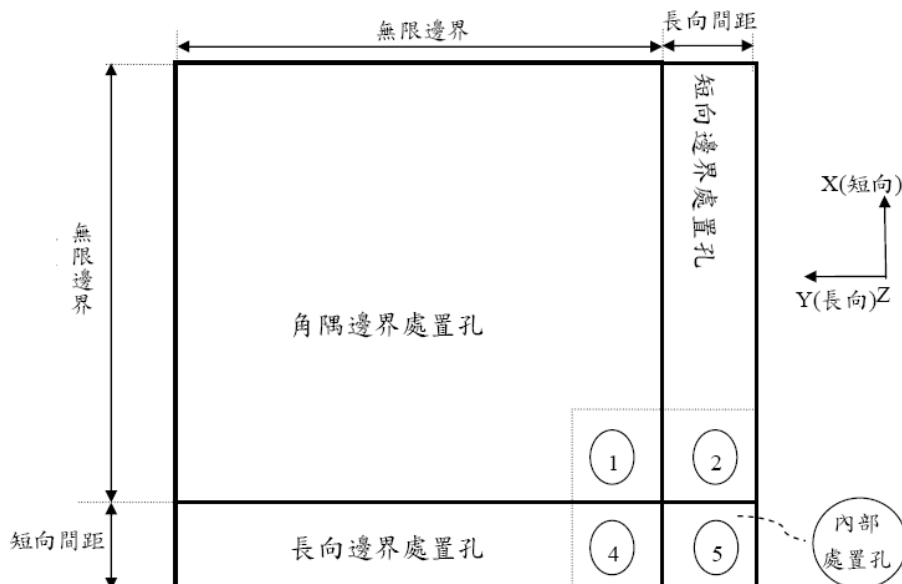


圖 5.11 不同位置處置孔之邊界示意圖(謝馨輝，2003)

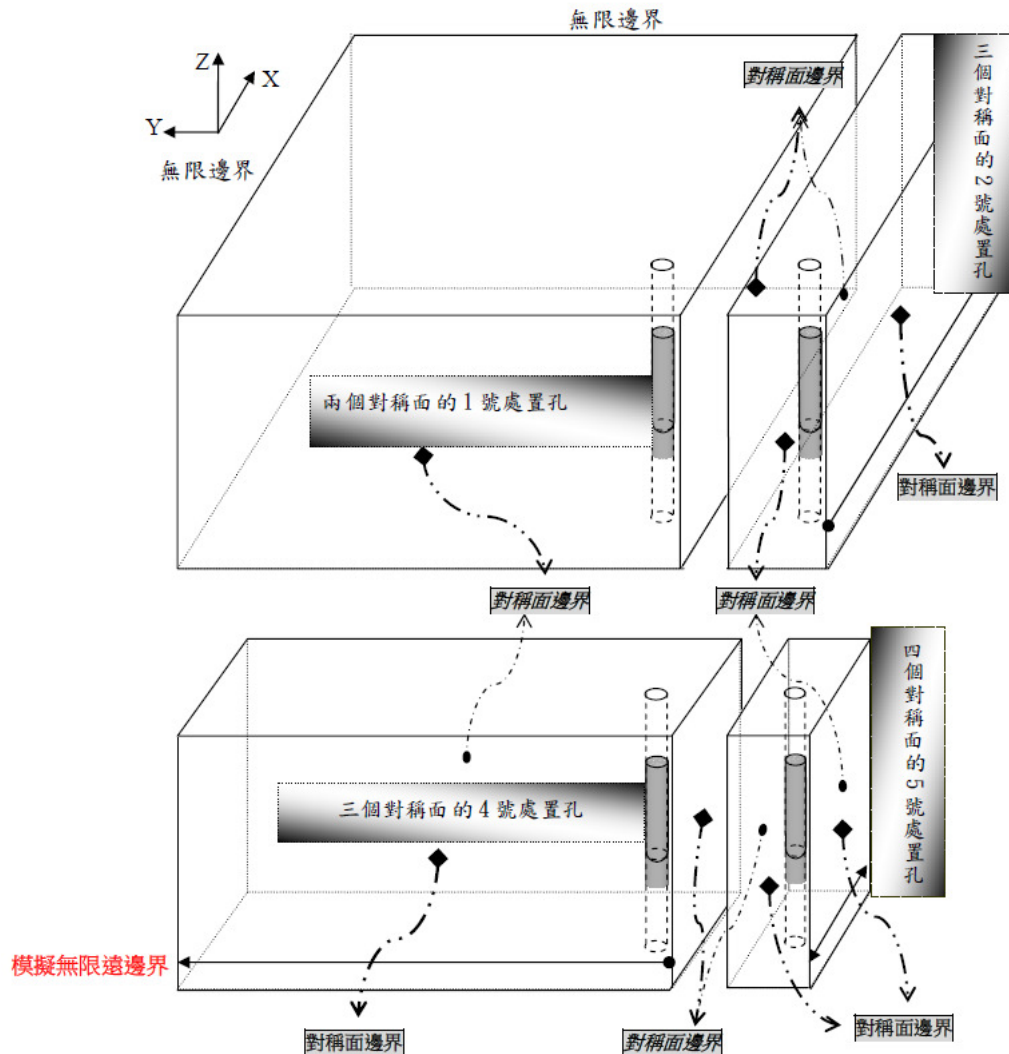


圖 5.12 處置場內部、及外部處置孔邊界示意圖(立體圖)

5.3.2 模型幾何與材料參數

本章節針對核能研究所(2002)之概念設計進行分析。處置場之單一廢料罐產生之熱能為 1714W，熱衰變函數如圖 5.13 所示，材料種類包括金屬廢料罐、緩衝材、回填材及母岩(緩衝材料熱傳係數約介於 0.75 至 1.5 W/m-K，花崗母岩熱傳係數約介於 2.5 至 3.8 W/m-K)(台灣電力公司，2003)，本研究分析所需之材料參數如表 5.9 所示。模型

尺寸長向距離為 40m，短向距離為 6m。其中廢料罐半徑 0.525m，廢料罐全長 4.91m。因此分析之模型尺寸為長 25m、寬 6m、深 1000 m (圖 5.14、圖 5.15)。初始溫度假設地表面為 20°C，每向下延伸 100m 溫度升高 3°C。

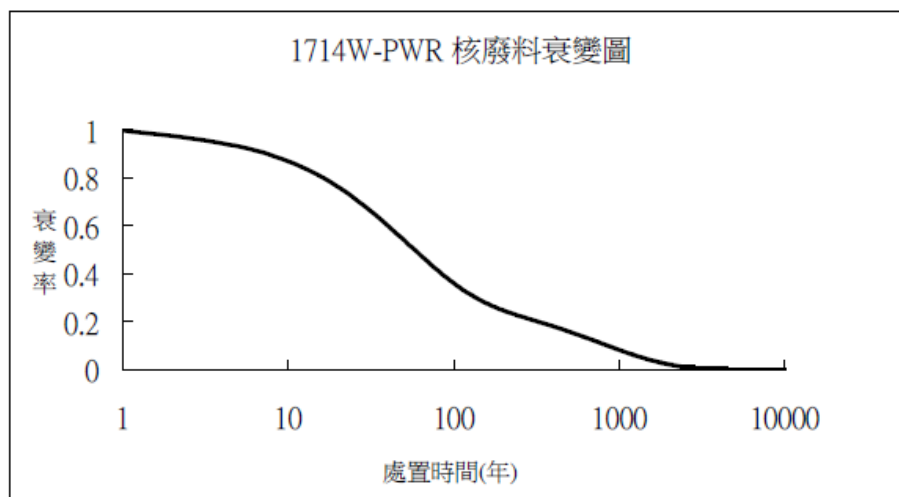


圖 5.13 熱源之衰變率趨勢圖

表 5.9 分析所需材料參數

材料性質	材料種類			
	熱源	緩衝材料	回填材料	母岩
熱傳導係數 (W/m-K)	59	1.15	2.2	3.6
比熱 (J/kg-K)	460	1100	1400	800
密度 (kg/m ³)	7800	2175	2150	2700
楊氏模數 E (GPa)	200	0.5	0.03	30
波松比	0.3	0.3	0.3	0.22
線膨脹係數($\frac{1}{^{\circ}\text{C}}$)	14E-6	8.5E-6	8.6E-6	8.5E-6

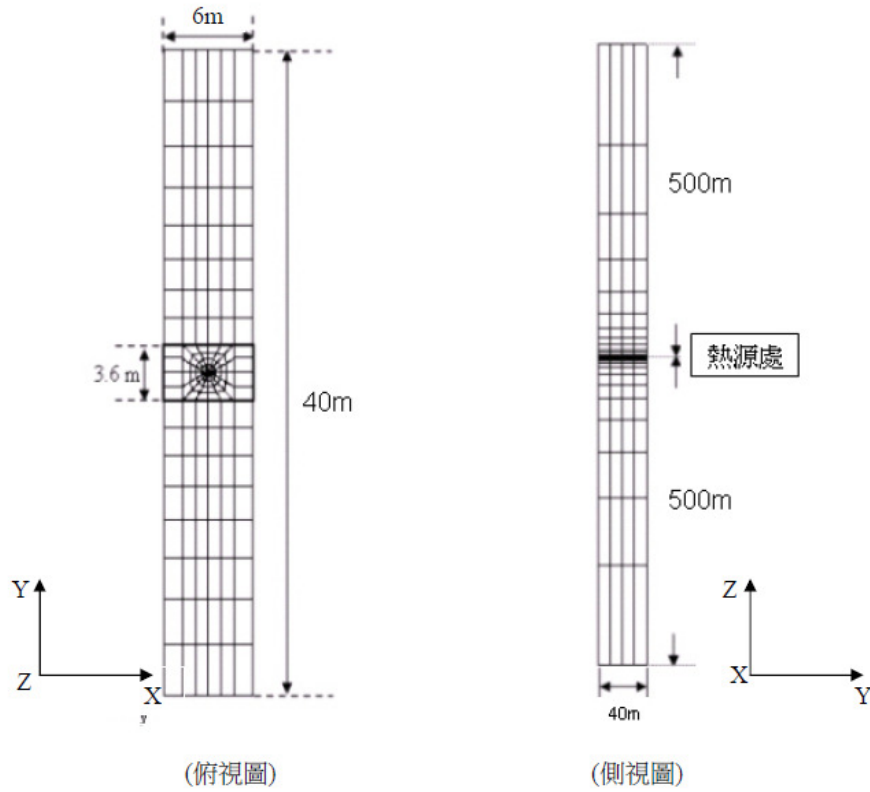


圖 5.14 模型尺寸示意圖

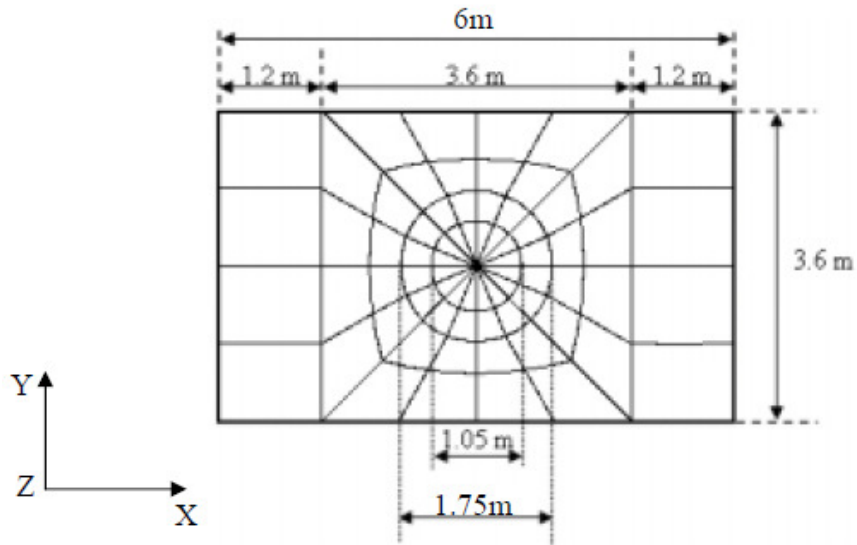


圖 5.15 模型尺寸放大示意圖

5.3.3 熱傳分析結果討論

1. 間距尺寸效應分析

根據核能研究所(2002)之概念設計，其處置場設計尺寸為

40m×6m×1000m (長向×短向×深度)。依此設計尺寸，在地面下 500m 深之處置層開挖許多平行隧道，每條隧道之距離為 40m，沿著隧道方向每隔 6m 埋置一個核廢料罐，而處置場底部之深度為地面下 1000m。

本研究針對核能研究所設計之長向尺寸及短向尺寸進行改變，觀察不同間距所產生之溫度情形。改變尺寸的方式分為以下兩種。

(1) 固定短向間距，令其維持為 6m；另一方面改變長向之長度，

本研究選擇以 20m、30m、40m、50m、60m 此五種尺寸，作為長向尺寸；因此，本研究將分析 $20 \times 6m^2$ 、 $30 \times 6m^2$ 、 $40 \times 6m^2$ 、 $50 \times 6m^2$ 、 $60 \times 6m^2$ 此五種尺寸，上述分析為長向分析，希望能瞭解改變長向的間距對於溫度的影響。

(2) 固定長向間距為 40m，改變短向之長度，本研究選擇以 5m、

6m、7m、8m 四個距離作為短向尺寸。因此，本研究將分析 $40 \times 5m^2$ 、 $40 \times 6m^2$ 、 $40 \times 7m^2$ 、 $40 \times 8m^2$ ，此四種尺寸，其為短向分析，希望能瞭解改變短向的間距對於溫度的影響。

2. 長向分析

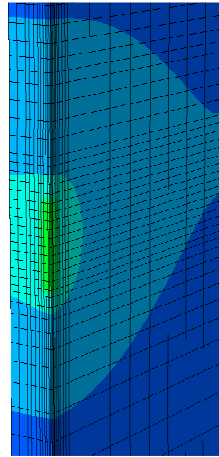
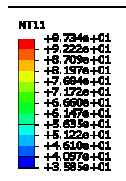
原型案例(40×6)各時間之等值溫度雲彩圖(圖 5.16)顯示，1000 年後處置場周圍之溫度會下降至接近初始溫度，由此可知在 1000 年後，衰變熱對處置場造成之溫度影響很小。

根據長向分析之結果如表 5.10 所示，可知 $20 \times 6m^2$ 之最高溫度為

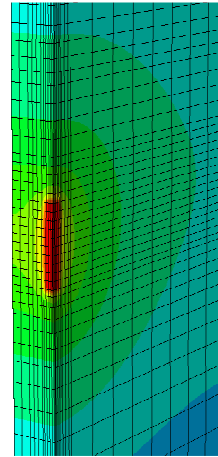
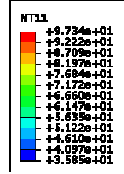
115.93°C，而 60×6m²之溫度為 91.52°C，相對溫差百分比為 21%，由此可知間距的大小，將影響熱量傳遞之速度，進而造成高溫。由圖 5.17 顯示，當長向間距越大，最高溫發生時對於處置場周圍之溫度影響範圍越小，由溫度時間歷時圖(圖 5.18 – 5.20)顯示處置場隨著間距越大溫度越低。由分析結果(表 5.10)可知 40×6m²、50×6m²和 60×6m²，此三種尺寸約可符合處置場設計溫度之要求(根據處置場最高溫度不超過 100°C 之規定)。

表 5.10 長向間距分析之溫度比較表

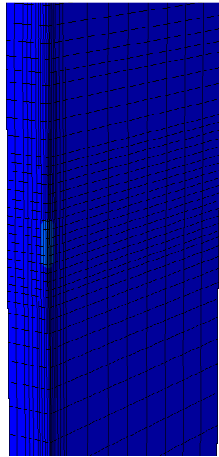
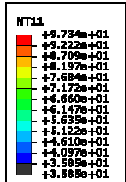
	邊界尺寸 (m ²)	分析位置		
		緩衝材料內側	處置孔壁	兩孔中心
最高溫度發生時間 (年)	20×6	18	21	23
	30×6	15	19	21
	40×6	12	16	19
	50×6	11	14	17
	60×6	8.5	12	15
最高溫度 (°C)	20×6	115.93	100.61	93.33
	30×6	102.49	86.46	78.97
	40×6	97.12	80.43	72.71
	50×6	94.78	77.54	69.57
	60×6	91.52	74.80	66.90



12 年

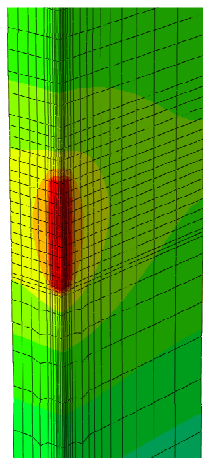
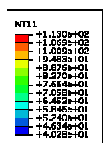


100 年

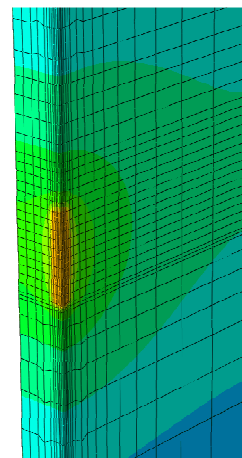
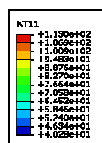


1000 年

圖 5.16 原型案例(40×6)各時間之等值溫度雲彩圖



20×6



30×6

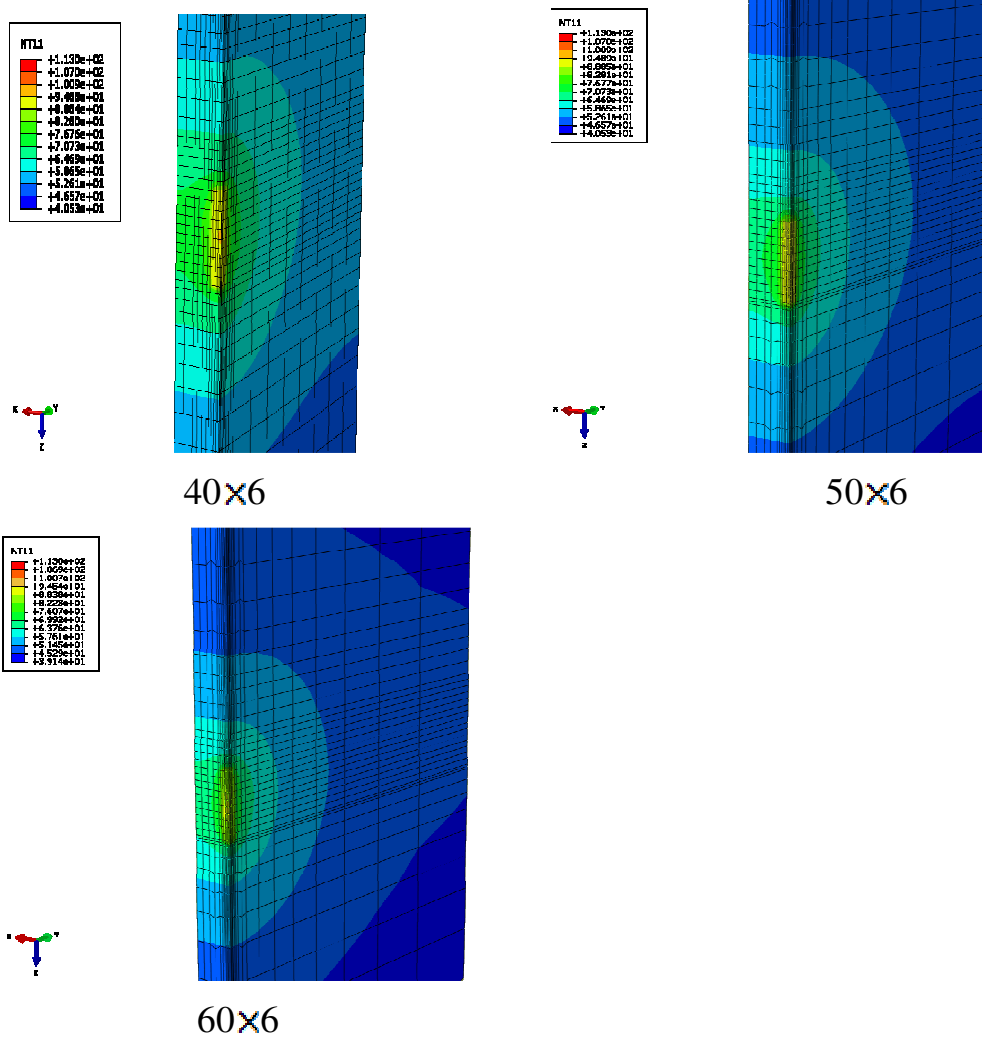


圖 5.17 2 各案例緩衝材內側最高溫之等值雲彩圖

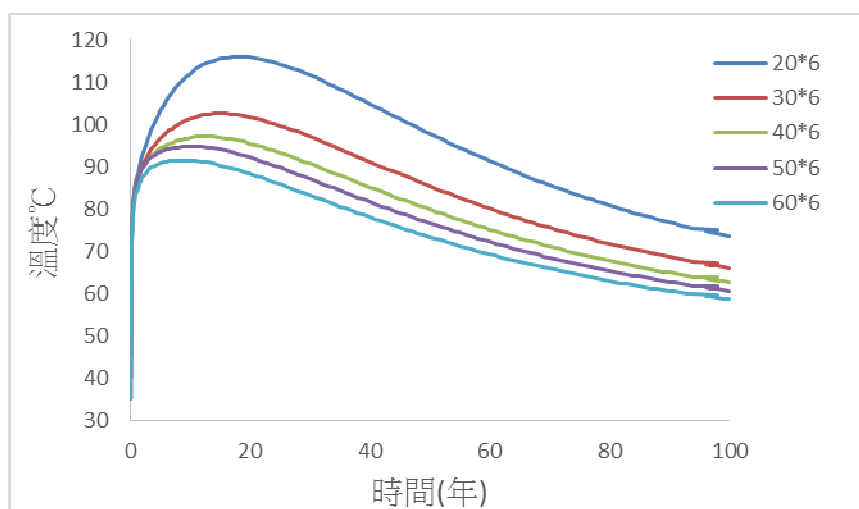


圖 5.18 各案例緩衝材內側溫度之歷時圖

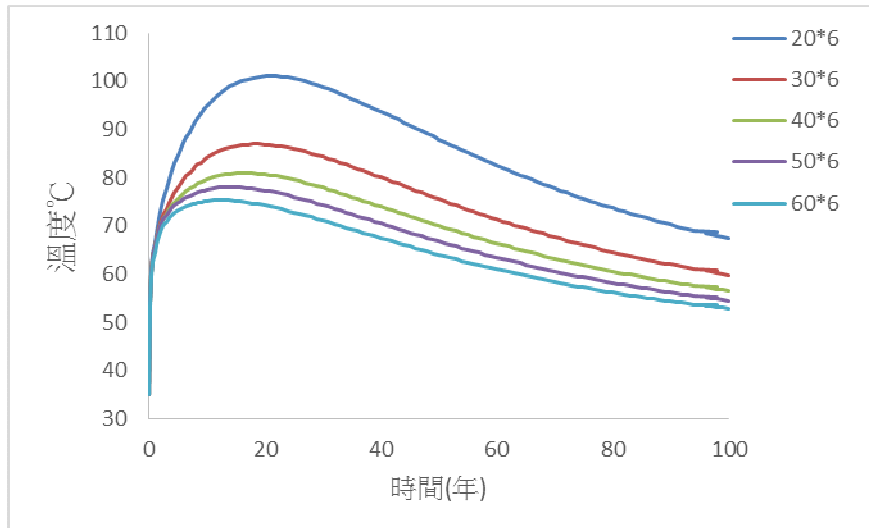


圖 5.19 各案例處置孔壁溫度之歷時圖

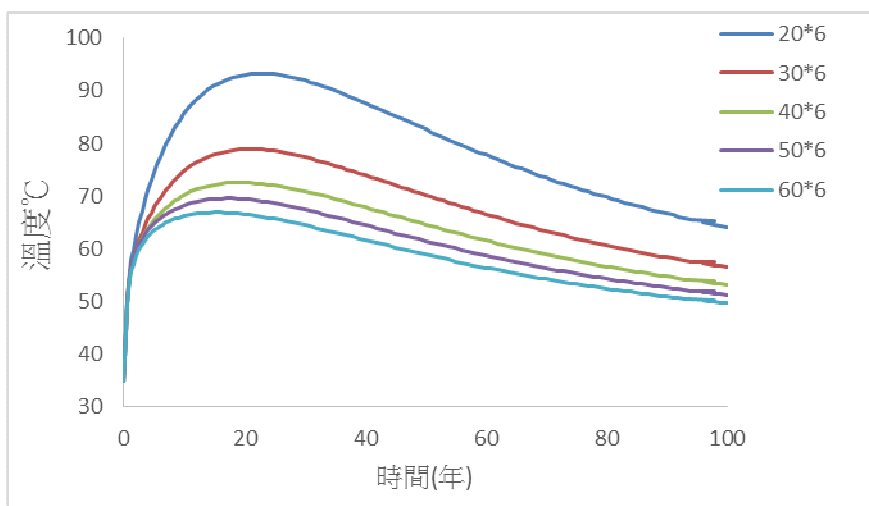


圖 5.20 各案例兩孔中心溫度之歷時圖

3. 短向分析

根據短向分析之結果(表 5.11)，可知 $40 \times 5m^2$ 之最高溫度為 $103.91^\circ C$ ；而 $40 \times 8m^2$ 之最高溫度為 $89.26^\circ C$ ，相對溫差百分比為 14%。由圖 5.21 可知，當短向間距越大，最高溫發生時對於處置場周圍之溫度影響範圍越小，由溫度歷時圖(圖 5.22 - 5.24)顯示，處置場隨著間

距越大溫度越低。根據分析結果 $40 \times 6m^2$ 、 $40 \times 7m^2$ 、 $40 \times 8m^2$ ，此三種尺寸約可符合處置場設計溫度之要求(處置場最高溫度不超過 $100^\circ C$)。改變短向間距由 5m 變為 8m 之溫差為 $14.65^\circ C$ ，平均改變 1m 會造成 $4.88^\circ C$ 之影響；而改變長向間距由 20m 變為 60m 之溫差為 $24.41^\circ C$ ，平均改變 1m 會造成 $0.61^\circ C$ 之影響，由此結果可知，改變短向尺寸對於溫度的影響較改變長向尺寸大，由此可知溫度對於短向間距較為敏感。

表 5.11 短向間距分析之溫度比較表

	邊界尺寸 (m^2)	分析位置		
		緩衝材料內 側	處置孔壁	兩孔中心
最高溫度發 生時間 (年)	40×5	13	17	19
	40×6	12	16	19
	40×7	11	16	19
	40×8	11	15	20
最高溫度 ($^\circ C$)	40×5	103.91	87.42	81.57
	40×6	97.12	80.43	72.71
	40×7	92.53	75.63	66.44
	40×8	89.26	72.16	61.80

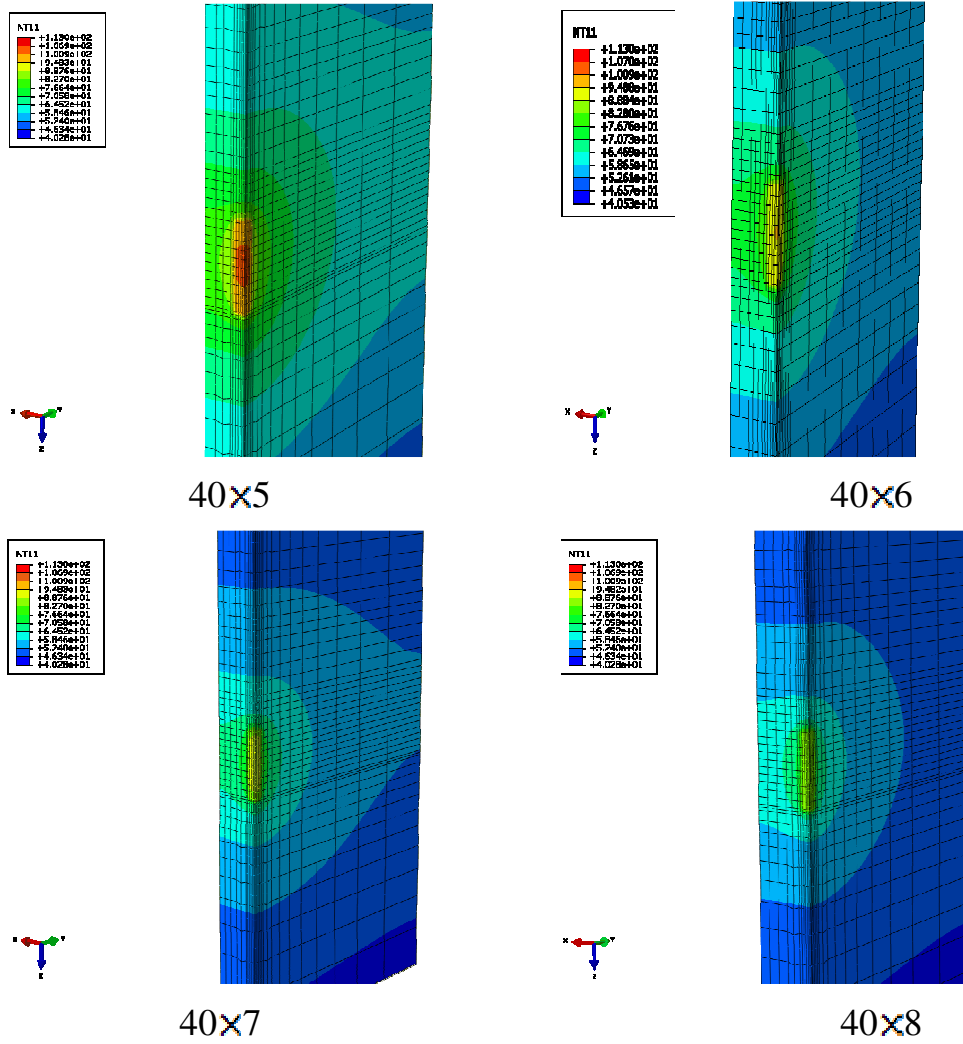


圖 5.21 各案例緩衝材內側最高溫之等值雲彩圖

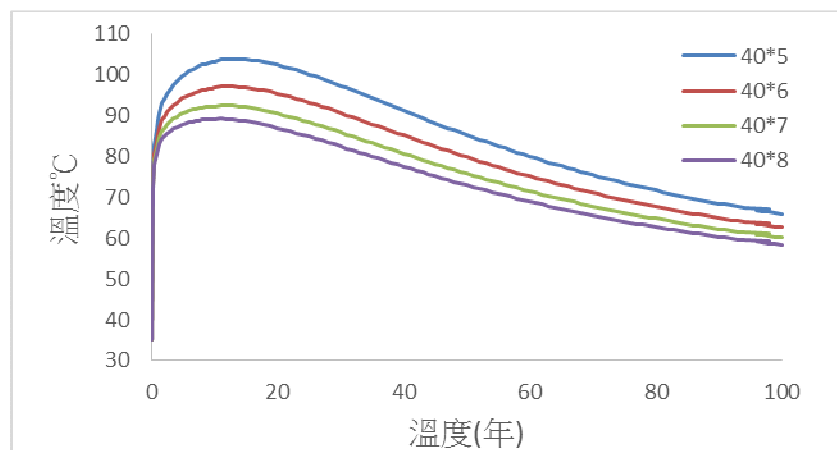


圖 5.22 各案例緩衝材內側溫度之歷時圖

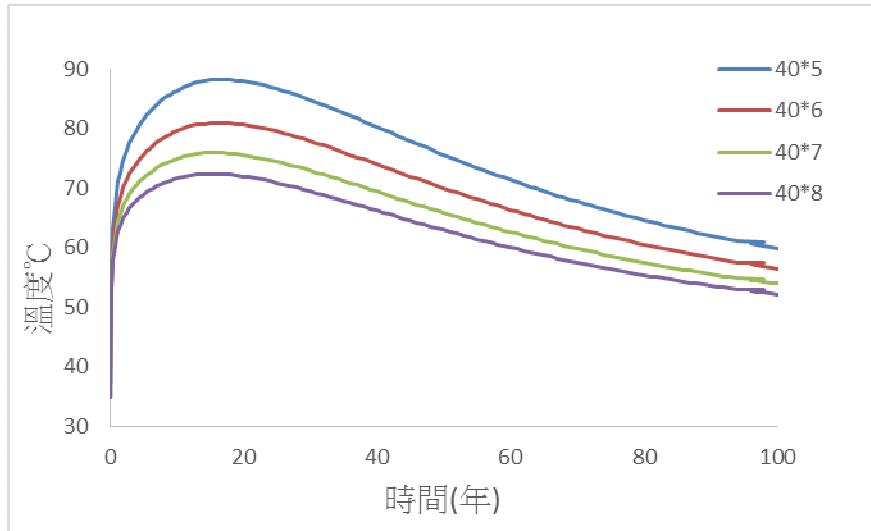


圖 5.23 各案例處置孔壁溫度之歷時圖

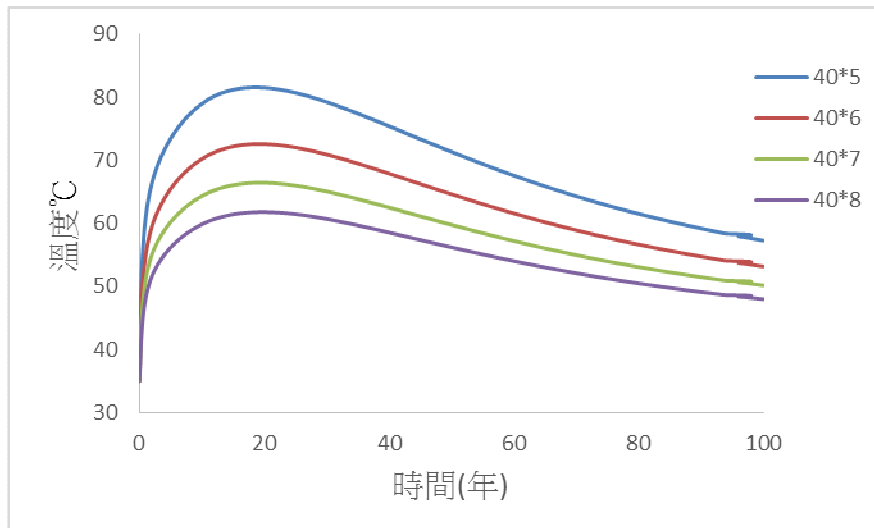


圖 5.24 各案例兩孔中心溫度之歷時圖

5.3.4 熱傳材料參數效應分析

本研究將針對緩衝材料及母岩之熱傳係數進行數值影響分析，採用台電公司報告書(2003)之熱傳係數範圍，緩衝材料熱傳係數約介於 0.75 至 1.5 W/m-K，母岩熱傳係數約介於 2.5 至 3.8 W/m-K。

本研究將以四個案例分析進行比較，分別是同時取兩個材料之熱

傳係數為上限值、同時取兩個材料熱傳係數為下限值與取其一材料之熱傳係數為上限值另一材料取之熱傳係數為下限值，案例如表 5.12 所示。

由圖 5.25 可知，在處置孔內之溫度會受到各材料之熱傳係數不同而會有不同之結果；由圖 5.26 和圖 5.27 可知，處置孔以外已接觸母岩之部分，熱傳遞速度是由母岩熱參數控制，只要母岩熱傳係數較高，溫度就會較低，熱傳係數較低，溫度就會較高，緩衝材料之參數對於處置孔外之部分影響很小。

由表 5.13 可知，案例(1)之熱傳係數都為上限值，熱傳遞較快速，所以緩衝材與廢料罐交界處之最高溫度為所有案例中最低，案例(4)則反之，兩案例之相對溫差百分比為 23%，在材料參數之合理範圍內，不同之參數值也會造成相當大的影響。

取三篇文獻中(Börgesson, 1999；謝馨輝，2003；台灣電力公司，2003) 三個不同熱源之熱傳係數，進行分析比較，結果如表 5.14 所示，相對溫差百分比都在 1.3%以下，由此可知改變熱源之熱傳係數對於處置場溫度影響很小。

表 5.12 分析案例說明

案例	熱傳係數 ($W/m \cdot K$)	
	母岩	緩衝材料
(1)	3.8	1.5
(2)	3.8	0.75
(3)	2.5	1.5
(4)	2.5	0.75

表 5.13 各案例最高溫比較表(緩衝材內側)

	案例(1)	案例(2)	案例(3)	案例(4)
最高溫度(°C)	91.33	105.32	105.53	119.59

表 5.14 改變熱源之熱傳導係數最高溫對照圖(單位：°C)

分析位置	熱源之熱傳係數值 ($W/m \cdot K$)		
	200 (Börgesson, 1999)	59 (謝馨輝, 2003)	40 (台電公司, 2003)
緩衝材內側	96.30	97.12	97.58
處置孔壁	80.16	80.43	80.58
兩孔中心	72.64	72.71	72.74

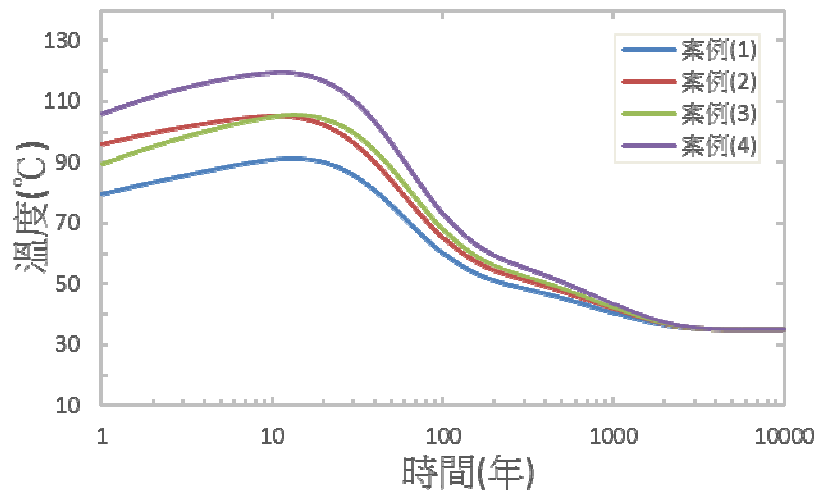


圖 5.25 緩衝材內側最高溫歷時圖

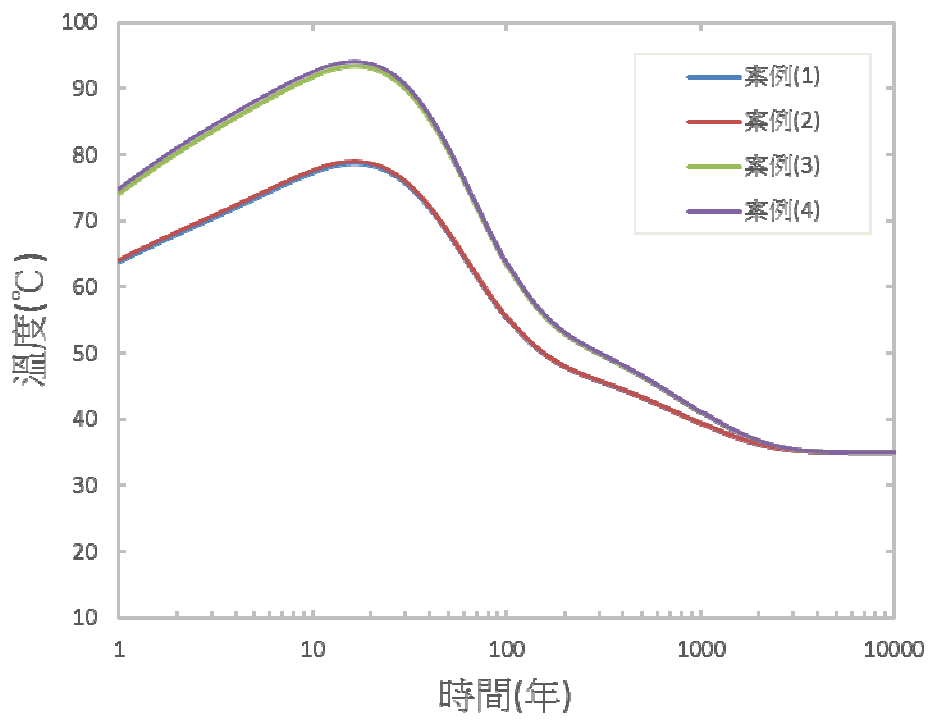


圖 5.26 處置孔壁最高溫歷時圖

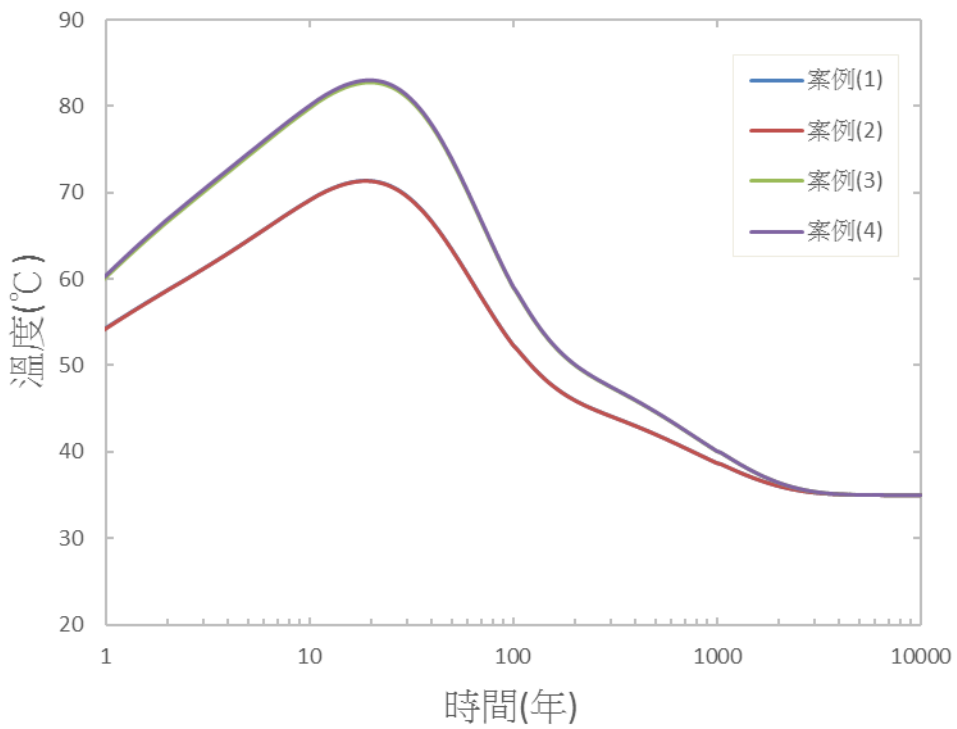


圖 5.27 兩孔中心最高溫歷時圖

5.4 熱應力分析結果

5.4.1 初始條件與邊界條件

本研究根據 Hakami and Olofsson (2000) 之大地應力公式進行模擬，將與隧道平行之正向應力定義為主水平應力(σ_{XX})；將與隧道方向垂直之正向應力定義為副水平應力(σ_{YY})；將與處置場深度平行之正向應力則定義為垂直應力(σ_{ZZ})。本研究根據 Hakami and Olofsson (2000) 之初始應力進行設定，表示如下。

$$\sigma_{ZZ} = \rho \cdot g \cdot h \times 10^{-6} \quad (5.2)$$

$$\sigma_{XX} = 2\sigma_{ZZ} - 5 \quad (5.3)$$

$$\sigma_{YY} = 0.5\sigma_{XX} \quad (5.4)$$

其中： σ_{ZZ} = 垂直應力(MPa)

σ_{XX} = 主水平應力(MPa)

σ_{YY} = 副水平應力(MPa)

ρ = 岩石密度 ($\frac{\text{kg}}{\text{m}^3}$)

h = 岩盤深度(m)

g = 重力加速度 ($\frac{\text{m}}{\text{s}^2}$)

由於處置場分析模型位於地表下 500 公尺處，承受極大之覆土載重，故於力學邊界條件上，以滾支承束制模型之垂向與水平向之位移，如圖 5.28 所示。

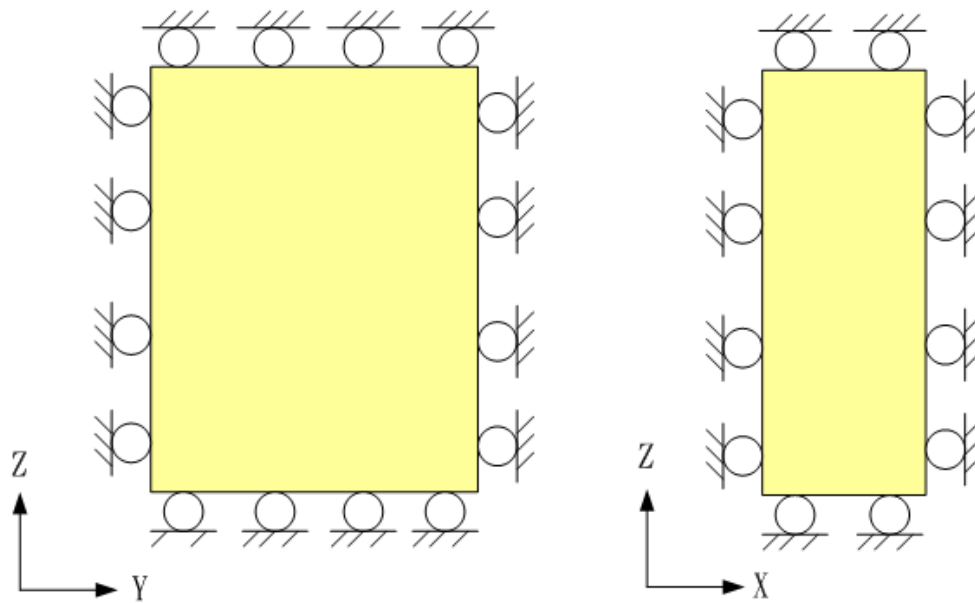


圖 5.28 力學邊界條件束制示意圖

5.4.2 應力增量分析

由於短向間距之熱傳遞距離較短，所以溫度上升較長向間距快速且溫度較高，因此本研究由廢料罐中心沿著短向間距取一參考線(圖 5.29)，討論其應力變化之情況。且由分析結果(圖 5.32、圖 5.33)可知，在溫度場條件下近場最大主水平應力發生在參考線上處置孔壁外 1.18 公尺處，故於此處取參考點進行主水平應力(σ_{xx})、副水平應力(σ_{yy})及垂直應力(σ_{zz})之分析討論(圖 5.30)。

本研究選擇間距分析中溫度最低之案例(40×8)進行應力分析，與原型案例(40×6)進行應力結果之對照討論。

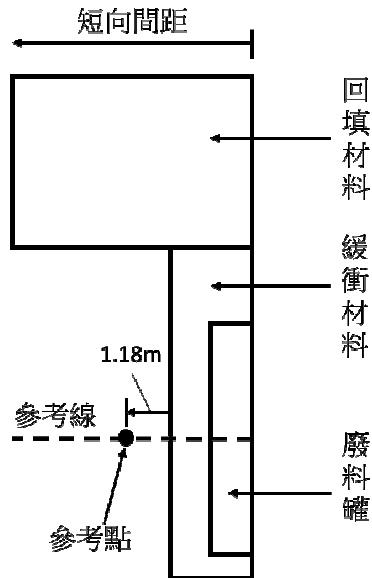


圖 5.29 參考線及參考點示意圖

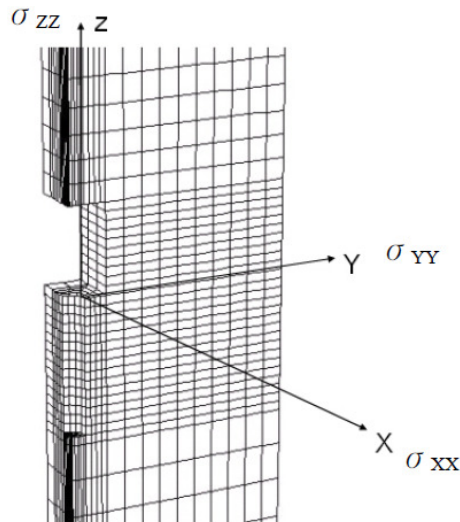


圖 5.30 水平及垂直應力方向示意圖

由圖 5.31 可知，各應力分量之應力最大值大約在 25 年時發生，副水平應力(σ_{yy})影響最為明顯，其最大應力值為-48.1MPa，主水平應力(σ_{xx})增量為最小，其值為-15.3MPa；可知在此處之最大應力由副水平應力控制。

由圖 5.32 可知，主水平應力在處置孔壁內之應力值差異不大，但

處置孔壁外之應力值有快速增加之現象，在距離廢料罐中心 2 公尺處後應力值逐漸趨於緩和。

由圖 5.33 可知，垂直應力在處置孔壁內，緩衝材料中之應力值明顯較小，但在處置孔壁與母岩交界處會有應力集中現象發生。

由圖 5.36 可知，副水平應力在處置孔壁內之應力值差異不大，但在處置孔壁與母岩交界處會有相當大之應力集中現象發生，其應力值較垂直應力應力大 2.45 倍，可能對處置場造成較大之影響。

由圖 5.32、圖 5.34、圖 5.36 可知，當處置場溫度場越低，所造成之應力增量就越小，應力集中現象也會較小。由圖 5.33、圖 5.35、圖 5.37 顯示，改變間距對於處置場周圍之應力分佈影響不大。

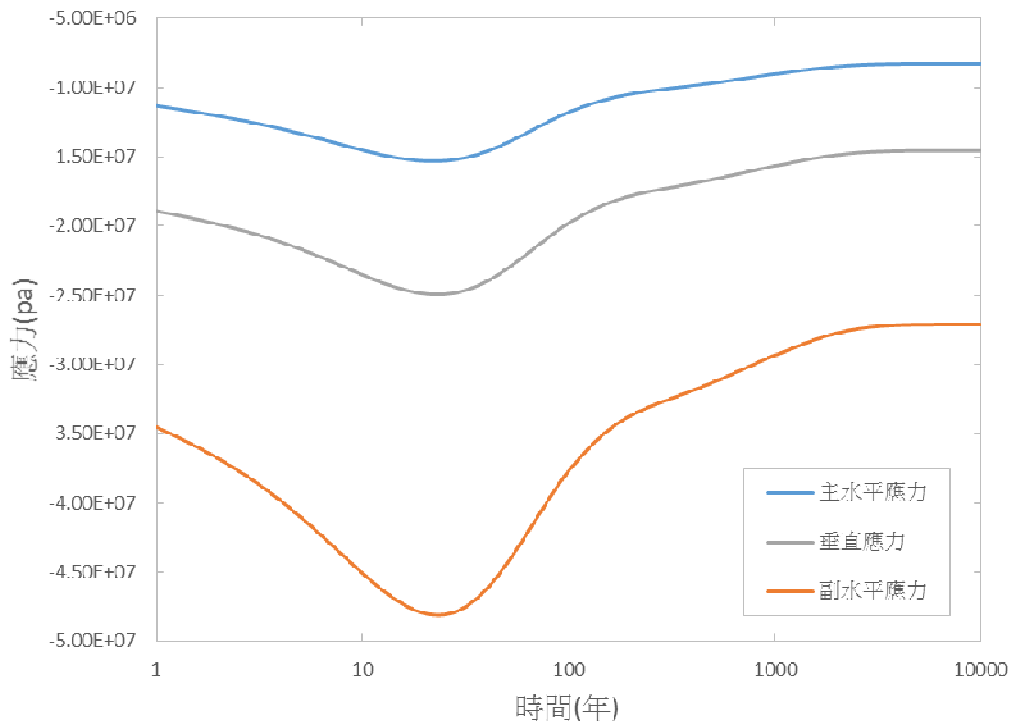


圖 5.31 參考點上各應力分量之歷時圖(40×6)

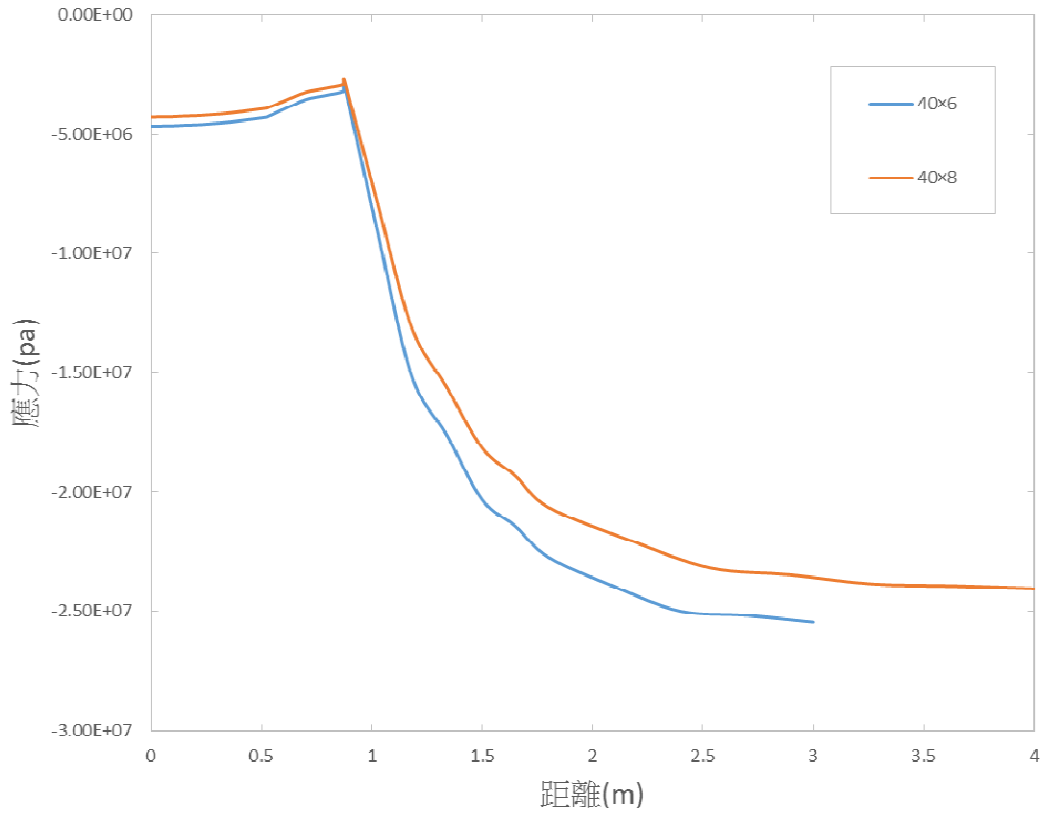


圖 5.32 參考線上之主水平應力(第 25 年)

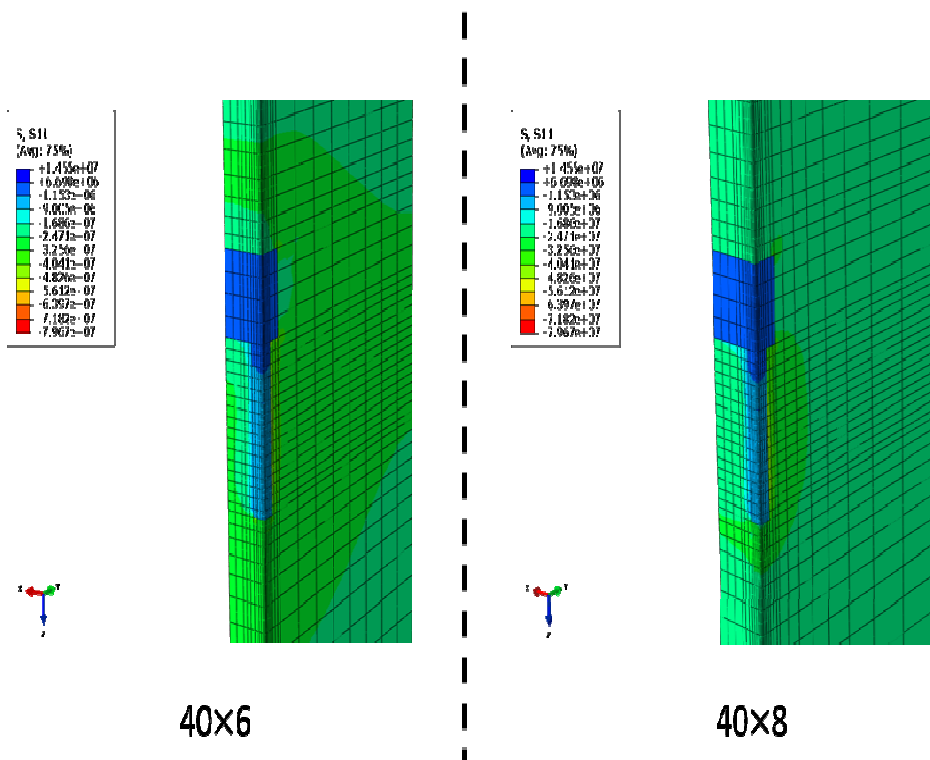


圖 5.33 最大主水平應力等值分佈圖

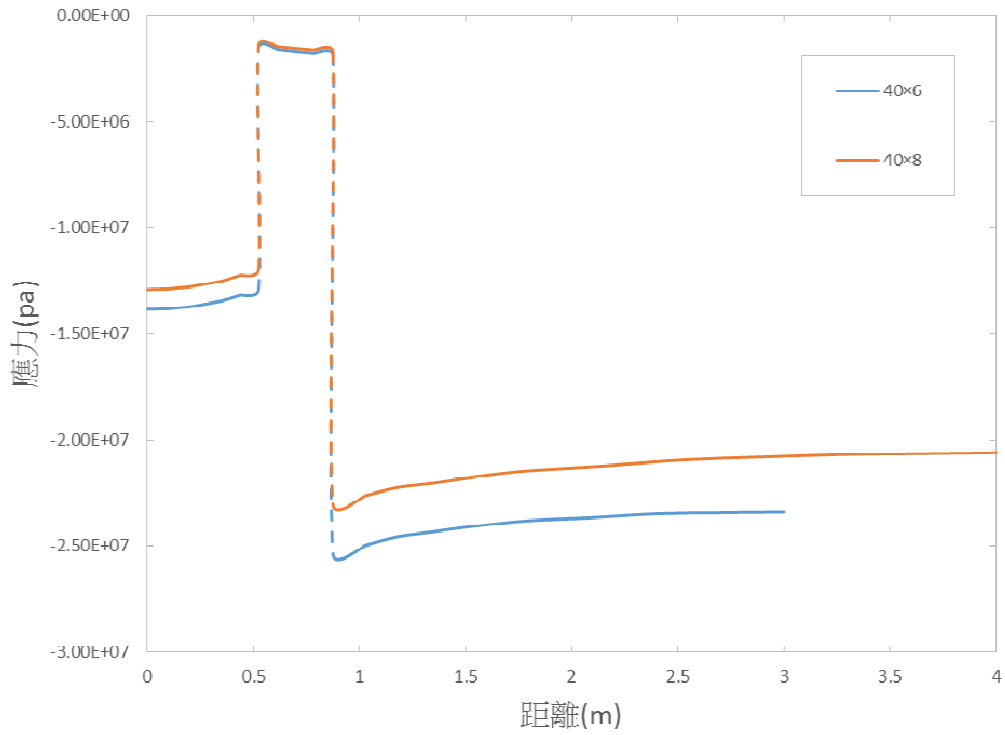


圖 5.34 參考線上之垂直應力(第 25 年)

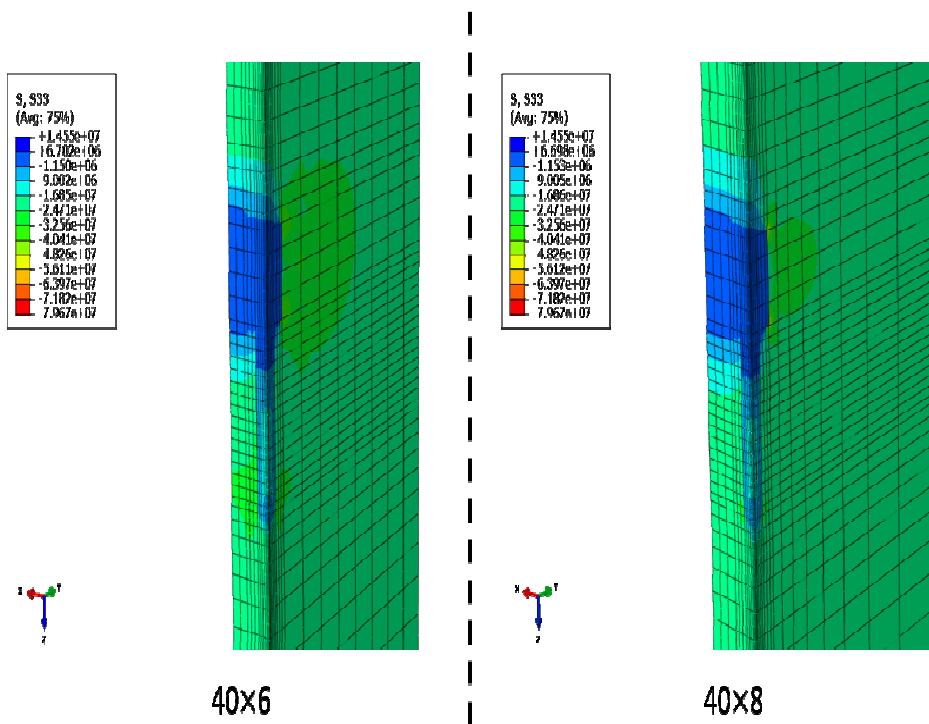


圖 5.35 最大垂直應力等值分佈圖

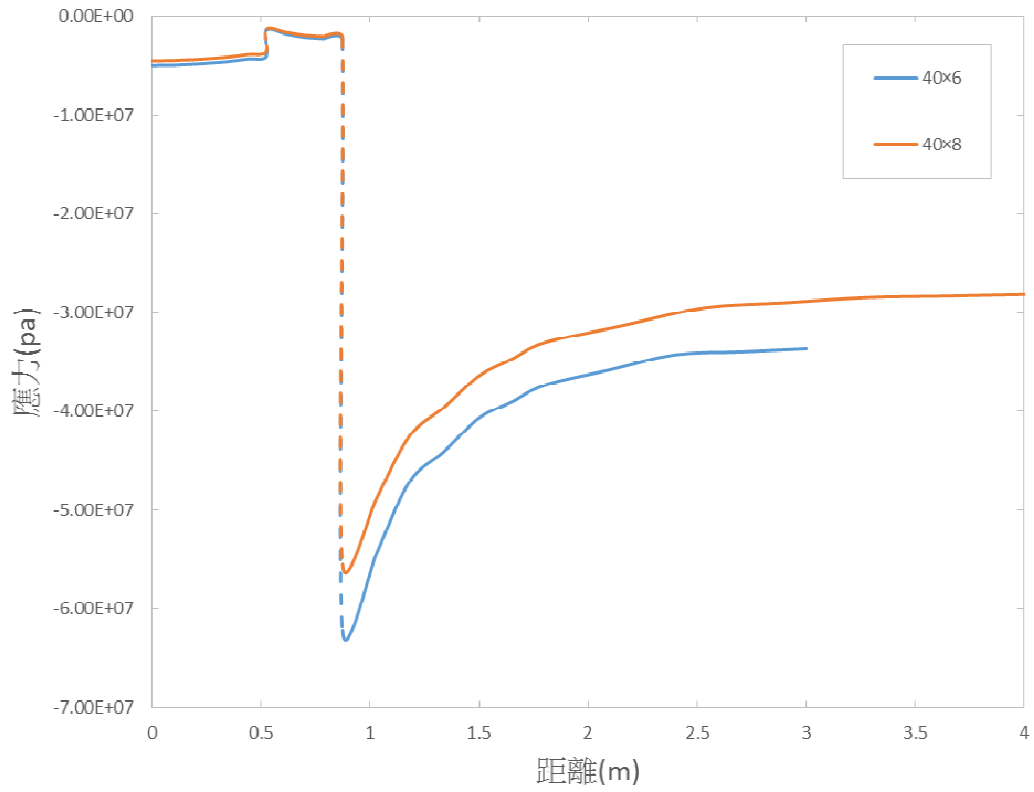


圖 5.36 參考線上之副水平應力(第 25 年)

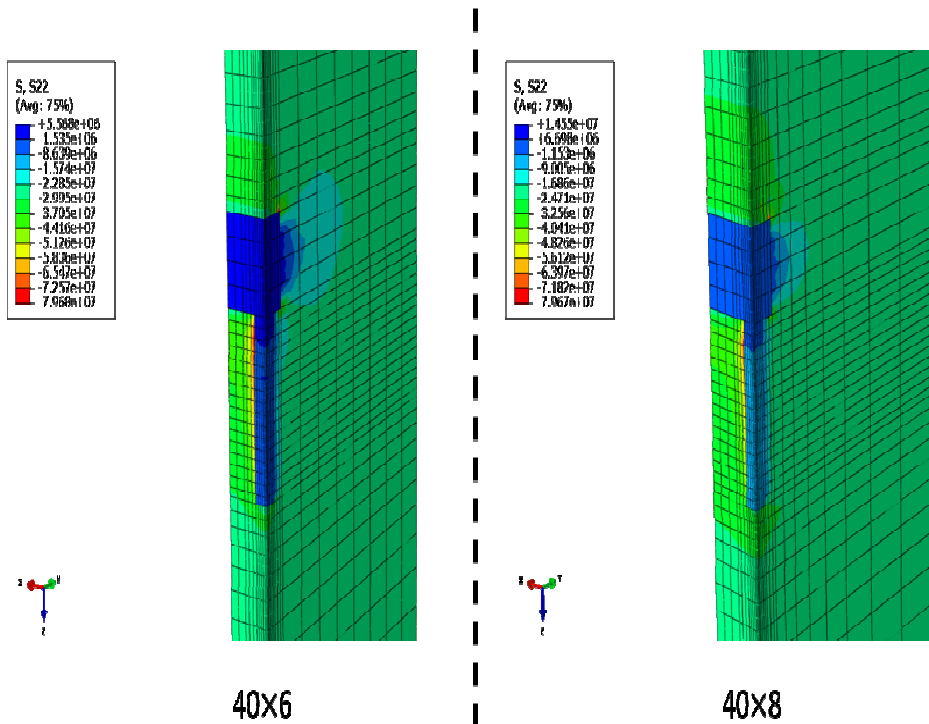


圖 5.37 最大副水平應力等值分佈圖

第六章 結論與建議

6.1 結論

1. 透過文獻回顧，已掌握目前國際間各國用過核子燃料或高放射性廢棄物深地層處置之處置概念及近場工程障壁配置及設計，同時針對各國設計需求加以比較分析整理，以供國內深地層最終處置近場配置及工程障壁設計借鏡。
2. 針對處置場之近場所建立之有限元素分析模式，可進行三維熱-力學耦合模擬。所發展之演算模型並與國際案例分析比較，結果甚為接近，驗證所建立模式之有效性。
3. 針對處置場內處置孔之配置方式，改變處置孔短向間距對於近場溫度場之影響較改變長向間距大，溫度對於短向間距較為敏感。
4. 候選緩衝材料試驗結果顯示，BH 膨潤土製作之緩衝材料塊熱傳導係數隨壓實密度增加略有增加。
5. 在緩衝材及母岩熱傳材料參數之合理範圍內，選用不同參數值對於溫度場之影響相當大，顯示未來對障壁材料熱傳參數之有效掌握相當重要。

6.2 建議

1. 在深地層處置場中，地下水對熱傳及應力的影響相當重要，且在實際狀況中將發生之再飽和程序的一部分，故進行處置場近場之耦合熱-水力-力學分析，方能取得較接近真實之結果，故繼續發展熱-水-力學耦合分析能力，為處置場模擬分析必要執行的工作。
2. 本研究已證實處置場工程障壁材料對近場耦合效應分析結果之影響甚大，故針對國內可能採用的緩衝材料來源取得本土化數據資料亦為重要工作，建議後續能發展緩衝材料的基本材料參數量測技術，以取得有效之材料參數。

參考文獻

- 王欣婷，「緩衝材料在深層處置場模擬近場環境下回脹行為基礎研究」，碩士論文，國立中央大學土木工程學系，中壢，2003。
- 台灣電力公司，「我國用過核燃料長程處置潛在母岩特性調查與評估階段—發展初步功能/安全評估模式」，2003
- 台灣電力公司，「我國用過核燃料長程處置全程工作規劃書（2004年版）」，2004。
- 台灣電力公司，「全程工作規劃書（2000年版）」，台電公司，2000。
- 台灣電力公司，「用過核子燃料最終處置計畫書（2010年修訂版）」，2010。
- 台灣電力公司，「用過核子燃料最終處置計畫潛在處置母岩特性調查與評估階段成果報告」，2011。
- 洪錦雄、楊尊忠、紀立民(2002)，處置場設施配置規劃與評估，我國用過核子燃料長程處置-潛在母岩特性調查與評估階段-發展初步功能／安全評估模式(第一年計畫)，SNFD- INER-90-502，核能研究所。
- 核能研究所，「我國用過核燃料深層地質處置概念討論會」，行政院原子能委員會核能研究所，2002。
- 陳文泉，「高放射性廢棄物深層地質處置緩衝材料之回脹行為研究」，

博士論文，國立中央大學土木工程學系，中壢，2004。

陳朝旭，「用過核廢料深層地下處置設計之研究」，碩士論文，國立中央大學土木工程學系，中壢，2002。

許秀真、楊尊忠、紀立民、繆延武、王中虛、洪錦雄(2003)，處置場設施配置規劃與設計，我國用過核燃料長程處置潛在母岩特性調查與評估階段－發展初步功能/安全評估模式(91年計畫)，SNFD- INER-90-528。

莊文壽、洪錦雄、董家寶，「深層地質處置技術之研究」，核研季刊，第三十七期，第44～54頁，2000。

楊尊忠、許秀真、紀立民、繆延武，「用過核燃料最終處置場資料彙整研究」，行政院原子能委員會核能研究所研究報告 INER-2606，龍潭，2003。

劉道穎，「緩衝材料於飽和狀態下熱-水力耦合作用試驗結果之數值驗證與分析」，國立中央大學，碩士論文，2008。

潘以文，「極深覆岩隧道周圍岩盤之溫度與熱應力場」，岩盤工程研討會，2000。

謝馨輝，「核廢料地下處置之熱傳導及初步熱應變分析」，碩士論文，國立中央大學土木工程學系，中壢，2003。

盧建宏，「台灣現地材料之弱帶對用過核燃料地下處置場熱應力與地

下水影響分析」，國立中央大學，碩士論文，2013。

蕭興仁，「覆襯土規範之研究」，放射性待處理物料管理處八十一年度
專題研究計劃期末報告，p.93，1992。

Börgesson, Lennard and Jan Hernelind, “Coupled thermal-hydro-Mechanical calculations of the water saturation phase of a KBS-3 deposition hole”, SKB Technical Report 99-41, 1999.

Cho, W.J., J.O. Lee, and C.H. Kang, “Influence of temperature elevation on the sealing performance of a potential buffer material for a high-level radioactive waste repository,” *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 27, pp. 1271-1284, 2000.

Gera, F., T. Hueckel, and A. Peano, “Critical issues in modeling the long-term hydro-thermo-mechanical performance of natural clay barriers,” *Engineering Geology*, Vol. 41, pp. 17-33, 1996.

Gillham, R.W. and J.A. Cherry, “Contaminant migration in saturated unconsolidation geologic deposit,” *Geologic Society of America*, Vol. 31, p. 189, 1982.

H12: Project to Establish the Scientific and Technical Basis for HLW Disposal in Japan. Japan Nuclear Cycle Development Institute, April 2000.

Hakami, E. and Olofsson, S., “Thermo-mechanical effects from a KBS-3 type repository. Performance of pillars between repository tunnels”,

SKB Technical Report 00-05, 2000.

Hudson, J.A., O. Stephansson, J. Andersson, C.-F. Tsang, and L. Jing, “Coupled T-H-M issues relating to radioactive waste repository design and performance,” *International Journal of Rock Mechanics & Mining Sciences*, Vol. 38, pp. 143-161, 2001.

IAEA, Technical Reports Series No.251, Deep Underground Disposal of Radioactive Wastes : Near-Field Effects, Vienna, 1985.

JCN, “H12-Project to Establish the Scientific and Technical Basis for HLW Disposal in Japan”, Japan Nuclear Cycle Development Institute, 2000.

KBS, “Final Storage of Spent Nuclear Fuel – KBS-3, I General ; II Geology ; III: Barriers ; IV Safety”, Swedish Nuclear Fuel Supply Co/Division KBS, 1983.

Meyer, D. and J.J. Howard, Evaluation of Clays and Clay Minerals for Application to Repository Sealing, Office of Nuclear Waste Isolation Technical Report ONWI-486, pp.12-30, 1983.

Savage, D., The Scientific and Regulatory Basis for the Geological Disposal of Radioactive Waste, John Wiley & Sons, p.80, 1995.

Selvadurai, A. and T. Nguyen, “Scoping analyses of the coupled thermal-hydrological-mechanical behavior of the rock mass around a nuclear fuel waste repository,” Engineering Geology, Vol.47,

pp.379-400, 1996.

SKB, “Deep Repository for Spent Nuclear Fuel: SR 97 Post-Closure Safety”, SKB Technical Report 99-06, 1999.

SKB, “Final disposal of spent nuclear fuel. Importance of the bedrock for safety”, SKB Technical Report 92-20, 1992.

SKB Technical Report 99-07, Processes in the Repository Evolution, 1999.

Thunvik, R. and Braester, C., “Heat propagation from a radioactive waste repository-Complementary calculations for the SKB 91 reference canister”, SKB Technical Report 91-61, 1991.

VTT Research Notes 1973, The Feasibility of Modeling Coupled Processes in Safety Analysis of Spent Nuclear Fuel Disposal, 1999.