

行政院原子能委員會放射性物料管理局

106 年用過核子燃料處置長期安全評估

審驗技術之研究

子項計畫一：國際高放最終處置計畫

安全分析報告審查資訊研析

期末報告

受委託單位：社團法人中國土木工程學會

子計畫主持人：黃偉慶

業務委託單位：行政院原子能委員會放射性物料管理局

計畫編號：105FCMA010

中 華 民 國 一 〇 六 年 十 二 月

106 年用過核子燃料處置長期安全評估
審驗技術之研究

子項計畫一：國際高放最終處置計畫
安全分析報告審查資訊研析

受委託單位：社團法人中國土木工程學會
研究主持人：黃偉慶
協同主持人：石瑞銓、周冬寶、林文勝、林伯聰
研究期程：中華民國 106 年 2 月至 106 年 12 月
研究經費：新台幣壹佰玖拾肆萬壹仟肆佰陸拾肆元整

行政院原子能委員會放射性物料管理局 委託研究

中華民國 106 年 12 月

(本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見)

摘要

參酌用過核子燃料最終處置先進國家國際審查經驗，106 年用過核子燃料處置長期安全評估審驗技術之研析內容中，國際高放最終處置計畫安全分析報告審查資訊研析部分，係以美國核能管制委員會於 2003 年所發布的雅卡山放射性廢棄物地質處置場審查計畫為主要研析標的。雅卡山地質處置場是美國能源部針對用過核子燃料與高階核廢料最終處置所推動的計畫，2002 年美國能源部認為雅卡山適於用過核子燃料的地質處置，因此預定提出處置場建造執照的申請，此報告即針對將提出的申請案，所預先規劃的審查計畫，內容包括一般資訊審查、永久封閉前處置場安全性、永久封閉後處置場安全、解決安全問題的研發計畫、功能確認計畫、及行政與程序要求等。

本研究針對雅卡山高階放射性廢棄物地質處置計畫審查計畫內容，掌握審查範圍、審查方法、接受準則、審查發現等關鍵技術等加以研析，一方面針對該報告內容進行部分中文化，一方面彙整上述關鍵技術，以條列方式簡化審查計畫內容，以利國內未來引用參考；另外，針對關鍵審驗技術或國內未來注意事項等提出建議。完成研析目標後，有助於培植國內對高放最終處置計畫審查技術能力，以利台電公司於 2017 年底提出「用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」時，國內相關技術驗證能力之提升，使未來安全評估作業得以順利進行。

目錄

摘要.....	i
目錄.....	iii
圖目錄.....	xiii
表目錄.....	xiv
第零章、前言	1
0.1 研究背景與目的.....	1
0.2 我國最終處置計畫發展與審查	3
0.3 研析標的與範圍.....	4
0.4 美國雅卡山地質處置場簡介	6
0.5 報告章節內容與編排	9
第一章、一般資訊	13
1.1 一般描述	13
1.1.1 審查範圍	13
1.1.2 審查方法與接受準則	14
1.1.3 審查發現	15
1.2 建造、廢棄物接收及置放的時程規劃.....	15
1.2.1 審查範圍	15
1.2.2 審查方法與接受準則	16
1.2.3 審查發現	16

1.3 實體(physical)防護計畫	16
1.3.1 審查範圍	17
1.3.2 審查方法與接受準則	17
1.3.3 審查發現	20
1.4 物料管制與料帳計畫	21
1.4.1 審查範圍	21
1.4.2 審查方法與接受準則	21
1.4.3 審查發現	21
1.5 場址特徵化工作描述	22
1.5.1 審查範圍	22
1.5.2 審查方法與接受準則	22
1.5.3 審查發現	23
第二章、永久封閉前之處置場安全	25
2.1 關於封閉前安全分析之場址描述	25
2.1.1 審查範圍	25
2.1.2 審查方法與接受準則	25
2.1.3 審查發現	28
2.2 結構、系統、組件、設備和操作過程活動的描述	28
2.2.1 審查範圍	28
2.2.2 審查方法與接受準則	28
2.2.3 審查發現	30
2.3 危害界定和初始事件	30
2.3.1 審查範圍	31

2.3.2 審查方法與接受準則	31
2.3.3 審查發現	33
2.4 界定事件序列.....	33
2.4.1 審查範圍	33
2.4.2 審查方法與接受準則	33
2.4.3 審查發現	34
2.5 結果分析方法和示範	34
2.5.1 結果分析	34
2.5.1.1 審查範圍	34
2.5.1.3 審查發現	36
2.5.2 示範設計符合 10 CFR Part 63 第 2 類事件序列的數值輻射防護要 求	37
2.5.2.1 審查範圍	37
2.5.2.2 審查方法與接受準則	37
2.5.2.3 審查發現	38
2.6 識別對安全與安全控制具重要性之結構、系統及組件，與確 保安全系統可靠性的措施	38
2.6.1 審查範圍	38
2.6.2 審查方法與接受準則	39
2.6.3 審查發現	41
2.7 對安全和安全控制具重要性之結構、系統及組件的設計 ...	41
2.7.1 審查範圍	41
2.7.2 審查方法與接受準則	41
2.7.3 審查發現	44

2.8 正常作業與第 1 類事件序列符合 10 CFR 20 合理抑低的規定	44
2.8.1 審查範圍	44
2.8.2 審查方法與接受準則	45
2.8.3 審查發現	45
2.9 放射性廢棄物的再取出及替代貯存計畫	45
2.9.1 審查範圍	45
2.9.2 審查方法與接受準則	46
2.9.3 審查發現	47
2.10 永久封閉及除污或除污及地表設施拆除計畫	47
2.10.1 審查範圍	47
2.10.2 審查方法與接受準則	48
2.10.3 審查發現	49
第三章、永久封閉後之處置場安全	51
3.1 系統描述與多重障壁論證	51
3.1.1 審查範圍	51
3.1.2 審查方法與接受準則	51
3.1.3 審查發現	52
3.2 情節分析	52
3.2.1 審查範圍	52
3.2.2 審查方法與接受準則	53
3.2.3 審查發現	55
3.3 情節分析與事件機率-鑑定事件的機率大於每年 10^{-8}	55

3.3.1 審查範圍	55
3.3.2 審查方法與接受準則	55
3.3.3 審查發現	57
3.4 工程障壁材料之劣化	57
3.4.1 審查範圍	57
3.4.2 審查方法與接受準則	58
3.4.3 審查發現	60
3.5 工程障壁的力學破壞	60
3.5.1 審查範圍	60
3.5.2 審查方法與接受準則	61
3.5.3 審查發現	63
3.6 侵入工程障壁與廢料體的水量與水化學	63
3.6.1 審查範圍	63
3.6.2 審查方法與接受準則	64
3.6.3 審查發現	69
3.7 核種釋出率及溶解度限制	70
3.7.1 審查範圍	70
3.7.2 審查方法與接受準則	70
3.7.3 審查發現	75
3.8 氣候與入滲	76
3.8.1 審查範圍	76
3.8.2 審查方法與接受準則	76
3.8.3 審查發現	79

3.9 未飽和區之流動路徑	80
3.9.1 審查範圍	80
3.9.2 審查方法與接受準則	80
3.9.3 審查發現	84
3.10 未飽和區的核種傳輸	84
3.10.1 審查範圍	84
3.10.2 審查方法與接受準則	84
3.10.3 審查發現：滿足 10 CFR 63.114 的要求。	88
3.11 飽和區的流動路徑	88
3.11.1 審查範圍	89
3.11.2 審查方法與接受準則	89
3.11.3 審查發現	92
3.12 飽和區的核種傳輸	93
3.12.1 審查範圍	93
3.12.2 審查方法與接受準則	93
3.12.3 審查發現：滿足 10 CFR 63.114 的要求。	96
3.13 廢棄物包件的火成作用破壞	97
3.13.1 審查範圍	97
3.13.2 審查方法與接受準則	97
3.13.3 審查發現	99
3.14 地下水核種濃度	99
3.14.1 審查範圍	99
3.14.2 審查方法與接受準則	99

3.14.3 審查發現：滿足 10 CFR 63.114 的要求。	102
3.15 土壤中核種再分布	103
3.15.1 審查範圍	103
3.15.2 審查方法與接受準則	103
3.15.3 審查發現：滿足 10 CFR 63.114 的要求。	107
3.16 生物圈特徵	107
3.16.1 審查範圍	107
3.16.2 審查方法與接受準則	108
3.16.3 審查發現	111
3.17 證明符合封閉後公眾個人防護標準	112
3.17.1 審查範圍	112
3.17.2 審查方法與接受準則	112
3.17.3 審查發現	114
3.18 證明符合人類闖入標準	115
3.18.1 審查範圍	115
3.18.2 審查方法與接受準則	115
3.18.3 審查發現	117
3.19 處置場功能分析證明符合個別的地下水防護標準	117
3.19.1 審查範圍	117
3.19.2 審查方法與接受準則	118
3.19.3 審查發現	120
3.20 專家引進(Expert Elicitation)	120
3.20.1 審查範圍	120

3.20.2 審查方法與接受準則	121
3.20.3 審查發現	121
第四章、行政與計畫程序要求	123
4.1 解決安全問題的研究與發展計畫	123
4.1.1 審查範圍	123
4.1.2 審查方法與接受準則	123
4.1.3 審查發現	124
4.2 功能確認計畫	125
4.2.1 審查範圍	125
4.2.2 審查方法與接受準則	126
4.2.3 審查發現	132
4.3 品質保證計畫	133
4.3.1 審查範圍	133
4.3.2 審查方法與接受準則	134
4.3.3 審查發現	161
4.4 紀錄、報告、試驗、及檢驗	162
4.4.1 審查範圍	162
4.4.2 審查方法與接受準則	162
4.4.3 審查發現	163
4.5 美國能源部有關地質處置場營運區建造及營運的組織結構	164
4.5.1 審查範圍	164
4.5.2 審查方法與接受準則	164
4.5.3 審查結果	165

4.6	地質處置場營運區安全與營運重要職位之指定職責	165
4.6.1	審查範圍	165
4.6.2	審查方法與接受準則	165
4.6.3	審查發現	166
4.7	人員資格和培訓要求	166
4.7.1	審查範圍	166
4.7.2	審查方法與接受準則	166
4.7.3	審查結果	169
4.8	啟動作為及測試計畫	170
4.8.1	審查範圍	170
4.8.2	審查方法與接受準則	171
4.8.3	審查發現	174
4.9	維護、監測和定期檢測的一般性計畫	174
4.9.1	審查範圍	174
4.9.2	審查方法與接受準則	174
4.9.3	審查發現	175
4.10	緊急應變計畫	175
4.10.1	審查範圍	176
4.10.2	審查方法與接受準則	176
4.10.3	審查發現	178
4.11	限制進入管制和土地權使用管理	179
4.11.1	審查範圍	179
4.11.2	審查方法與接受準則	180

4.11.3 審查發現	182
4.12 放射性廢棄物處置外的地質處置場用途	183
4.12.1 審查範圍	183
4.12.2 審查方法與接受準則	183
4.12.3 審查發現	184
第五章、執照規格	185
5.1 執照規格	185
5.1.1 審查範圍	185
5.1.2 審查方法與接受準則	185
5.1.3 審查發現	186
第六章、關鍵審驗技術或注意事項建議	187
6.1 一般資訊	187
6.2 永久封閉前之處置場安全	188
6.3 永久封閉後之處置場安全	191
6.4 行政與計畫程序要求	197
6.5 執照規格	198
第七章、結論	199

圖目錄

圖 0.1 執照申請程序	3
圖 0.2 我國用國核子燃料最終處置計畫階段劃分及重點工作	4
圖 0.3 安全功能評估之審查	5
圖 0.4 雅卡山審查計畫之結構圖	6
圖 0.5 美國雅卡山地質處置場發展歷程	8

表目錄

表 1.1 本報告與 NUREG-1804 報告之章節對照表.....	10
-------------------------------------	----

第零章、前言

0.1 研究背景與目的

世界各國對於用過核子燃料之最終處置，目前以深層地質處置為普遍接受之方式，將處置場設置於地表以下數百公尺，藉多重障壁之圍阻及遲滯功能，達到將放射性廢棄物長期隔離生物圈之安全處置目的。

行政院原子能委員會放射性物料管理局(簡稱物管局)為深入瞭解國際用過核子燃料最終處置安全分析技術發展，曾於 104 年辦理「瑞典用過核子燃料最終處置安全評估技術研析」委託研究計畫案，針對瑞典 2011 年提出之 SR-Site 安全分析報告，進行深入研析，以及 105 年度「用過核子燃料處置安全審驗技術建立之國際資訊研析」計畫案，探討瑞典及芬蘭兩國近年用過核子燃料最終處置場執照申請之國際審查工作，對於國際高放射性廢棄物最終處置技術發展及執照審查現況具備一定程度的掌握。本研究於 106 年度繼續投入國際資訊研析工作，並選擇以美國核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission)針對雅卡山地質處置場執照申請所研擬之審查計畫(Yucca Mountain Review Plan)為主體，建立對最終處置場申照文件審查計畫之了解及相關技術之發展。

雅卡山審查計畫是美國核能管制委員會(以下簡稱核管會)為了評估能源部所提出之雅卡山地質處置場執照申請，所建立的指導原則，此審查計畫本身並非法規的一部分，而核發執照須滿足的條件係記載於美國聯邦法規(Code of Federal Regulations) Title 10, Part 63 (10 CFR Part 63)中。此審查計畫的制定，是為了確保核管會人員於執照申請審查時的品質、一貫性與一致性。主要相關文件如下：

- U.S. Nuclear Regulatory Commission (2003). Yucca Mountain review plan – Final report, NUREG-1804, Revision 2, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC.
- Code of Federal Regulations, PART 63—DISPOSAL OF HIGH-LEVEL RADIOACTIVE WASTES IN A GEOLOGIC REPOSITORY AT YUCCA MOUNTAIN, NEVADA.

雅卡山審查計畫對於審查範圍、審查方法、接受準則、審查發現、及參考文獻等分別陳述，包括一般資訊審查(reviews of general information)、永久封閉前處置場安全(repository safety before permanent closure)、永久封閉後處置場安全、解

決安全問題研究發展計畫(research and development program to resolve safety questions)、安全功能確認計畫(performance confirmation program)、及行政與程序需求(administrative and programmatic requirements)等，強調雅卡山審查計畫是風險告知且以安全功能為依據(risk-informed and performance-based)。雅卡山地質處置計畫執照申請審查流程如圖 0.1 所示，其符合核廢棄物政策法以及 10 CFR 2.101(a)與 63.16 的規定。

由圖 0.1 可見，雅卡山地質處置執照申請案審查，首先對美國能源部提出之文件進行受理審查，確認申請案的完整性且提出足以證實符合法規性的充分資訊。根據受理審查，可以得出下列三個結論之一。

- 一、執照申請可能基本上不夠完整，在此種情況下，將被退還給美國能源部，以便補充不足之處。
- 二、執照申請內容夠完整，可供各幕僚人員進行詳細的技術審查，但需要特定範圍內的額外資訊。在這種情況下，幕僚人員開始進行審查，並在其他範圍進行詳細的技術審查，並準備有關不足部分的資訊。美國能源部需要在規定的時間內，提供所需要的資訊，使其能夠完成受理審查。
- 三、幕僚人員確定執照申請在各方面的資訊皆為充足。在此種情況下，申請程序可以進行到詳細技術審查階段。此階段審查者將評估提送的資訊是否足以支持後續的詳細審查，並評估核管會接續的審查時程，但並不對提送文件的技術充分性進行審查。核管會人員會將受理審核結果及後續審查時程於 90 天內書面送交能源部。

而在技術審查(technical review)部分，則針對能源部申請文件演示雅卡山場址及其環境對處置場設計與功能的充分掌握，這些技術資料是在安全分析報告(safety analysis report)中揭露，評估的內容以符合永久封閉前的安全功能目標為主，亦即將工作人員與民眾的劑量限制在可接受的水準。由於 10 CFR Part 63 要求能源部以封閉前安全分析演示法規符合性，故封閉前安全分析將系統性地檢視雅卡山場址、設計、及潛在的危害、事件及其結果、及對工作人員與民眾的最終可能劑量。而封閉前審查將聚焦於能源部是否提供充分證據演示處置場的設計、施工、及營運將可滿足暴露劑量的功能目標。

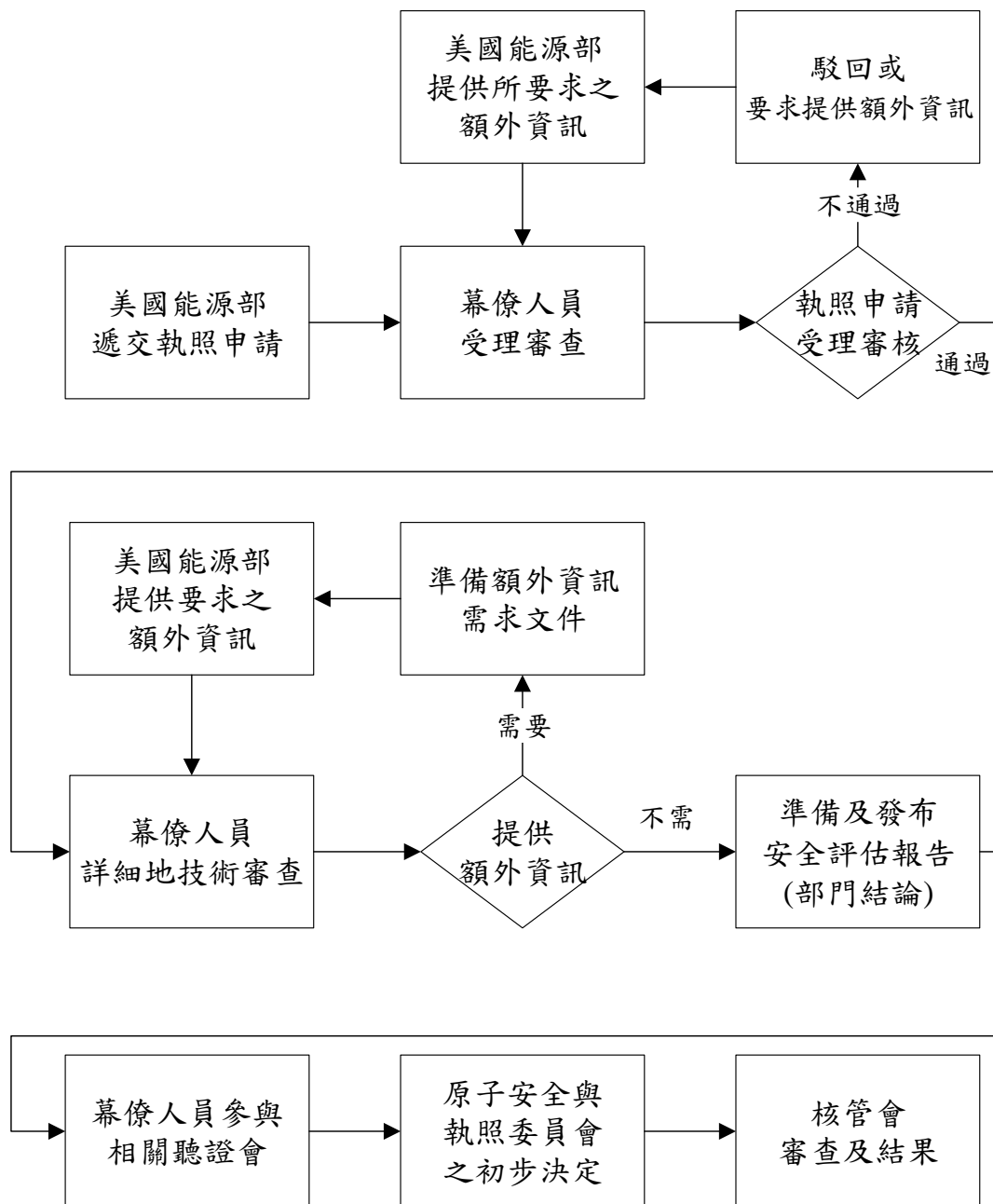


圖 0.1 執照申請程序

0.2 我國最終處置計畫發展與審查

我國擬發展國內最終處置計畫，國際先進國家經驗確實可提供極佳借鏡，一方面參考其長期研究發展的精要，縮短我國學習的歷程，另一方面可利用瑞典 SR-Site 計畫、芬蘭 ONKALO 處置設施以及美國雅卡山審查計畫的成果，規劃我國推動最終處置計畫的關鍵研發工作。

我國用過核子燃料最終處置計畫全程工作規劃如圖 0.2。最終處置計畫目前

處於「潛在處置母岩特性調查與評估階段」，台電公司將於民國 106 年提出「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」，並送交國際同儕審查。台電公司先於民國 103 年 6/9~6/13 舉辦「用過核子燃料最終處置計畫-國際同儕審查研討會」，邀請瑞典 SKB 及芬蘭 Posiva 專家來台研討；再於民國 104 年 1/26~1/30 舉辦「SKB/TPC/INER 用過核子燃料最終處置技術國際交流研討會」，邀請瑞典 SKB 四位專家來台介紹瑞典最終處置計畫成果與經驗。考量國內用過核子燃料最終處置工作推動趨於積極，原能會物管局須掌握國際最新處置技術發展現況，提升所需之審查技術以為因應。

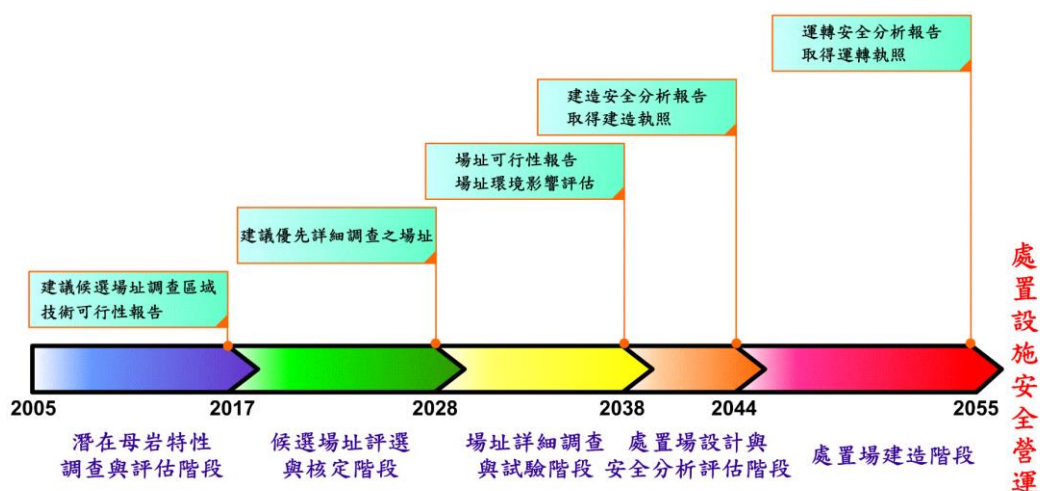


圖 0.2 我國用國核子燃料最終處置計畫階段劃分及重點工作

此外，在最終處置計畫可行性評估審查作業方面，台電公司預定於 2017 年底提出「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」，目前已委託國際機構完成國際同儕審查，即將向主管機關提出報告。在此同時，主管機關亦先後參酌瑞典、芬蘭及美國之最終處置計畫相關審查經驗，掌握最終處置安全審查工作要項，提升相關審驗技術與驗證能力。

0.3 研析標的與範圍

104 年度曾就瑞典 SR-Site 計畫申請執照提出之技術報告進行研析，而 105 年度則分別對芬蘭、瑞典用過核子燃料最終處置場執照申請案之審查工作進行探討，106 年持續國際高放處置計畫安全分析報告及審查資訊加以掌握，並選擇美國雅卡山高放廢棄物最終處置申請執照所提出安全分析報告之審查計畫作為研析標的。

針對美國雅卡山審查計畫報告，本計畫進行文件內容整體審視並進行部分中文化作業。由於報告內容含括範圍甚廣且專業度高，以研究團隊方式進行專業研析之分工，將團隊成員依專業分組分別執行文件審視工作，透過定期之計畫溝通與工作會議，彙整各專業分組之相關環節，使研析結果具備整合性，強化主管機關物管局未來審查技術與能力，同時掌握用過核子燃料最終處置技術發展之需求，以協助我國未來最終處置計畫審查所需技術能力之發展規劃。

圖 0.3 所示為雅卡山審查計畫規劃之永久封閉後之處置場安全功能評估審查組成，由此圖可見雅卡山計畫的內容專業性高且領域廣泛，透過參與本研析計畫人員依專長分別進行研析，得以有效掌握美國雅卡山審查計畫之內容。

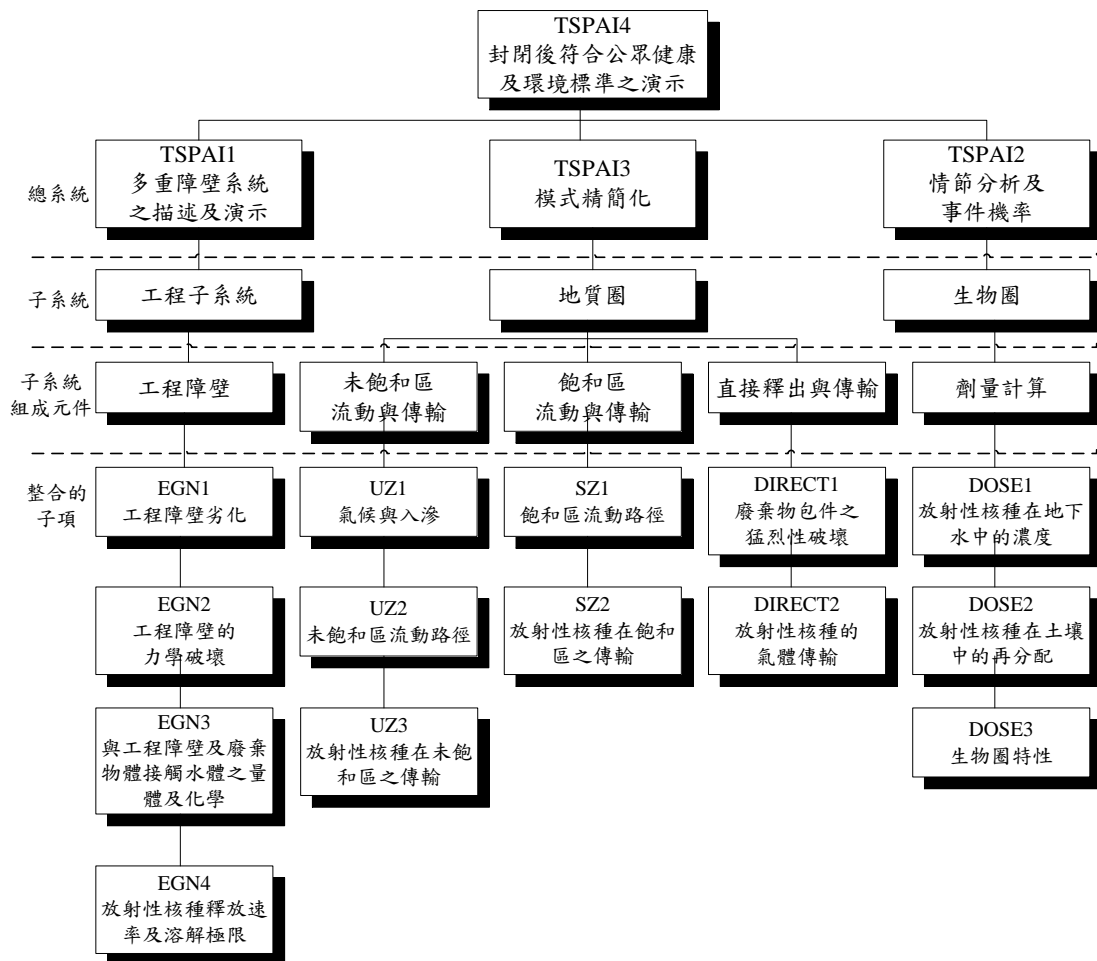


圖 0.3 安全功能評估之審查

雅卡山審查計畫的進行，係依照以下四個原則：

- (1) 美國核管會負責解釋執照申請的結果，而美國能源部則負責解釋執照申請的內容；

- (2) 雅卡山審查計畫是用於執行美國聯邦法規 10 CFR Part 63，該法規是以功能為基礎且針對特定場址的；
- (3) 雅卡山審查計畫符合適用的法規，且與幕僚人員所需完成的審查一致，以取得安全方面發現的結果；
- (4) 雅卡山審查計畫納入超過 15 年對雅卡山場址所取得的資訊及執照申請前的設計，並避免不合理規定或不必要的接受準則。

為支持美國能源部安全分析報告的審查，雅卡山審查計畫分為五個主要部分：

- (i) 永久封閉前之處置場安全；(ii) 永久封閉後之處置場安全；(iii) 解決安全問題之研究與發展計畫；(iv) 安全功能確認計畫；(v) 行政與程序要求。雅卡山審查計畫整體結構，如圖 0.4，相關細部說明則列於本報告第三至第五章中。

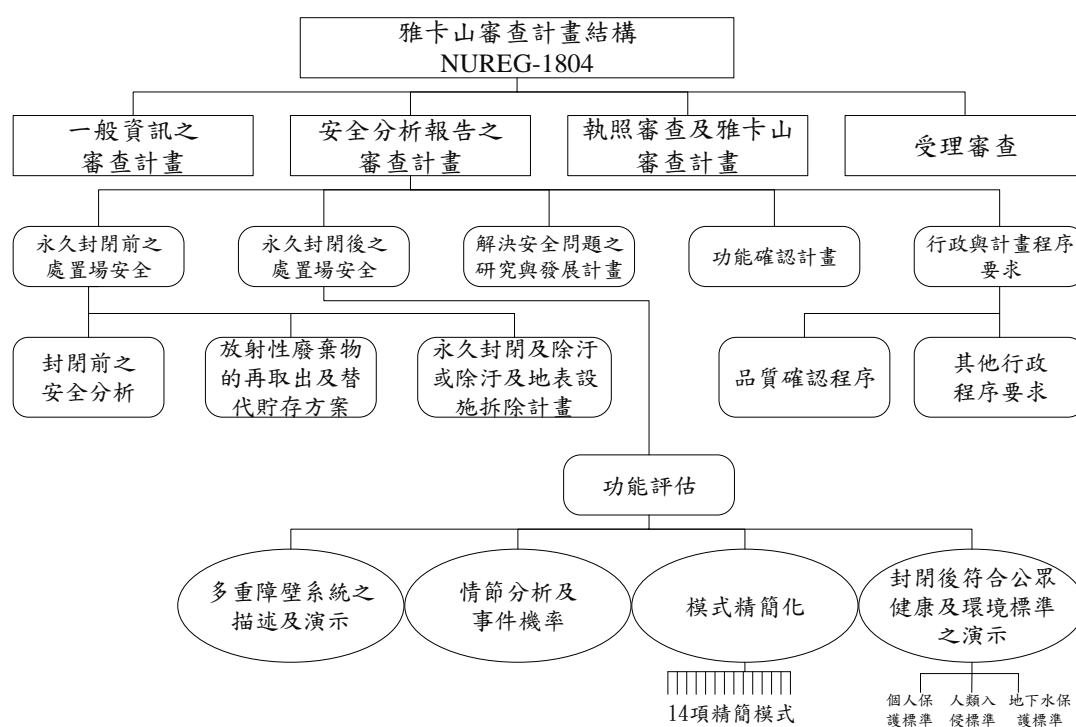


圖 0.4 雅卡山審查計畫之結構圖

0.4 美國雅卡山地質處置場簡介

美國用過核子燃料與高放射性廢棄物地質處置計畫早從 1960 年代即開始，至 1980 年代將潛在場址聚焦於雅卡山，整個雅卡山計畫發展歷程如圖 0.5 所示，以下就其發展經過作簡略的說明。

1982 年，美國制定核廢棄物政策法(Nuclear Waste Policy Act)，啟動了民間電廠用過核子燃料及國防相關高放射性廢棄物最終地質處置場的選址與發展程

序，並選擇至少三個潛在場址進行細部研究，花費約 11 億美元。1987 年，國會對核廢棄物政策法加以修訂，指示美國能源部針對性地對於位在偏遠沙漠地區的雅卡山作為用過核子燃料最終地質處置場潛在場址進行研究。隨後於 1987-2002 年間，能源部花費了 38 億美金進行有關雅卡山的科學與技術研究，其中於 1997 年，能源部建造了 8 公里長的隧道做為探查研究設施(Exploratory Study Facility)；1998 年又接著開闢了 3.2 公里的橫向坑道，進行潛在處置母岩的更多測試；此外也從地表鑽掘了 180 座測試井，深入雅卡山場址地下。依據這些努力，對於雅卡山場址的地質及其安全圍阻放射性廢棄物的能力得以了解與掌握。

經過二十年對雅卡山場址的研究之後，於 2002 年初，美國總統批准了雅卡山作為最終地質處置場址，但隨即遭到場址所在地內華達州州長依據核廢棄物政策法加以否決；隨後在美國國會引發長達三個月的熱烈討論，最後在參、眾兩院通過，推翻了內華達州州長的否決。2002 年 7 月美國總統發布了雅卡山發展法案(Yucca Mountain Development Act)。

2002-2008 年期間，美國核管會與能源部針對最終處置場執照申請相關事宜，進行了密集的申請前對話與溝通；在此期間，處置計畫也曾因預算問題引致延誤，核管會與能源部的技術幕僚召開了數十次公開會議，並交換了數百份文件，此一對話的目的在確認兩單位間對於申照程序所牽涉的複雜問題建立共識。本研析報告的主要標的 - 「雅卡山審查計畫」，於 2003 年發表，也是這段期間美國核管會與能源部對話成果的一部分。

美國能源部於 2008 年正式向核管會提出雅卡山地質處置場的建造執照申請，申請文件約達 10,000 頁。核管會為了測試能源部申請案的有效性，初步審查時提出了超過 600 個細節的技術問題，要求能源部提供額外資訊。能源部回復了上述技術問題後，核管會於 2010 年 8 月發布了預定為五冊的安全評估報告(Safety Evaluation Report)中的第一冊評估報告。2011 年核管會以經費不足為由暫停了雅卡山地質處置場執照申請的審查工作。2013 年美國華盛頓特區上訴法庭下令核管會恢復建照執照的審查。2015 年 1 月，美國核管會發表了安全評估報告的最後兩冊；至此，核管會完成了對能源部雅卡山地質處置場安全分析的科學與技術審查。

雅卡山最終處置計畫 發展歷程

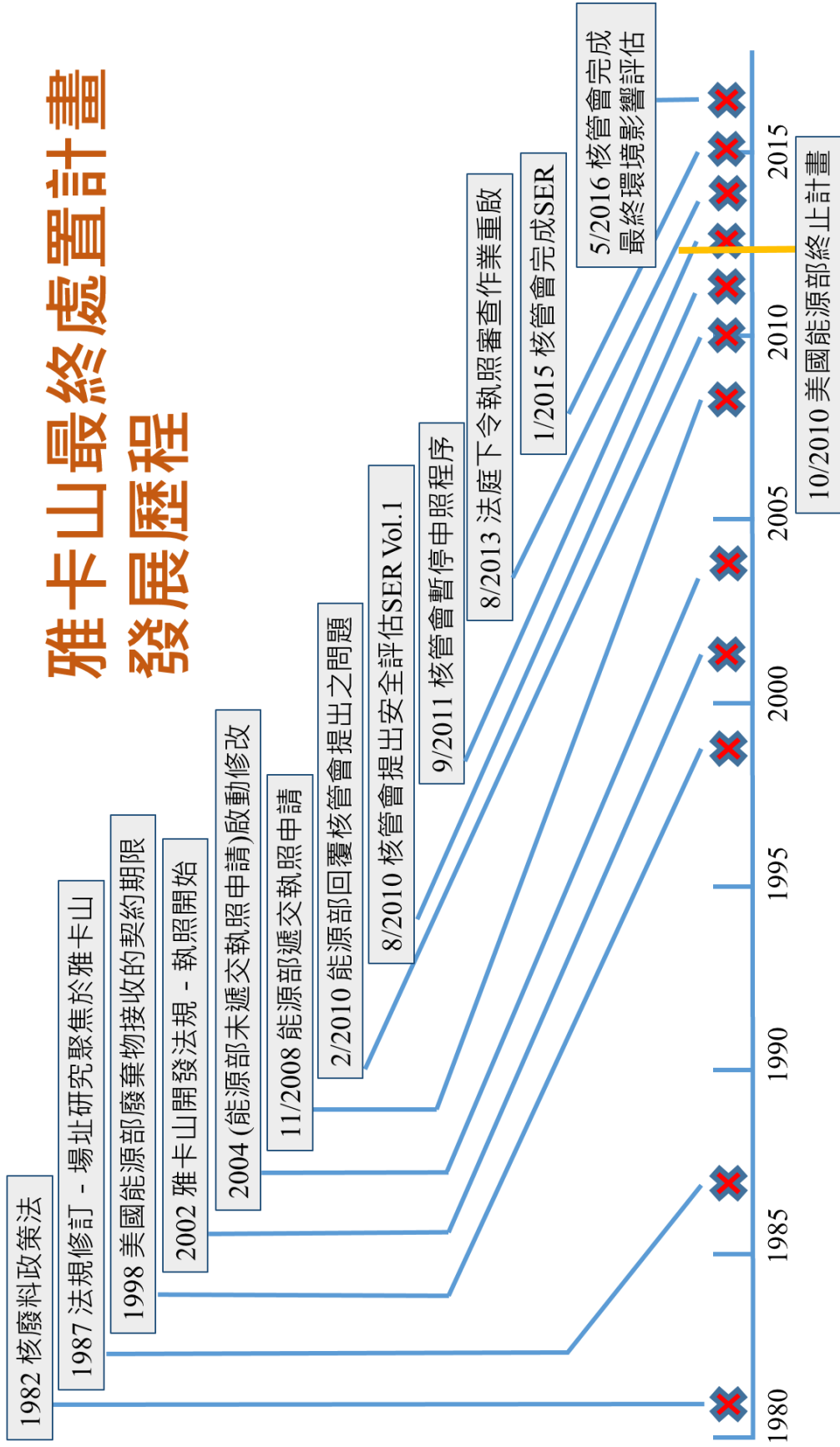


圖 0.5 美國雅卡山地質處置場發展歷程

0.5 報告章節內容與編排

本研究以 NUGEG-1804 報告「雅卡山審查計畫」為國際資訊研析之標的，為滿足美國聯邦法規 10 CFR Part 63 之要求，該審查計畫針對雅卡山最終處置場分別列出一般資訊審查(第一章)及安全分析報告審查(第二章)之詳細審查計畫。為確保核管會人員於執照申請審查時的品質、一貫性與一致性，整份報告對各審查項目一律採用五段式陳述，列舉如下：

- 審查範圍 (area of review)
- 審查方法 (review methods)
- 接受準則 (acceptance criteria)
- 審查發現 (evaluation findings)
- 參考文獻 (references)

NUREG-1804 報告中，章節以下細分為小節、分節等(sub-sections)最多達到 5 個層級，且各節間彼此常須相互引述，因此本報告編排時，仿照美國核管會已完成對雅卡山最終處置計畫的安全分析報告 (NUREG-1949) 所採用的章節編號，以利與美國雅卡山計畫相關報告間的引述與對照，章節詳細對應情形如表 0.1 所示。同時，為維持整份報告的完整性，本報告將 NUREG-1804 報告內容，完成全部中文化作業，並保留其章節編排，將其列為本報告之附錄中，以便參酌查詢及比對。

依據上述，本報告之章節編排，條列如下：

- 第 0 章：研究目的及背景說明、章節編排說明
- 第 1 章：一般資訊審查計畫，章節編號與 NUREG-1804 報告第一章對應。
- 第 2 章：永久封閉前之處置場安全，章節編號與 NUREG-1804 報告第二章之 2.1 節對應。
- 第 3 章：永久封閉後之處置場安全，章節編號與 NUREG-1804 報告第二章之 2.2 節對應。
- 第 4 章：行政與計畫程序要求，章節編號與 NUREG-1804 報告第二章之 2.3 - 2.5 節對應。
- 第 5 章：執照規格，章節編號與 NUREG-1804 報告第二章之 2.5.10 節對應。

- 第 6 章：關鍵審驗技術或注意事項建議
- 第 7 章：結論。

表 1.1 本報告與 NUREG-1804 報告之章節對照表

本報告 章節	NUREG- 1804 章節	標題
第一章、一般資訊		
1.1	1.1	一般描述
1.2	1.2	建造、廢棄物接收及置放的時程規劃
1.3	1.3	實體防護計畫
1.4	1.4	物料管制與料帳計畫
1.5	1.5	場址特徵化工作描述
第二章、永久封閉前之處置場安全		
2.1	2.1.1.1	關於封閉前安全分析之場址描述
2.2	2.1.1.2	結構、系統、組件、設備和操作過程活動的描述
2.3	2.1.1.3	危害界定和初始事件
2.4	2.1.1.4	界定事件序列
2.5	2.1.1.5	結果分析方法和示範
2.6	2.1.1.6	識別對安全與安全控制具重要性之結構、系統及組件， 與確保安全系統可靠性的措施
2.7	2.1.1.7	對安全與安全控制具重要性之結構、系統及組件的設計
2.8	2.1.1.8	正常作業與第 1 類事件序列符合 10 CFR 20 合理抑低的 規定
2.9	2.1.2	放射性廢棄物的再取出及替代貯存計畫
2.10	2.1.3	永久封閉及除污或除污及地表設施拆除計畫
第三章、永久封閉後之處置場安全		
3.1	2.2.1.1	系統描述與多重障壁論證
3.2	2.2.1.2.1	情節分析
3.3	2.2.1.2.2	情節分析與事件機率-鑑定事件的機率大於每年 10^{-8}
3.4	2.2.1.3.1	工程障壁材料之劣化
3.5	2.2.1.3.2	工程障壁的力學破壞
3.6	2.2.1.3.3	侵入工程障壁與廢料體的水量與水化學
3.7	2.2.1.3.4	核種釋出率及溶解度限制
3.8	2.2.1.3.5	氣候與入滲
3.9	2.2.1.3.6	未飽和區之流動路徑
3.10	2.2.1.3.7	未飽和區的核種傳輸

3.11	2.2.1.3.8	飽和區的流動路徑
3.12	2.2.1.3.9	飽和區的核種傳輸
3.13	2.2.1.3.10	廢棄物包件的火成作用破壞
3.14	2.2.1.3.12	地下水核種濃度
3.15	2.2.1.3.13	土壤中核種再分布
3.16	2.2.1.3.14	生物圈特徵
3.17	2.2.1.4.1	證明符合封閉後公眾個人防護標準
3.18	2.2.1.4.2	證明符合人類闖入標準
3.19	2.2.1.4.3	處置場功能分析證明符合個別的地下水防護標準
3.20	2.5.4	專家引進
第四章、行政與計畫程序要求		
4.1	2.3	解決安全問題的研究與發展計畫
4.2	2.4	功能確認計畫
4.3	2.5.1	品質保證計畫
4.4	2.5.2	紀錄、報告、試驗、及檢驗
4.5	2.5.3.1	美國能源部有關地質處置場營運區建造及營運的組織結構
4.6	2.5.3.2	地質處置場營運區安全與營運重要職位之指定職責
4.7	2.5.3.3	人員資格和培訓要求
4.8	2.5.5	啟動作為及測試計畫
4.9	2.5.6	維護、監測和定期檢測的一般性計畫
4.10	2.5.7	緊急應變計畫
4.11	2.5.8	限制進入管制和土地權使用管理
4.12	2.5.9	放射性廢棄物處置外的地質處置場用途
第五章、執照規格		
5.1	2.5.10	執照規格

第一章、一般資訊

於執照申請文件中提供一般資訊的目的是雙重的。首先，供美國能源部對處置場的工程設計概念做綜合性的說明；其次，供美國能源部展示對雅卡山場址及其周遭環境的認識及瞭解，及其如何影響處置場設計與安全功能。針對雅卡山場址及周邊環境掌握設計的安全功能，美國能源部將能在風險告知與安全功能基礎下判斷法規符合性，並由美國核管會對後續的安全分析報告進行評估。因此，本章管制單位審查的內容為一般資訊，而詳細的技術性內容及討論，則在執照申請的安全分析報告中呈現。本章分為五小節。

1.1 一般描述

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

1.1.1 審查範圍

本節審查的一般資訊為雅卡山預定地質處置場之執照申請。審查者依據 10 CFR Part 63.21(b)(1)要求的內容，評估相關資訊。

執照申請的「一般資訊」部分應包含描述雅卡山地質處置場的廣泛說明，涵蓋其主要結構、系統與組件，以及對此地質處置場營運區的作業與活動的討論。提供細節的程度與執行摘要中相似。所進行的審查以資訊內容為主，而更詳細的技術相關討論及說明，則列於執照申請文件中的安全分析報告。因此，在本節中並無資訊的詳細技術分析，而其他技術問題的詳細審查資訊，將在審查計畫的其他部分呈現。審查內容如下：

- (1) 地質處置場營運區的結構、系統與組件之設施內容與位置的描述，包含地表及地表下的部分；
- (2) 地質處置場營運區的營運與活動之相關討論；
- (3) 對於地質處置場進行管制之依據的敘述。

一般來說，審查方法及接受準則是建立在美國核管會管制相關作為的基礎上。因為一些資訊包含在執照申請部分中，這些資訊的性質可能不涉及功能評估相關問題、用於評估這些資訊是不具風險性質、非功能基礎的審查方法。因此，在這種情況下，沒有安全功能評估方法可以進行比較。

1.1.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
<p>一、地質處置場營運區的位置與結構、系統與組件配置</p> <p>(1) 對擬定處置場場址及周遭環境的物理特性描述，尤其是與健康與安全有關的處置場事項。</p> <p>(2) 足以顯示地質處置場營運區的位置及其相關結構、系統與組件之圖示，至少包含障壁、道路及連通的運輸基本設施、公共設施服務、以及天然與人為的邊界。</p> <p>(3) 地表及地表下的結構物、系統與組件之主要設計特性，並說明為暫時或永久的設計。</p> <p>(4) 除役與永久封閉時將拆除的地質處置場營運區之結構、系統與組件。</p> <p>(5) 地質處置場每個主要結構、系統與組件的定位與描述，包含其每項設計的目標以及這些結構、系統與組件彼此之間相互關係的描述。</p> <p>(6) 管制進出地質處置場營運區及周圍土地利用的計畫之一般討論，包括土地所有權及控制權的要求。</p> <p>(7) 放射性監測設施與活動的說明及描述，包含美國能源部對處置場建造和營運相關的降低放射性衝擊計畫。</p> <p>(8) 與美國能源部雅卡山最終環境影響評估報告一致的資訊，以及任何更新資訊。</p>	<p>一、適當定義地質處置場的位置與配置</p> <p>提供地質處置場營運區之一般且精準的描述。該描述包括：</p> <p>(1) 場址與自然環境的物理特性之討論。</p> <p>(2) 顯示地質處置場營運區及其相關的結構、系統與組件位置之圖示；</p> <p>(3) 地表及地表下的結構物、系統與組件之設計特性說明，並指定其為永久性或臨時性。</p> <p>(4) 定義地質處置場營運區各結構、系統與組件設置之目的，以及彼此之間相互關係。</p> <p>(5) 針對地質處置場營運區的進出及土地利用管制計畫。</p> <p>(6) 放射性監測設施與活動的說明及描述，包含美國能源部對處置場建造和營運相關的降低放射性衝擊計畫。</p>
<p>二、地質處置場營運區活動的一般資訊</p> <p>(1) 將在擬定處置場處置的用過核子燃料和其他高放射性廢棄物之型態、種類以及數量的資訊。</p> <p>(2) 例行性廢棄物包件接收、處理、以及放置的資訊。</p>	<p>二、充分描述地質處置場活動的一般性質</p> <p>(1) 提供欲處置的用過核子燃料及其他高放射性廢棄物的概述。</p> <p>(2) 提供營運方式的簡要描述，包含廢棄物以及廢棄物包件接收、處理、放置、再取出，同時也包括施工與營</p>

<p>(3) 在地質處置場營運區收到的廢棄物形式與廢棄物包件，檢查與測試計畫描述。</p> <p>(4) 廢棄物包件由處置坑道再取出及替代貯存之計畫描述。</p> <p>(5) 地質處置場營運區的除役與永久封閉之計畫描述。</p> <p>(6) 如用於非用過核子燃料與其他類型高放射性廢棄物之處置，地質處置場營運區將如何使用之一般性說明。</p> <p>(7) 緊急情況應對的計畫描述。</p>	<p>運期間人員、材料以及設備移動計畫之描述。</p> <p>(3) 提供廢棄物形式與廢棄物包件的檢查與測試之計畫描述。</p> <p>(4) 提供放射性廢棄物的再取出與替代貯存計畫之描述。</p> <p>(5) 提供地質處置場營運區的除役與永久封閉計畫之描述。</p> <p>(6) 如用於非用過核子燃料與其他類型高放射性廢棄物之處置，地質處置場營運區將如何使用之一般性說明。</p> <p>(7) 提供緊急狀況應對計畫之描述。</p>
<p>三、核管會執照核發權責的依據</p> <p>(1) 針對所提出地質處置場的活動，幕僚人員應確認執照申請文件中說明了核管會執照核發權責的依據。</p>	<p>三、提供美國核管會執照核發權責的充分依據</p> <p>(1) 委員會執照核發機構對適用於地質處置場的活動，執照申請描述了其基本內容。</p>

1.1.3 審查發現

美國核管制委員會審查了執照申請中的「一般資訊」及其他提交的資訊，並滿足了 10 CFR 63.21(b)(1) 的要求。申請文件提供了地質處置場充分的一般資訊，包括地質處置場營運區的位置，以及地質處置場營運區可能發生活動的一般特性討論，並且為核管會執照核發機構的行使權提供依據。

1.2 建造、廢棄物接收及置放的時程規劃

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

1.2.1 審查範圍

審查人員依據 10 CFR 63.21(b)(2) 要求進行評估。

- (1) 地質處置場運轉區(包括處置場內和處置場外必要的基礎設施的開發場外)的結構、系統與組件建造的時程。
- (2) 廢棄物包件的接收、處理和置放時程規劃。

1.2.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
<p>一、完成每個重要工作要素的主要步驟</p> <p>(1) 驗證時間表、時間表圖表或工作進度流程圖被提供。</p> <p>(2) 驗證每個工作步驟分配的預定時間，和確定工作步驟足以提供地質處置場營運區、基礎設施建設和廢棄物放置作業能全面了解。</p> <p>(3) 驗證地質處置場營運區設施能在廢棄物擬定的預定收取和安置時程前基本上都能完成。</p>	<p>一、完成每個重要工作要素的主要步驟被充分描述</p> <p>(1) 在施工建造期間地質處置場營運區、基礎設施建設每個重要工作要素的主要步驟，能在擬定活動時程確定。</p> <p>(2) 廢棄物接收及放置相關的主要步驟和活動能在擬定活動時程確定；</p> <p>(3) 須提供地質處置場各階段所描述的每項工作操作區域的作業和活動，以及充分描述對整體計畫項目進展。特別是以下：</p> <p>(a) 需要提供時間表、工作流程圖和其他項目管理規劃工具。</p> <p>(b) 對每個主要工作活動和已確定相互有關的主要活動排訂擬定時程，足以全面了解地質處置場營運區、基礎設施建設和常規廢棄物放置作業。</p>

1.2.3 審查發現

美國核能管制會已經審查「一般資訊」和其他已提交的資料，以支持許可證申請。美國能源部提供建造和廢棄物接收和放置的擬定時程，以能針對地質處置場營運區、基礎設施建設進行評估。

1.3 實體(physical)防護計畫

此審查確保美國能源部提供實體防護詳細的安全措施之描述，並確保高放射性廢棄物對公眾健康與安全不構成不合理的風險。相關描述必須包含實體防護設計、申照者保防事件應變計畫、以及安全組織與人員培訓及資格認證的計畫。該計畫必須列出測試、檢查、審核、以及其他用於證明符合要求的方法。實體防護系統應設計防止地質處置場運轉區失控而引致輻射暴露超過 10 CFR 72.106 規定的劑量。地質處置場運轉區的高放射性廢棄物相關實體防護的要求列於 10 CFR

73.51，美國核管會要求實體防護計畫符合這些規定。因 2001 年 9 月 11 日的恐怖攻擊，核管會已要求幕僚人員重新評估目前的實體防護要求。如果美國核管會認為有需要修改規定，則變更的部分必須通過公眾規則制定或其他適當方式，且有必要的話，會相應的修改雅卡山審查計畫。

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門、核安全與事件反應辦公室

1.3.1 審查範圍

本節審查依據 10 CFR 73.51 對高放射性廢棄物實體防護詳細安全措施的描述，必須包含實體防護設計、申照者保防事件應變計畫、以及安全組織與人員培訓及資格認證的計畫，且必須列出測試、檢查、審核、以及其他用於證明符合要求的方法。包含：

- (1) 實際施行的說明與時程；
- (2) 一般功能目標；
- (3) 防護目標；
- (4) 安全組織；
- (5) 實體障壁子系統；
- (6) 進出控制子系統與程序；
- (7) 偵測、監控、及警示子系統與程序；
- (8) 通訊子系統；
- (9) 設備操作性與補救措施；
- (10) 事故及應變計畫與程序；
- (11) 事件的報告。

1.3.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
一、地質處置場運轉區之描述與施行時程 (1) 指明確切位置；描述設施、廢棄物的性質、周遭環境、及附近地形。應於地圖上註明。	一、實體防護計畫包括地質處置場運轉區的充分描述並提供了可行的實施時程 (1) 指明了地質處置場運轉區的位置、地質處置場運轉區的設施、待處理廢棄物、地質處置場運轉區的規

<p>(2) 提出施行實體防護計畫的時程。運作之前，地質處置場運轉區不可貯存或使用高放射性廢棄物。</p>	<p>劃、周圍地區以及周圍地形，並實體防護計畫提供完善的圖示。</p> <p>(2) 實體防護計畫完善的實施時程。在實體防護系統實施與運作以前，高放射性廢棄物不會在地質處置場運轉區內貯存或使用。</p>
<p>二、一般功能目標</p> <p>(1) 提供對高放射性廢棄物實體防護詳細安全措施，包含實體防護設計、申照者保防事件應變計畫、以及安全組織與人員培訓及資格認證的計畫。</p>	<p>二、達成一般功能目標</p> <p>(1) 確保高放射性廢棄物的相關活動並不對公眾健康及安全構成不合理的風險。</p> <p>(2) 透過建立、維護及安排實體防護系統，滿足規定的一般功能目標及要求。</p> <p>(3) 實體防護系統中，為確保適當功能所需的多重性與多樣性組件、子系統與組件符合要求。</p> <p>(4) 實體防護系統透過設計、測試及維護，以確保其持續有效性、可靠性及可用性。</p>
<p>三、防護目標</p> <p>(1) 美國能源部應制定實體防護策略，以防止未經許可進入地質處置場運轉區，而造成失控導致輻射劑量超過劑量。持續維護與更新實體防護計畫，確保能夠防止地質處置場運轉區發生失控狀況的能力。</p>	<p>三、達成防護目標</p> <p>(1) 設計目的為防止地質處置場運轉區失控，導致輻射暴露超過要求的劑量。美國能源部備有實體防護策略，以拒絕任何未經許可的進出而可能使地質處置場運轉區失控。美國能源部為因應任何變化，維護並更新實體防護計畫，以避免地質處置場運轉區失控的情況。</p>
<p>四、安全組織</p> <p>(1) 管理、控制、及實施實體防護系統，且能符合實體防護計畫並保持其有效性的安全組織。</p>	<p>四、適當的安全組織</p> <p>(1) 美國能源部須說明安全組織是由美國能源部直接雇用還是能源部的承包商。美國能源部與合約部門需有適當的書面協議。</p> <p>(2) 美國能源部對安全組織有適當的結構與管理。安全組織必須提供足夠的輪值人力來監管偵測系統。</p> <p>(3) 美國能源部至少每 24 個月對實體防護計畫交由與實體防護計畫管理無</p>

	<p>關且非負實體防護計畫執行責任者進行一次審查。</p> <p>(4) 美國能源部建立一個適當的警衛隊訓練計畫。</p>
<p>五、實體障壁子系統</p> <p>(1) 實體障壁的功能目標是確定允許活動與狀況的範圍。其他障壁功能目標是引導人員、車輛及材料進出控制點的路線；延遲或拒絕人員、車輛及物質未經許可的進出；延遲引致地質處置場運轉區失控的不良企圖；協助檢測與評估；並允許安全警力或當地執法機構及時做出反應，以防止惡意行為的發生。</p>	<p>五、適當的實體障壁子系統</p> <p>(1) 高放射性廢棄物只能貯存在保護區內。材料進出保護區需通過或穿越兩個實體障壁(一個保護區周圍的障壁以及一個具備實質穿越阻力的障壁)。保護區周圍障壁任何的進出點、使用的方法以及確保障壁完整性所採行的控制與保護方法已充分說明。</p> <p>(2) 所有地質處置場運轉區隔離帶的位置及大小已充分描述。</p> <p>(3) 美國能源部充份說明了用於監測、觀察以及在保護區內對區域外評估活動所需之照明系統。美國能源部應對保護區的照明展示，可接受的緊急備用電源及失去正常電力時的安全評估。</p>
<p>六、進出控制子系統與程序</p> <p>(1) 進出許可控制與程序之功能目標是人員、車輛及材料的辨識，並對未經許可的進出啟動及時反應措施。</p>	<p>六、適當的進出控制子系統與程序</p> <p>(1) 美國能源部建立與維護了人員識別系統，使進出僅限於被許可的個人。</p> <p>(2) 美國能源部提供適當程序以控制保護區的人員進出點。</p> <p>(3) 美國能源部建立與控制適當的鎖定系統，以限制進出僅限於獲得許可的人員。</p> <p>(4) 美國能源部保留適當的進出管制紀錄。</p>
<p>七、偵測、監控及警示子系統與程序</p> <p>(1) 偵測、監控及警示子系統與程序的安全功能目標，為針對任何未經許可的進出或人員、車輛及材料嘗試進出或入侵事件發生時，即時偵測、評估及傳達，以即時反應並防止這些未經許可的進出或入侵。</p>	<p>七、適當的偵測、監控、及警示子系統與程序</p> <p>(1) 保護區周圍兩個障壁間的隔離區內，安裝適當的入侵偵測系統。</p> <p>(2) 美國能源部在保護區內的人員常駐中央警示站及至少一個現場人員常駐警示站，設有所要求的全部警報標</p>

	<p>示。提供警示站足夠的常駐人力和警報告示方法。</p> <p>(3) 偵測系統及其子系統皆透過線路監控進行監測。</p> <p>(4) 保護區內透過適當的日常隨機巡視進行監測。</p>
<p>八、通訊子系統</p> <p>(1) 通訊子系統的安全功能目標是通報未經許可的入侵企圖，以及時反應並防止地質處置場運轉區的損失。</p>	<p>八、適當的通訊子系統</p> <p>(1) 每個人員常駐警示站所屬人員可以尋求其他守衛、當地執法機構或指定應對部隊的協助。</p> <p>(2) 使用多重系統以確保與當地執法機構或安全應對部隊聯繫。</p> <p>(3) 具有適當的方法維持通訊系統在可運作狀況。</p>
<p>九、設備操作性與補救措施</p> <p>(1) 測試與維護程序的功能目標是確保安全設備在需要時能可靠地運作。</p>	<p>九、適當的設備操作性與補救措施</p> <p>(1) 測試與維護程序能夠確保安全設備在需要時能可靠地運作。</p> <p>(2) 美國能源部對地質處置場運轉區實體防護計畫有足夠的測試與維護計畫。</p>
<p>十、事故及應變計畫與程序</p> <p>(1) 事故及應變計畫與程序的功能目標為提供保防事件的預定反應措施，以暫時阻礙敵對者，直到外部支援抵達。</p>	<p>十、適當的事故及應變計畫與程序</p> <p>(1) 美國能源部提供適當的保防事故應變計畫以因應保護區未經許可的進出或內部活動。</p> <p>(2) 美國能源部對於指定應對部隊或當地執法機構備有適當的書面反應計畫。</p>
<p>十一、保防事件的報告</p> <p>(1) 確認美國能源部向美國核管會報告保防事件。</p>	<p>十一、適當之保防事件報告</p> <p>美國能源部向美國核管會提供適當的保防事件報告。</p>

1.3.3 審查發現

美國能源部針對高放射性廢棄物將實施適當的實體防護計畫，包括實體防護、保防事故應變計畫。

1.4 物料管制與料帳計畫

審查職責 – 燃料循環安全與保防處高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

1.4.1 審查範圍

本節審查物料管制與料帳計畫。審查委員將審查 10 CFR 63.21(b)(4)所規定的資訊。包含：

- (1) 對所貯存高放射性廢棄物的物料結餘、盤存、及記錄和程序；
- (2) 防備意外臨界或特殊核子物料遺失報告的程序；
- (3) 準備物料狀態報告的程序；及
- (4) 準備核子物料轉帳報告的程序。

1.4.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
一、物料結餘、盤存、及記錄保存程序	一、對用過核子燃料與高放射性廢棄物的物料結餘、盤存、及記錄保存程序是適當的
二、意外臨界或特殊核子物料遺失的報告	二、確保及時報告意外臨界或遺失特殊核子材料的程序是適當的
三、準備物料狀態報告的程序	三、準備物料狀態報告的程序是適當的
四、準備核子物料轉移報告的程序	四、準備核子物料轉移報告的程序是適當的

1.4.3 審查發現

美國核管會幕僚人員已經審查安全分析報告與其他提報資料以支持執照的申請，且發現，具有合理的保證，滿足 10 CFR 63.78 的規定。美國能源部已經建立物料管制與料帳計畫，符合 10 CFR 72.72、72.74、72.76、及 72.78 的規定。

1.5 場址特徵化工作描述

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

1.5.1 審查範圍

本節回顧安全分析報告中，支援技術討論和描述所需之雅卡山場址特徵工作的描述和結果。評審委員將評估聯邦法規 10 CFR63.21(b)(5)所要求的資訊。工作小組將審查下列場址特徵化工作的描述和結果：

- (1) 地質學；
- (2) 水文學；
- (3) 地球化學；
- (4) 母岩的大地工程特性和條件；
- (5) 氣候學、氣象學和其他環境科學；
- (6) 所考慮之參考生物圈。

1.5.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
一、描述場址特徵化工作內容 (1) 確認執照申請的「一般資訊」中已描述了場址特徵化工作內容，包含：地質學；水文學；地球化學；母岩的大地工程特性和條件；氣候學、氣象學和其他環境科學；以及所考慮之參考生物圈。	一、執照申請的「一般資訊」章節中包含場址特徵化活動內容的充分描述，並充分概述有關場址特徵化活動。
二、節要場址特徵化成果 (1) 地質概述： (a)物理性環境；(b) 地表和地下主要岩層單位及地層關係；(c)重要地層和構造特徵的描述和位置；(d)建議處置場操作和安全相關的地層單位之大地工程性質；(e)用於評估計畫處置場之估計功能的建議地質系統；(f)地貌、構造、地震和火山模式；(g) 需要複雜工程量測的潛在地質災害的界定；(h) 地震活動性的評估；以及(i) 火山活動評估。	二、執照申請的「一般資訊」章節中包含場址特徵化結果的適當描述。 (1) 充分了解雅卡山地區目前的特徵和過程。 (2) 雅卡山地區處置場安全中對於未來事件和可能出現的過程演變提供適當的資訊。 (3) 所考慮之參考生物圈的描述與雅卡山場址內及周圍的自然過程的現有知識一致，包含合理地最大限度暴露的個體位置。

<p>(2) 水文概述：</p> <p>(a) 水文地質的特點描述；(b) 區域地下水流系統的解釋；(c) 用來估計建議處置場特性之水文地質系統描繪；(d) 氣候；(e) 地下水質；(f) 用水模式；(g) 估計各含水層系統水的流量；(h) 地表水文特徵的界定。</p> <p>(3) 地球化學概述：</p> <p>(a) 地球化學環境描述；(b) 評估地下水以確定諸如水化學、放射性核種溶解度和放射性核種吸附能力的特性；(c) 放置廢棄物包件附近預期的地球化學環境之描述。</p> <p>(4) 大地工程特性和條件概述：</p> <p>(a) 土壤工程性質進行特徵化所需現場調查；(b) 場址調查結果；(c) 其他場址特徵化工作。</p> <p>(5) 氣候、氣象和其他環境資訊；</p> <p>(6) 所考慮之參考生物圈的摘要。</p>	
--	--

1.5.3 審查發現

美國核管理委員會審查了支持場址特徵化執照申請而提交的一般資訊和其他資訊，利用適當的摘要描述雅卡山場址特性，以及這些工作的結果節要，讓工作小組評估執照申請的整體充分性。

第二章、永久封閉前之處置場安全

2.1 關於封閉前安全分析之場址描述

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.1.1 審查範圍

本節提供有關場址描述審查的導引，因為這涉及到封閉前安全分析和地質處置場的運轉區設計。評審委員將評估 10 CFR 63.21(c)(1)(i) - (iii)要求的資訊。工作小組將對場址描述的以下部分進行評估，包含：

- (1) 場址地理；
- (2) 區域人口；
- (3) 當地氣象和區域氣候學；
- (4) 區域和地區性地表水和地下水水文；
- (5) 場址地質和地震學，包含地表和地下設施設計相關的地球工程性質；
- (6) 火成活動；
- (7) 場址地形地貌；
- (8) 場址地球化學；
- (9) 土地利用、結構和設施，以及整個土地使用區域內的殘留放射活性。

2.1.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
一、場址地理描述，包含： (1) 明顯的自然和人為特徵是否已充分定義及規定。 (2) 確認場址的限制區域內自然和人為物體的特點。 (3) 足夠詳細和適當尺度的地圖。	一、執照申請評估封閉前安全分析和地質處置場運轉區設計是否有適合的場址地理描述。 (1) 場址位置是否已充分定義。 (2) 充分確定場址控制區內自然和人為物體是否有具體特徵化。 (3) 場址和附近設施足夠詳細和適當尺度的地圖。
二、區域性人口學描述 審核區域人口統計資訊是依據目前的人口普查數據，並將人口分佈作為距離地質處置場區域的距離函數，人口	二、執照申請評估封閉前安全分析和地質處置場運轉區設計，是否有適合的區域人口描述。

<p>資訊應足夠詳細以確定民眾真實的位置，應預測封閉前的人口資訊。</p>	<p>區域人口統計資訊是依據當前的人口普查數據，並將人口分佈作為距離地質處置場區域的距離函數。</p>
<p>三、地方氣象學和區域氣候學的描述。</p> <p>(1) 評估執照申請關於當地氣象和區域氣候學的數據之充分性。</p> <p>(2) 確認數據收集技術是依據可接受的方法，並且提供依據該技術基礎的數據摘要。</p> <p>(3) 評估年度降水量和降水形式的資訊，以及場址可能的最大降水量。</p> <p>(4) 確認執照申請充分定義惡劣的氣候類型、頻率、大小和持續時間，並對惡劣氣候評估提供的設計基準/標準之有效性進行評估。</p> <p>(5) 審核美國能源部是否已有充足的歷史數據進行適當的趨勢分析。</p>	<p>三、執照申請評估封閉前安全分析和地質處置場運轉區設計，是否有適合當地氣象和區域氣候學描述。</p> <p>(1) 執照申請關於當地氣象和區域氣候學的資料。</p> <p>(2) 資料收集技術依據公認的方法，並提供資料摘要的技術基礎。</p> <p>(3) 提供充足的年度降水量和降水形式，以及可能最大降水量等資訊。</p> <p>(4) 執照申請充分定義了惡劣天氣的類型、頻率、大小和持續時間。提供了對於設計災害性天氣的評估有效的基準/標準。</p> <p>(5) 適當進行趨勢分析，並且有充足的歷史資料支持執照申請。</p>
<p>四、區域性的地區性地表和地下水文學描述。</p> <p>(1) 評估地表和地下水水文的描述，審核封閉前安全分析和地質處置場運轉區域設計是否得到充分確認。</p> <p>(2) 審核地質處置場運轉區域設計可接受自然排水特性的任何可能改變之影響分析。</p> <p>(3) 確認可能的最大洪水計算，並且有足夠的數據支持，包含流域的實際暴雨數據。</p>	<p>四、執照申請評估封閉前安全分析和地質處置場運轉區設計，是否有足夠的地區性和區域水文資訊。</p> <p>(1) 描述地表水和地下水水文，適當地界定封閉前安全分析和地質處置場運轉區域設計相關的水文特性。</p> <p>(2) 地質處置場運轉區域設計對於自然排水特性的任何可能改變之影響分析是可接受的。</p> <p>(3) 足夠的資料支持可能的最大洪水計算，包含流域的實際暴雨資料。</p>
<p>五、場址地質和地震學的描述，包括：</p> <p>(1) 審核是否提供足夠的地質資料支持封閉前安全分析和地質處置場運轉區域設計。</p> <p>(2) 即將進行的主要施工區域依據現地和實驗室試驗結果，確認場址特徵化資料，並依據公認的業界技術和標準。</p>	<p>五、執照申請評估封閉前安全分析和地質處置場運轉區設計，有關足夠有關場址之地質和地震學描述。</p> <p>(1) 執照申請提供了足夠的現場地質資料。</p> <p>(2) 依據現地和實驗室試驗結果所得的資料是否足以特徵化場址。</p> <p>(3) 母岩力學試驗數據支持執照申請分析所需的地下材料穩定性。</p>

<p>(3) 確認土壤的工程特性，依據實驗室和現場試驗提供的結果建造地面設施，並使用公認的業界技術收集和處理這些數據。</p> <p>(4) 確認詳細的土壤試驗數據支持地表材料穩定性的執照申請分析。</p> <p>(5) 諮詢雅卡山審查計畫審查人員，以確認地震動以及地表和地下斷層位移已經被適當地特徵化。</p> <p>(6) 利用可接受的方法審核這些特徵化的地震動以及地表和地下斷層位移是否轉換至工程設計參數。</p> <p>(7) 評估設施基礎的靜態和動態穩定性分析、地下位移漂移、以及自然和人為斜坡(包含開挖與回填)。</p>	<p>(4)土壤工程特性是否依據實驗室和現場試驗提供的結果。</p> <p>(5) 詳細的土壤試驗數據是否支持申請執照分析所需的地表材料穩定性，並考慮地表沉降、過去的負載歷史和液化潛能。</p> <p>(6) 場址的地震動以及地表和地下斷層位移是否已經被充分特徵化。</p> <p>(7) 使用特徵化地震動以及地表和地下斷層位移開發地震設計資料。</p> <p>(8) 執照申請提供了對於設施基礎、地下位移漂移，自然和人為斜坡的靜態和動態穩定性的分析，以及其破壞可能導致放射性核種釋放。</p>
<p>六、場址火成活動資訊，包括：</p> <p>(1) 諮詢審核人員，以審核執照申請是否已充分考慮場址之火成活動。</p>	<p>六、執照申請評估封閉前安全分析和地質處置場運轉區設計，有關足夠有關火成活動歷史的描述，如：</p> <p>(1) 執照申請充分考慮場址之火成活動。</p>
<p>七、場址地形地貌資訊，包括：</p> <p>(1) 評估場址地形地貌的分析。評估地表侵蝕的程度以及大型崩塌的可能性。</p>	<p>七、執照申請評估封閉前安全分析和地質處置場運轉區設計，有關足夠關於場址地形地貌的描述，如：</p> <p>(1) 執照申請充分考慮了地表侵蝕的程度以及大型崩塌的可能性。</p>
<p>八、場址地球化學資訊，包括：</p> <p>(1) 任何基岩內或棲止水帶內或偶然流經破裂的突發性流動之地下水之地球化學組成是否確定腐蝕性。</p> <p>(2) 處置場深處的地球化學成分是否會被水流經過而淋溶或增加腐蝕性。</p> <p>(3) 加熱或其他過程而對母岩破裂帶或基岩造成地球化學換質，改變地質力學岩體特性。</p>	<p>八、執照申請評估封閉前安全分析和地質處置場運轉區設計，有關足夠地球化學資訊的描述，如：</p> <p>(1) 任何基岩內或棲止水帶內或偶然流經破裂的突發性流動之地下水之地球化學組成是否確定腐蝕性。</p> <p>(2) 處置場深處的岩層之地球化學成分是否會被水流經過而淋溶或增加腐蝕性。</p> <p>(3)加熱或其他過程而對母岩破裂帶或基岩造成地球化學換質，改變地質力學岩體特性。</p>

<p>九、土地利用、結構和設施以及殘留放射性包括：</p> <p>(1) 與土地用途衝突的處置場。</p> <p>(2) 現有結構和設施的影響或這些設施的潛在污染。</p> <p>(3) 民眾或工作小組潛在暴露於場址的殘餘輻射。</p>	<p>九、執照申請包含對過去土地使用的充分評估、現有結構和設施的影響；和暴露於殘餘輻射的可能性，如：</p> <p>(1) 有關過去的土地使用情況資訊足以界定任何潛在的衝突。</p> <p>(2) 現有人造結構或設備足以確定對這些結構和設備的影響。</p> <p>(3) 界定足以確定暴露給工作小組或民眾之任何潛在殘餘輻射。</p>
--	--

2.1.3 審查發現

美國核管理委員會工作小組審查了安全分析報告和其他支援執照申請的資料，充分的封閉前安全分析和評估地質處置場運轉區域設計，已經有足夠的數據滿足雅卡山場址及周邊地區的要求，以界定天然存在和人為引起的災害，以及主體母岩的地質力學特性和條件。

2.2 結構、系統、組件、設備和操作過程活動的描述

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.2.1 審查範圍

本節提供有關結構、系統、組件、設備和作業過程描述審查的導引。審查人員還將評估 10 CFR 63.21(c)(2)、(c)(3)(i)和(c)(4)所要求的資訊。工作小組將對結構、系統和組件、設備和作業過程的描述進行評估。例如：

- (1) 地表設施及其功能的位置說明；
- (2) 地表及地下設施的結構、系統、組件、設備和公用設施系統描述和設計細節；
- (3) 高放射性廢棄物特徵化描述；
- (5) 障壁系統組件的設計之描述；
- (6) 地質處置場運轉區域處理過程和程序的描述。

2.2.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
一、地面設施位置及其功能描述，包括：	一、執照申請包含地表設施的位置及其特定功能說明，以便對周圍安全分

<p>(1) 確認所有的地面設施，包含場址的位置和配置，以及距離場址邊界的距離，該描述應具有足夠詳細和適當尺度的繪圖。</p> <p>(2) 審核地表設施設計的描述是否足夠對室內安全分析進行評估。</p> <p>(3) 審核所有設施功能的要求之描述，足以評估封閉前安全分析和地質處置場運轉區域設計。</p> <p>(4) 審核是否具有對於設備功能、操作員培訓以及試驗/維護計畫的描述，足以評估封閉前安全性分析。</p>	<p>析和地質處置場運轉區域設計進行評估，如：</p> <p>(1) 執照申請書描述了地面設施，包含足夠詳細和適當尺度的圖。</p> <p>(2) 對地面設施的設計描述足以進行封閉前安全分析評估。</p> <p>(3) 設施功能要求的描述提供了對於地質處置場運轉區域作業、程序和位置的了解。</p> <p>(4) 設備的特性、操作人員的培訓以及試驗/維護的計畫描述足以評估封閉前的安全性分析。</p>
<p>二、地面設施的結構、系統、組件和設備的描述和設計細節，包括：</p> <p>(1) 確認提供支持地面設施的結構、系統和組件的充分描述和設計資訊，包含結構、系統、組件、設備和公用系統。</p> <p>(2) 確認對支持系統和結構、系統和組件之間的潛在交互的充分描述。</p> <p>(3) 審核是否提供了對於每個設施內的結構、系統和組件的位置和功能配置的充分描述。</p> <p>(4) 確認提供充分討論關於地面設施抵禦自然現象(例如地震動)的能力之設計資訊。</p>	<p>二、執照申請程序包含地表設施的結構、系統和組件和設備的描述以及設計細節，足夠對封閉前安全分析和地質處置場運轉區域設計進行評估，如：</p> <p>(1) 執照申請程序提供充分的地表設施結構、系統、組件和設備相關之說明和設計資訊。</p> <p>(2) 執照申請程序提供對於支持系統和結構、系統和組件之間交互的潛在之充分描述。</p> <p>(3) 執照申請程序提供每個設施內結構、系統和組件的位置和功能配置的充分描述。</p> <p>(4) 執照申請提供充分關於地面設施承受自然現象的能力之設計資訊。</p>
<p>三、地下設施的結構、系統、組件和設備的描述和設計細節，包括：</p> <p>(1) 確認地下設施的結構、系統、組件、設備相關具有充分的描述和設計資訊。</p>	<p>三、執照申請包含地下設施的結構、系統、組件和設備之描述和設計細節，足以允許評估安全分析和地質庫操作區域設計，如：</p> <p>(1) 執照申請提供了地下設施的結構、系統、組件、設備相關的充分說明和設計資訊。</p>
<p>四、用過核子燃料和高放射性廢棄物特性描述，包括：</p>	<p>四、執照申請描述了用過核子燃料和高放射性廢棄物的特性，充分對封閉</p>

<p>(1) 用過核子燃料的參數範圍是否有適當的特徵化。</p> <p>(2) 用過核子燃料的高放射性廢棄物性質具有充分的特徵化。</p>	<p>前安全分析和廢棄物包件設計進行評估，如：</p> <p>(1) 執照申請充分特徵化用過核子燃料的參數範圍。</p> <p>(2) 執照申請充分特徵化用過核子燃料以外高放射性廢棄物的特性。</p>
<p>五、工程障壁系統及其組件的描述，包括：</p> <p>(1) 確認主要特徵化的廢棄物包件。</p> <p>(2) 確認廢棄物包件和廢棄物罐的功能特徵之分析和特徵化進行充分討論，已經提供了諸如圍阻、臨界狀態控制、屏蔽、降低抗斷裂性和限制。</p> <p>(3) 審核工程化障壁系統組件的分析和特徵化之討論。</p>	<p>五、執照申請程序提供了工程障壁系統及其組件的一般描述，足以支持封閉前安全分析和工程障壁系統設計的評估，如：</p> <p>(1) 定義主要特徵化的廢棄物包件，包含尺寸、重量、材料、製造和焊接。</p> <p>(2) 提供充足的廢棄物包件和廢棄物罐功能特徵之特徵化資訊。</p> <p>(3) 關於工程化障壁系統組件的分析和特徵化之討論。</p>
<p>六、地質處置場運轉區域操作過程和程序的描述，包括：</p> <p>(1) 評估操作流程和程序的描述，以確認組件以及設施功能和程序有充分的了解。</p> <p>(2) 審核足以評估封閉前安全性分析所提供的運轉過程設計、設備設計和規格以及儀器和控制系統的資訊。</p>	<p>六、地質處置場運轉區域操作流程說明足以審查封閉前安全分析，如：</p> <p>(1) 地質處置場運轉區域操作流程的描述可以充分了解組件以及設施功能和程序。</p> <p>(2) 提供的關於運轉過程設計、設備設計和規格，以及儀器和控制系統中部分的界面和交互作用之資訊，足以評估封閉前的安全性分析。</p>

2.2.3 審查發現

美國核管理委員會工作小組審查了安全分析報告以及其他支援執照申請的資料，提供適當的地質處置場運轉區域的結構、系統、組件、設備以及處理作業一般描述。

2.3 危害界定和初始事件

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.3.1 審查範圍

本節提供有關界定危害和初始事件審查的導引。審查人員還將評估聯辦法規 10 CFR 63.21(c)(5)所要求的資訊。工作小組將評估危害界定和初始事件。例如：

- (1) 用於界定危險和初始事件的方法之技術基礎和假設；
- (2) 使用相關資料界定危險和初始事件；
- (3) 確認發生危害和初始事件的頻率或機率；
- (4) 納入或排除特定危害和初始事件的技術依據；
- (5) 安全分析中要考慮的危害和初始事件清單。

2.3.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
<p>一、用於界定危害和初始事件方法的技術基礎和假設，包括：</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 確認用於界定危害和初始事件的方法與原子能機構導則或業界慣例標準是一致的。 (2) 如果不使用原子能機構的導則或業界慣例標準，則評估美國能源部對於特定危害和初始事件界定方法的基礎和選擇是否可以防範。 (3) 確認選擇危害和初始事件界定的方法適用於場址和地質處置場運轉區域的可用資料。 (4) 確認界定自然發生和人為引發的危害和初始事件的假設是明確的，且具有足夠的技術基礎，並得到本計畫的支持。 	<p>一、用於界定危害和初始事件的方法之技術基礎和假設足夠充分，如：</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 用於界定危害和初始事件的方法與業界慣例標準一致。 (2) 如果不使用原子能機構的導則或業界慣例標準，美國能源部對於特定危害和初始事件界定方法的基礎和選擇是可防範的。 (3) 選擇危害和初始事件界定的方法適用於場址和地質處置場運轉區域的可用資料。 (4) 界定自然發生和人為引發的危害和初始事件之假設是明確的，並具有足夠的技術基礎，以及得到場址及其結構、系統、組件、設備和操作流程資訊的支持。
<p>二、使用相關資料界定特定場址的危害和初始事件，包括：</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 審核是否使用適當的特定場址資料來界定自然發生和人為引起的危害和初始事件。 (2) 審核確定危害的充分性和初始事件界定時，考慮相應的特性和因素。 	<p>二、場址資料和系統資訊適用於界定危害和初始事件，如：</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 適當的特定場址資料用於界定自然發生的危害和初始事件。 (2) 確定危害的充分性和初始事件界定時，考慮適當的特性和因素。 (3) 界定地質處置場運轉區放射裝置系統相關方面之人為危害，以及包含

<p>(3) 確認放射裝置系統相關方面之人為危害的界定，確認危害的界定包含所有作業模式。</p>	<p>所有地質處置場運轉區域的作業模式之危害。</p>
<p>三、確定發生危害和初始事件的頻率或機率，包括：</p> <p>(1) 審核選擇確定危害和初始事件機率或發生頻率的方法是否適當。且相關的不確定性是否量化。</p> <p>(2) 如果未使用原子能機構的導則或業界慣例標準，則可以評估美國能源部用對於確定危險發生頻率或發生機率，以及初始事件的方法之基礎和選擇是否可以防範。</p> <p>(3) 如果相關資料不足或不可用，審核是否使用適當的機率估計值，並提供防禦性技術基礎。</p> <p>(4) 審核可能因人為錯誤而導致放射後果被充分界定，並進行適當的人為可靠性分析。</p>	<p>三、確定發生危害和初始事件的頻率或可能性是可被接受，如：</p> <p>(1) 選擇確定危害和初始事件機率或發生頻率的方法是否適當，且相關的不確定性已被充分量化。</p> <p>(2) 確定危害發生頻率或發生機率的估計使用任何非標準做法提供適當的依據和理由。</p> <p>(3) 自然發生的事件和人為的危害以及初始事件而建立的頻率和/或機率是有效的。</p> <p>(4) 充分界定可能因人為錯誤而導致放射後果，並進行適當的人為可靠性分析。</p>
<p>四、包含或排除特定危害和初始事件的技術基礎，包括：</p> <p>(1) 審核是否提供了適當的技術基礎，包含和排除危害和初始事件。</p> <p>(2) 確認技術上是可防禦的，並與雅卡山審查計畫中審查的場址和系統資訊保持一致。</p> <p>(3) 確認技術基礎包含考慮不確定性。</p>	<p>四、提供了包含和排除危害和初始事件的充分技術基礎，如：</p> <p>(1) 技術上是可防禦的，與場址和系統資訊一致。</p> <p>(2) 技術基礎考慮不確定性因素，包含危害以及初始事件相關的頻率或機率。</p>
<p>五、風險安全分析中應考慮的危害和初始事件列表，包括：</p> <p>(1) 審核危害和初始事件清單，包含可靠的自然和人為因素事件。</p> <p>(2) 進行有限的獨立評估審核，以確認可能導致放射性釋放的危害和初始事件列表可被接受。</p>	<p>五、可能導致放射性釋放的危害和初始事件列表可被接受，如：</p> <p>(1) 危害和初始事件清單包含可靠的自然和人為因素事件。</p> <p>(2) 獨立評估確認可能導致放射性釋放的危害和初始事件列表可接受。</p>

2.3.3 審查發現

美國核管理委員會工作小組審查了安全分析報告以及其他支援執照申請的資料，並且符合界定危險和初始事件。自然發生和人為因素的危害和潛在的初始事件已被充分確定。初始事件的界定和相關的發生機率是可被接受的。

2.4 界定事件序列

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.4.1 審查範圍

本節提供有關界定封閉前安全分析中考慮的事件序列之審查導引。審查人員還將評估聯邦法規 10 CFR 63.21(c) (5)所要求的資訊。工作小組將評估事件序列界定。例如：

- (1) 用於以及假設界定事件序列的方法的技術基礎；
- (2) 類別 1 和 2 的事件序列。

2.4.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
一、用於事件序列界定的方法的技術基礎和假設，包括： (1) 審核界定事件序列選擇的方法是否合適，並符合標準做法。 (2) 審核使用任何非標準方法是否提供適當的基礎和理由。 (3) 確認所選擇的方法與特定場址資料一致並得到支持。 (4) 審核在界定事件序列中做出的假設是合理和有效的。	一、使用的方法和假設提供充分的技術基礎和理由，用於界定封閉前安全分析事件序列，如： (1) 界定事件序列選擇的方法是否合適，並且與導則或業界慣例標準一致，或者被充分證明其合理性。 (2) 選擇的方法與特定場址資料一致並得到支持。 (3) 界定事件序列中做出的假設是合理且有效。
二、類別 1 和 2 的事件序列，包括： (1) 審核是否正確考慮雅卡山審查計畫中危害和初始事件的審查。確認已適當應用界定事件序列方法。 (2) 審核界定事件順序中已經適當考慮了使用雅卡山審查計畫潛在相關人	二、類別 1 和 2 的事件序列已充分界定，如： (1) 充分考慮了相關危害和初始事件，選擇適用於界定事件序列的方法。 (2) 界定事件序列中適當考慮潛在相關人為因素。

<p>為因素的審查。並使用人為可靠性分析之方法。</p> <p>(3) 審核已考慮了初始事件和相關事件序列之合理組合，以及可能導致個體暴露於輻射之相關事件序列。</p> <p>(4) 審核第 1 類事件序列是否包含在地質處置場運轉區永久封閉之前預期發生一次或多次的序列。</p> <p>(5) 審核第 2 類事件序列是否包含永久封閉前，10,000 次中至少發生一次的事件序列。</p> <p>(6) 斟酌進行有限的獨立評估，以確認可能導致放射性釋放的可能事件序列已被充分界定，並審核分析和計算是否正確執行。</p>	<p>(3) 認為合適的初始事件和相關事件序列之合理組合，可能導致個體暴露於輻射。</p> <p>(4) 依據第 1 類事件序列進行界定，地質處置場運轉區永久封閉之前預期發生一次或多次的序列，用於確定事件序列的技術方法可被接受。</p> <p>(5) 第 2 類事件序列包含在封閉期間發生 10,000 次發生中至少有機會的所有事件序列，並且用於確定發生機率的技術方法可被接受。</p> <p>(6) 有限的獨立評估，確認可能導致放射性釋放的可能事件序列已被充分界定。</p>
--	--

2.4.3 審查發現

美國核管理委員會工作小組審查了安全分析報告以及其他支援執照申請的資料，且已提供了潛在事件序列的界定和分析。

2.5 結果分析方法和示範

2.5.1 結果分析

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.5.1.1 審查範圍

本節提供有關結果分析方法和示範的審查導引，此設計符合 10 CFR Parts 20 及 Parts 63 輻射數值防護正常運轉和第 1 類事件序列的要求。審查人員還將評估 10 CFR 63.21(c)(5) 所要求的資訊。工作小組將評估設計符合正常運轉和第 1 類事件序列的 10 CFR Parts 20 及 Parts 63 輻射數值防護要求。例如：

- (1) 正常運轉和第 1 類事件序列的結果評估；
- (2) 在正常運作和第 1 類事件序列中的場址內和場址外劑量；
- (3) 符合執行功能目標。

2.5.1.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
<p>一、第 1 類事件序列正常操作的結果分析，以及允許事件序列在地質處置場運轉區域內傳播的因素，包括：</p> <p>(1) 可能導致放射後果的危害事件序列。</p> <p>(2) 界定危害與建議控制措施的相互作用。</p> <p>(3) 地質處置場運轉區域作業模式。</p> <p>(4) 將確定結果(輻射劑量)的事件序列的描述，包含有關危害、結構、系統和組件的資訊，以及依賴防止或減輕事件序列之管控。</p>	<p>一、結果分析充分評估正常運轉和第 1 類事件序列，以及允許事件序列在地質處置場運轉區域內傳播的因素，如：</p> <p>(1) 對正常運轉和第 1 類事件序列進行結果分析，充分考慮可能導致放射後果的危害事件序列。</p> <p>(2) 確定的危害與建議控制措施的相互作用。</p> <p>(3) 所有地質處置場運轉區營運模式。</p> <p>(4) 分析假定以執照申請中規定的放射性廢棄物的最大容量和比率進行運轉。</p>
<p>二、對正常運營和第 1 類事件序列中工作小組及民眾的後果計算評估，包括：</p> <p>(1) 評估用於執行結果計算之方法。審核選擇這些方法是否提供充分的技術基礎，確認計算和方法使用的假設提供足夠的技術基礎。確認方法以及所使用的特定場址資料、系統設計和過程資訊一致。</p> <p>(2) 正常運轉或第 1 類事件序列中，界定評估可能接受劑量的民眾，以及鑑定的依據。確認場址邊界之外的任何民眾的年度總劑量低於 10 CFR 63.111(a)(2)的限制。</p> <p>(3) 審核結果分析的輸入資料和資訊是否被界定，並與特定場址資料、系統設計和過程資訊一致。審核是否有足夠的技術基礎，以及適當考慮輸入資料的不確定性。</p> <p>(4) 評估放射源項的計算。</p>	<p>二、結果計算充分評估工作小組和民眾對正常運轉和第 1 類事件序列的影響，如：</p> <p>(1) 使用充分的方法來執行結果計算，並提供足夠的技術基礎來選擇這些方法。以及提供用於計算和方法的假設之足夠技術基礎。所選擇的方法與特定場址資料、系統設計和過程資訊一致。</p> <p>(2) 正常運轉或第 1 類事件序列中，足夠界定可能獲取最高劑量的民眾，並且有足夠的理由。場址邊界之外對個人劑量限制的任何真實民眾之年度總劑量。</p> <p>(3) 界定用於結果分析的輸入資料和資訊，並且與特定場址資料、系統設計和過程資訊一致。提供了足夠的技術基礎以及適當考慮了輸入資料中的不確定性。</p> <p>(4) 放射源項的計算是可以接受的。</p>

<p>(5) 在正常運轉和第 1 類事件序列期間評估場址內和場址外直接曝光的計算。</p> <p>(6) 評估在正常營運期間和第 1 類事件序列後，空氣中放射性核種對於工作小組和民眾的劑量計算。</p>	<p>(5) 正常運轉和第 1 類事件序列期間，場址內和場址外直接曝光的計算。</p> <p>(6) 正常運轉期間和第 1 類事件序列之後，對空氣中放射性核種足夠計算工作小組和民眾的劑量。</p>
<p>三、正常營運和第 1 類事件序列的工作小組和民眾的劑量限制在 10 CFR 63.111(a)規定的限制範圍內，包括：</p> <p>(1) 確認可能會產生不利影響之正常運轉和第 1 類事件序列進行考慮。</p> <p>(2) 審核使用適當的方法累積正常運轉的劑量和第 1 類事件序列的年度總劑量。</p> <p>(3) 審核正常運轉和第 1 類事件序列對工作小組和民眾的劑量不會超過 10 CFR 63.111(a)中規定的限值。</p> <p>(4) 根據雅卡山審查計畫的評估，確認工作小組和民眾的劑量將低於合理可達成的程度。</p>	<p>三、工作小組和民眾從正常操作和類別 1 事件序列的劑量在 10 CFR 63.111(a)規定的限制內，如：</p> <p>(1) 充分考慮可能會對放射性核種暴露產生不利影響的正常運轉和第 1 類事件序列。</p> <p>(2) 使用適當的方法累積正常運轉的年度總劑量和來自第 1 類事件序列的年度總劑量。</p> <p>(3) 正常運轉和第 1 類事件序列對工作小組和民眾的劑量不會超過 10 CFR 63.111(a)、10 CFR 63.111(a)。</p> <p>(4) 工作小組和民眾的劑量將低於合理可達成的程度。</p>

2.5.1.3 審查發現

美國核管理委員會工作小組審查了安全分析報告以及其他支援執照申請的資料。直到永久封閉，地質處置場運轉區的執行功能目標，已經達到 10 CFR Part 20 中不超過輻射暴露限值。滿足永久封閉時地質處置場運轉區的執行功能目標，在正常運轉和類別 1 事件序列期間，場址邊界外任何真實的民眾之年度總劑量不超過 0.15 mSv [15 mrem]。處置場運轉區的設計使得正常運轉和第 1 類事件序列、輻射照射、輻射水平和放射性物質的釋放將維持在 10 CFR 63.111(a) 的範圍內。

封閉前安全分析符合 10 CFR 63.112 規定的要求，並表明將滿足 10 CFR Part 20 的輻射防護限度。在正常運轉和第 1 類事件序列期間，場址邊界的任何真實民眾之年度總劑量不得超過 0.15 mSv [15 mrem]，地質處置場運轉區域正常運轉和第 1 類事件序列將滿足預防數值輻射防護要求。

2.5.2 示範設計符合 10 CFR Part 63 第 2 類事件序列的數值輻射防護要求

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.5.2.1 審查範圍

本節提供有關審查第 2 類事件序列的 10 CFR Part 63 輻射數值防護要求的設計會議導引。且將評估 10 CFR 63.21(c)(5) 所要求的資訊。工作小組將對第 2 類事件序列的設計會議 10 CFR Part 63 輻射數值防護要求進行評估。例如：

- (1) 對第 2 類事件序列的結果評估；
- (2) 第 2 類事件序列的場址外劑量；
- (3) 符合執行功能目標。

2.5.2.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
<p>一、第 2 類事件序列和允許事件序列在地質處置場運轉區域內傳播因素的後果分析，包括：</p> <p>(1) 可能導致放射後果的危害事件序列，確定的危害與建議控制措施的相互作用，分析是否假設以執照申請中之規定進行操作，描述將確定結果的事件序列，包含有關危害的資訊和依賴管控來防止或減輕事件序列。</p>	<p>一、結果分析包含類別第 2 事件序列以及允許事件序列在地質處置場運轉區域內傳播的因素，如：</p> <p>(1) 充分考慮可能導致放射後果的危害事件序列；確定的危害與建議控制措施的相互作用，以及放射性廢棄物的最大容量和接收率。結果分析包含結構、系統、組件和控制的功能來防止或減輕事件序列。</p>
<p>二、第 2 類事件序列對民眾後果的計算評估，包括：</p> <p>(1) 評估用於執行結果計算之方法，並審核選擇這些方法是否提供充分的技術基礎。確認方法以及所使用雅卡山審查計畫的資訊一致。</p> <p>(2) 界定評估民眾位於或超出場址邊界的假設，可能在第 2 類事件序列期間從地質處置場運轉區域接受最高劑量，以及界定的依據。</p> <p>(3) 確認用於結果分析的輸入資料和資訊是否被界定，並且與特定場址資</p>	<p>二、結果計算充分評估來自第 2 類事件序列的民眾的後果，如：</p> <p>(1) 使用充分的方法來執行結果計算，並提供足夠的技術基礎來選擇這些方法。所選擇的方法與特定場址資料、系統設計和過程資訊一致。</p> <p>(2) 在類別 2 事件序列中，足夠的界定位於或超出場址邊界的假想民眾的可能從地質處置場運轉區域獲取的最高劑量。</p> <p>(3) 界定用於結果分析的輸入資料和資訊，並且與特定場址資料、系統設</p>

<p>料、系統設計和過程資訊一致。審核是否提供了足夠的技術基礎來選擇此輸入資料和資訊，以及資料中的不確定性。</p> <p>(4) 評估放射源項的計算。</p> <p>(5) 第 2 類事件序列之後，評估直接暴露的場址外劑量的計算。</p> <p>(6) 第 2 類事件序列之後，評估空氣中放射性核種對民眾的劑量計算。</p>	<p>計和過程資訊一致。提供了足夠的技術基礎來選擇此輸入資料、資訊以及資料中的不確定性。</p> <p>(4) 放射源項的計算是可被接受的。</p> <p>(5) 第 2 類事件序列之後，直接暴露的場址外劑量有足夠的計算。</p> <p>(6) 類別 2 事件序列之後，空氣中放射性核種對民眾劑量有足夠的計算。</p>
<p>三、假設的民眾之劑量限制於第 2 類事件序列對 10 CFR 63.111(b)(2)規定限制，包括：</p> <p>(1) 確認可能會造成不利影響的第 2 類事件之序列進行考慮。</p> <p>(2) 審核未確定的第 2 類事件序列將會導致超過 10 CFR 63.111(b)(2)中對於民眾的劑量限制。</p>	<p>三、第 2 類事件序列中假設的民眾之劑量在 10 CFR 63.111(b)(2)規定的限制內，如：</p> <p>(1) 可能會對放射性暴露造成不利影響的第 2 類事件序列進行考慮。</p> <p>(2) 未確定的第 2 類事件序列將會導致超過 10 CFR 63.111(b)(2)中對於民眾的劑量限制。</p>

2.5.2.3 審查發現

美國核管理委員會工作小組審查了安全分析報告以及其他支援執照申請的資料，地質處置場運轉區的設計考慮到第 2 類事件序列，由於單一類別的第 2 類事件序列之結果位於場址邊界上的任一或多個位置的人都不會接收，因此更限制總有效劑量為 0.05 Sv [5 rem]，或相當於 0.5 Sv [50 rem]的任何個別器官或組織(除了眼睛的水晶體)的深等效劑量和約定等效劑量(committed dose equivalent)的總和。眼球水晶體等效劑量不超過 0.15 Sv [15 rem]，相當於皮膚的淺等效劑量(shallow dose equivalent)不會超過 0.5 Sv [50 rem]。

2.6 識別對安全與安全控制具重要性之結構、系統及組件，與確保安全系統可靠性的措施

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.6.1 審查範圍

審查人員將對安全與安全控制具重要性之結構、系統及組件，與確保安全系

統可靠性的措施，針對下列項目之識別與分類進行評估。

- (1) 對安全具重要性之結構、系統及組件，與確保安全系統之可用性和可靠性的措施。
- (2) 對安全具重要性之結構、系統及組件，其安全控制之管理或工程手段。
- (3) 對安全具重要性之結構、系統及組件之風險分類。

所述對安全具重要性之結構、系統及組件需符合 10 CFR Part 63 Subpart G 的品質保證要求，審查人員同時須評估 10 CFR 63.21(c)(5)的要求。此外，品質保證計畫必須可以控管會影響對安全具重要性之結構、系統及組件品質的作業。

2.6.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
<p>一、識別結構、系統及組件清單，與其安全控制之技術基礎與措施。主要審查結構、系統及組件其識別清單之合適性、安全控制之技術基礎與措施之可用性和可靠性。應確認此分析已充分考慮以下內容：</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 限制放射性物質在空氣中濃度的方法。 (2) 限制於放射性物質附近工作時間的方法。 (3) 適當的屏蔽功能。 (4) 監測和控制放射性污染擴散的措施。 (5) 控制進入高輻射區、非常高輻射區或空浮放射性區的措施。 (6) 預防或控制臨界的措施。 (7) 輻射警報系統應能迅速通知位於偵測到輻射增加的工作區內之人員，以及控制中心內之人員。 (8) 假設發生事件序列，分析結構、系統及組件實現其預期安全功能的能力。 (9) 爆炸與火災的偵測系統，以及適宜的抑制系統。 	<p>一、已妥適列出結構、系統及組件清單</p> <p>對安全具重要性之結構、系統及組件清單，與其安全控制之技術基礎與措施，所有項目與內容皆應列表說明，確認其依據 10 CFR 63.2 中規定的定義進行分類，並符合相關法規要求。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 確認其設計與監控系統合適性。 (2) 確認人員於管制區內停留時間最小化的方式。 (3) 確認設施與臨時性設施之屏蔽功能。 (4) 確認監測和控制放射性污染擴散的措施。 (5) 確認相關措施可符合 10 CFR Part 20 Subparts G、H 的要求。 (6) 確認符合 American National Standards Institute/American Nuclear Society - 8 nuclear criticality safety standard documents listed in Regulatory Guide 3.71 (U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1998a)。 (7) 確認設備、系統與電源的合適性。 (8) 考量之事件序列符合審查發現。 (9) 確認偵測與抑制系統的合適性。

<p>(10) 廢棄物和放流水之放射性管制措施，以及在緊急狀況下終止運轉和疏散人員的措施。</p> <p>(11) 對安全具重要性的儀器、公共服務系統、運轉系統，提供可用且及時的緊急電力之措施。</p> <p>(12) 提供必要的備援系統，以便有足夠的能力維持對安全具重要性的公共服務。</p> <p>(13) 對安全具重要性之結構、系統及組件進行檢查、測試和維護，以確保其功能持續且準備就緒。</p>	<p>(10) 確認其系統與措施可降低廢棄物產生量與抑制釋出。</p> <p>(11) 確認電力供應與緊急電力供應系統之合適性。</p> <p>(12) 確認公共服務的合適性。</p> <p>(13) 確認結構、系統及組件其檢查、測試和維護作業合適性。</p>
<p>二、防止事件序列或減輕其影響之安全控制管理或程序</p> <p>(1) 確認管理系統和程序足以確保安全控制的管理或程序能正常運行。此管理系統包含：</p> <p>1.程序、2.訓練、3.維護、校驗和監視的計畫及期程、4.結構、系統及組件的配置控制、5.人為因素評估、6.稽核和自我評估、7.緊急計畫、8.意外事件/附加事件的調查要求。</p>	<p>二、確認可達成安全控制與管理</p> <p>(1) 確認安全控制的管理或程序足以防止事件序列或減輕其影響，以及安全控制的管理或程序包含在對安全具重要性之結構、系統及組件的清單內。</p>
<p>三、結構、系統及組件之風險分類</p> <p>(1) 在地質處置運轉區中，對安全具重要性之結構、系統及組件，針對其風險分類方法進行評估，以確認該方法採用合理技術並可達成深度防禦。</p> <p>(2) 藉由適當的定性描述和定量或半定量方法，對安全具重要性之結構、系統及組件，驗證其風險分類方法。</p> <p>(3) 對安全具重要性之結構、系統及組件，驗證其風險分類與管理規定、適用的政策和導則一致。</p>	<p>三、已妥適分類結構、系統及組件之風險</p> <p>(1) 確認其識別使用的預封閉安全分析方法符合 10 CFR 63.112 之要求。認事件序列頻率的分類方法，已考慮不確定性和敏感度分析，且其方法與美國核管會現有的政策和導則一致。</p> <p>(2) 確認其分類符合 10 CFR 63.142(c)(1)之要求。已驗證失效的頻率和後果，且對於不同品質等級有明確定義，且與美國核管會現有的政策和導則一致。且驗證分類方法具有足夠彈性，以適應預封閉安全分析多重修訂，以及後續的風險分類再評估。</p>

	(3) 驗證分類方法包括決定、準則、所做的假設、用於達到結論或結果的過程皆有明確且周詳的記錄。
--	---

2.6.3 審查發現

在合理保證的情況下，美國核管會的工作人員審查安全分析報告與申請者提交之相關資料，發現可滿足 10 CFR 63.112(e) 的要求。其對於安全具重要性之結構、系統及組件之功能分析顯示：

- (1) 已確定對安全具重要性之結構、系統及組件。
- (2) 已適當訂定對安全具重要性之結構、系統及組件的分類準則，且分類項目可接受。
- (3) 藉由限制或防止潛在事件序列達到控制或減輕後果，其評估內容可接受。
- (4) 對安全具重要性之結構、系統及組件其確保可用性措施，審查發現為可接受。

2.7 對安全和安全控制具重要性之結構、系統及組件的設計

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.7.1 審查範圍

審查有關對安全、安全控制具重要性之結構、系統及組件的設計之：1.設計準則和設計基準、2.設計方法與 3.地質處置運轉區的設計和設計分析。審查人員同時將評估 10 CFR 63.21(c)(2)和(c)(3)之要求，並協調審查 10 CFR 63.21(c)(2)所規定之內容。

2.7.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
一、設計準則與設計基準 (1) 確認結構、系統及組件其正常運轉條件與異常狀況下之設計準則與設計基準已適當訂定，並符合美國核管會、相關法規或指引之規定，並須包含： (a) 龍捲風防護、地震設計、防爆和防洪。	一、已妥適訂定設計準則與設計基準 (1) 設計準則與 10 CFR 63.111(a)、(b) 中規定的要求之間的關係、設計基準和設計準則之間的關係，以及對安全具重要性之結構、系統及組件的設計準則與設計基準，已充分定義。驗證設計準則和設計基準，與結構、系統及組件分析一致。

<p>(b) 正常與異常狀況下的熱相關設計考量。</p> <p>(c) 輻射屏蔽、抑制外釋與輻射防護。</p> <p>(d) 核臨界設計。</p> <p>(2) 考慮正常運轉條件以及分類 1、2 事件序列，應包括：</p> <p>(a) 對溫度敏感且具潛在輻射危害之結構、系統及組件，驗證其正常運轉、消防設計、抑制空浮與通風等設計適切。</p> <p>(b) 結構設計基準和準則包括：最大載重、應力/壓力載重(靜態和/或動態)、位移等，其設定適切。</p> <p>(c) 輻射屏蔽的設計基準和準則，已妥適考量屏蔽表面外工作人員或民眾的最大劑量率和年劑量率。</p> <p>(d) 核臨界設計基準和準則，可確保運轉、貯存和再取出期間，核燃料維持次臨界。</p>	<p>(2) 確認設計準則和設計基準係根據場址特性和結果分析。</p>
<p>二、設計方法</p> <p>(1) 確認所提出之設計方法得到充分的技術基礎支援，且符合既有的行業慣例，並驗證所提出方法相關的不確定性。</p> <p>(2) 如果設計方法取決於場址特性試驗數據，則需確認此數據的可用性。</p> <p>(3) 確認支持設計方法的任何分析或數值模型，已進行校驗、校準和驗證。並確認所提出方法有關的假設或限制，對設計的影響已進行了充分的分析和記錄。</p> <p>(4) 確認地震設計方法符合美國能源部提出的危害評估方法和設計準則。</p>	<p>二、設計方法適切</p> <p>(1) 確認設計方法之技術基礎適切。</p> <p>(2) 確認所採用之場址特性試驗數據具代表性。</p> <p>(3) 確認分析模式與模型適切。</p> <p>(4) 確認地震設計符合法規規範。</p>
<p>三、運轉區的設計方法</p> <p>(1) 地表設施的結構、系統及組件之設計和設計分析，審查項目包含：</p>	<p>三、運轉區的設計方法為適當的。</p> <p>(1) 地表設施的結構、系統及組件具有適當的設計，接受準則包含：</p>

<p>(a) 設計準則與標準需針對結構、熱、屏蔽、抑制外釋、臨界和除役設計進行說明。</p> <p>(b) 確認材料與設計方法的一致性</p> <p>(c) 用於正常以及分類 1、2 事件序列條件之負載組合。</p> <p>(d) 驗證設計分析的執行和記錄，包含：相關的結構、熱、屏蔽、臨界與抑制外釋設計等。</p> <p>(2) 地下設施的結構、系統及組件之設計和設計分析，審查項目包含：</p> <p>(a) 確認已具體說明，用於地下設施設計適用的設計準則與標準。</p> <p>(b) 確認地下運轉系統的設計與設計分析符合功能目標，與所提出之廢棄物放置程序具有兼容性，且符合其系統設計之標準和規範。</p> <p>(c) 確認選擇的材料和其材料特性，適合預期的地下環境。對於熱較為敏感之結構、系統及組件其材料需考量耐高溫需求。</p> <p>(d) 確認設計驗證採用之負載組合，符合正常以及分類 1、2 事件序列。</p> <p>(e) 確認用於設計分析之母岩模型和場址特性，已考量相關特性之空間與時間分布以及不確定性。</p> <p>(f) 確認設計方法或設計方法的組合適用於支撐系統，確認設計方法符合地下隧道技術和礦業技術。且應識別有可能掉落在坑道的岩栓、可能的崩塌(cave-in)、崩塌(collapse)或開挖的封閉，以及開挖附近的岩體擾動範圍和嚴重性。確認地面支撐系統的選擇符合預期岩體反應和潛在破壞機制。</p> <p>(g) 確認任何對安全具重要性的地下通風系統設計有適當的品質保證分類，並且確認有適當的規範和標準。</p>	<p>(a) 確認設計準則與標準符合法規和行業規範與指引。</p> <p>(b) 驗證其材料符合可接受的設計準則、規範、標準和規格。</p> <p>(c) 評估用於設計分析中的載重組合，符合美國核管會所接受之相似類型核能設施設計。</p> <p>(d) 確認設計分析所採用之數值、具足夠之技術基礎且與場址特性一致，分析方法與模式是和所分析的條件且經過適當驗證。</p> <p>(2) 地下設施的結構、系統及組件具有適當的設計，接受準則包含：</p> <p>(a) 確認規範和標準應等同於和符合美國核管會所接受具有類似危害和功能的核能設施設計，並驗證地下設施設計可達成深度防禦。</p> <p>(b) 確認運轉區的設計符合設計功能，並評估地下設施的配置其放置坑的位置遠離主斷層，且符合地震設計規範。</p> <p>(c) 驗證材料和材料特性符合適用的設計準則、規範、標準和規格。</p> <p>(d) 確認設計分析採用合適之負載組合，並確認其評估是足夠的。</p> <p>(e) 確認其基本假設與預期符合正常以及分類 1、2 事件序列組合，所採用之分析方式適用於其所分析對象，採用之數據與場址特性具一致性，且模型與模式經過驗證。</p> <p>(f) 驗證支撐系統之反應已充分評估，包含：熱和動態載重下之力學評估、支撐系統的變形破壞評估、支撐系統和母岩單元之間的相互影響。確認熱-力學分析中說明在加熱條件下，地面支撐系統的時間依存性力學劣化。</p>
---	--

<p>(h) 驗證地下電力供應的設計，以及對安全具重要性之結構、系統及組件的配電系統設計，符合接受的地下使用之設計準則、規範、標準和規格。</p> <p>(i) 評估處置場永久封閉用於保持坑道穩定性的維護計畫適當性。</p> <p>(3). 確認廢棄物包件/工程障壁系統充分考量圍阻(考慮耐腐蝕性)、臨界控制、屏蔽、結構強度、廢棄物包件抗掉落破壞性、熱控制、廢棄物型式劣化、滴水屏蔽、廢棄物包件支撐/仰拱、回填和吸附障壁，確認其設計與設計分析是足夠的。</p>	<p>(g) 確認任何對安全具重要性的地下通風系統，其設計可在正常地下運轉條件和分類 1、2 事件序列下運行，並確保維持通風要求，以及地下工作人員操作區、逃生路線和排氣的放射物質濃度，合理達到盡可能降低的目標。</p> <p>(h) 確認地下電力供應系統適合正常地質處置運轉區操作環境，以及分類 1、2 事件序列，可保護工作人員，並具有足夠的緊急備用電源能力，以支援對安全具重要性的設備。。</p> <p>(i) 驗證維護計畫考慮了由高溫和高輻射引起的不確定性之可能影響，且驗證維護計畫是採用適當的模型，並基於持續熱載重下的岩體和地面支撐系統的劣化可能性評估。</p> <p>(3) 廢棄物包件和工程障壁系統之結構、系統及組件具有適當的設計，並考量正常地下運轉條件和分類 1、2 事件序列。</p>
--	---

2.7.3 審查發現

在合理保證的情況下，美國核管會的工作人員審查安全分析報告與申請者提交之相關資料，發現可滿足 10 CFR 63.111(d)與 10 CFR 63.112(f)的要求。已充分描述地質處置場運轉區設計，並已妥適界定設計準則與設施功能，以及設計基準與設計準則之關聯性。

2.8 正常作業與第 1 類事件序列符合 10 CFR 20 合理抑低的規定

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.8.1 審查範圍

本節針對正常作業與第 1 類事件序列符合 10 CFR 20 合理抑低的規定，提供

審查指引。審查委員也應審查 10 CFR 63.21(c)(5)與(c)(6)所規定的資訊。

美國核管會評估下列正常作業與第 1 類事件序列，需符合 10 CFR 20 合理抑低的規定：

- (1) 政策考量；
- (2) 設計考量；
- (3) 作業考量。

2.8.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
一、維持曝露合理抑低的管理承諾	一、維持對工作人員與公眾曝露合理抑低的管理承諾有提報適當的說明
二、地質處置場作業區考量合理抑低原則	二、地質處置場作業區設計有適當考慮合理抑低原則
三、將合理抑低原則併入地質處置場作業區的擬議作業	三、地質處置場作業區擬議的作業有適當併入合理抑低原則

2.8.3 審查發現

美國核管會已經審查安全分析報告與其他提報用以支持執照申請的文件，且發現，具有合理的保證，符合 10 CFR 63.111(a)(1)的規定。在地質處置場作業區的作業，直至永久封閉，將符合 10 CFR 20 合理抑低的規定。

美國核管會幕僚人員已經審查已經審查安全分析報告與其他提報用以支持執照申請的文件，且發現，具有合理的保證，符合 10 CFR 63.111(c)(1)的性能目標。符合 10 CFR 63.111(a)所規定的合理抑低。

2.9 放射性廢棄物的再取出及替代貯存計畫

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.9.1 審查範圍

本節提出對放射性廢棄物的再取出及替代貯存計畫審查之指導原則。

幕僚人員審查放射性廢棄物的再取出及替代貯存計畫，包括下列部分：

- (1) 計畫符合 10 CFR 63.111(a)、(b)之功能目標；

(2) 對再取出廢棄物的適當替代貯存；

(3) 合理的再取出期程。

2.9.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
<p>一、廢棄物再取出計畫</p> <p>(1) 美國能源部已發展了再取出可能發生的情境，且所發展的情境考慮到健康與安全的保護及暴露劑量已被合理抑低。</p> <p>(2) 對於不同再取出操作情境建立了適當的方法，以辨識及分析可能的問題，評估對這些問題所提出的解決方案為可行，並建構在可靠的工程原則下。再取出計畫內充分考慮再取出操作時處置坑道的劣化程度。再取出計畫內包含可接受的維護計畫直到完成再取出，且考慮到健康與安全的保護及暴露劑量已被合理抑低。</p> <p>(3) 美國能源部已考慮功能驗證計畫的期間對於維持再取出選項所需時間架構的影響。</p>	<p>一、廢棄物包件再取出計畫已提出合理期程且必要時可施行</p> <p>(1) 廢棄物再取出計畫包括下列項目的充分討論：(i) 再取出操作程序；(ii) 使用設備；(iii) 廢棄物再取出時符合 10 CFR 63.111(a)及(b) 的封閉前功能目標。</p> <p>(2) 美國能源部已備妥了再取出可能發生的情境，且所發展的情境考慮到健康與安全的保護及暴露劑量已被合理抑低。針對可能的廢棄物再取出期間所發展的情境評估其合理性，並符合 10 CFR 63.111(e)。</p> <p>(3) 對於不同再取出操作情境建立了適當的方法，以辨識及分析可能的問題，且對這些問題所提出的解決方案為可行，並建構在可靠的工程原則下。再取出計畫中已充分考慮再取出操作時處置坑道的劣化程度。再取出計畫中包含能完成再取出的可接受維護計畫，且考慮到健康與安全的保護及暴露劑量已被合理抑低。</p> <p>(4) 如採用設計再取出時間結束前回填處置坑道的選項，再取出計畫能充分符合 10 CFR 63.111(e) 的要求。</p> <p>(5) 美國能源部已考慮功能驗證計畫的期間對於維持再取出選項所需時間架構的影響。如有針對設計再取出的期間需要有不同時間架構，則此時間架構符合美國能源部所提出執行功能驗證計畫的期間。</p>
<p>二、符合封閉前功能目標</p>	<p>二、所提之再取出操作符合封閉前功能目標的要求</p>

<p>(1) 美國能源部已展示廢棄物再取出時能符合 10 CFR 63.111(a)及(b) 的封閉前功能目標，並評估再取出操作時合理抑低的要求是否達成。</p>	<p>(1) 再取出計畫充分符合 10 CFR 63.111(a)及(b) 的封閉前功能目標，同時也納入了合理抑低的要求。</p>
<p>三、替代貯存方案</p> <p>(1) 所提替代貯存區地點的實際位置已充分描述，且足夠存放將被再取出的廢棄物，評估將廢棄物再取出至替代貯存區的運輸計畫足以保護工作人員及公眾。</p>	<p>三、所提放射性廢棄物再取出的替代貯存方案為合理</p> <p>(1) 所提替代貯存區地點的實際位置及邊界已充分描述。</p> <p>(2) 所提替代貯存區足夠存放將被再取出的廢棄物。</p> <p>(3) 將廢棄物再取出至替代貯存區的運輸計畫足以保護工作人員及公眾。</p>
<p>四、再取出操作時程</p> <p>(1) 再取出計畫符合 10 CFR 63.111(e)(3) 的要求，使再取出能在合理的時程內完成，亦即再取出時程應與建造地質處置場運轉區與放置廢棄物的時間大約相同。</p>	<p>四、再取出操作時程</p> <p>(1) 再取出計畫符合 10 CFR 63.111(e)(3)的要求，即再取出時程應與建造地質處置場運轉區與放置廢棄物的時間大約相同。</p>

2.9.3 審查發現

美國能源部保留了廢棄物再取出的選項，並讓美國核管會審查了該計畫，該設計允許合理時程的再取出。

2.10 永久封閉及除污或除污及地表設施拆除計畫

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.10.1 審查範圍

本章節提供永久封閉及除污或除污及地表設施拆除計畫的審查導則。審查者將依 10 CFR 63.21(c)(8)和(c)(22)(vi)要求的資訊進行評估。

當審查者決定這些計畫的可接受性時，應考慮在執照申請初始階段所提交的計畫基本上屬遠期的觀點，且難以反映在設施運轉過程中所獲得的資訊(例如汙染的類型、程度和確切位置的詳細資訊)。因此，預期執照申請之初所提交的計畫和最終計畫具備相同的詳細程度是不合理的，特別像是所計畫的除污行動和最終放射性測量等要素。美國能源部要求提交最終計畫書，且須在執照終止之前審

查並核准。

在準備審查所提出的永久封閉、除污、拆除計畫時，審查者應諮詢核物料安全與保防署(Office of Nuclear Material Safety and Safeguards, NMSS)有關除役的標準審查計畫內所包含的一般審查程序。但審查者應注意，這些文件是用於執照終止所準備的最終計畫。審查包含：

- (1) 描述永久封閉及除污或除污及地表設施拆除的設計考量；
- (2) 永久封閉及除污或除污及拆除計畫。

2.10.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
<p>一、有助於永久封閉及除污或除污及拆除的設計考量</p> <p>(1) 執照申請文件描述了永久封閉及除污或除污及拆除相關的設計功能。</p> <p>(2) 處置場設計符合永久封閉及除污或除污及拆除的目標。在可行且經濟的條件下，如設計條款包含了支持「封閉及除污」或「除污及拆除」這兩個設計選項優於其他替代選項，則此設計即可視為滿足上述要求。如果沒有選擇這些設計面向，應說明不採用較有利替代方案的可接受理由。</p>	<p>一、執照申請描述並提供了地質處置場運轉區設計特色的依據，有利於永久封閉及除污或除污及地表設施拆除。</p> <p>(1) 執照申請描述了與永久封閉及除污或除污及拆除相關的設計特色功能。</p> <p>(2) 處置場設計符合永久封閉及除污或除污及拆除的目的。在可行且經濟的條件下，包含了設計條款及支持「封閉及除污」或「除污及拆除」這兩個設計選項優於其他替代選項。說明了不採用較有利替代方案的可接受理由。</p> <p>(3) 有助於封閉及除污或除污及拆除的設計。</p>
<p>二、永久封閉及除污或除污及地表設施拆除計畫</p> <p>(1) 執照申請提供適當的永久封閉及除污或除污及地表設施拆除的初步計畫。以核物料安全與保防除役標準審查計畫，作為評估初步計畫的導則。在進行審查時，應考慮永久封閉、除役及拆除等作業，將在執照申請提交多年後才會開始進行。然而，美國能</p>	<p>二、執照申請包括永久封閉及除污或除污及地表設施拆除的充分初步計畫。</p> <p>(1) 執照申請顯示美國能源部已認識到永久封閉、除役以及拆除所需要的資訊、分析及計畫。</p> <p>(2) 執照申請顯示，美國能源部將確保封閉及除役所需資訊，包括運轉歷史、設施描述與放射性狀態、劑量評</p>

<p>源部於執照申請時所提交的初步計畫，應有足夠的細節說明美國能源部已對未來永久封閉、除役與拆除的要求、處理及影響等，做了充分的考慮。</p> <p>(2) 評估美國能源部在永久封閉、除役與拆除的初步計畫中，是否已針對任何除役標準審查計畫的完整內容加以說明。評估內容包含設施歷史、設施描述、設施的放射性狀態、劑量模式評估、除役的替代方案、合理抑低分析、計畫除役行為、專案管理與組織、除役期間的健康和安全計畫、環境監測與控制計畫、放射性廢棄物管理計畫、品質保證計畫、設施放射性調查、以及財務保證。</p>	<p>估、除役替代方案以及合理抑低要求等，將在永久封閉及除役時提供。</p> <p>(3) 執照申請顯示，美國能源部對封閉及除役行為的範疇已進行推估，對執行與管理這些行為已有初步計畫，對管理封閉及除役行為產生的放射性廢棄物已有初步估算及計畫。</p> <p>(4) 執照申請顯示，美國能源部已有考量封閉及除役期間所需的健康和 safety、環境監測、及品質保證計畫的要求，且考慮到這些計畫將如何發展並與封閉前計畫相結合。</p>
---	--

2.10.3 審查發現

由於美國能源部已經提供了用於永久封閉及除污或除污及地表設施拆除的設計考量之充分描述，故執照申請內容以滿足要求。美國能源部針對永久封閉及除污與除污及地表設施拆除，提供了充分的計畫。

第三章、永久封閉後之處置場安全

3.1 系統描述與多重障壁論證

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

3.1.1 審查範圍

審查人員依據 10 CFR 63.21(c)(1)、(9)、(10)、(14)及(15)要求進行評估。

- (1) 鑑定障壁封閉後之功能(包括至少一個工程障壁和天然障壁)；
- (2) 描述鑑定障壁的功能，以防止或降低水或放射性核種從雅卡山處置場到可及環境的流動速度，或防止或降低廢棄物之放射性核種釋出率，包括整個處置系統功能評估中使用方法具一致性和功能有關的不確定性；
- (3) 障壁功能判定技術基礎的討論，相同於一個特別障壁功能評估和有關不確定的重要性。

3.1.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
<p>一、障壁鑑定</p> <p>(1) 驗證美國能源部是否已經對處置場系統進行工程組件和地質環境屬性的描述，這是屬於處置場關閉後的障壁功能鑑定。確認美國能源部已明確進行障壁鑑定能力，以使水流和放射性物質移動速率降低。驗證作為障壁的材料、結構、特徵和作用過程的鑑定，且至少一個為工程障壁，另一個為地質環境的一部分。</p>	<p>一、障壁經鑑定為適當</p> <p>(1) 障壁功能合乎 10 CFR 63.113(b)要求，則全系統功能評估獲得驗證及充分鑑定，能顯現具有之功能。確定的障壁包括至少一個來自工程系統和一個自然系統。</p>
<p>二、障壁功能</p> <p>(1) 驗證美國能源部描述障壁之功能，檢驗其相關解釋，包括：從雅卡山處置場到可接近之環境，能防止或降低水流或放射性核種之遷移速度，防止釋出或降低放射性核種從廢料體之釋出速度，亦包括相關不確定性的特性。沒有量化限制每個障壁的功能，每個障壁功能審查目的係為瞭解</p>	<p>二、障壁功能能隔絕廢棄物之描述可被接受</p> <p>(1) 識別障壁的功能可對於雅卡山處置場到可接近之環境，防止或降低水流或放射性核種之遷移速度，防止釋出或降低放射性核種從廢料體之釋出速度，並能充分識別和描述：</p>

<p>其預期功能，並能在整體功能安全時限制其放射性曝露。</p> <p>(2) 確認在每個障壁能提供其執行的功能，包括合於規定期間營運期內的任何變更。</p> <p>(3) 確認美國能源部已充分描述每個障壁的功能，包括不確定性。並與美國各部門有關之量化分析具有一致的全系統功能評估。</p> <p>(4) 在可能的範圍內，使用替代的全系統功能評估程式審核計算和/或其他適當的量化分析以確認每個障壁的功能。</p>	<p>(a) 每個障壁能執行其預期功能，包括合於規定期間營運期內的任何變更。</p> <p>(b) 障壁功能的不確定性已有充分描述。</p> <p>(c) 所描述的功能與全系統功能評估的結果一致。</p> <p>(d) 所描述的功能與 10 CFR 63.2 中的障壁的定義一致。</p>
<p>三、障壁功能的技術基礎</p> <p>(1) 使用審查方法 2 進行審查獲得的資訊，重點在審查技術基礎的充足性、驗證能源部已提供的技術能支持障壁功能之描述基礎，並與每個障壁功能的重要性和相關不確定性相稱。確認符合功能安全評估的技術基礎。並能與下一節之「情節分析與事件機率」及「模式精簡」確認障壁功能技術基礎的品質和完整性。</p>	<p>三、障壁功能的技術基礎已適當的表達</p> <p>(1) 障壁功能的技術基礎與功能評估之技術基礎一致。障壁能力技術基礎的表達說明與每個障壁功能的重要性和相關不確定性相稱。</p>

3.1.3 審查發現

滿足 10 CFR 63.113(a)及 10 CFR 63.115(a) - (c)的要求。設計工程障壁系統與天然障壁結合，滿足符合多個障壁系統的隔離要求。

3.2 情節分析

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

3.2.1 審查範圍

審查人員依據 10 CFR 63.21(c)(1)和(9)要求進行評估。

- (1) 鑑定特徵、事件和作用的完整列表。
- (2) 篩選特徵、事件和作用的完整列表。

(3) 減少特徵、事件和作用組合以形成情境分類。

(4) 篩選情境分類。

3.2.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
<p>一、鑑定特徵、事件和作用的列表</p> <p>(1) 驗證美國能源部的特徵、事件和作用的列表，包括對處置場潛在影響之所有特徵、事件和作用。運用知識對於雅卡山場址和區域特徵資料，與工程障壁退化、劣化或變異相關的特徵、事件和作用之描述，以評估特徵、事件和進程列表的完整性。審查者應該使用適當的特徵、事件和作用的可用通用列表，作為確定美國能源部對於特徵、事件和作用列表描述完整性的參考資料。</p>	<p>一、鑑定特徵、事件和作用的完整列表</p> <p>(1) 安全分析報告包含特徵、事件和作用的完整列表，與關於地質環境或工程障壁退化、劣化或變異(包括那些會影響天然障壁功能的作用)，對處置場潛在影響之所有特徵、事件和作用。列表須與場址特徵數據一致，且為周詳的特徵、事件和作用的完整列表，包括但不限於潛在的破壞性事件與有關火山活動(噴出和侵入)；地震震動(高低幅度和罕見的大規模事件)；構造演化(現有斷層滑動並形成新的斷層)；氣候變化(變化成沖積環境)；和關鍵性。</p>
<p>二、篩選特徵、事件和作用的列表</p> <p>(1) 檢查排除的特徵和作用，評估理由的充分性，不包括基於場址描述、設計規格和廢棄物特性之每個特徵和作用。在評估過程中考慮資訊包括處置場、區域特徵、天然類比研究和處置場設計。</p> <p>(2) 檢查美國能源部對於事件篩選理由，確定事件是否被適當定義。對於那些低於監管機率標準的事件，評估美國能源部的排除理由(即判斷是否發生機率可以在技術上給予支持)，以評估美國能源部是否太狹窄地定義且不適當地排除這些事件。</p> <p>(3) 查看用於篩選與地質相關特徵、事件和作用的標準設計，以及工程障壁退化、劣化或變異的功能評估，是基於產生合理最大限度曝露個體或放</p>	<p>二、篩選特徵、事件和作用的完整列表</p> <p>(1) 美國能源部已確認被排除有關地質環境或工程障壁退化、劣化或變異(包括那些會影響天然障壁功能的作用)之特徵、事件和作用；</p> <p>(2) 美國能源部需對這些已被排除特徵、事件和作用提供理由。排除特徵、事件和作用的可接受理由係由法規規定，特徵、事件和作用的機率(通常為事件)低於監管標準；或省略特徵、事件和作用，產生合理最大限度曝露個體或放射性核種釋出到可及的環境之輻射曝露劑量大小和時間沒有顯著變化；</p> <p>(3) 美國能源部為每個特徵、事件和作用提供充分技術基礎，排除在功能評估之外的特徵、事件和作用係由於</p>

<p>射性核種釋出到可及環境之輻射曝露劑量大小和時間沒有顯著變化。評估美國能源部之分析或計算支持此篩選和使用邊界或代表性之估計結果。進行之獨立評估，使用諸如全系統功能評估程式，確認美國能源部之特徵、事件和作用篩選之潛在結果。</p>	<p>法規、或特徵、事件和作用的機率低於監管標準;或省略特徵、事件和作用，產生合理最大限度曝露個體或放射性核種釋出到可及的環境之輻射曝露劑量大小和時間沒有顯著變化。</p>
<p>三、減少事件組合以形成情境分類 (1) 評估美國能源部對方法和技術基礎的描述，以確定情節案例的結果是否相互排斥及所有事件沒有從功能評估中被篩選出來。</p>	<p>三、減少特徵、事件和作用組合以形成情境分類 (1) 情境分類是相互排斥的、完整的、明確記錄的，和技術上可以接受。</p>
<p>四、篩選情境分類 (1) 查看美國能源部使用的標準對功能評估進行篩選情境分類，他們的情節刪除對於產生合理最大限度曝露個體或放射性核種釋出到可及環境之輻射曝露劑量大小和時間沒有顯著變化。評估美國能源部之分析或計算支持此篩選和使用邊界或代表性之估計結果。使用諸如全系統功能評估程式，確認美國能源部之特徵、事件和作用篩選之潛在結果。 (2) 評估美國能源部充分考慮耦合作用於篩選情境分類結果之估算過程。對於每個被篩除的情境類別，評估相關的情境類別，以評核是否由於狹義的情境類別定義導致該情境分類過早被排除。 (3) 檢查所排除的雅卡山處置場和支持技術基礎之情境分類，檢核過程考慮場址描述、設計規範和廢棄物特性。另外，在評估過程中考慮資訊包括場址與區域特徵、天然類比研究和處置場設計。 (4) 對於那些低於監管機率標準的事件，審查美國能源部對功能評估篩選情境分類的技術理由。</p>	<p>四、篩選情境分類 (1) 情境分類的篩選是全面的，明確記錄的且技術上可接受。 (2) 美國能源部充分考慮耦合作用於篩選情境分類結果之估算過程。情境分類不能先被狹義的排除; (3) 從功能評估中篩選出的情境分類，在此基礎下需提出充分的理由說明依法規規定已明確地排除或違反已確定假設規定的情境分類; (4) 從功能評估中篩選的情境分類，在此基礎下需提出充分的理由說明機率低於監管標準的情境分類。 (5) 從功能評估中篩選的情境分類，在此基礎下需提出充分的理由說明，省略特徵、事件和作用之後，產生合理最大限度曝露個體或放射性核種釋出到可及的環境之輻射曝露劑量大小和時間沒有顯著變化。</p>

3.2.3 審查發現

滿足 10 CFR 63.114(e)及(f)的要求。(1) 安全分析報告包含特徵、事件和作用的完整列表，與關於地質環境或工程障壁退化、劣化或變異(包括那些會影響天然障壁功能的作用)，對處置場潛在影響之所有特徵、事件和作用，(2)特徵、事件和作用的完整列表已有適當的篩選，(3)特徵、事件和作用組合以形成情境分類已適當，(4)情境分類已經適當篩選。

3.3 情節分析與事件機率-鑑定事件的機率大於每年 10^{-8}

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

3.3.1 審查範圍

審查人員依據 10 CFR 63.21(c)(1)及(9)要求進行評估。

- (1) 定義為可能影響符合封閉後之功能標準，如斷層、地震活動、火成岩活動和關鍵性。
- (2) 每個事件可以機率表示以支持任務的技術基礎。
- (3) 概念模型評估或以事件機率考慮決定。
- (4) 計算事件機率的參數。
- (5) 計算事件機率的模型和參數的不確定性。

3.3.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
<p>一、事件定義</p> <p>(1) 評估事件的定義(潛在有益或破壞性)是否明確適用於雅卡山處置場;對特定事件估計機率和事件定義在機率模型中具有一致性和適當地在模式內使用。</p> <p>(2) 確認入侵和火山噴發事件的機率已分別估計。驗證斷層和地震的定義是從歷史記錄、古地震研究或地質分析中得出的。</p>	<p>一、事件已充分定義</p> <p>(1) 事件或事件分類無未明確之定義，並且完整一致性使用於機率模型，估計每個事件或事件分類的機率;</p> <p>(2) 分別計算入侵和火山噴發事件的機率。斷層和地震的定義來自歷史記錄、古地震研究或地質分析。關鍵事件是另外分開計算的。</p>

<p>二、機率估算</p> <p>(1) 評估適用於雅卡山的事件機率估計是否考慮過去的雅卡山天然類比的自然事件。評估機率估計是否與預定處置場系統的設計一致。評估美國能源部對未來可能性事件的解釋，其發生機率是可以理解。驗證未來火山事件機率估計已經考慮雅卡山的事件過去火山活動。</p>	<p>二、適宜的技術基礎能支持未來事件之機率估算</p> <p>(1) 未來自然事件的機率已經考慮了過去自然事件模式，並考慮到可能的未來條件，以及處置場工程障壁系統和天然系統間相互作用。這些機率估計具體包括火山事件、斷層和地震事件、關鍵事件。</p>
<p>三、機率模型支持</p> <p>(1) 確認機率估算模型之技術理由適用於雅卡山處置場。驗證理由包括與詳細過程作用模式的結果相互進行比較，或與現場結果驗證比較，如合理類似的天然系統或適當的實驗室測試。確認替代建模方法，與可用數據和當前數據一致。</p>	<p>三、機率模型支持</p> <p>(1) 與詳細的作用級模式和/或經驗觀察輸出比較，驗證機率模型是否合理。特別是：</p> <p>(a) 對於低發生率的事件，美國能源部需提出機率模型與數據證明其適當性。模擬應該有更多的事件，提供合理的機率評估模型展示。</p> <p>(b) 美國能源部需證明機率模型產生的結果與發生時機和過去發生的特徵一致(例如位置和幅度大小)。</p> <p>(c) 美國能源部之自然事件的機率模型與其他(例如，構造模型)、報告中評估的特徵、事件和作用具有一致的地質條件基礎。</p>
<p>四、機率模型參數</p> <p>(1) 驗證參數是否適用計算事件機率，該數據來自雅卡山地區。驗證地震機率和斷層位移所使用的參數值，是來自雅卡山地區斷層和地震或適當的類比資料，確定參數變異性、精度和準確度的影響。如果不存在足夠的數據，請確認參數值和概念模型基於適當使用其他來源，如專家引進，使用 NUREG-1563(Kotra 等，1996)。</p>	<p>四、機率模型參數有被充分建立</p> <p>(1) 在機率模型中使用的參數在技術上是合理的，並已由美國能源部完成記錄。特別是：</p> <p>(a) 機率模型的參數需限制來自於雅卡山地區和處置場工程系統的數據;</p> <p>(b) 美國能源部已建立參數之間合理一致的相關性;</p> <p>(c) 如果不存在足夠的數據，則參數值的定義和概念模型是基於適當使用其他來源，如專家引進建立適當的引導。</p>
<p>五、事件機率的不確定性</p>	<p>五、事件機率的不確定性有被充分評估</p>

<p>(1) 對於適用於雅卡山處置場的事件，需驗證機率估計已充分鑑定和不確定性估算。確認已提供適當的技術基礎，包括機率值不確定性處理。對於機率分佈或範圍，確認該技術基礎已充分分析，該機率分佈或範圍已解釋機率估計之不確定性。</p> <p>(2) 驗證評估斷層和地震活動對處置場的功能影響，包括地震頻率及相對較大的地面移動地震事件和斷層位移，以及高地震頻率但相對較小的地震或斷層位移事件反覆造成地面移動累積效應。</p>	<p>(1) 機率值反映不確定性。特別：</p> <p>(a) 美國能源部提供之機率值需提出技術基礎依據，並且該機率值估算需具有不確定性評估；</p> <p>(b) 機率值的不確定性需充分反映參數不確定度在模型結果範圍(即精度)和模型不確定性的影響，因為其影響過去事件的時間和幅度(即精度)。</p>
---	--

3.3.3 審查發現

滿足 10 CFR 63.114(d)的要求。「安全分析報告」等提交的資料支持許可證申請，滿足 10 CFR 63.114(d)的要求。許可證申請係考慮那些在 10,000 年以上發生至少有一次機會的事件。

3.4 工程障壁材料之劣化

幕僚人員共計利用 14 個精簡模式分段來判定其符合 10 CFR 63.114 規範要求的程度。將以風險觀點，評估哪些模式對廢棄物的隔離功能是重要，因而 14 個模式評估必須有一致標準。

3.4.1 審查範圍

本節是審查工程障壁材料在處置坑道內之劣化，審查者將依 10 CFR 63.21(c)(3)、(9)、(10)、(15)及(19)之要求審查。以下述之評估方法及接受準則，分六部分評估：

- (1) 工程障壁劣化及支持模型完整性的技術相關描述，跨整體系統功能評估；
- (2) 判斷整體系統功能評估模式的數據與參數之充足程度；
- (3) 描繪數據不確定性與其遍及於整體系統功能評估之方法；
- (4) 描繪模式不確定性與其遍及於整體系統功能評估之方法；
- (5) 使用於比較整體系統功能評估與在過程階段模式與經驗的方式；

(6) 專家引進。

3.4.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
<p>一、模式的完整性</p> <p>(1) 檢查有關設計特色、物理現象、與耦合作用，以及廢棄物包件的說明，與隔離高放射性核廢棄物的工程障壁系統特性。確定具備足夠技術基準以完成這些描述及功能評估。</p> <p>(2) 檢查於工程障壁劣化模式之假設、技術基準、數據、模式，與其他相關精簡一致性。技術基準是否透明與可追蹤。</p> <p>(3) 評估廢棄物包件處置坑道、設計特色、物理現象、與耦合作用之條件說明是否足夠。證實用於工程障壁劣化之條件與假設，與數據前後一致。</p> <p>(4) 確定在工程障壁劣化評估中，於整體精簡化中將邊界與初始條件予以累計。</p> <p>(5) 檢查於整體系統功能評估精簡中與工程障壁劣化之相關 FEP。</p> <p>(6) 評估在選擇設計準則之技術基準，它可減輕潛在衝擊處置場性能之現場包件危險性。</p> <p>(7) 證實審查有根據 NUREG-1297 及 NUREG-1298 之規範，或可接受的方法。</p>	<p>一、系統描述與模式完整性足夠。</p> <p>(1) 整體系統功能評估結合足夠的重要設計特色、物理現象、耦合作用、並適用一致且適當的假設劣化過程。</p> <p>(2) 所使用的假設、技術基準、數據、與模式是適切且一致。支持工程障壁劣化之描述與技術基準是透明且可追蹤。</p> <p>(3) 工程障壁、設計特色、劣化過程、物理現象、耦合作用等可能影響工程障壁劣化的描述是足夠的。</p> <p>(4) 整體系統功能評估中邊界與初始條件是延續於整個精簡各方法內。</p> <p>(5) 於整體系統安全評估中有提供充分的技術基準，以包含相關工程障壁劣化的 FEP。</p> <p>(6) 提供充分技術基準，以選擇設計條件使減輕潛在衝擊處置場性能之危險性。</p> <p>(7) NUREG-1297 及 NUREG-1298 的準則，或其它可接受規範被採用。</p>
<p>二、數據與模式的正當性</p> <p>(1) 評估使用在概念模式、過程階段模式、及整體系統功能評估中工程障壁劣化模式參數之實驗與場址調查數據數充足性。</p> <p>(2) 證實是否收集足夠數據予充分模擬劣化過程及特性，予建立整體系統功能評估的初始及邊界條件。</p>	<p>二、證明模式之數據是充足的。</p> <p>(1) 於工程障壁劣化之參數足夠判斷。</p> <p>(2) 已為工程組件、設計特色、與天然系統中收集充足的數據，以建立工程障壁劣化模式之初始與邊界條件。</p> <p>(3) 使用於工程障壁劣化模式的數據是根據實驗室量測、特定場址量測、天然類比/天然類比研究、及設計複製</p>

<p>(3) 確認使用在支持工程障壁劣化模式之數據是基於適當的技術、且考慮敏感性/不確定性分析時是充足的。</p> <p>(4) 證實使用於推估工程障壁可能劣化過程的模式充足。</p>	<p>雅卡山場址可能發生的狀況之試驗。在分析敏感性或不確定性時足夠去決定所需。</p> <p>(4) 對工程障壁功能重要的過程之劣化模式是足夠的。</p>
<p>三、數據的不確定性</p> <p>(1) 評估使用在概念模式、過程階段模式、及用於整體系統功能評估中工程障壁劣化模式的參數值、假設範圍、機率分佈及邊界值。應證可支持參數不確定性與變異性之處理。</p> <p>(2) 檢查在劣化過程之精簡化假設對廢棄物隔離不重要，並確認參數與其它決定工程障壁功能採用值，及用在整體系統中的初始與邊界條件一致。</p> <p>(3) 確認工程障壁劣化模式之參數值，是根據實驗室實驗、現場量測、天然類比或工業類比研究、在過程階段模擬研究、實施對照於位於雅卡山未飽和帶之處置窖相關環境所得。</p> <p>(4) 評估於組裝工程障壁的非破壞檢測方法之正當性，並評估如何確保未能被檢測的缺陷之影響。建立各參數間可能之統計相關。</p> <p>(5) 評估使用的方法有引用專家引進去定義參數值。</p>	<p>三、數據不確定性是被描述的及遍及於整個精簡模式。</p> <p>(1) 模式使用的參數值、假設範圍、可靠性分佈、邊界假設，技術上是合理考慮不確定性與變異性、不低估風險性。</p> <p>(2) 對工程障壁劣化過程提供適當的參數，其技術是基於實驗室驗、現場量測、工業類比、及在過程階段模擬研究，在類似環境條件實驗室與現場試驗也驗證了預測能力。</p> <p>(3) 使用於概念與過程階段之工程障壁劣化模式的參數選定，可用以預計於處置場狀況、假設與可靠度分佈不可能低估工程障壁真正腐蝕劣化及破壞。</p> <p>(4) 使用適當非破壞檢測方法檢查製造工程障壁，以確認製造缺陷。並確定檢測不到的缺陷對工程障壁功能之影響。</p> <p>(5) 沒充足數據，採取參數值與概念模式須利用 NEREG-1563 的專家建議值。</p>
<p>四、模式的不確定性</p> <p>(1) 評估有使用其它概念模式評估。檢查模式的參數滿足於場址調查數據、實驗室試驗、現場量測、及在過程階段模擬研究。</p> <p>(2) 評估概念模式不確定性之處理有考慮到場址調查數據、實驗室實驗、現場量測、天然類比資訊、及在過程階段的模擬研究。證實此一模式不可引起非預期的結果。</p>	<p>四、模式不確定性是被描述的及遍及於整個精簡模式。</p> <p>(1) 其它模擬 FEP 方法已被考慮且符合數據及現今科學認知，其分析結果與限制也已適當考慮。</p> <p>(2) 概念模式不確定性之考慮與場址調查數據、實驗室驗、現場量測、自然類比、及在過程階段模擬研究數據一致；模式不確定性之處理不低估風險性。</p>

(3) 檢查分析劣化之數學模式。檢查其數學模式的限制與不確定性。	(3) 使用現今科學認知的模擬方法，且經敏感分析，評估其限制。
<p>五、模式的支持</p> <p>(1) 評估產出結果，比較於綜合實驗室腐蝕試驗數據、與現場量測數據、以及在過程階段模擬研究之數據。</p> <p>(2) 利用詳細的劣化過程模式去評估工程障壁劣化。</p> <p>(3) 評估證據以證明所採用模式絕不低估工程障壁因腐蝕或其它劣化之破壞。</p> <p>(4) 證實劣化之數學模式是基於相同環境參數、材料因素、假設、相仿的類比系統,工業經驗,實驗研究結果。</p> <p>(5) 檢查能源部建構與試驗其數學與數值模式的步驟。</p> <p>(6) 使用其它評估模式，去評估敏感性與邊界分析。</p>	<p>五、精簡模式產出結果被客觀比較所支持。</p> <p>(1) 整體功能評估提供的模式結果與詳細過程階段模式或經驗觀察一致。</p> <p>(2) 具代表性計算工程障壁壽命之腐蝕數值模式。</p> <p>(3) 有充分證據，顯示評估模式不低估工程障壁因腐蝕或其它劣化過程之破壞。</p> <p>(4) 劣化的數學模式是基於相同環境參數、材料因素、假設、並相仿類比系統或工業應用,與實驗研究。</p> <p>(5) 具良好證明程序，去建構及試驗模擬環境與劣化之數值模式。</p> <p>(6) 經敏感度與邊界分析可提供支持本劣化模式。</p>

3.4.3 審查發現

審查安全分析報告及支持執照申請的其它資訊，依據功能評估中工程障壁之劣化精簡模式，以合理考察，發現已滿足 10 CFR 63.114 規範之要求。

3.5 工程障壁的力學破壞

工程障壁的力學破壞為工程障壁由於人為或自然的外部事件而部分或整體破壞，即刻或最終導致其設計使用年限或性能之降低。例如，落石可能引起廢棄物容器破裂，或撞凹容器而加速其腐蝕，使其破壞比正常情況快速。

審查本節之精簡模式，須考慮美國能源部所依靠工程障壁力學破壞之程度，去驗證其符合度。

3.5.1 審查範圍

本節是審查工程障壁的力學破壞，審查者將依 10 CFR 63.21(c)(3)、(9)、(10)、(15)及(19)之要求審查此一有關工程障壁力學破壞精簡資訊。將對下述之評估方法及接受準則，分六部分評估：

- (1) 工程障壁力學破壞及支持模型完整性的技術相關描述，跨整體系統功能評估；
- (2) 判斷整體系統功能評估模式的數據與參數之充足程度；
- (3) 描繪數據不確定性與其遍及於整體系統功能評估之方法；
- (4) 描繪模式不確定性與其遍及於整體系統功能評估之方法；
- (5) 使用於比較整體系統功能評估與在過程階段模式與經驗的方式；
- (6) 專家引進。

3.5.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
<p>一、模式的完整性</p> <p>(1) 檢查在工程障壁力學破壞之設計特色、物理現象、與其耦合作用。確定具備足夠技術基準。</p> <p>(2) 評估影響力學破壞的設計特色、物理現象、與耦合作用之說明是否足夠。證實於整體評估之條件與假設一致。</p> <p>(3) 檢查力學破壞之假設、技術基準、數據、模式，與相關精簡一致。評估技術基準是否提供透明與可追蹤的。</p> <p>(4) 確定力學破壞評估中，有將邊界與初始條件予以累計。</p> <p>(5) 檢查於評估精簡中，工程障壁力學破壞之相關 FEP。</p> <p>(6) 評估結論是依據對工程障壁完整性之關鍵瞬間衝擊性。</p> <p>(7) 證實審查有根據 NUREG-1297 及 NUREG-1298 規範或其他可接受方法。</p>	<p>一、系統描述與模式完整性足夠。</p> <p>(1) 整體評估中，結合足夠的重要設計特色、物理現象、耦合作用、並使用一致且適當的假設；</p> <p>(2) 在設計特色、物理現象、耦合作用等可能影響工程障壁力學破壞的地質與工程方面的描述足夠。經確認與描述數據一致；</p> <p>(3) 所使用的假設、技術基準、數據、與模式是適切並一致。</p> <p>(4) 評估力學破壞之邊界與初始條件延續於整個精簡各方法內；</p> <p>(5) 有提供充分的數據與技術基準去評估 FEP 的程度；</p> <p>(6) 根據工程障壁完整性之關鍵衝擊性結論有正當理由；</p> <p>(7) NUREG—1297 及 NUREG—1298 中的準則或其它可接受規範。</p>
<p>二、數據與模式的正當性</p> <p>(1) 評估在概念模式、過程階段模式、及其他概念模式於工程障壁力學破壞之地質與工程數據的充足性且有依據。</p>	<p>二、證明模式之數據是充足的。</p> <p>(1) 於工程障壁力學破壞之地質與工程參數值足夠判斷的；</p>

<p>(2) 證實已收集足夠數據予建構評估力學破壞之初始及邊界條件。</p> <p>(3) 確認在力學破壞模式之數據，是基於恰當技術、且考慮敏感性/不確定性。</p> <p>(4) 證實驗證工程障壁之力學破壞事件模式充足。</p>	<p>(2) 已收集充足的天然系統的地質、工程材料、與製造缺陷數據，以建立整體功能評估初始與邊界條件；</p> <p>(3) 使用於評估中，有關天然系統的地質、工程材料、與初始製造缺陷之數據是根據恰當的技術。足夠支持敏感性或不確定性分析；</p> <p>(4) 工程障壁力學破壞之模式足夠。</p>
<p>三、數據的不確定性</p> <p>(1) 評估使用在概念模式、過程階段模式、及其他概念模式工程障壁力學破壞的參數值、假設範圍、機率分佈及邊界值之技術依據。應證實此一技術基準可支持中參數不確定性與變異性處理。</p> <p>(2) 評估於過程階段模式，處置窖力學破壞事件之正當性。證實之參數足夠，不會低估力學破壞事件。</p> <p>(3) 證實建立各參數間可能之統計相關性，或有足夠技術基準或邊界論證。</p> <p>(4) 評估為定義參數值而引進專家時所採用的方法。</p>	<p>三、數據不確定性是被描述的及遍及於整個精簡模式。</p> <p>(1) 模式使用的參數值、假設範圍、可靠性分佈、及邊界假設正當、考慮不確定性與變異性、不導致低估風險性；</p> <p>(2) 在過程階段模式中，模擬處置窖之力學破壞事件是足夠的。參數值滿足場址數據，以使力學破壞事件不被低估。</p> <p>(3) 在概念模式、過程階段模式、與其他於力學破壞模式之參數不確定性均足具代表性；</p> <p>(4) 當沒有充足數據，適當利用 NEREG-1563 的專家建議參數值。</p>
<p>四、模式的不確定性</p> <p>(1) 評估力學破壞使用其它概念模式。檢查模式參數滿足於場址調查數據、實驗室試驗、現場量測、天然類比及在過程階段模擬研究，並評估其一致性。</p> <p>(2) 評估模式不確定性之處理，有考慮到場址調查數據、實驗室實驗、現場量測、天然類比資訊、及在過程階段的模擬研究，且不可引起非預期的結果。</p> <p>(3) 檢查分析工程障壁力學破壞之數學模式。檢查排除其它模式的根據及其限制與不確定性。</p>	<p>四、模式不確定性是被描述的及遍及於整個精簡模式。</p> <p>(1) 其它模擬 FEP 方法已被考慮且符合可用數據及現今科學認知。</p> <p>(2) 模式不確定性之考慮與場址調查數據、實驗室實驗、現場量測、天然類比資訊、以及在過程階段模擬研究之數據一致；不導致低估風險性。</p> <p>(3) 使用其它符合可用數據及現今科學認知的恰當模擬方法，並評估其模式結果與限制。</p>

<p>五、模式的支持</p> <p>(1) 評估力學破壞產出結果，比較於場址調查數據、實驗室試驗、在過程階段模擬研究、與現場量測、以及天然類比研究數據。</p> <p>(2) 利用詳細的地質與工程程模式去評估工程障壁力學破壞。比較精簡結果，接近天然類比系統或實驗系統。</p> <p>(3) 檢查建構數學與數值模式的步驟。</p> <p>(4) 使用其它評估模式，評估敏感性與邊界分析，並確認符合現場調查數據、實驗室試驗、天然類比研究之數據範圍。</p>	<p>五、精簡模式產出結果被客觀比較所支持。</p> <p>(1) 在評估模式，提供的模式補充結果與從詳細過程階段模式或經驗觀察一致。</p> <p>(2) 工程障壁力學破壞產出合理反映相對於過程階段之模擬、經驗觀察；</p> <p>(3) 利用可接受的證明程序，建構及測試數學與數值模式去模擬障壁力學破壞；</p> <p>(4) 經敏感度與邊界分析可支持整體工程障壁力學破壞精簡模式。</p>
---	---

3.5.3 審查發現

審查安全分析報告及支持執照申請的其它資訊，依據功能評估中工程障壁材之力學破壞精簡模式，以合理考察，發現已滿足 10 CFR 63.114 規範之要求。

3.6 侵入工程障壁與廢料體的水量與水化學

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與性能評估部門

3.6.1 審查範圍

審查人員依據 10 CFR 63.21(c)(1) - (4)、(9)、(10)、(15)及(19)要求進行評估。

- (1) 美國能源部所提供針對地質、水文與地球化學在侵入工程障壁與廢料體的水量與水化學描述及技術基礎，用以支撐模式整合在全系統安全評估的精簡。
- (2) 用以論證模式精簡的資料與參數是否充足。
- (3) 美國能源部用來特徵化資料不確定性的方法，以及誤差在模式精簡過程的傳遞。
- (4) 美國能源部用來特徵化模式不確定性的方法，以及誤差在模式精簡過程的傳遞。
- (5) 美國能源部採用來比較全系統安全審查發現、作用層級(process-level)的模式輸出及以經驗研究(empirical studies)的成果。

(6) 專家引進。

3.6.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
<p>一、模式整合</p> <p>(1) 檢驗設計功能的描述(包括屏壁滲水、回填、廢棄包裝、位移設計和支撐、熱負載和其他設計的屏障組件);相應的物理特徵、物理現象和耦合作用,以及未飽和區的地質、水文、地球化學和地質力學方面的描述,包括侵入工程障壁與廢料體的水量與水化學的模式精簡。並評估這些描述的技術基礎是充足的,能整合在全系統功能評估並能代表侵入工程障壁與廢料體的水量與水化學的模型。</p> <p>(2) 評估水文、地質、地球化學、設計特徵、物理現象和耦合,可能會影響侵入工程障壁與廢料體的水量與水化學的描述是足夠的。驗證條件、假設和技術基礎,用於侵入工程障壁與廢料體的水量與水化學的模型精簡,與其他美國能源部相關的模型精簡一致。</p> <p>(3) 驗證重要設計特徵,如廢料包裝設計和材料選擇,回填,屏壁滲水,地面支撐,熱負荷策略和退化過程,能被包括在侵入工程障壁與廢料體的水量與水化學模型以能確定計算的初始和邊界條件。</p> <p>(4) 檢驗空間和時間的精簡,以驗證它們是否適當地解決物理耦合(熱-水-力-化)。</p> <p>(5) 評估地質、水文、地球化學和地質力學的技術基礎描述,並將其納入全系統功能評估之熱-水-力-化學耦合效應的模型精簡。確認用於建模假設和近似值的技術基礎已經文件化記錄</p>	<p>一、系統描述與模式整合為適當</p> <p>(1) 全系統功能評估充分整合來自於,重要的設計特徵、物理現象與耦合,且在工程障壁與廢棄物接觸水量與水化學精簡過程使用一致與合適假設。</p> <p>(2) 工程障壁與廢棄物接觸水量與水化學之精簡假設、技術基礎、資料與模式是合適的且與美國能源部其他精簡一致。例如工程障壁與廢棄物接觸水量與水化學精簡的假設與工程障壁的退化、工程障壁的力學崩裂、核種釋放率及溶解限值、氣候與入滲、未飽和區及飽和區流徑的精簡一致。評估這些描述與技術基礎是透明可追溯來支持這些精簡模型。</p> <p>(3) 重要設計特徵,如廢料包覆設計和材料選擇、回填、屏壁滲水、地面支撐、熱負荷策略和退化過程,能被包括在侵入工程障壁與廢料體的水量與水化學模型以能確定計算的初始和邊界條件。</p> <p>(4) 空間和時間的精簡,以驗證它們是否適當地解決物理耦合(熱-水-力-化)。例如美國能源部評估熱-水-力-化作用造成屏壁滲水之潛在影響。</p> <p>(5) 為全系統功能評估之假設和近似值提供足夠的技術基礎和理由,以用於熱-水-力-化學耦合效應對於滲漏和流動、廢料包覆的化學環境和放射性核種釋出的化學環境之模擬,水流分布對於工程障壁與廢棄物接觸的水量之影響,與所有相關的模型精簡具有一致性的描述。</p>

且足夠。評估這些描述與技術基礎是透明可追溯來支持這些精簡模型。

(6) 評估侵入工程障壁與廢料體的水量與水化學模型精簡，對於廢棄物包件之置放位移，和工程障壁與接觸廢料體內部被破壞處，確認其合理限制在環境條件預期的範圍。

(7) 評估具有廢棄物包覆設計的詳細信息和其他工程特徵之侵入工程障壁與廢料體的水量與水化學的模型精簡一致性。

(8) 評估與工程障壁與廢棄物接觸到的水量與水化學有關的 FEPs 有包含在全系統安全評估的精簡。

(9) 驗證在熱水文試驗和實驗中觀察到的過程，對全系統功能評估模型精簡具有重要意義。

(10) 驗證美國能源部分析廢棄物盛裝容器腐蝕之方法，能決定工程障壁與廢棄物接觸到的水量與水化學模型分析。評估處理 pH 和碳酸鹽濃度等參數，以及廢棄物包裝腐蝕對侵入工程障壁與廢料體的水量與水化學的影響。

(11) 評估放置位移以及篩選這些事件的相關技術基礎，有關內部關鍵性或外部至封裝關鍵性的模型精簡。

(12) 確認如果任一事件都包含在全系統功能評估中，美國能源部使用可接受的技術基礎來選擇設計標準減輕封裝內部臨界對處置場功能的潛在影響；識別可能會增加系統內部廢棄物包覆的反應性的特徵、事件和作用；識別對於潛在核臨界的配置分類；熱條件變化和工程障壁退化已包含在侵入工程障壁與廢料體的水量與水化學的模型精簡。

(6) 包覆廢棄物置放位移、廢料包覆已破壞之內部處、接觸廢料體之環境條件預期範圍，與這些條件隨著時間變化的演變能被鑑定。這些範圍可以被發展，包括：(i) 屏壁滲水和回填對水量和化學成分的影響(例如，潛在凝結形成和從屏壁底部滲出)；(ii) 工程障壁退化和廢料體溶解的促進條件；(iii) 不規則的濕和乾循環作用；(iv) γ -輻射分解；和(v) 滲透至工程障壁的分佈和尺寸。

(7) 侵入工程障壁與廢料體的水量與水化學的模型精簡和工程障壁設計和其他工程特徵具有一致性的詳細信息。例如，一致性之證明為：(i) 精簡的維度；(ii) 各種設計特徵和現場特點；和(iii) 替代概念方法。

(8) 提供充足的技術基礎，包括獨立建模、實驗室或現場數據、或敏感性研究、包括任何熱-水-力-化耦合和特徵、事件和作用。

(9) 在熱水文試驗和實驗中，對全系統功能評估之影響功能的作用能被觀測到。例如，美國能源部表明，液態水不會回流入地下設施或將回流水納入功能評估計算。限制回流水引起的水力路徑變化的潛在不利影響。

(10) 容器腐蝕的可能模式被鑑定和考慮，以確定侵入工程障壁與廢料體的水量與水化學模型精簡，與以下參數的描述分析是一致的，例如 pH 和碳酸鹽濃度，以及廢棄物包裝腐蝕對侵入工程障壁與廢料體的水量與水化學的影響。

(11) 有關內部包覆臨界或外部到包覆臨界的模型精簡為這些事件的篩選提供了充分的技術依據。確認如果任一事件都包含在全系統功能評估中，美

<p>(13) 驗證美國能源部的審查是否符合 NUREG-1297 的指導和 NUREG-1298，或對於使用替代方法作成可接受的案例。</p>	<p>國能源部使用可接受的技術基礎來選擇設計標準減輕封裝內部臨界對處置場功能的潛在影響；識別可能會增加系統內部廢棄物包覆的反應性的特徵、事件和作用；識別對於潛在核臨界的配置分類；熱條件變化和工程障壁退化已包含在侵入工程障壁與廢料體的水量與水化學的模型精簡。</p> <p>(12) NUREG - 1297 及 NUREG - 1298 的指引或其他可接受方法有被採用。</p>
<p>二、資料與模式論證</p> <p>(1) 評估資料是否足夠支持侵入工程障壁與廢料體的水量與水化學的模型精簡之概念模式、作用層級模式、替代概念模式。評估基本數據是否與技術結合，如試驗室實驗、特定場址的現場量測、天然類比研究、作用層級模式研究和專家引進。評估如何使用數據、解釋和合成為參數。評估這些描述與技術基礎是透明可追溯來支撐這些精簡模型。檢查並確認充分性，透明度和可追溯性的數據支持技術基礎特徵、事件和作用，與侵入工程障壁與廢料體的水量與水化學已被納入整體系統的模型精簡。</p> <p>(2) 驗證是否收集關於天然系統和工程材料特徵，並影響滲流、流動和工程障壁化學環境和放射性核種釋出的化學環境之足夠數據，以建立熱-水-力-化學耦合作用概念模型之初始和邊界條件。</p> <p>(3) 驗證美國能源部是否已經使用熱-水文試驗的結果，以識別重要流程並建立處置場條件的溫度範圍以開發其數學模型。驗證數據是否足以支持熱-水文概念模型。</p>	<p>二、數據對於模式證明是足夠的</p> <p>(1) 執照申請所使用之地質、水文和地球化學資料有被充分檢驗。並提供充足的描述來說明資料如何使用、詮釋與合適成為參數。</p> <p>(2) 收集了關於天然系統和工程材料特徵的足夠數據，以建立影響滲流、流動和工程障壁化學環境之熱-水-力-化學耦合作用概念模型的初始和邊界條件。</p> <p>(3) 熱水文試驗已被設計，對於處置場條件之溫度範圍所觀測到熱-水文作用數據作為數學模型應用。數據是足以驗證熱水文概念模型描述的重要熱水現象。</p> <p>(4) 提供足夠的資訊，以分析水接觸屏壁滲水、工程障壁和廢料體之概念方法已被提供。</p> <p>(5) 提供足夠的數據來完成營養和能量庫存的計算，若能被用來證明微生物活動對工程障壁化學環境和放射性核種釋出的化學環境之影響。必要時，確認數據足以確定支持微生物影響腐蝕的可能性，例如生產有機物副產物和微生物增強高放射性廢棄物玻璃形式的溶解。</p>

<p>(4) 評估屏壁滲水、廢棄物包覆、廢料體與水接觸的概念方法之數據是否充足。</p> <p>(5) 檢查微生物潛在影響工程障壁化學環境和放射性核種釋出的化學環境之分析數據是否充足。確認數據足以確定支持微生物影響腐蝕的可能性和微生物增強高放射性廢棄物玻璃形式的溶解度。</p>	
<p>三、資料不確定性</p> <p>(1) 評估侵入工程障壁與廢料體的水量與水化學模型在全系統安全功能評估中之概念模式、作用模式與替代概念模式所使用參數值、假設範圍、機率分布、限値之技術基礎。</p> <p>(2) 確認參數值是從特定場址試驗和現場實驗所得的技術數據。根據需要性，評估參數值和範圍是從天然類比研究或作用層級模式納入至侵入工程障壁與廢料體的水量與水化學之模型精簡所得到。</p> <p>(3) 評估侵入工程障壁與廢料體的水量與水化學模型之熱-水-力-化耦合影響的初始和邊界條件值，與提出的數據一致。必要時與美國能源部對於整體系統功能評估已建立參數與輸入值之間進行相關性檢查確認。</p> <p>(4) 評估美國能源部對不確定性和變異性的參數評估。確認美國能源部將參數不確定性和時空變異性對熱-水-力-化耦合效應之影響，有被包含在參數範圍內。</p> <p>(5) 如果封裝內關鍵性或外部到封裝已包括在全系統功能評估，需審查美國能源部使用的方法和參數以計算有效的中子倍增因子。</p> <p>(6) 確認美國能源部合適的建立參數間可能的統計相關性。並確認被忽略</p>	<p>三、資料的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞</p> <p>(1) 模式所使用參數值、假設範圍、機率分布與限値假設，對於風險估計在技術上是足以解釋說明的，合理的反應不確定性且並沒有造成不足。</p> <p>(2) 來自於雅卡山地區數據之參數值、假定範圍、機率分佈和限制假設使用於全系統安全功能評估之侵入工程障壁與廢料體的水量與水化學的計算，在技術上是可答覆和合理的，以及可能的技術組合，包括實驗室試驗、現場量測、天然類比研究和作用層級模式研究。</p> <p>(3) 對於雅卡山場址全系統安全功能評估之侵入工程障壁與廢料體的水量與水化學計算中使用的輸入值，與初始和邊界條件、概念模型的假設條件與設計概念一致。全系統安全功能評估輸入值之間的相關性已由美國能源部適當性建立。已用於定義初始條件、邊界條件，和涉及熱-水-力-化耦合對滲流和流動、廢棄物包覆化學環境、放射性核種釋出的化學環境造成影響之敏感度分析計算區域之參數與可用數據一致。合理或保守的參數範圍或建立函數關係。</p> <p>(4) 對於概念模型、作用層級模式和替代概念模型發展之參數，可提供天</p>

<p>的相關性有提供合適的技術基礎或限值論證評估方法。</p> <p>(7) 評估美國能源部對於參數不確定性、模式精簡所使用方法有實施專家引進，並根據 Kotra et al.(1996)的指導方針。</p>	<p>然系統和工程材料特徵之不確定度具有足夠代表性。美國能源部在使用敏感度分析和保守性限制時，可能會限制這些不確定性的使用。例如，美國能源部演示參數如何使用及描述水流流經工程障壁系統時，限制了回填材料和挖掘引起變化的影響效應。</p> <p>(5) 如果臨界性被含括在全系統功能評估，美國能源部將使用適當範圍的輸入參數以計算有效中子倍增因子。</p> <p>(6) 如果不存在足夠的數據，則基於其他適當的來源來定義參數值和概念模型，如根據 NUREG-1563 建立之專家引進。</p>
<p>四、模式不確定性</p> <p>(1) 驗證美國能源部是否考慮適合的替代概念模型。檢查替代概念模型的基礎，已考慮侵入工程障壁與廢料體的水量與水化學之模型精簡，以及所選模型的局限性和不確定性。評估在最終分析中沒有考慮到替代建模方法的討論，以及所選模型的限制和不確定性。評估所選模型可用數據的一致性。</p> <p>(2) 評估概念模型不確定性有用到場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比與作用層級模式研究。如果採用保守模式作為解決概念模型不確定性的方法，審核人員應驗證選擇的概念模型：(i)是保守的，相對替代概念模式是和可取得資料及目前科學理解具一致性。(ii)結果之保守估計風險，且未造成非故意(unintended)的結果。</p> <p>(3) 評估美國能源部關於模型不確定性對功能評估影響的結論。</p>	<p>四、模式的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞</p> <p>(1) FEPs 的替代模擬策略，與可取得資料與目前科學理解是否一致，是有被研究。精簡的結果與限制有被合適的考慮。</p> <p>(2) 考慮替代建模方法，並選擇建模方法需符合現有數據和當前的科學認識。一段描述需包括對最終分析和選擇模型的局限性和不確定性，需提出未考慮替代建模方法之討論。</p> <p>(3) 考慮概念模型的不確定性與可用現場特徵數據、實驗室試驗、現場量測、天然類比資訊和作用層級模式研究具一致性；和概念模型不確定性的處理不會導致風險估計不足的情況。</p> <p>(4) 充分考慮熱-水-力-化耦合作用的影響在替代概念模型的評估中。這些效果可能包括：(i)對氣體、水和礦物化學的熱-水文效應；(ii)微生物作用對工程障壁化學環境和放射性核種釋出的化學環境的影響；(iii)水化學變化可能是由於工程障壁腐蝕產物的釋出而產生的工程材料與地下水之間的</p>

<p>(4) 審查美國能源部有關不同的替代概念模型熱-水-力-化耦合作用所考慮的方法。</p> <p>(5) 確認美國能源部已經提供足夠的論證示範，包括放射性曝露對合理最大限度曝露個體之影響，和替代概念模型熱-水-力-化耦合作用下之放射性核種釋出至環境之影響。</p>	<p>相互作用；和(iv)變更邊界條件和水文特性改變，有關於地質力學系統對熱負荷造成的響應；</p> <p>(5) 如果美國能源部對全系統功能安全評估的模型精簡使用等效連續性的模型，則對於熱-水-力-化耦合作用影響的計算模型產生保守的估計，需遵守封閉後的公共衛生和環境標準。</p>
<p>五、模式支援</p> <p>(1) 評估侵入工程障壁與廢料體的水量與水化學模型精簡的輸出。比較此輸出結果與組合適當之場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比資料。</p> <p>(2) 檢核熱-力分析中使用的解析和數值模型與特定場址或天然類比之數據一致性。評估水文特性的預測變化，以及由熱-力作用下產生的變化幅度和分佈，與地下設施之熱-力分析結果具有一致性。</p> <p>(3) 檢核耦合作用對工程障壁與廢棄物接觸水量與水化學影響所精簡之數學模型輸出，與基於近場環境、現場數據和現場觀測之天然變化，及預期的工程材料屬性所推論之概念模型輸出一致性。檢查模型精簡結果的使用，和比較數學模型判斷結果的穩健性。評核敏感度分析的可接受性，以支持全系統功能評估之工程障壁與廢棄物接觸水量與水化學的模型精簡。在實際應用中，評核美國能源部使用替代全系統功能評估所選擇的模型精簡，並評估工程障壁與廢棄物接觸水量與水化學對處置場之影響。</p>	<p>五、模式精簡的輸出可以由目的之比較得到支持</p> <p>(1) 全系統功能評估精簡所採用之模式結果與細緻作用層級模式結果一致、而且或者與經驗觀測(實驗室及現場試驗、及或天然類比)之結果一致。</p> <p>(2) 耦合熱-水-力-化作用影響對滲透和流動、工程障壁化學環境，以及在放射性核種釋出的化學環境，是基於相同的假設和證明近似適用於作用層級模式或密切類比於天然或實驗系統。舉例，作用的精簡，例如熱誘導的水文特性變化或估計滲透導流來自漂移效應，藉由作用層級模式結果的比較以充分說明，也就是與直接觀察和現場研究具有一致性。</p> <p>(3) 使用已接受的和有良好記錄的程序來建構和測試數值模擬熱-水-力-化作用對滲透和流動、工程障壁化學環境及放射性核種釋出化學環境之影響。分析和數值模型是被適當支持，精簡模型結果與不同的數學模型進行比較，以判斷結果的穩健性。</p>

3.6.3 審查發現

(1) 現場和周邊地區的適當數據，參數不確定性和變異性，和替代概念模型已被

用於分析，符合 10 CFR 63.114(a) - (c)。

- (2) 特定特徵、事件和作用已被包括在分析中，已經提供適當的技術基礎納入或排除，符合 10 CFR 63.114(e)。
- (3) 分析包含具體的退化、劣化與變異作用，並考慮其對年劑量的影響，且有合適的技術基礎提供納入或剔除依據以符合 10 CFR 63.114(f)。
- (4) 對於功能評估模型使用已提供適當的技術基礎，符合 10 CFR 63.114(g)的要求。

3.7 核種釋出率及溶解度限制

審查職責 -高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

3.7.1 審查範圍

本節審查核種釋出率及溶解度限制，審查者亦需評估 10 CFR 63.21(c)(1) - (4)、(9)、(10)、(15)及(19)所要求的資訊。

- (1) 有關核種釋出率及溶解度限制的地質、水文、地球化學方面的敘述，及提供支援全系統功能評估模式的整合；
- (2) 用來正當化全系統功能評估模式的數據及參數之充分性；
- (3) 評估數據不確定性之特徵化及數據不確定性在全系統功能評估模式傳遞效應之方法；
- (4) 評估模式不確定性之特徵化及數據不確定性在全系統功能評估模式傳遞效應之方法；
- (5) 比較全系統功能評估模式輸出結果、作用級模式輸出結果及經驗研究的方法；及
- (6) 專家引進。

3.7.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
一、模式整合 (1) 評估設計特徵以及模式中未飽和區的地質、水文及地球化學方面的敘述是否足夠。評估全系統功能評估模式	一、系統敘述及模式整合是適當的 (1) 確認全系統功能評估適當的納入重要的設計特徵、物理現象及耦合，整

<p>的條件及假設與對廢棄物隔絕重要的障壁敘述所提供資訊是否一致；評估這些敘述的技術基礎，並將其納入全系統功能評估模式。</p> <p>(2) 評估精簡模式之假設及近似的技術基礎是否納入文件及其適當性。評估這些敘述是否提供模式透明化及可追溯性的支持，並與其他模式一致。</p> <p>(3) 評估廢棄物包件及工程障壁的設計資訊，資訊的充分性及與其他模式設計資訊是否一致。</p> <p>(4) 評估廢棄物包裝預期內部破損的環境條件，以及廢棄物包裝周圍的工程化障壁環境，及各種情況範圍的敘述是否足夠詳細。</p> <p>(5) 評估作用級概念及數學模式所涉及影響核種自安置坑道釋出的熱力-水文過程之敘述是否足夠完整。</p> <p>(6) 評估有關的特徵、事件與作用(FEPs)，是否已納入全系統功能評估模式。</p> <p>(7) 評估全系統功能評估中有關處置坑道內廢棄物包件內及包件外的臨界模式及事件篩選的技術基礎。</p> <p>(8) 評估以上事件均已納入全系統功能評估，且設計標準的選擇是考量減輕廢棄物包件臨界對處置場功能的潛在影響。</p> <p>(9) 評估廢棄物包件內可能提高反應度(reactivity)的特徵、事件與作用(FEPs)，確認結構分級及可能影響核臨界的結構，包括核種釋出率及溶解度限制模式中熱條件的變化及工程障壁的劣化。</p> <p>(10) 評估美國能源部是否遵循 NUREG-1297 及 NUREG-1298 指引，或使用替代方法作出可接受的情況。</p>	<p>個核種釋出率及溶解度限制的精簡模式過程中使用一致且適當的假設。</p> <p>(2) 確認精簡模式的假設、技術基礎、數據及模式是適當的且與其他模式一致。模式的敘述提供透明及可追溯的支持。</p> <p>(3) 確認廢棄物包件及工程化障壁系統，提供了足夠的及一致的設計資訊。例如，存量計算及核種選定是基於各種類型高放射性廢棄物中關於核種存量分布(包括空間及組成階段)的詳細資訊。</p> <p>(4) 確認合理證明廢棄物包件破裂的預期環境條件以及廢棄物包件周圍的工程障壁環境。</p> <p>(5) 確認熱力-水文過程影響核種從處置坑道中釋出的作用級概念及數學模式的敘述充分完整。</p> <p>(6) 確認有關熱力-水文-力學-化學耦合及特徵、事件與作用(FEPs)在核種釋出率及溶解度限制精簡模式中的技術基礎是足夠的。</p> <p>(7) 確認廢棄物內包裝及廢棄物外包裝的臨界模式，為事件篩選提供了充分的技術基礎。</p> <p>(8) 確認遵循 NUREG-1297 及 NUREG-1298 的法規指引或其他可接受同儕審查及數據合格的方法。</p>
---	---

<p>二、數據及模式正當化</p> <p>(1) 評估用來支援與考量核種釋出率及溶解度限制有關概念模式、作用級模式及替代概念模式之地質、水文、地球化學方面的敘述是否足夠。評估核種釋出率及溶解度限制模式有關設計特徵的數據基礎[包括防滴漏護屏(drip shield)、回填、廢棄物包件，廢棄物型態，熱負載及其他工程化的屏障組件等]。</p> <p>(2) 檢驗並確認有關天然系統特徵、概念模式及熱力-水文-化學耦合過程模擬所建立初始及邊界條件的工程材料，提供了充分數據。</p> <p>(3) 檢驗及評估用於支持溶解度限制的精簡模式，並確認符合「高放射性廢棄物隔離之地下水核種溶解度測定，技術立場」(美國核管會，1984年)之法規指引。</p> <p>(4) 評估高放射性廢棄物最終處置之腐蝕及核種釋出的測試計畫。確認對於核種釋出率及溶解度限制模式之廢棄物內包裝及坑道內化學作用，提供一致、足夠及適當的數據，並評估雅卡山收集數據以外之測試結果的正當性。</p>	<p>二、模式正當化的數據是充分的</p> <p>(1) 確認所使用的地質、水文及地球化學參數值是充分正當的。確認數據的使用、解釋及如何適當的合成到參數中，提供適當的敘述。</p> <p>(2) 確認收集有關天然系統及工程材料特徵的充分數據，以建立概念模式之初始與邊界條件及進行熱力-水文-化學耦合過程的模擬。例如提供模式中可能影響核種釋出有關設計特徵(如材料類型、數量及反應度)的足夠數據。</p> <p>(3) 確認美國能源部採用補充數據來支持溶解度限制的模式，實驗數據支持預期的各種物理化學條件下的預期範圍及各階段配置。</p> <p>(4) 確認廢棄物體的腐蝕及核種釋出測試程序，對核種釋出率及溶解度限制模式所使用的包裝及坑道內化學，提供了一致的、充分的及適當的數據。對於預期的環境條件，美國能源部所使用測試結果具充分正當性，對於工程障壁組件(例如高放射性廢棄物體、防滴漏護屏和回填等)，並非只來自雅卡山處置場址所專門收集。</p>
<p>三、數據的不確定性</p> <p>(1) 評估全系統功能評估模式的概念模式、作用級模式及替代概念模式中所使用之參數值及其假設範圍、機率分佈、限值的技術基礎。</p> <p>(2) 評估功能評估中處理參數不確定性及變異性的技術基礎。</p> <p>(3) 評估參數範圍、機率分佈或限值的技術基礎。確認參數值是從特定場址的數據所導出的，或納入分析證明參數假設值將導致功能的保守評估。</p>	<p>三、數據不確定性特徵化及精簡模式中傳遞</p> <p>(1) 確認模式所使用技術上可以辯護的參數值、假定範圍、機率分佈及限值假設，合理地解釋不確定性及變異性不會導致風險低估的情況。</p> <p>(2) 確認全系統功能評估中核種釋出率及溶解度限制精簡模式中使用的參數值、假設範圍、機率分佈及限值假設，是根據來自雅卡山地區、實驗室測試及天然類比的數據，在技術上具</p>

<p>(4) 評估精簡模式的概念模式、作用級模式及替代概念模式之參數值及其範圍的技術基礎。評估使用參數的不確定性及變異性，確認影響核種釋出的參數因時間與空間變化導致數據的不確定性，已納入參數範圍。</p> <p>(5) 檢驗敏感度分析所使用的初始條件、邊界條件及計算，涉及釋出核種的熱力-水文-化學耦合作用，與現有數據一致。</p> <p>(6) 評估通過及離開工程障壁水流所使用的參數，並確認它們已充分涵蓋回填、開挖引起變化及熱導致力學變化對水流的影響。</p> <p>(7) 若廢棄物內包裝臨界及外包裝臨界納入全系統功能評估，評估美國能源部計算有效中子增殖因數所使用的方法及參數。</p> <p>(8) 評估美國能源部使用適當時間範圍的溫度、濕度及滴水(dripping)，以限制微生物效應的機率。</p> <p>(9) 評估美國能源部適當的考量天然系統及工程材料特徵的不確定性，如材料種類、數量及反應度，建立影響核種釋出概念模式及熱力-水文-化學耦合過程之初始、邊界條件。</p> <p>(10) 評估美國能源部適當地確定了參數間統計學相關性。確認對未建立相關性的參數，提供了足夠的技術基礎或界限論述。</p> <p>(11) 評估精簡模式需採用專家引進作為數據不確定性的基礎，以及是否依照適當的法規指引。</p>	<p>有可辯護性及合理性。例如參數值、假設範圍、機率分佈及限值假設，適當的反應廢棄物包件破裂時所預期環境條件的範圍。</p> <p>(3) 確認美國能源部使用合理或保守的參數或確定熱力-水文-化學耦合作用對核種釋出效應的功能關係。這些值與雅卡山地區天然及工程障壁概念模式和設計概念的初始、邊界條件及其假設一致。如果輸入值間存在任何相關性，則在全系統功能評估中充分的建立。</p> <p>(4) 確認開發核種釋出率及溶解度限制模式考量的概念模式、作用模式及替代概念模式的參數中，通過敏感度分析或限值分析，已將不確定性予以適當表達。</p> <p>(5) 確認敘述水流流穿及流出工程障壁的參數，充分涵蓋回填、開挖導致變化及熱誘發力學變化對水流的影響；</p> <p>(6) 確認若臨界無法排除於全系統功能評估之外，美國能源部計算有效中子增殖係數，提供輸入參數的適當範圍。</p> <p>(7) 確認美國能源部使用適當溫度、濕度及滴水時間關係圖，以限制微生物效應，例如銅系元素錯合基體 (complexing ligand) 有機副產物及微生物促進高放射性廢棄物玻璃固化體的溶解。</p> <p>(8) 確認美國能源部在建立影響核種釋出的熱力-水文-化學耦合作用的概念模式及模擬初始及邊界條件時，充分考量天然系統及工程材料特徵，如材料類型、數量及反應度的不確定性；</p> <p>(9) 確認數據不夠充分時，依據適當的其他來源進行參數值及概念模式的定</p>
--	--

	<p>義，例如依據 NUREG-1563 進行專家引進。</p>
<p>四、模式的不確定性</p> <p>(1) 評估美國能源部全系統功能評估有關核種釋出率及溶解度限制的替代模式，檢驗可用的場址特徵化參數、設計數據、實驗室實驗、現場量測、天然類比研究及作用級模式研究結果。</p> <p>(2) 評估具敏感度的天然及工程系統的作用模式，使用了適當模式、測試及分析。確認概念模式不確定性有適當的定義及紀錄，並對處置場功能結論的影響進行適當評估。</p> <p>(3) 評估熱力-水文-化學效應耦合對核種釋出至化學環境效應的數學模式，評估排除替代概念模式、選定模式的限制及其不確定性的基礎。</p> <p>(4) 根據現場特徵化數據、實驗室實驗、現場量測、天然類比資訊及作用級模式研究結果，評估概念模式不確定性的處理，若採用保守模式作為處理概念模式不確定性一種方法，評估概念模式：(i) 替代概念模式與現有數據及當前科學理解是一致且保守的；(ii) 風險的保守估計，不會造成意想不到的結果(處置場某方面特徵的保守表示，將導致估計總體風險的降低)。</p>	<p>四、模式不確定性之特徵化及在精簡模式中的傳遞</p> <p>(1) 確認替代模式的特徵、事件與作用(FEPs)應與現有數據及當前科學理解一致，精簡模式的結果及其限制已予適當的考量。</p> <p>(2) 確認核種釋出率及溶解度限制的替代概念模式，美國能源部針對對天然及工程系統敏感的作用進行適當模式、測試和分析。概念模式的不確定性被充分定義及文件化，並對功能結論的影響進行了適當的評估。例如，在美國能源部的水流模式及核種自坑道中釋出的模擬中，敘述了重要的離散特徵(如斷層帶)，或在等效連續模式之結論中顯示對功能的計算產生了保守效應。</p> <p>(3) 確認概念模式之不確定性應與可用的現場特徵數據、實驗室實驗、現場量測、天然類比資訊及作用級模式研究結果一致；對於概念模式的不確定性處理不會導致風險低估的情況。</p> <p>(4) 確認適當考量可能發生在自然環境、或與工程材料的作用或其變化產物之熱力-水文-化學耦合作用對核種釋出的影響。</p>
<p>五、模式的支持性</p> <p>(1) 評估精簡模式的輸出結果，確認與現場特徵化、設計數據、作用級模式、實驗室測試、現場量測及天然類比的適當組合進行了比較。</p> <p>(2) 檢驗熱力-力學分析中所使用的解析及數值模式，是否與場址數據或天然類比數據一致。評估水文特徵的預期變化及熱力-力學作用效應對水文特</p>	<p>五、精簡模式的輸出結果及客觀比較的支持</p> <p>(1) 確認全系統功能評估精簡模式提供與詳細作用模式計算結果及經驗觀察結果(實驗室、現場測試及(或)天然類比)一致的結果。</p> <p>(2) 確認熱力-水文作用模式的計算結果，與實驗室、現場規模的熱力-水文測試觀察結果一致。尤其證明存在足</p>

<p>徵數值大小及分布的改變，是否與處置場地下設施的熱力-力學分析結果一致。</p> <p>(3) 使用替代的全系統功能評估模式評估精簡模式，評估與廢棄物包件及廢棄物體所接觸水的數量及化學成分對處置場功能的影響。</p> <p>(4) 評估精簡模式之核種釋出耦合作用效應數學模式之計算結果是否與概念模式一致。模式計算結果與近場環境、現場數據及場址所觀察的天然變化及預期工程材料性質之推論作比較。</p> <p>(5) 評估美國能源部是否依賴精簡模式的功能確認，是否使用雅卡山審查計畫第 2.4 節，提出適合進一步的核種監測計畫，以獲得更多必要資訊，作為功能確認計畫的一部分。</p>	<p>夠的物理證據，以支持近場熱驅動水流的概念模式。</p> <p>(3) 確認美國能源部採用科學界所接受的良好文件程序，以建構及測試數值模式，模擬熱力-水文-化學耦合作用之核種釋出。</p> <p>(4) 若美國能源部依賴功能確認計畫來評估天然系統及工程材料是否具備預期功能，確認執行期間建立監測廢棄物包件中釋出核種的適當程序，採用假設及核種自廢棄物包件釋出的計算結果得到適當的證實。</p>
---	---

3.7.3 審查發現

整體審查發現，精簡模式合理預期符合 10 CFR 63.114 的要求，功能評估的核種釋出率及溶解度限制的部分，符合技術要求。此外發現：

- (1) 分析所使用的場址及其周邊地區的適當數據、參數值之不確定性及變異性及替代概念模式，均符合 10 CFR 63.114(a)-(c)的要求。
- (2) 與場址有關的特徵、事件與作用(FEPs)已納入分析中，且提供了篩選 FEPs 的適當技術基礎，符合 10 CFR 63.114 (e)的要求。
- (3) 分析中包括具體的劣化(degradation)、退化(deterioration)及改變過程，考慮其對年劑量的影響，已提供適當的篩選技術基礎，符合 10 CFR 63.114(f)的要求；及
- (4) 對功能評估中所使用的模式，提供了適當的技術基礎，符合 10 CFR 63.114(g)的要求。

3.8 氣候與入滲

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

3.8.1 審查範圍

- (1) 美國能源部所提供針對氣候、水文、地質與地球化學在未飽和區的淨入滲描述及技術基礎，用以支撐模式整合在全系統安全評估的精簡。
- (2) 用以論證模式精簡的資料與參數是否充足。
- (3) 美國能源部用來特徵化資料不確定性的方法，以及誤差在模式精簡過程的傳遞。
- (4) 美國能源部用來特徵化模式不確定性的方法，以及誤差在模式精簡過程的傳遞。
- (5) 美國能源部採用來比較全系統安全審查發現、作用層級(process-level)的模式輸出、及以經驗研究(empirical studies)的成果。
- (6) 專家引進。

3.8.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
<p>一、模式整合</p> <p>(1) 檢驗氣候與淨入滲的精簡中之物理現象與耦合的描述及地質、水文、地化、史前水文、史前氣候與氣候觀點的描述在圍阻廢棄物的貢獻。並評估這些可能影響氣候與淨入滲的描述觀點是充足的。評估這些描述與技術基礎是透明可追溯來支撐這些精簡模型。</p> <p>(2) 評估與氣候與淨入滲有關的 FEPs 有包含在全系統安全評估的精簡。</p> <p>(3) 確認美國能源部的精簡採用具有合適時空變異的模型參數與邊界條件來估計淨入滲量。</p> <p>(4) 確認在作用層級的模式所使用的參數平均值在時間與空間尺度是合適供模式離散使用。</p>	<p>一、系統描述與模式整合為適當</p> <p>(1) 全系統功能評估充分整合或限制來自於，重要的設計特徵、物理現象與耦合，且在氣候與淨入滲精簡過程使用一致與合適假設。</p> <p>(2) 影響氣候與淨入滲的地質、水文、地球化學、物理現象與耦合特性有被充分考慮。氣候與淨入滲精簡的假設與條件，是容易被確認且與呈現資料的描述一致。</p> <p>(3) 氣候與淨入滲精簡的假設、技術基礎、資料與模式是合適的且與其他美國能源部精簡一致。例如氣候與淨入滲精簡的假設與未飽和區及飽和區流徑的精簡一致。</p> <p>(4) 提供充足的資料與技術基礎，足以評估 FEPs 被此精簡所採用的程度。</p>

<p>(5) 確認過去 50 萬年的史前氣候資訊有被評估做為未來氣候推估的基礎。</p>	<p>(5) 使用足夠時空變異的模型參數與邊界條件來模擬系統的各部分。</p> <p>(6) 作用層級的模式所使用的參數平均值在時間與空間尺度是合適供模式離散使用。</p> <p>(7) 未來氣候的推估是根據過去 50 萬年的史前氣候資訊。例如若使用數值氣候模型推估未來氣候，應利用史前氣候資料檢定。</p> <p>(8) NUREG - 1297 and NUREG - 1298 的指引或其他可接受方法的同儕審查與資料審核有被採用。</p>
<p>二、資料與模式論證</p> <p>(1) 評估資料是否足夠支撐此精簡之概念模式、作用層級模式、替代概念模式，以及各模式使用之參數。</p> <p>(2) 確認用以估計淨入滲的數學模型具有合適時空尺度。確認淨入滲未被低估。</p> <p>(3) 確認裂隙性質、裂隙分布、母岩性質、異質性、時變邊界條件、蒸發散、土壤覆蓋厚度、地表逕流與持續的影響有合適的代表性描述。</p> <p>(4) 確認使用合適的敏感度與不確定性分析來評估資料是否充足與驗證額外資料。</p> <p>(5) 確認使用合理且完整的作用層級概念與數學模式進行分析。</p> <p>(6) 確認數學模型與概念模型及場址特徵具有一致性。</p> <p>(7) 確認有提供不同數學模型的計算結果的強健性(robustness)比較。</p> <p>(8) 評估美國能源部所使用方法有實施專家引進。</p>	<p>二、數據對於模式證明是足夠的</p> <p>(1) 執照申請所使用之氣候與水文數值 (例如氣候變遷的起始、年平均氣溫、降水、淨入滲量) 有被充分檢驗。並提供充足的描述來說明資料如何使用、詮釋與合適成為參數。</p> <p>(2) 評估資料是否足夠支撐此精簡之概念模式、作用層級模式、替代概念模式，以及各模式使用之參數。</p> <p>(3) 在考慮場址特有氣候、地表與地表下資訊，用以估計目前的淨入滲數學模型在合適的時空尺度下有被合理驗證。</p> <p>(4) 裂隙性質、裂隙分布、母岩性質、異質性、時變邊界條件、蒸發散、土壤覆蓋厚度、地表逕流與持續的影響有被考慮，且不會低估淨入滲量進行敏感度或不確定性評估資料是否充足，並決定是否需要額外資料。</p> <p>(5) 使用可接受與充分記載的程序來建構與檢定數值模式。</p> <p>(6) 使用合理且完整的作用層級概念與數學模式來分析，特別是，(i)所提供之數學模式與概念模式及場址特徵一致；且(ii)不同數學模式結果的強健性有被比較。</p>

	(7) 任何專家引進的建構符合 NUREG-1563 或其他可接受方法。
<p>三、資料不確定性</p> <p>(1) 評估氣候與入滲在全系統安全功能評估中之概念模式、作用模式與替代概念模式所使用參數值、假設範圍、機率分布、限值之技術基礎。</p> <p>(2) 審查者應驗證功能評估中支撐處理參數不確定性與變異的技術基礎。</p> <p>(3) 如果保守數值被使用來說明不確定性或變異，審查者應驗證採用保守數值所造成的保守估計並未足以造成非故意的結果（也就是說處置設施功能的保守性推估所造成整體風險的降低，當參數值範圍增加超過資料所能支撐而採用保守的方法所造成不合適的稀釋風險估計）。</p> <p>(4) 確認資料如果具不確定性，有被包含在參數範圍內。</p> <p>(5) 確認美國能源部合適的建立參數間可能的統計相關性。並確認被忽略的相關性有提供合適的技術基礎或限值論證評估方法。</p> <p>(6) 確認功能評估有考慮未來氣候對水文的影響，可能改變目前進出未飽和區的淨入滲速率與型態。</p>	<p>三、資料的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞</p> <p>(1) 模式所使用參數值、假設範圍、機率分布與限值假設，對於風險估計在技術上是足以解釋說明的，合理的反應不確定性且並沒有造成不足。</p> <p>(2) 此精簡使用之參數值的技術基礎有提供。</p> <p>(3) 參數與此精簡的可能統計相關有被建立。忽略的相關性有提供合適的技術基礎或限值論證。</p> <p>(4) 未來氣候對水文的影響，可能改變目前進出未飽和區的淨入滲速率與型態之(因素或特徵)有被討論。這影響可能包含改變土壤深度、裂隙填充物質與植被種類。</p>
<p>四、模式不確定性</p> <p>(1) 評估美國能源部所使用的替代概念模型有用在發展氣候與淨入滲模型精簡。檢驗模型參數，考慮可取得之場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比與作用層級模式研究。</p> <p>(2) 適當的使用一個替代的全系統功能評估模式來評估美國能源部氣候與入滲精簡模型的一部分。</p> <p>(3) 確認作用層級模式所造成的不確定性範圍有被充分反應在此精簡中。</p>	<p>四、模式的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞</p> <p>(1) FEPs 的替代模擬策略，與可取得資料與目前科學理解是否一致，是有被研究。精簡的結果與限制有被合適的考慮。</p> <p>(2) 作用層級模式的不確定性範圍有被考慮在此精簡中。</p> <p>(3) 所考慮之概念模式的不確定性與可用場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比資訊、及作用層級模式研究一致。概念模式的不確定性</p>

<p>(4) 評估概念模型不確定的處理有根據可取得的場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比與作用層級模式研究。</p> <p>(5) 如果採用保守模式來說明概念模式的不確定性，審查者應驗證所挑選的概念模式。</p> <p>a. 是保守的，相對替代概念模式與可取得資料及目前科學理解具一致性。</p> <p>b. 結果之保守估計風險，且未造成非故意(unintended)的結果。</p>	<p>處理方式，且並沒有造成不足以表示風險估計。</p>
<p>五、模式支援</p> <p>(1) 評估氣候與淨入滲模型精簡的輸出。比較此輸出結果與組合適當之場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比資料。</p> <p>(2) 確認具有足夠驗證與技術來保守限制作用層級模式。特別是，驗證若美國能源部使用精簡模式來預測進出未飽和區之水通量，該精簡模式是否可用於侷限作用層級模式預測之淨入滲量。</p> <p>(3) 使用細緻的地質、水文、地化與氣候過程模式來評估氣候與入滲的精簡。</p> <p>(4) 評估精簡模式的輸出結果與作用層級模式的結果。實務上，採用一個替代的全系統功能評估模式來評估美國能源部的部分精簡，且評估氣候與入滲對處置設施功能的影響。</p>	<p>五、模式精簡的輸出可以由目的之比較得到支持</p> <p>(1) 全系統功能評估精簡所採用之模式結果與細緻作用層級模式結果一致、而且或者與經驗觀測(實驗室及現場試驗、及或天然類比)之結果一致。</p> <p>(2) 作用層級模式的精簡可以保守的侷限作用層級的預測。</p> <p>(3) 提供氣候與入滲精簡模式的輸出與敏感度研究、細緻的作用層級模式、天然類比與經驗觀察的比較，且是合適的。</p>

3.8.3 審查發現

在氣候與入滲符合功能評估所需，且皆有以下 4 點發現：

- (1) 分析有使用合適的場址與鄰近區域資料、不確定性與變異具有合理參數值與合適的替代概念模型符合 10 CFR 63.114(a)-(c)。
- (2) 分析採用具體的 FEPs 進行分析，且有合適的技術基礎提供納入或剔除依據

以符合 10 CFR 63.114(e)。

- (3) 分析包含具體的退化(degradation)、劣化(deterioration)與變異(alteration)作用，並考慮其對年劑量的影響，且有合適的技術基礎提供納入或剔除依據以符合 10 CFR 63.114(f)。
- (4) 提供合適的技術基礎供功能評估之模式使用以符合 10 CFR 63.114(g)。

3.9 未飽和區之流動路徑

要審查此模式精簡化，需考慮在未飽和區流動程度以證明符合規定。例如，假設美國能源部依據未飽和區流動路徑，將放射性核種傳輸至合理最大限度暴露個體有顯著的延遲和/或稀釋現象，則對此精簡化進行詳細的審查；反之，如果沒有顯著的影響，則進行簡化審查。這裡提供的審查方法和接受準則是詳細的審查。對於影響較小的情況(簡化審查)，這些審查方法和接受準則可能不是必需的。

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

3.9.1 審查範圍

本節審查未飽和區流動路徑。審查人員還將評估 10 CFR 63.21(c)、(1)、(9)、(10)、(15)和(19)所要求的資訊，這與未飽和區流動路徑精簡化(abstraction)有關。工作小組將評估以下未飽和區中流動路徑精簡化：

- (1) 描述未飽和區流動路徑的水文、地質和熱-水力-力學-化學偶合過程，以及由美國能源部提供的支持整個系統功能評估模式精簡化整合的技術基礎；
- (2) 足夠的資料和參數用於證明整體系統功能評估模式精簡化；
- (3) 美國能源部使用特性資料不確定性的方法，並透過整個系統功能評估模式精簡化用於傳遞這種不確定性的影響；
- (4) 美國能源部使用特性模式不確定性的方法，並通過整個系統功能評估模式精簡化來傳遞這種不確定性的影響；
- (5) 美國能源部比較整個系統功能評估輸出至作用層級模式輸出與實證研究之途徑；
- (6) 專家引進。

3.9.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
------	------

<p>一、模式整合，包括：</p> <p>(1) 審查物理現象和耦合的描述，以及影響廢棄物隔離有關未飽和區流動路徑精簡化的地質、水文、地球化學和熱-水文-力學-化學耦合方面的描述。評估這些描述的技術基礎是否充分，並將其納入精簡化。</p> <p>(2) 評估可能影響未飽和區流動路徑的地質、水文、地球化學、物理現象和耦合方面的描述是否足夠。審核此精簡化中使用的條件和假設與描述中呈現的資料一致。</p> <p>(3) 審查美國能源部在此精簡化中使用的假設、技術基礎、資料和模式與其他相關精簡化具有一致性。評估此描述和技術基礎的是否提供透明和可追溯足以支持此精簡化。</p> <p>(4) 確認用於描述初始及邊界的條件和假設與此精簡化中的其他條件和假設一致。</p> <p>(5) 審查與未飽和區中流動路徑相關的特徵、事件和作用如何包含在整個系統功能評估精簡化中。</p> <p>(6) 審核精簡化採用的模式參數和邊界條件有足夠的空間和時間變異性，進行估計未飽和區的流動路徑、滲透通量和滲流通量。</p> <p>(7) 審核作用層級模式中使用適當的參數估計平均值，並適用於模式離散化。</p> <p>(8) 確認氣候引起水位升高後，未飽和帶中潛在的降低傳輸距離。</p> <p>(9) 審核美國能源部審查是否遵循導則或使用替代方法進行同儕審查和資料鑑定提供可接受的情況。</p>	<p>一、足夠的系統描述和模式整合，如：</p> <p>(1) 整體功能評估充分納入或限制重要的設計特徵、物理現象和耦合，並在未飽和區精簡化過程的整個流程中使用一致且適當的假設。</p> <p>(2) 充分考慮可能影響未飽和區流動路徑的地質、水文、地球化學、物理現象和耦合等方面。精簡化未飽和區中的條件和假設與描述中呈現的資料體一致。</p> <p>(3) 精簡化未飽和區流動路徑所使用的假設、技術基礎、資料和模式與其他美國能源部所提出一致。並提供透明的描述和技術基礎已及可追溯場址和設計資料。</p> <p>(4) 建模假設的基礎和理由以及未飽和區中放射性核種傳輸的近似值與流動路徑模式精簡化以及其他條件一致。</p> <p>(5) 提供足夠的資料和技術基礎評估此精簡化中的特徵、事件和作用的程度。</p> <p>(6) 作用層級模式中採用模式參數和邊界條件具有充分空間和時間變異性來估計未飽和區的流動路徑、滲透通量和滲流通量。</p> <p>(7) 作用層級模式中使用的平均參數估計呈現模式中的時間和空間離散度。</p> <p>(8) 考慮氣候引起水位升高之後，未飽和帶降低傳輸距離。</p> <p>(9) 遵循導則或其他可接受的同儕審查和資料鑑定方法。</p>
<p>二、資料和模式合理性，包括：</p> <p>(1) 評估用於支持概念模式、作用層級模式和此精簡化中考慮的替代概念</p>	<p>二、資料足以證明模式的正確性，如：</p>

<p>模式的資料以及參數的充分性。評估物理現象、耦合、氣候、地質、水文和地球化學資料的基礎。該基礎可以包含技術的組合。</p> <p>(2) 審核可接受的技術，這些技術用於收集和解釋有關未飽和區之地質、水文和地球化學的資料。</p> <p>(3) 確認深部滲流通量率的估計值是保守或合理的代表物理系統。審核流場模式是否使用場址特定的水文、地質和地球化學資料進行校準。確認深度滲透通量的數學模式估計值在適當的時間和空間尺度。</p> <p>(4) 審核通過試驗評估合適的熱-水文過程。</p> <p>(5) 確認使用足夠的敏感度或不確定性分析來評估資料的有效性，並審核是否需要額外的資料。</p> <p>(6) 審核是否應用公認和完整的書面程序建構和校準數學模式。</p> <p>(7) 審核在分析中使用了相當完整的作用層級概念和數學模式。審核數學模式與概念模式與場址特徵一致。確認不同的數學模式結果強度的比較。</p> <p>(8) 評估美國能源部進行專家引進的方法。</p>	<p>(1) 執照申請中使用充分合理的水文和熱-水文-力學-化學值。充分說明如何使用、解釋和適當地組合所提供的參數。</p> <p>(2) 使用可接受的技術收集未飽和區的地質、水力和地球化學資料。</p> <p>(3) 估計深部滲流通量率構成的上界，或基於合理物理系統技術上可防護的未飽和區流模式。校準流量模式使用特定位置的水文、地質和地球化學資料。使用適當的模式參數空間和時間變異性，以及考慮氣候引起的土壤深度和植被變化的邊界條件，估算深部滲流通量率。</p> <p>(4) 進行適當的熱-水文試驗，可觀察關鍵的熱-水文過程，估計相關參數的值。</p> <p>(5) 執行敏感度或不確定性分析以評估資料的充足性，並審核可能需要額外的資料。</p> <p>(6) 使用公認和完整的書面程序建構和校準數學模式。</p> <p>(7) 在分析中使用合理的作用層級概念和數學模式。</p> <p>(8) 進行的任何專家引進都符合 NUREG-1563 或其他可接受的方法。</p>
<p>三、資料的不確定性，包括：</p> <p>(1) 評估精簡化模式中使用的參數之不確定性和變異性評估。確認未飽和區中影響流動路徑條件的時間和空間變化資料之不確定性被併入參數範圍。</p> <p>(2) 評估未飽和區流動路徑的整體系統功能評估中，考慮概念模式、過程模式和替代概念模式所使用的參數值以及假定範圍、機率分佈和邊界值的技術基礎。</p>	<p>三、資料不確定性透過模式精簡化來特徵化及傳播，如：</p> <p>(1) 模式使用參數值、假定範圍、機率分佈和技術上可以防範的邊界假設，合理地解釋不確定性和變異性，並且不會導致風險估計不足的情況。</p> <p>(2) 提供此精簡化中使用的參數值之技術基礎。</p> <p>(3) 精簡化的參數之間建立統計的相關性。為被忽略的相關性提供足夠的技術基礎或論證限制。</p>

<p>(3) 確認地建立參數統計的相關性。審核被忽略的相關性提供足夠的技術基礎或論證限制。</p> <p>(4) 檢查敏感度分析和/或類比分析中使用的初始條件、邊界條件和計算域與可用資料一致。審核耦合的熱-水文-力學-化學過程是否得到適當評估。確認考慮到天然系統和工程材料特性的不確定性。</p> <p>(5) 審核是否適當地確定參數之間有關統計學的相關性。</p> <p>(6) 確認參數值與初始及邊界條件，以及場址概念模式的假設一致。</p>	<p>(4) 敏感性分析和/或類比分析中使用的初始條件、邊界條件和計算域與可用資料一致。參數值與初始及邊界條件以及雅卡山場址概念模式的假設一致。</p> <p>(5) 耦合過程得到充分描述。</p> <p>(6) 考慮了天然系統和工程材料特性的不確定性。</p>
<p>四、模式不確定性，包括：</p> <p>(1) 評估美國能源部用於發展未飽和區流動路徑精簡化的替代概念模式。審查模式參數，考慮可用的場址特徵化資料、實驗室試驗、野外量測、自然類比研究和作用層級模擬研究。</p> <p>(2) 審核作用層級模式產生的不確定性範圍是否充分反映在此精簡化。</p> <p>(3) 根據可用的場址特徵化資料、實驗室試驗、野外量測、天然類比資訊和作用層級模擬研究，評估概念模式不確定性。</p>	<p>四、模式不確定性透過模式精簡化特徵化和傳播，如：</p> <p>(1) 調查可用的資料和目前科學理解相一致的特徵、事件和作用的替代建模方法。精簡化中適當的考慮結果和限制條件。</p> <p>(2) 精簡化中考慮作用層級模式產生的不確定性範圍。</p> <p>(3) 概念模式不確定性與可用的場址特徵化資料、實驗室試驗、野外量測、天然類比資訊和作用層級模擬研究一致；並且對概念模式不確定性的處理不會導致風險的低估。</p>
<p>五、模式的支持，包括：</p> <p>(1) 評估精簡化未飽和區中流動路徑的輸出。結果將適當的與場址特徵化資料、實驗室試驗、野外量測、自然模擬資料之組合進行比較。</p> <p>(2) 確認保守的界定作用層級模式有足夠的理由和技術基礎。使用詳細的地質、水文、地球化學以及熱-水文-力學-化學過程模式來評估未飽和區流動路徑的整體系統功能評估精簡化。</p> <p>(3) 根據作用層級模式產生的結果評估精簡化模式的輸出。</p>	<p>五、模式精簡化輸出由目標對照支持，如：</p> <p>(1) 整個系統功能評估精簡化中執行的模式提供一致的結果，此結果具有詳細的作用層級模式和/或經驗觀察的成果(實驗室和現地試驗和/或天然相似體)。</p> <p>(2) 作用層級模式的精簡化保守地限制作用層級的預測。</p> <p>(3) 提供未飽和區流動路徑的模式精簡化之輸出與適當的敏感性研究、作</p>

	用層級模式、自然相似體和經驗觀察結果輸出的比較。
--	--------------------------

3.9.3 審查發現

美國核管會工作小組審查了安全分析報告以及其他支援執照申請的資料，包含滿足在未飽和區的流動路徑區域進行功能評估的技術要求。特別是美國核管會工作小組發現以下幾點：

- (1) 根據 10 CFR 63.114(a)-(c)，分析中已經使用了場址和周邊地區適當的資料、參數之不確定性和變異性以及替代概念模式；
- (2) 具體特徵、事件和作用已經包含在分析中，根據 10 CFR 63.114(e)，已經提供適當的技術基礎進行納入或排除各類情況；
- (3) 考慮到其對年度劑量的影響，已經將具體的退化、劣化和改變過程納入分析，並根據 10 CFR 63.114(f)提供適當的技術基礎用於納入或排除各類情況；
- (4) 已按照 10 CFR 63.114(g)之要求提供功能評估中的模式足夠的技術基礎。

3.10 未飽和區的核種傳輸

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

3.10.1 審查範圍

- (1) 能源部所提供針對地質、水文、與地球化學在未飽和區的核種傳輸的描述及技術基礎，用以支撐模式整合在全系統安全評估的精簡。
- (2) 用以論證模式精簡的資料與參數是否充足。
- (3) 能源部用來特徵化資料不確定性的方法，以及誤差在模式精簡過程的傳遞。
- (4) 能源部用來特徵化模式不確定性的方法，以及誤差在模式精簡過程的傳遞。
- (5) 能源部採用來比較全系統安全審查發現、作用層級(process-level)的模式輸出、及以經驗研究(empirical studies)的成果。
- (6) 專家引進。

3.10.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
一、模式整合	一、系統描述與模式整合為適當

<p>(1) 檢驗未飽和區核種傳輸的精簡中之設計特徵、物理現象與耦合的描述及地質、水文、地化、史前水文、史前氣候與氣候觀點的描述在圍阻廢棄物的貢獻。並評估這些可能影響未飽和區核種傳輸的描述觀點是充足的。評估這些描述與技術基礎是透明可追溯來支撐這些精簡模型。</p> <p>(2) 驗證全系統功能評估中未飽和區核種傳輸使用的條件與假設，與資料的描述是一致。</p> <p>(3) 確認能源部有將未飽和區核種傳輸使用的邊界與初始條件傳遞至其他模式精簡。</p> <p>(4) 評估與未飽和區核種傳輸有關的FEPs有包含在全系統安全評估的精簡。</p>	<p>(1) 全系統功能評估充分整合或限制來自於，重要的設計特徵、物理現象與耦合，且在氣候與淨入滲精簡過程使用一致與合適假設。</p> <p>(2) 影響未飽和區核種傳輸的地質、水文、地球化學、設計特徵、物理現象與耦合特性有被充分考慮。未飽和區核種傳輸精簡的假設與條件，是容易被確認且與呈現資料的描述一致。</p> <p>(3) 未飽和區核種傳輸精簡的假設、技術基礎、資料與模式是合適的且與其他能源部精簡一致。例如未飽和區核種傳輸精簡的假設與未飽和區及飽和區流徑的精簡一致。</p> <p>(4) 未飽和區核種傳輸精簡的邊界與初始條件有被傳遞在所有精簡過程。例如產生傳輸參數的條件與假設與全系統功能評估中其他地質、水文、地球化學條件一致。</p> <p>(5) 提供充足的資料與技術基礎，足以評估FEPs被此精簡所採用的程度。</p> <p>(6) NUREG - 1297 and NUREG - 1298 (Altman, et al., 1988a,b)的指引或其他可接受方法的同儕審查與資料審核有被採用。</p>
<p>二、資料與模式論證</p> <p>(1) 評估地質、水文、地化資料是否足夠支撐未飽和區核種傳輸精簡之概念模式、作用層級模式、替代概念模式，以及各模式使用之參數。</p> <p>(2) 驗證所搜集的自然系統的地質、水文、地化資料之特徵是否充足供建立未飽和區核種傳輸邊界與初始條件。</p>	<p>二、數據對於模式證明是足夠的</p> <p>(1) 執照申請所使用之地質、水文、地化數值（例如流徑長度、吸附係數、遲滯係數、膠體濃度等）有被充分檢驗。並提供充足的描述來說明資料如何使用、詮釋與合適成為參數。</p> <p>(2) 是否充足搜集自然系統特徵資料以建立初始與邊界條件供全系統功能評估的未飽和區核種傳輸精簡。</p>

<p>(3) 評估與確認未飽和區核種傳輸所使用的資料有根據合適的技術，是充足的供敏感度與不確定分析使用。</p> <p>(4) 根據敏感度分析來評估是否需要額外資料。</p>	<p>(3) 全系統功能評估精簡所使用之未飽和區的地質、水文、地化資料(包含結構特徵的影響、裂隙分佈、裂隙性質與層化)有合適科技基礎。這些技術可包含實驗室試驗、特定場址現場觀測、天然類比、作用層級模式研究。所使用之敏感度與不確定分析足以決定是否需要額外資料的可能。</p>
<p>三、資料不確定性</p> <p>(1) 評估未飽和區核種傳輸在全系統安全功能評估中之概念模式、作用模式與替代概念模式所使用參數值、假設範圍、機率分佈、限值之技術基礎。</p> <p>(2) 審查者應驗證功能評估中支撐處理參數不確定性與變異的技術基礎。</p> <p>(3) 如果保守數值被使用來說明不確定性或變異，審查者應驗證採用保守數值所造成的保守估計並未足以造成非故意的結果(也就是說處置設施功能的保守性推估所造成整體風險的降低，當參數值範圍增加超過資料所能支撐而採用保守的方法所造成不合適的稀釋風險估計)。</p> <p>(4) 確認能源部所使用的水流與傳輸參數所依據技術包含來自實驗室、現場觀測、天然類比、作用層級模式研究，是與 Yucca Mountain 的未飽和區條件相關。</p> <p>(5) 檢驗能源部的現場傳輸試驗結果與提供充足模式。</p> <p>(6) 如果全系統功能評估有考慮未飽和區的臨界(criticality)，檢查能源部使用於計算有效中子放大因子(effective neutron multiplication factor)的模式與參數，計算能源部未飽和區的危險影響。</p>	<p>三、資料的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞</p> <p>(1) 模式所使用參數值、假設範圍、機率分佈與限值假設，對於風險估計在技術上是足以解釋說明的，合理的反應不確定性且並沒有造成不足。</p> <p>(2) 某些核種在全系統功能評估精簡中，發現未飽和區裂隙與母岩傳輸對廢棄物阻絕具有重要性</p> <p>A. 估計水流與傳輸參數是否合適，依據實驗室、現場觀測、天然類比、作用層級模式研究技術，是與 Yucca Mountain 的未飽和區條件相關</p> <p>B. 模式足以充足模擬現場傳輸試驗結果</p> <p>(3) 如果全系統功能評估遠場有考慮未飽和區的危險(criticality)，用以計算有效中子放大因子(effective neutron multiplication factor)的輸入參數需有合理範圍。</p> <p>(4) 未飽和區核種傳輸的概念模式、作用層級模式、替代概念模式之參數發展有充分表示不確定性。這可以透過敏感度分析或使用保守限值達成。</p> <p>(5) 且當未有充分資料時，參數值與概念模式可以在符合 NUREG-1563 下適當使用專家引進。如採用其他方法能源部需充分論證其適用性。</p>

<p>(7) 確認能源部合適的建立參數間可能的統計相關性。並確認被忽略的相關性有提供合適的技術基礎或限值論證評估方法。</p>	
<p>四、模式不確定性</p> <p>(1) 評估能源部所使用的替代概念模型有用在發展未飽和區核種傳輸模型精簡。檢驗模型參數，考慮可取得之場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比與作用層級模式研究。</p> <p>(2) 適當的使用一個替代的全系統功能評估模式來評估能源部未飽和區核種傳輸精簡模型的一部分。</p> <p>(3) 確認作用層級模式所造成的不確定性範圍充分被反應在此精簡中。</p> <p>(4) 評估概念模型不確定的處理有根據可取得的場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比與作用層級模式研究。</p> <p>(5) 如果採用保守模式來說明概念模式的不確定性，審查者應驗證所挑選的概念模式。</p> <p>A. 是保守的，相對替代概念模式與可取得資料及目前科學理解具一致性</p> <p>B. 結果之保守估計風險，且未造成非故意(unintended)的結果</p> <p>(6) 檢驗未飽和區核種傳輸所使用的數學模型。檢驗與評估所排除的替代概念模型與所選模式的限制與不確定性。</p>	<p>四、模式的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞</p> <p>(1) FEPs 的替代模擬策略，與可取得資料與目前科學理解是否一致，是有被研究。精簡的結果與限制有被合適的考慮。</p> <p>(2) 概念模式的不確定性有充足定義與記載，對功能的結論影響有適當評估。</p> <p>(3) 所考慮之概念模式的不確定性與可用場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比資訊、及作用層級模式研究一致。概念模式的不確定性處理方式，且並沒有造成不足以表示風險估計。</p> <p>(4) 合適的替代模式與可用資料與目前科學知識一致，對於其結果與限制有適當考慮，所採用的測試與分析是對作用模式具有敏感度。例如在裂隙核種傳輸，能源部替代模型的發展，有充分了解非飽層裂隙分佈與裂隙水流與傳輸性質。</p>
<p>五、模式支援</p> <p>(1) 評估未飽和區核種傳輸模型精簡的輸出。比較此輸出結果與組合適當之場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比資料。</p> <p>(2) 評估用來支撐未飽和區核種傳輸精簡的敏感度分析。</p>	<p>五、模式精簡的輸出可以由目的之比較得到支持</p> <p>(1) 全系統功能評估精簡所採用之模式結果與細緻作用層級模式結果一致、而且或者與經驗觀測(實驗室及現場試驗、及或天然類比)之結果一致。</p> <p>(2) 未飽和區核種傳輸的結果精簡可以合理產出，或限制所對應之作用層</p>

<p>(3) 使用細緻的地質、水文、地化過程模式來評估未飽和區核種傳輸的精簡。</p> <p>(4) 評估精簡模式的輸出結果與作用層級模式的結果。實務上，採用一個替代的全系統功能評估模式來評估能源部的部分精簡，且評估未飽和區核種傳輸對處置設施功能的影響。</p> <p>(5) 檢驗能源部所發展與測試其數學與數值模型之程序。</p>	<p>級模式結果、經驗觀測結果或該二種結果。能源部的非飽層核種傳輸精簡是依據相同的水文、地質假設與近似，必須是適當的或近似類比於天然系統或實試驗系統。</p> <p>(3) 程序有充分記載並被科學社群接受作為建立與測試數學與數值模式來模擬非飽層核種傳輸。</p> <p>(4) 提供敏感度分析或限值分析來支撐全系統安全評估之未飽和區核種傳輸精簡，必須涵蓋場址資料、現場或實驗室試驗與測試、天然類比研究的範圍一致。</p>
--	--

3.10.3 審查發現：滿足 10 CFR 63.114 的要求。

在未飽和區核種傳輸的技術要求皆符合功能評估所需，且皆有以下 4 點發現：

- (1) 分析有使用合適的場址與鄰近區域資料、不確定性與變異有合理參數值與合適的替代概念模型符合 10 CFR 63.114(a) - (c)。
- (2) 分析採用具體的 FEPs 進行分析，且有合適的技術基礎提供納入或剔除依據以符合 10 CFR 63.114(e)。
- (3) 分析包含具體的退化(degradation)、劣化(deterioration)與變異(alteration)作用，並考慮其對年劑量的影響，且有合適的技術基礎提供納入或剔除依據以符合 10 CFR 63.114(f)。
- (4) 提供合適的技術基礎供功能評估之模式使用以符合 10 CFR 63.114(g)。

3.11 飽和區的流動路徑

要回顧這種模式精簡化，考慮美國能源部在飽和區流動路徑的程度證明合規性。例如，假設美國能源部依據飽和區的流動路徑，將放射性核種傳輸至合理最大限度暴露個體有顯著的延遲和/或稀釋現象，則進行詳細的審查。反之，如果無顯著影響，則進行簡單的審查。此處提供的審查方法和接受準則是詳細的審查。對於影響較小的情況(簡化審查)可能不是必需的。

審查職責—高階核廢料部門和環境與功能評估部門

3.11.1 審查範圍

本節回顧飽和區的流動路徑。審查人員將評估 10 CFR 63.21(c)、(1)、(9)、(15)和(19)所要求的資訊，這與未飽和區流動路徑的精簡化有關。工作小組將評估以下飽和區域中流動路徑的精簡化，例如：

- (1) 描述飽和區流動路徑的地質、水文和地球化學等方面，以及美國能源部提供的支持整個系統功能評估模式精簡化整合的技術基礎；
- (2) 足夠的資料和參數證明整體系統功能評估模式精簡化；
- (3) 美國能源部使用特徵化資料不確定性的方法，並透過整個系統功能評估模式精簡化傳遞這種不確定性的影響；
- (4) 美國能源部使用特徵化模式不確定性的方法，並通過整個系統功能評估模式精簡化傳遞這種不確定性的影響；
- (5) 美國能源部用於比較整個系統功能評估輸出至作用層級模式輸出與實證研究之途徑；
- (6) 專家引進。

3.11.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
<p>一、模式的完整性，包括：</p> <p>(1) 審查設計特徵、物理現象和偶合的描述，以及描述飽和區的地質、水文和地球化學等方面。評估這些描述技術基礎的充分性，並將其納入飽和區流動路徑的精簡化。</p> <p>(2) 評估可能影響飽和區流動路徑的地質、水文、地球化學、設計特徵、物理現象和偶合方面的描述是否足夠。審核精簡化飽和區流動路徑中使用的條件和假設與描述中呈現的資料一致。審查飽和區精簡化所使用的假設、技術基礎、資料和模式與其他美國能源部一致。</p>	<p>一、系統描述與模式完整是足夠，如：</p> <p>(1) 整個系統功能評估充分結合了重要的設計特徵、物理現象及偶合，並在飽和區精簡化過程的整個流動路徑中使用一致和適當的假設。</p> <p>(2) 描述可能影響飽和區流動路徑的地質、水文、地球化學、設計特徵、物理現象和偶合方面都是足夠的。容易界定飽和區域中流動路徑精簡化的條件和假設，並與描述中呈現的資料一致。</p> <p>(3) 飽和區流動路徑精簡化的使用與美國能源部其他相關精簡化相適應和一致的假設、技術基礎、資料和模</p>

<p>(3) 確認部用於精簡化飽和區流動路徑中傳輸的邊界及初始條件。</p> <p>(4) 審查飽和區域中，與流動路徑相關的特徵、事件和作用如何包含在整個系統功能評估精簡化中。審核美國能源部描述飽和區的流動路徑是否考慮到自然場址條件。</p> <p>(5) 審核美國能源部根據已知的氣候週期模式，第四紀(特別是最近 50 萬年期間)以及其他古氣候資料，評估長期氣候變化。</p> <p>(6) 確認美國能源部對周圍飽和區流量系統有潛在地熱和地震的影響。</p> <p>(7) 認美國能源部考慮預期水位上升對水頭和流向的影響，以及對處置場功能之影響。</p> <p>(8) 審核美國能源部的審查是否遵循導則，或可接受情況使用替代方法。</p>	<p>式。描述和技術基礎是否提供透明和可追溯支持飽和區流動路徑的精簡化。</p> <p>(4) 整個系統功能評估使用的邊界和初始條件在飽和區流動路徑之精簡化是在整體精簡化方法中傳播。</p> <p>(5) 提供足夠的資料和技術基礎評估此精簡化。</p> <p>(6) 考慮自然場址條件，飽和區的流動路徑被充分描述。</p> <p>(7) 根據第四紀期間(特別是近 50 萬年)的已知氣候週期模式和其他古氣候資料，進行充分評估。</p> <p>(8) 充分描述和考慮周圍飽和區流量系統潛在地熱和地震之影響。</p> <p>(9) 充分考慮預期水位上升對水頭和流向的影響，以及對處置場功能之影響。</p> <p>(10) 遵循導則或其他可接受的同儕審查和資料資格認證方法。</p>
<p>二、數據與模式的正當性，包括：</p> <p>(1) 飽和區域流動路徑的整個系統功能評估精簡化，評估用於支持概念模式、作用層級模式以及替代概念模式所考慮使用的參數、水文、地球化學和氣候資料之充分性。評估飽和區流動路徑整體系統功能評估精簡化中的資料之基礎。</p> <p>(2) 審核是否充分收集了有關地質、水文和地球化學等自然系統的特徵化資料，為飽和區流域徑流的整體系統功能評估精簡化建立初步及邊界條件。</p> <p>(3) 評估並確認用於支持美國能源部的資料在飽和區流動路徑精簡化之整體系統功能評估是基於適當的技術，並且適用於所附加的敏感性/不確定性分析。</p>	<p>二、證明模式之數據是充足的，如：</p> <p>(1) 執照申請中用於評估飽和區的流動路徑所使用的地質、水文和地球化學的值具有充分理由。充分描述如何將資料使用、解釋和適當地組合到參數中。</p> <p>(2) 收集足夠自然系統的資料，為飽和區的流動路徑精簡化建立初使和邊界條件。</p> <p>(3) 整個系統功能評估精簡化中使用的飽和區的地質、水文和地球化學資料都是基於適當的技術。這些技術可能包含實驗室試驗、特定場址量測、自然類比研究、作用層級模擬研究。適當的美國能源部整體系統功能評估精簡化支持的敏感度或不確定性分析，足以確定可能需要的補充資料。</p>

<p>(4) 審核美國能源部提供足夠的資訊，證實提出的地下水數值建模方法和模式適用於場址條件。</p>	<p>(4) 提供足夠的資訊證實提出的地下水數值建模方法和所提出校準後之模式適用於場址條件。</p>
<p>三、數據的不確定性，包括：</p> <p>(1) 評估在概念模式、作用層級模擬和替代概念模式中使用的參數值、假定範圍、機率分佈和邊界值的技術基礎。審核技術基礎是否能夠於功能評估中對這些參數的不確定性和變異性進行處理。如果使用保守值作為解決方法，則應確認保守值導致風險之保守估計。</p> <p>(2) 基於對古氣候資料的合理調查，確定模式精簡化中氣候變化的水文效應包含不確定性。</p> <p>(3) 審核是否適當地確定參數之間的統計相關性。審核為被忽視的相關性提供了足夠的技術基礎或論證限制。</p> <p>(4) 評估美國能源部採用專家引進來定義參數值的方法。</p>	<p>三、數據不確定性是被描述的及遍及於整個模式精簡，如：</p> <p>(1) 模式使用參數值、假定範圍、機率分佈和技術上可以防範的邊界假設，合理解釋不確定性和變異性，不會導致風險估計不足的情況。</p> <p>(2) 對古氣候資料進行完整調查，不確定性被適當地納入到氣候變化的水文效應模式精簡化中。</p> <p>(3) 發展飽和區的流動路徑精簡化時考慮的概念模式、作用層級模式和替代概念模式的參數開發中，不確定性已得到充分的描述。</p> <p>(4) 假設資料量不足的情況下，參數值和概念模式的定義根據 NUREG-1563 適當的使用專家引進。</p>
<p>四、模式的不確定性，包括：</p> <p>(1) 評估發展飽和區流動路徑精簡化的替代概念模式。審查模式參數，如場址特徵化資料、實驗室試驗、野外量測、天然類比資訊和作用層級模擬研究，並評估其一致性。</p> <p>(2) 適當的情況下使用替代的整體系統功能評估模式評估精簡化。審查替代概念模式對處置場功能的影響，並評估如何定義、記錄和評估模式不確定性。</p> <p>(3) 根據可用的場址特徵化資料、實驗室試驗、野外量測、天然類比資訊和作用層級模擬研究，評估處理概念模式的不確定性。</p> <p>(4) 檢查飽和區流動路徑分析中包含的數學模式。另外，檢查和評估排除</p>	<p>四、模式不確定性是被描述的及遍及於整個模式精簡，如：</p> <p>(1) 考慮特徵、事件和作用的替代建模方法，並與可用資料和目前的科學理解相一致，精簡化中適當的考慮結果和範圍。</p> <p>(2) 概念模式的不確定性被充分定義和記錄，並且對功能結論的影響進行適當的評估。</p> <p>(3) 概念模式不確定性的考慮與可用的場址特徵化資料、實驗室試驗、野外量測、天然類比資訊和作用層級模擬研究一致；對概念模式不確定性的處理不會導致風險估計不足的情況。</p> <p>(4) 適當的替代建模方法與現有資料和目前科學知識相一致，並適當地考慮其結果和限制，對所建模過程敏感度進行試驗和分析。</p>

<p>替代概念模式的基礎，以及所選模式的局限性和不確定性。</p>	
<p>五、模式的支持，包括：</p> <p>(1) 評估精簡化飽和區域流動路徑的輸出，並將結果與場址特徵化資料、實驗室試驗、野外量測、天然類比資訊和作用層級模擬研究適當組合進行比較。</p> <p>(2) 使用詳細的地質、水文和地球化學過程模式評估整體系統功能評估精簡化。將美國能源部的精簡化結果與近似值進行比較，顯示適合於密切相似的天然系統或試驗系統。</p> <p>(3) 審查美國能源部用於開發和試驗數學和數值模式的程序。</p> <p>(4) 適當的時機使用替代的整體系統功能評估模式來評估敏感性或邊界分析，並確認已經使用與場址特徵化資料、現地和實驗室試驗以及自然類比研究相一致的範圍。</p>	<p>五、模式精簡產出結果被客觀比較所支持，如：</p> <p>(1) 整個系統功能評估精簡化中執行的模式提供了一致的結果，此結果具有詳細的作用層級模式和/或經驗觀察的輸出(實驗室和現地試驗和/或天然類比)。</p> <p>(2) 精簡化飽和區流動路徑輸出合理的產生或限制相應作用層級模式、經驗觀察或兩者的結果。</p> <p>(3) 已接受科學界構建完整的書面程序並且試驗數學和數值模式用於模擬飽和區域中的流動路徑。</p> <p>(4) 提供敏感度分析或邊界分析，以支持飽和區域中的流動路徑的精簡化，涵蓋與場址特徵化資料、現地和實驗室試驗以及自然類比研究相一致的範圍。</p>

3.11.3 審查發現

美國核管會工作小組審查了安全分析報告以及其他支援執照申請的資料，滿足飽和區流動路徑進行功能評估的技術要求。特別是美國核管會工作小組發現以下幾點：

- (1) 根據 10 CFR 63.114(a)-(c)，分析中已經使用場址和周邊地區的適當資料、參數的不確定性和變異性以及替代概念模式；
- (2) 具體特徵、事件和作用已經包含在分析中，根據 10 CFR 63.114(e)，已經提供適當的技術基礎進行納入或排除各類情況；
- (3) 考慮到其對年度劑量的影響，已經將具體的退化、劣化和改變過程納入分析，並根據 10 CFR 63.114(f)提供適當的技術基礎用於納入或排除各類情況；
- (4) 已按照 10 CFR 63.114(g)之要求提供功能評估中的模式足夠的技術基礎。

3.12 飽和區的核種傳輸

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

3.12.1 審查範圍

- (1) 能源部所提供針對地質、水文、與地球化學在飽和區的核種傳輸的描述及技術基礎，用以支撐模式整合在全系統安全評估的精簡。
- (2) 用以論證全系統功能評估模式精簡的資料與參數是否充足。
- (3) 能源部用來特徵化資料不確定性的方法，以及誤差在模式精簡過程的傳遞。
- (4) 能源部用來特徵化模式不確定性的方法，以及誤差在模式精簡過程的傳遞。
- (5) 能源部採用來比較全系統安全審查發現、作用層級(process-level)的模式輸出、及以經驗研究(empirical studies)的成果。
- (6) 專家引進。

3.12.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
<p>一、模式整合</p> <p>(1) 檢驗飽和區核種傳輸的精簡中之設計特徵、物理現象與耦合的描述及地質、水文與地化的描述在圍阻廢棄物的貢獻。並評估這些可能影響飽和區核種傳輸的描述觀點是充足的。評估這些描述與技術基礎是透明可追溯來支撐這些精簡模型。</p> <p>(2) 驗證全系統功能評估中飽和區核種傳輸使用的條件與假設，與資料的描述是一致。</p> <p>(3) 確認能源部有將飽和區核種傳輸使用的邊界與初始條件傳遞至其他模式精簡。</p> <p>(4) 評估與飽和區核種傳輸有關的FEPs有包含在全系統安全評估的精簡。</p>	<p>一、系統描述與模式整合為適當</p> <p>(1) 全系統功能評估充分整合或限制來自於，重要的設計特徵、物理現象與耦合，且在飽和區核種傳輸過程使用一致與合適假設。</p> <p>(2) 影響飽和區核種傳輸的地質、水文、地球化學、設計特徵、物理現象與耦合特性有被充分考慮。例如描述飽和區傳輸性質因水與岩體交互作用的改變。飽和區核種傳輸精簡的假設與條件，是容易被確認且與呈現資料的描述一致。</p> <p>(3) 飽和區核種傳輸精簡的假設、技術基礎、資料與模式是合適的且與其他能源部精簡一致。例如飽和區核種傳輸的假設與全系統功能評估中核種外釋速率與溶解限制及飽和區流徑的精簡一致。</p> <p>(4) 飽和區核種傳輸精簡的邊界與初始條件有被傳遞在所有精簡過程。例</p>

	<p>如產生傳輸參數的條件與假設與全系統功能評估中其他地質、水文、地球化學條件一致。</p> <p>(5) 提供充足的資料與技術基礎，足以評估 FEPs 被此精簡所採用的程度</p> <p>(6) NUREG - 1297 and NUREG - 1298 的指引或其他可接受方法的同儕審查與資料審核有被採用。</p>
<p>二、資料與模式論證</p> <p>(1) 評估地質、水文、地化資料是否足夠支撐飽和區核種傳輸精簡之概念模式、作用層級模式、替代概念模式，以及各模式使用之參數。</p> <p>(2) 驗證所搜集的自然系統的地質、水文、地化資料之特徵是否充足供建立飽和區核種傳輸邊界與初始條件。</p> <p>(3) 評估與確認飽和區核種傳輸所使用的資料有根據合適的技術，是充足的供敏感度與不確定分析使用。</p> <p>(4) 根據敏感度分析來評估是否需要額外資料。</p>	<p>二、數據對於模式證明是足夠的</p> <p>(1) 執照申請所使用之地質、水文、地化數值（例如流徑長度、吸附係數、遲滯係數、膠體濃度等）有被充分檢驗。並提供充足的描述來說明資料如何使用、詮釋與合適成為參數。</p> <p>(2) 自然系統特徵是否充足搜集資料以建立初始與邊界條件供全系統功能評估的飽和區核種傳輸精簡。</p> <p>(3) 全系統功能評估精簡所使用之飽和區的地質、水文、地化資料有合適科技基礎。這些技術可包含實驗室試驗、特定場址現場觀測、天然類比、作用層級模式研究。所使用之敏感度與不確定分析足以決定是否需要額外資料的可能。</p>
<p>三、資料不確定性</p> <p>(1) 評估飽和區核種傳輸在全系統安全功能評估中之概念模式、作用模式與替代概念模式所使用參數值、假設範圍、機率分布、限值之技術基礎。</p> <p>(2) 審查者應驗證功能評估中支撐處理參數不確定性與變異的技術基礎。</p> <p>(3) 如果保守數值被使用來說明不確定性或變異，審查者應驗證採用保守數值所造成的保守估計並未足以造成非故意的結果（也就是說處置設施功能的保守性推估所造成整體風險的降低，當參數值範圍增加超過資料所能</p>	<p>三、資料的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞</p> <p>(1) 模式所使用參數值、假設範圍、機率分布與限值假設，對於風險估計在技術上是足以解釋說明的，合理的反應不確定性且並沒有造成不足。</p> <p>(2) 某些核種在全系統功能評估精簡中，發現飽和區裂隙與母岩傳輸對廢棄物阻絕具有重要性。</p> <p>A. 估計水流與傳輸參數是否合適，依據實驗室、現場觀測、天然類比、作用層級模式研究技術，是與</p>

<p>支撐而採用保守的方法所造成不合適的稀釋風險估計)。</p> <p>(4) 確認能源部所使用的水流與傳輸參數所依據技術包含來自實驗室、現場觀測、天然類比、作用層級模式研究，是與 Yucca Mountain 的飽和區條件相關。</p> <p>(5) 檢驗能源部的現場傳輸試驗結果與提供充足模式。</p> <p>(6) 如果全系統功能評估有考慮飽和區的危險(criticality)，檢查能源部使用於計算有效中子放大因子(effective neutron multiplication factor) 的模式與參數，計算能源部未飽和區的危險影響。</p> <p>(7) 確認能源部合適的建立參數間可能的統計相關性。並確認被忽略的相關性有提供合適的技術基礎或限值論證評估方法。</p>	<p>Yucca Mountain 的未飽和區條件相關。</p> <p>B. 模式足以充足模擬現場傳輸試驗結果。</p> <p>(3) 如果全系統功能評估遠場有考慮飽和區的危險(criticality)，用以計算有效中子放大因子(effective neutron multiplication factor) 的輸入參數需有合理範圍。</p> <p>(4) 飽和區核種傳輸的概念模式、作用層級模式、替代概念模式之參數發展有充分表示不確定性。這可以透過免感度分析或使用保守限值達成。</p> <p>(5) 且當未有充分資料時，參數值與概念模式可以在符合 NUREG-1563 下適當使用專家引進。如採用其他方法能源部需充分論證其適用性。</p>
<p>四、模式不確定性</p> <p>(1) 評估能源部所使用的替代概念模型有用在發展飽和區核種傳輸模型精簡。檢驗模型參數，考慮可取得之場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比與作用層級模式研究。</p> <p>(2) 適當的使用一個替代的全系統功能評估模式來評估能源部飽和區核種傳輸精簡模型的一部分。</p> <p>(3) 確認作用層級模式所造成的不確定性範圍有被充分的反應在此精簡中</p> <p>(4) 評估概念模型不確定的處理有根據可取得的場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比與作用層級模式研究。</p> <p>(5) 如果採用保守模式來說明概念模式的不確定性，審查者應驗證所挑選的概念模式</p>	<p>四、模式的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞</p> <p>(1) FEPs 的替代模擬策略，與可取得資料與目前科學理解是否一致，是有被研究。精簡的結果與限制有被合適的考慮。</p> <p>(2) 概念模式的不確定性有充足定義與記載，對功能的結論影響有適當評估。</p> <p>(3) 所考慮之概念模式的不確定性與可用場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比資訊、及作用層級模式研究一致。概念模式的不確定性處理方式，且並沒有造成不足以表示風險估計。</p> <p>(4) 合適的替代模式與可用資料與目前科學知識一致，對於其結果與限制有適當考慮，所採用的測試與分析是對作用模式具有敏感度。例如在裂隙</p>

<p>A. 是保守的，相對替代概念模式與可取得資料及目前科學理解具一致性。</p> <p>B. 結果之保守估計風險，且未造成非故意(unintended)的結果。</p> <p>(6) 檢驗飽和區核種傳輸所使用的數學模型。檢驗與評估所排除的替代概念模型與所選模式的限制與不確定性。</p>	<p>核種傳輸，能源部替代模型的發展，有充分了解飽層裂隙分佈與裂隙水流與傳輸性質。</p>
<p>五、模式支援</p> <p>(1) 評估飽和區核種傳輸模型精簡的輸出。比較此輸出結果與組合適當之場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比資料。</p> <p>(2) 評估用來支撐飽和區核種傳輸精簡的敏感度分析。</p> <p>(3) 使用細緻的地質、水文、地化過程模式來評估飽和區核種傳輸的精簡。</p> <p>(4) 評估精簡模式的輸出結果與作用層級模式的結果。實務上，採用一個替代的全系統功能評估模式來評估能源部的部分精簡，且評估飽和區核種傳輸對處置設施功能的影響。</p> <p>(5) 檢驗能源部所發展與測試其數學與數值模型之程序。</p>	<p>五、模式精簡的輸出可以由目的之比較得到支持</p> <p>(1) 全系統功能評估精簡所採用之模式結果與細緻作用層級模式結果一致、而且或者與經驗觀測(實驗室及現場試驗、及或天然類比)之結果一致。</p> <p>(2) 飽和區核種傳輸的結果精簡可以合理產出，或限制所對應之作用層級模式結果、經驗觀測結果或二者。能源部的飽層核種傳輸精簡是依據相同的水文、地質、地假設與近似，必須是適當的或近似類比於天然系統或實試驗系統。</p> <p>(3) 程序有充分記載並被科學社群接受作為建立與測試數學與數值模式來模擬飽和區核種傳輸。</p> <p>(4) 提供敏感度分析或限值分析來支撐全系統安全評估之飽和區核種傳輸精簡，必須涵蓋場址資料、現場或實驗室試驗與測試、天然類比研究的範圍一致。</p>

3.12.3 審查發現：滿足 10 CFR 63.114 的要求。

在飽和區核種傳輸的技術要求皆符合功能評估所需，且皆有以下 4 點發現：

- (1) 分析有使用合適的場址與鄰近區域資料、不確定性與變異具有合理參數值與合適的替代概念模型符合 10 CFR 63.114(a) - (c)。
- (2) 分析採用具體的 FEPs 進行分析，且有合適的技術基礎提供納入或剔除依據

以符合 10 CFR 63.114(e)。

- (3) 分析包含具體的退化(degradation)、劣化(deterioration)與變異(alteration)作用，並考慮其對年劑量的影響，且有合適的技術基礎提供納入或剔除依據以符合 10 CFR 63.114(f)。
- (4) 提供合適的技術基礎供功能評估之模式使用以符合 10 CFR 63.114(g)。

3.13 廢棄物包件的火成作用破壞

本節之精簡模式，須考慮美國能源部能源部所依靠廢棄物包件火成作用破壞之程度，去驗證其符合度。

3.13.1 審查範圍

本節是審查廢棄物包件火成作用破壞，審查者將依 10 CFR 63.21(c)(1)、(9)、(15)及(19)之要求，審查此一有關廢棄物包件之火成作用破壞精簡化資訊。廢棄物包件的火成作用破壞精簡化概念，將依以下六部分評估：

- (1) 工程障壁劣化及支持模型完整性的技術相關描述，跨整體系統功能評估；
- (2) 判斷整體系統功能評估模式的數據與參數之充足程度；
- (3) 描繪數據不確定性與其遍及於整體系統功能評估之方法；
- (4) 描繪模式不確定性與其遍及於整體系統功能評估之方法；
- (5) 使用於比較整體系統功能評估與在過程階段模式與經驗的方式；
- (6) 專家引進。

3.13.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
<p>一、模式的完整性</p> <p>(1) 檢查有關設計特色、物理現象、與耦合作用，以及地質、地球物理、地化學等方面之描述包含於廢棄物包件火成作用破壞精簡模式，並確認具備足夠與一致的技術基準。</p> <p>(2) 證實在評估廢棄物包件火成作用破壞之模式與雅卡山地區火成特色進程一致。</p>	<p>一、系統描述與模式完整性足夠。</p> <p>(1) 評估中結合足夠的重要設計特色、物理現象、耦合作用、並適用一致且適當的假設。</p> <p>(2) 評估火成作用破壞的模式，與一般在雅卡山地區解釋火成特色之物理進程一致。</p> <p>(3) 模式有考慮處置場系統可能使火山過程發生改變；</p>

<p>(3) 評估於確認工程性處置場與火山系統間交互影響之技術基準。</p> <p>(4) 確認有根據 NUREG-1297 及 NUREG-1298 之規範或其他可接受的方法。</p>	<p>(4) NUREG-1297 及 NUREG-1298 的準則或其它可接受規範被採用。</p>
<p>二、數據與模式的正當性</p> <p>(1) 評估使用在概念模式、過程階段模式、及評估廢棄物包件火成作用破壞中之地質、地球物理、地化學據數的充足性。</p> <p>(2) 確認使用於這些數據的技術基準具正當性。</p> <p>(3) 確認有充足數據可用在整合相關廢棄物包件火成作用破壞之 FEP。確認有考慮 FEP 間之相互關聯性。</p> <p>(4) 評估有採用專家建議去定義參數值。</p>	<p>二、證明模式之數據是充足的。</p> <p>(1) 可利用於廢棄物包件火成作用破壞之參數充足且足以判斷。</p> <p>(2) 使用於模擬影響廢棄物包件火成作用破壞之數據是由適當的技術導得。</p> <p>(3) 在整合火成作用破壞之 FEP，有充足數據可使用，包括相互關係之判定。</p> <p>(4) 當沒有充足數據時，須適當利用其它例如是依 NUREG-1563 的專家建議值。</p>
<p>三、數據的不確定性</p> <p>(1) 檢查在概念模式、過程階段模式、及廢棄物包件火成作用破壞其他概念模式之技術基準的參數值、假設範圍、機率分佈及邊界值。應證實此一技術基準支持參數不確定性與變異性之處理。</p> <p>(2) 確認建立各參數之統計關聯性。</p> <p>(3) 評估有引用專家引進去定義參數值。</p>	<p>三、數據不確定性是被描述的及遍及於整個精簡模式。</p> <p>(1) 模式的參數值、假設範圍、可靠性分佈、及或邊界假設，是有正當理由的並考慮不確定性與變異性、且不可導致低估風險性。</p> <p>(2) 參數之不確定性有定量考慮觀察場址數據值之不確定性。</p> <p>(3) 當沒有充足數據時，須是適當利用 NUREG-1563 的專家建議值。</p>
<p>四、模式的不確定性</p> <p>(1) 評估使用其它概念模式。檢查模式的參數滿足於場址調查數據、實驗室試驗、現場量測、天然類比研究、及在過程階段模擬研究的一致性。</p> <p>(2) 評估模式不確定性之處理有考慮到場址調查數據、實驗室實驗、現場量測、天然類比資訊、及在過程階段的模擬研究。</p>	<p>四、模式不確定性是被描述的及遍及於整個精簡模式。</p> <p>(1) 其它模擬廢棄物包件火成作用破壞方法已被考慮。</p> <p>(2) 模式不確定性已被充分解釋；且數據一致；不導致低估風險性。</p>

<p>五、模式的支持</p> <p>(1) 評估產出結果，有經比較於適當綜合場址調查數據、在詳細的過程階段模擬、實驗室試驗、現場量測、以及天然類比。</p> <p>(2) 確認模式與相對比較數據間之不一致處有被解釋與量化。</p>	<p>五、精簡模式產出結果被客觀比較所支持。</p> <p>(1) 在模式補充結果與從詳細過程階段模式或經驗觀察一致。</p> <p>(2) 在模式與相對比較數據間之不一致處有被記錄、解釋與量化。</p>
---	--

3.13.3 審查發現

審查安全分析報告及支持執照申請的其它資訊，依據功能評估中廢棄物包件的火成作用破壞之精簡模式，以合理考察，發現已滿足 10 CFR 63.114 規範之要求。特別發現：已使用從場址及鄰近地區的適當的數據、使用合適不確定性與變異性的參數值及其它概念模式。

3.14 地下水核種濃度

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

3.14.1 審查範圍

- (1) 能源部所提供針對地質、水文在地下水核種濃度的描述及技術基礎，用以支撐模式整合在全系統安全評估的精簡。
- (2) 用以論證模式精簡的資料與參數是否充足。
- (3) 能源部用來特徵化資料不確定性的方法，以及誤差在模式精簡過程的傳遞。
- (4) 能源部用來特徵化模式不確定性的方法，以及誤差在模式精簡過程的傳遞。
- (5) 能源部採用來比較全系統安全審查發現、作用層級(process-level)的模式輸出、及以經驗研究(empirical studies)的成果。
- (6) 採用專家引進。

3.14.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
<p>一、模式整合</p> <p>(1) 檢驗地下水核種濃度的精簡中之設計特徵、物理現象與耦合的描述及地質、水文、地化觀點的描述。用以</p>	<p>一、系統描述與模式整合為適當</p> <p>(1) 全系統功能評估充分整合或限制來自於，重要的設計特徵、物理現象</p>

<p>支撐模式整合在全系統安全評估的精簡。</p> <p>(2) 確認在 3000 英畝-英尺[3.715×10⁹ 升]-之放射性核種平均濃度計算中，須包括評估放射性核種每年會遷移至環境邊界之技術基礎是否足夠。</p> <p>(3) 評估水文、地質觀點可能影響地下水放射性核種濃度的描述是足夠的。評估這些描述與技術基礎是透明可追溯來支撐這些精簡模型。</p> <p>(4) 檢查能源部提出之假設、技術基礎、數據和模型在全系統地下水核種濃度安全評估的精簡方法。以驗證它們是否和能源部相關的精簡方法是具有適合性與一致性。</p> <p>(5) 檢查與地下水放射性核種濃度有關的特徵、事件和作用有包含在全系統安全評估的精簡。</p> <p>(6) 驗證美國能源部的審查是否符合 NUREG-1297 的指導和 NUREG-1298 或使用可接受的情況的替代方法。</p>	<p>與耦合，且在地下水放射性核種濃度精簡過程使用一致與合適假設。</p> <p>(2) 全系統安全評估有關地下水放射性核種濃度模式精簡充分識別和描述。確認在 3000 英畝-英尺[3.715×10⁹ 升]-之放射性核種平均濃度計算，確認放射性核種每年遷移至環境邊界之技術基礎與計算。</p> <p>(3) 描述水文和地質可能影響地下水放射性核種濃度是足夠的，並且識別這些參數對於精簡是敏感的。</p> <p>(4) 全系統安全評估有關地下水放射性核種濃度模式精簡使用假設、技術基礎、數據和模型與美國能源部的其他相關精簡是適當和一致的。</p> <p>(5) 全系統安全評估有關地下水放射性核種濃度模式精簡有充分的數據和技術基礎，包括特徵，事件和作用。</p> <p>(6) NUREG-1297 和 NUREG-1298 的指引或其他可接受方法的同儕審查與資料審核有被採用。</p>
<p>二、資料與模式論證</p> <p>(1) 評估氣候和水文量值是否能提供在執照申請中具有足夠的理由，以及數據的使用描述、解釋、並適當地合成到參數中是足夠是透明且可追溯。</p> <p>(2) 評估資料及模式中所使用的參數是否足夠支撐此精簡之地下水放射性核種濃度的概念模式。驗證是否有足夠的數據被使用而確認有關之特徵、事件和作用，並結合這些功能、事件和作用至地下水放射性核種濃度的模式精簡。</p> <p>(3) 確認數據的品質和數量對於被認為是發展模式精簡的重要參數組是足夠，包括群體之分類和設計、抽取速率、含水層參數和傳輸參數。在適用的情況下，確認可以從相關的數據中</p>	<p>二、數據對於模式證明是足夠的</p> <p>(1) 使用於執照申請之氣候和水文參數值是足夠且充分合理(例如：良好的分類和設計、含水層參數、運輸參數等)，並提供充足說明資料如何使用、詮釋與合適成為參數。</p> <p>(2) 有足夠的數據(現場、實驗室和/或天然類比數據)使用於全系統安全評估有關地下水放射性核種濃度模式精簡以定義相關參數和概念模式。</p> <p>(3) 對於發展和率定所精簡模式，包括良好的分類和設計、含水層參數和傳輸參數，所考慮重要參數組合之數據的品質和數量是足夠的。</p>

<p>獲得可靠的統計估計值。由建立有意義的信賴限度或設置參數數據有意義的界限估計，並確認量測數據的尺度有適當的考慮到精簡。</p>	
<p>三、資料不確定性</p> <p>(1) 檢查由於水井抽水使地下水中的放射性核種稀釋之全系統安全評估精簡之參數值、假定範圍、機率分佈，和概念模型、過程模型和替代概念中使用的界限值所考慮之技術基礎。審查者應核實該技術基礎在功能評估中支持參數的不確定性和變異性處理。如果保守數值被使用來說明不確定性或變異，審查者應驗證採用保守數值所造成的保守估計並未足以造成非故意的結果（也就是說處置設施功能的保守性推估所造成整體風險的降低，當參數值範圍增加超過資料所能支撐而採用保守的方法所造成不合適的稀釋風險估計）。</p> <p>(2) 評估這些參數值和分佈與場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比研究是否一致。</p> <p>(3) 驗證美國能源部是否適當確定可能的統計數據參數之間的相關性。驗證適當技術基礎或界限為被忽視的相關性已有提供論據。</p> <p>(4) 評估美國能源部對於參數不確定性、模式精簡所使用方法有實施專家引進，並根據 Kotra et al. (1996)的指導方針。</p>	<p>三、資料的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞</p> <p>(1) 模式所使用參數值、假設範圍、機率分佈與限值假設，對於風險估計在技術上是足以解釋說明的，合理的反應不確定性且並沒有造成不足，符合定義在 10 CFR 第 63 部分之合理最大曝露個體的特徵。</p> <p>(2) 使用於估算地下水放射性核種濃度、特性數據、試驗實驗、現場量測和天然類比研究，功能評估和作用模式之參數值和範圍的技術基礎是適當的。</p> <p>(3) 經由不確定分析、保守限值、邊界值以發展全系統安全評估有關地下水放射性核種濃度模式精簡之概念模式、作用模式和替代概念模式之不確定性必須是足夠的。</p> <p>(4) 對於全系統功能評估和敏感度分析模型精簡之重要參數必須是經過鑑定的。</p> <p>(5) 如果不存在足夠的數據，則定義參數值和相關聯不確定性是基於適當使用在符合 NUREG-1563 下適當使用專家引進。如採用其他方法能源部需充分論證其適用性。</p>
<p>四、模式不確定性</p> <p>(1) 評估能源部所使用的替代概念模式有用在發展地下水放射性核種濃度模型精簡。在可用數據中檢驗模型參數。將替代過程模型的結果與美國能源部使用的過程模型的結果進行對比藉以評估不確定性、限制和能源部模</p>	<p>四、模式的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞</p> <p>(1) 考慮地下水放射性核種濃度的替代模擬策略，與可取得資料與目前科學理解是否一致，是有被研究。精簡的結果與限制有被合適的考慮。</p>

<p>式中的保守程度。經由比較以確定能源部模式的任何限制、精簡考慮為足夠的。確認美國能源部已經充分針對模式精簡的外部評論中回應。</p> <p>(2) 確認合理替代概念模式之結果於精簡中已被適當地考慮，有用在場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比與作用層級模式研究中。特別地，使用替代的全系統安全評估模型來評估替代概念模式對處置場功能之影響。</p> <p>(3) 評估概念模式不確定性有用到場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比與作用層級模式研究。如果採用保守模式作為解決概念模式不確定性的方法，審核人員應驗證選擇的概念模型：(i)是保守的，相對替代概念模式與可取得資料及目前科學理解具一致性。(ii)結果之保守估計風險，且未造成非故意(unintended)的結果。</p>	<p>(2) 考慮足夠的證據表明現有替代概念模式的特徵和作用，的並且已經考慮過程，模式模擬與提供的數據一致(例如現地、實驗室和天然類比)和當前的科學理解、這些替代概念模型對全系統功能的影響之審查發現已有充分評估。</p> <p>(3) 所考慮之概念模式的不確定性與可用場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比資訊、及作用層級模式研究一致。概念模式的不確定性處理方式，且並沒有造成不足以表示風險估計。</p>
<p>五、模式支援</p> <p>(1) 評估全系統安全評估有關地下水放射性核種濃度模式精簡之輸出，驗證美國能源部有關場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比研究資料之結果。使用細緻的地球化學、水文、地質過程和替代性全系統安全評估模式，以選擇性地探究美國能源部有關全系統安全評估分析，以評估地下水放射性核種濃度的精簡</p>	<p>五、模式精簡的輸出可以由目的之比較得到支持</p> <p>(1) 在全系統功能評估精簡所採用之模式結果與細緻作用層級模式結果一致、而且或者與經驗觀測(實驗室及現場試驗、及或天然類比)之結果一致。</p>

3.14.3 審查發現：滿足 10 CFR 63.114 的要求。

在地下水放射性核種濃度的技術要求皆符合功能評估所需，且有以下 6 點發現：

- (1) 分析有使用合適的場址與鄰近區域資料、不確定性與變異有合理參數值與合

適的替代概念模型符合 10 CFR 63.114(a) - (c)。

- (2) 分析採用具體的特徵，事件和作用進行分析，且有合適的技術基礎提供納入或剔除依據以符合 10 CFR 63.114(e)。
- (3) 分析包含具體的退化(degradation)、劣化(deterioration)與變異(alteration)作用，並考慮其對年劑量的影響，且有合適的技術基礎提供納入或剔除依據以符合 10 CFR 63.114(f)。
- (4) 提供合適的技術基礎供功能評估之模式使用以符合 10 CFR 63.114(g)。
- (5) 用於描述參考生物圈的特徵、事件和作用，生物圈途徑、氣候演變、地質環境的演變與雅卡山當前的區域、條件和過去過程相關的知識是一致的根據，符合 10 CFR 63.305(a)-(d)的要求。
- (6) 美國能源部使用平均水文特徵來確定地下水含水層的位置和尺寸，預測放射性核種之最高濃度。每年的用水量也不超過 3000 英畝-英尺 $[3.715 \times 10^9]$ 升 $[3000]$ 英畝符合規定的其他要求 10 CFR 63.332(a)(1)-(3)的要求。

3.15 土壤中核種再分布

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

3.15.1 審查範圍

- (1) 能源部所提供針對地質、水文、土壤、地化在土壤中核種再分布的描述及技術基礎，用以支撐模式整合在全系統安全評估的精簡。
- (2) 用以論證模式精簡的資料與參數是否充足。
- (3) 能源部用來特徵化資料不確定性的方法，以及誤差在模式精簡過程的傳遞。
- (4) 能源部用來特徵化模式不確定性的方法，以及誤差在模式精簡過程的傳遞。
- (5) 能源部採用來比較全系統安全審查發現、作用層級(process-level)的模式輸出、及以經驗研究(empirical studies)的成果。
- (6) 專家引進。

3.15.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
一、模式整合	一、系統描述與模式整合為適當

<p>(1) 檢驗在不同模式間之設計特徵、物理現象與耦合的描述，在整個精簡過程中確認已納入土壤中核種再分布之精簡與一致性和適當的假設。</p> <p>(2) 檢查土壤中放射性核種再分布方面對處置功能重要性已經被確認，並驗證是否合理。評估這些說明的技術基礎，並將其納入全系統功能評估之土壤中放射性核種再分布之精簡，評估這些描述與技術基礎是透明可追溯來支撐這些精簡模型。</p> <p>(3) 檢查與土壤中放射性核種再分布有關的特徵、事件和作用有包含在全系統安全評估的精簡。</p> <p>(4) 驗證美國能源部的審查是否符合 NUREG-1297 的指導和 NUREG-1298(Altman 等人，1988a, b)，或使用可接受的情況的替代方法。</p>	<p>(1) 全系統功能評估充分整合或限制來自於，重要的設計特徵、物理現象與耦合，且在土壤中放射性核種再分布精簡過程使用一致與合適假設。</p> <p>(2) 全系統安全評估有關土壤中放射性核種再分布模式精簡充分識別和描述。對於處置場功能重要的，例如：精簡應包括土壤污染物質沉積的模擬，確定放射性核種沉積的深度分佈。</p> <p>(3) 在土壤中放射性核種再分布模式精簡、地表面作用有關之特徵，事件和作用已經有適當的模擬、充分的技術基礎。</p> <p>(4) NUREG - 1297 and NUREG - 1298 的指引或其他可接受方法的同儕審查與資料審核有被採用。</p>
<p>二、資料與模式論證</p> <p>(1) 確認在全系統功能評估精簡中使用的土壤、水文和土壤化學數據是基於技術的組合，包括試驗室實驗、特定場址的現場量測、天然類比研究、作用模式研究等。評估如何使用數據、解釋和合成為參數。並驗證其是否已正確完成。</p> <p>(2) 評估資料是否足夠支持土壤中放射性核種再分布的模型精簡之概念模式、作用層級模式、替代概念模式。檢查並確認用以支持相關技術基礎之充分性，有關於土壤中放射性核種再分布特徵、事件和作用已被納入全系統的模式精簡。</p>	<p>二、數據對於模式證明是足夠的</p> <p>(1) 使用於執照申請之水文和地球化學值是足夠且充分合理(例如：灌溉和降水率，侵蝕速率，放射性核種溶解度值等)，並提供充足說明資料如何使用、詮釋與合適成為參數。</p> <p>(2) 有足夠的數據(現場、實驗室和/或天然類比數據)使用於全系統安全評估有關土壤中放射性核種再分布模式精簡以定義相關參數和概念模式。</p>
<p>三、資料不確定性</p> <p>(1) 檢查參數值、假定範圍、機率分佈，和概念模型、過程模型和替代概念中使用的界限值考慮了土壤中放射性核種再分布之技術基礎。審查者應</p>	<p>三、資料的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞</p> <p>(1) 模式所使用參數值、假設範圍、機率分佈與限值假設，對於風險估計在技術上是足以解釋說明的，合理的</p>

<p>核實該技術基礎在功能評估中支持參數的不確定性和變異性處理。如果保守數值被使用來說明不確定性或變異，審查者應驗證採用保守數值所造成的保守估計並未足以造成非故意的結果。</p> <p>(2) 評估美國能源部與美國核能管制委員會之數據輸入值，在可行的情況下進行比較。然而，如果美國核能管制委員會與美國能源部之模式本質不同，則可能無法進行直接比較。</p> <p>(3) 檢查用於支持參數值、範圍的技術基礎，並確認所選定的參數範圍和分佈充分代表雅卡山地區。</p> <p>(4) 評估不確定性是否已充分出現在土壤中放射性核種再分布精簡之概念模式、作用模式和替代概念模式的參數中，包括從地表面作用和經由參數數據之敏感度分析、保守限值、界線值之數據。評估參數的相關性是否在精簡模式內已經適當建立。</p> <p>(5) 評估美國能源部對系統功能之參數值或模式的敏感性已經進行驗證，並說明所需要參數或模式對於系統功能模擬具有影響之需要性。在可行的情況下，對於參數值或模式使用替代的全系統功能評估程式以測試處置場功能之敏感性分析。</p> <p>(5) 驗證美國能源部是否適當確定可能的統計數據參數之間的相關性。驗證適當技術基礎或界限為被忽視的相關性已有提供論據。</p> <p>(6) 評估美國能源部對於參數不確定性、模式精簡所使用方法有實施專家引進，並根據 Kotra et al.(1996)的指導方針。</p>	<p>反應不確定性且並沒有造成不足，符合定義在 10 CFR part 63 之合理最大曝露個體的特徵。</p> <p>(2) 全系統功能評估精簡之參數值和範圍的技術基礎與雅卡山地區之數據資料具有一致性，研究 Fortymile Wash 排水流域的地表面作用研究，適用實驗室測試、天然類比或其他有效數據來源。例如土壤類型、作物類型、犁深和灌溉率應與當前農業施作一致。空氣中顆粒物濃度的數據應該在氣候和擾動程度上類似位置，在合於規定期間於合理最大限度之預期個人曝露劑量為基礎。</p> <p>(3) 經由不確定分析、保守限值、邊界值以發展全系統安全評估有關土壤中放射性核種再分布模式精簡之概念模式、作用模式和替代概念模式之不確定性必須是足夠的。</p> <p>(4) 功能量測和合於規定期間，參數或模式對於處置場功能之最大影響須根據 10 CFR part 63 之規定確認。</p> <p>(5) 如果不存在足夠的數據，則定義參數值和相關聯不確定性是基於適當使用在符合 NUREG-1563 下適當使用專家引進。如採用其他方法能源部需充分論證其適用性。</p>
<p>四、模式不確定性</p>	<p>四、模式的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞</p>

<p>(1) 評估能源部所使用的替代概念模式有用在發展土壤中放射性核種再分布模型精簡。在可用數據中檢驗模型參數。將替代過程模型的結果與美國能源部使用的過程模型的結果進行對比藉以評估不確定性、限制和能源部模式中的保守程度。經由比較以確定能源部模式的任何限制、精簡考慮為足夠的。在適當的情況下，確認美國能源部已經充分針對模式精簡的外部評論中回應。</p> <p>(2) 確認合理替代概念模式之結果於精簡中已被適當地考慮，有用在場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比與作用層級模式研究中。使用替代的全系統安全評估模型來評估替代概念模式對處置場功能之影響。</p> <p>(3) 評估概念模式不確定性有用到場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比與作用層級模式研究。如果採用保守模式作為解決概念模式不確定性的方法，審核人員應驗證選擇的概念模型：(i)是保守的，相對替代概念模式與可取得資料及目前科學理解具一致性；(ii)結果之保守估計風險，且未造成非故意(unintended)的結果。</p>	<p>(1) 考慮特徵、事件和作用的替代模擬策略，與可取得資料與目前科學理解是否一致，是有被研究。精簡的結果與限制有被合適的考慮。</p> <p>(2) 考慮足夠的證據表明現有替代概念模式的特徵和作用，的並且已經考慮過程，模式模擬與提供的數據一致(例如現地、實驗室和天然類比)和當前的科學理解、這些替代概念模型對全系統功能的影響之審查發現已有充分評估。</p> <p>(3) 所考慮之概念模式的不確定性與可用場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比資訊、及作用層級模式研究一致。概念模式的不確定性處理方式，且並沒有造成不足以表示風險估計。</p>
<p>五、模式支援</p> <p>(1) 評估全系統安全評估有關土壤中放射性核種再分布模式精簡之輸出，驗證美國能源部有關場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比研究資料之結果。使用替代性全系統安全評估模式，以選擇性地探究美國能源部有關全系統安全評估分析，以評估土壤中放射性核種再分布的精簡。</p>	<p>五、模式精簡的輸出可以由目的之比較得到支持</p> <p>(1) 在精簡所採用之模式結果與細緻作用層級模式結果一致、而且或者與經驗觀測(實驗室及現場試驗、及或天然類比)之結果一致。</p>

3.15.3 審查發現：滿足 10 CFR 63.114 的要求。

在土壤中放射性核種再分布的技術要求皆符合功能評估所需，且有以下 6 點發現：

- (1) 分析有使用合適的場址與鄰近區域資料、不確定性與變異有合理參數值與合適的替代概念模型符合 10 CFR 63.114(a) - (c)。
- (2) 分析採用具體的特徵，事件和作用進行分析，且有合適的技術基礎提供納入或剔除依據以符合 10 CFR 63.114(e)。
- (3) 分析包含具體的退化(degradation)、劣化(deterioration)與變異(alteration)作用，並考慮其對年劑量的影響，且有合適的技術基礎提供納入或剔除依據以符合 10 CFR 63.114(f)。
- (4) 提供合適的技術基礎供功能評估之模式使用以符合 10 CFR 63.114(g)。
- (5) 用於描述參考生物圈的特徵、事件和作用，生物圈途徑、氣候演變、地質環境的演變與雅卡山當前的區域、條件和過去過程相關的知識是一致的根據，符合 10 CFR 63.305(a)-(d)的要求。

3.16 生物圈特徵

審查職責 -高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

3.16.1 審查範圍

本節有關生物圈特徵的審查，主要在於將生物圈中核種濃度轉換為合理最大曝露個人的劑量。審查者依據 10 CFR 63.21(c) (1)、(9)、(15)及(19)的要求與生物圈特徵精簡模式相關資訊進行評估。幕僚人員評估生物圈特徵如下：

- (1) 有關生物圈特徵的生態、行為、地質學、水文學、地球化學、社會學及經濟學方面的敘述，提供支持全系統功能評估精簡模式整合的技術基礎；
- (2) 用來正當化全系統功能評估模式的數據及參數之充分性；
- (3) 透過全系統功能評估精簡模式，評估數據不確定性及不確定性傳遞效應特徵所使用的方法；
- (4) 透過全系統功能評估精簡模式，評估模式不確定性及不確定性傳遞效應特徵所使用的方法；
- (5) 全系統功能評估模式計算結果、作用級模式計算結果及經驗研究結果比較的

方法；

(6) 專家引進。

3.16.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
<p>一、系統敘述及模式整合</p> <p>(1) 評估包括所有的場址特徵、物理現象及耦合，通過精簡模式而採用一致且適當的假設。</p> <p>(2) 評估全系統功能評估精簡模式的條件及假設與呈現數據的一致性，並評估敘述的充分性。評估納入精簡模式敘述技術基礎的適當性、透明性及可溯性。</p> <p>(3) 評估重要的物理現象及本節模式與其它模式的整合，並檢驗其一致性。評估美國能源部採用可接受的同儕評審方法，例如 NUREG-1297 和 NUREG-1298 的指引，或使用替代方法提出可接受的情況。</p>	<p>一、系統敘述及模式整合是適當的</p> <p>(1) 確認全系統功能評估適當地納入重要設計特徵、物理現象及耦合，並在生物圈特徵精簡模式中使用一致且適當的假設。</p> <p>(2) 確認全系統功能評估精簡模式有關生物圈特徵的敘述及其技術基礎。例如，參考生物圈應與雅卡山附近乾旱或半乾旱條件相一致。</p> <p>(3) 確認生物圈特徵模式應與其他精簡模式的假設一致。例如美國能源部應確保特徵、事件與作用(FEPs)的模式，如氣候變化、土壤種類、吸附係數、火山灰性質及核種的物理化學性質，與其他全系統功能評估精簡模式的假設一致。</p> <p>(4) 確認遵循 NUREG-1297 及 NUREG-1298 的法規指引或其他可接受的同儕審查方法。</p>
<p>二、數據及模式正當化</p> <p>(1) 評估使用參數值的合理性，是否符合 10 CFR 63.312 有關合理最大曝露個人的定義。評估數據如何被使用、解釋及適當地合成到參數中。評估全系統功能評估生物圈特徵所考量概念模式、作用級模式及替代概念模式之特徵、事件與作用(FEPs)之數據及參數的充分性。</p> <p>(2) 評估替代概念模式，著重探討生物圈精簡模式中特徵、事件與作用(FEPs)的變異性和不確定性，並留意管制約束值。</p>	<p>二、模式正當化的數據是充分的</p> <p>(1) 確認使用的參數值是合理的。(例如內華達州阿馬爾戈薩谷鎮的居民的行為和特徵、參考生物圈的特徵等)，並符合 10 CFR Part 63 中合理最大限度曝露個人的定義。提供如何將數據使用、解釋及適當地合成到參數中的適當敘述。</p> <p>(2) 確認數據應充分到足以評估與生物圈特徵模式相關的特徵、事件與作用(FEPs)特徵化並納入模式的程度。根據 10 CFR Part 63 的規定，美國能源部應該展示生物圈特徵、事件與作用(FEPs)</p>

<p>(3) 評估全系統功能評估精簡模式所使用的數據是以各種技術組合為基礎的。技術組合可能包括實驗室實驗、與場址有關的現場量測、天然類比研究及作用級模式研究等。</p> <p>通過執行替代全系統功能評估程式的輸入參數，探討不同模式對劑量的影響及其差異，劑量計算結果與美國能源部報告的結果作比較。評估模式間的差異及其限制，在美國能源部分析中顯著降劑量結果是否充分合理。</p>	<p>的敘述，並符合當前雅卡山地區周圍狀況的了解。</p> <p>(3) 確認敏感度及不確定性分析(包括替代概念模式)是否需要額外數據，並且評估額外數據是否提供了使先前模式計算結果無效的新資訊，並影響參數值或模式對系統功能的敏感度。</p>
<p>三、數據的不確定性</p> <p>(1) 評估生物圈精簡模式之概念模式、作用級模式及替代概念模式中所使用之參數值及其假設範圍、機率分佈、限值的技術基礎。評估功能評估中處理參數之不確定性及變異性的技術基礎。</p> <p>(2) 若使用保守值作為處理不確定性及變異性的方法，審查者應評估保守參數值是否導致風險的保守估計，並且不會導致意想不到的結果。</p> <p>(3) 評估全系統功能評估程式運算結果，包括不確定性及變異性範圍對於重要參數的影響。測試可提供關於參數範圍於全系統功能評估(例如敏感度和不確定性分析)中的影響資訊，及(或)展示不同範圍參數對劑量結果的可能影響。確認作分析之差異及其限制，能顯著降低劑量結果是充分合理的。</p> <p>(4) 評估是否適當地確定參數之間的統計學相關性。評估被忽視的相關性是否提供了足夠的技術基礎或限值論述。</p> <p>評估美國能源部使用的方法，進行專家引進來定義參數值。</p>	<p>三、數據不確定性之特徵化及在精簡模式中傳遞</p> <p>(1) 確認模式參數值、假定範圍、機率分佈及限值假設，合理解釋不確定性及變異性，不會導致風險低估的情況。並符合 10 CFR Part 63 中合理最大限度暴露個人的定義。</p> <p>(2) 確認精簡模式中參數(如消耗率、植物及動物轉移因數，質量負荷因數及生物圈劑量轉換因數等)取值及其範圍的技術基礎，評估是否與場址特徵數據一致及在技術上的可辯護性。</p> <p>(3) 確認作用級模式決定生物圈特徵模式的參數值，與實驗室實驗、現場量測及天然類比研究結果一致。</p> <p>(4) 確認全系統功能評估中參數輸入值間的相關性是否適當的建立，精簡模式在很大程度上不會得到不適當的偏離結果。</p> <p>(5) 確認當數據不充分時，根據適當的法規指引(如 NUREG-1563)，適當的使用專家引進定義參數值及概念模式。如果使用其他方法，應充分提出其使用正當性。</p>

<p>(5) 根據美國能源部和美國核管會之參數選擇數值，進行全系統功能審查發現的比較，檢驗全系統功能審查發現的敏感度。生物圈特徵模式重要參數如消耗率(consommation rates)、攝入劑量轉換因子，植物和動物轉移因子(transfer factors)，質量負荷因子(mass-loading factors)及作物攔截分率(crop interception fractions)等。</p>	<p>(6) 確認根據 10 CFR Part 63 有關功能度量及時間期限的要求，確定最能影響處置場功能的參數或模式。</p>
<p>四、模式的不確定性</p> <p>(1) 在實際且必要的範圍內，使用替代全系統功能評估模式來評估所選定的生物圈特徵，評估替代概念模式對處置場功能的影響。</p> <p>(2) 評估替代概念模式，生物圈精簡模式特徵、事件與作用(FEPs)的變異性及不確定性，並留意管制拘束值。</p> <p>(3) 評估是否有足夠證據，證明替代概念模式生物圈特徵中考量了對隔離廢棄物具重要性的作用。</p> <p>(4) 依據可用的現場特徵化數據、實驗室實驗、現場量測、天然類比資訊及作用級模式的研究結果，評估概念模式不確定性的處理。如果採用保守模式作為處理概念模式不確定性一種方法，評估選定的概念模式：(i)相對於與現有數據及當前科學理解一致之替代概念模式的保守性；(ii)風險的保守估計，不會造成意想不到的結果。</p>	<p>四、模式不確定性之特徵化及精簡模式中傳遞</p> <p>(1) 確認所考量的特徵、事件與作用(FEPs)的替代模式的方法，與現有數據及當前科學理解一致，模式結果及其限制已予適當的考量。</p> <p>(2) 確認生物圈或生物圈作用的替代概念模式，根據 10 CFR 63.305 及 63.312 對生物圈及合理最大限度暴露的個人提出一組拘束值，替代概念模式的評估應著重於探討生物圈精簡模式中特徵、事件與作用(FEPs)的變異性和不確定性，並留意管制拘束值。</p> <p>(3) 確認已提供充分證據，證明現有替代概念模式特徵、事件與作用(FEPs)對廢棄物隔絕是重要的。</p> <p>(4) 確認概念模式不確定性應與現場特徵數據、實驗室實驗、現場量測、天然類比的資訊及作用級模式研究結果一致；概念模式的不確定性處理不會導致風險低估的情況。</p>
<p>五、模式的支持性</p> <p>(1) 評估生物圈特徵模式的計算結果，與現場特徵數據、作用級模式、實驗室測試、現場量測及天然類比研究的適當組合進行比較。</p> <p>(2) 檢驗全系統功能評估中生物圈特徵模式的敏感度分析。在實際且必要的</p>	<p>五、精簡模式的輸出結果及客觀比較的支持</p> <p>(1) 確認與全系統功能評估精簡模式有關的劑量計算結果，與詳細的作用級模式及或經驗觀察的結果(例如實驗室測試、現場量測及(或)天然類比)一致。</p>

範圍內，使用替代全系統功能評估軟體來評估所選定的生物圈特徵模式。評估美國能源部生物圈劑量轉換因子與使用軟體的模式劑量計算結果，如 GENII-S 及美國能源部的輸入參數數據。審查者視需要使用替代劑量計算軟體及美國能源部輸入參數，確認運算結果。	
---	--

3.16.3 審查發現

整體審查發現，可合理預期其精簡模式符合 10 CFR 63.114 的要求。功能評估有關生物圈特徵模式的技術要求符合規定。美國核管會幕僚人員合理預期如下：

- (1) 安全分析報告中之數據、參數值之不確定性及變異性以及替代概念模式，均使用了現場及周邊地區適當數據，符合 10 CFR 63.114(a)-(c)的要求。
- (2) 與場址有關的特徵、事件與作用(FEPs)已經包括在分析中，且提供納入或排除 FEPs 的適當技術基礎，符合依據 10 CFR 63.114 (e)的要求。
- (3) 分析中已經包括了具體的劣化、退化及改變過程，考慮其對年劑量的影響，已經提供納入或排除的適當技術基礎，符合 10 CFR 63.114(f)的要求； 及
- (4) 為功能評估中使用的模式提供了適當的技術基礎，符合 10 CFR 63.114(h)的要求。

合理預期可符合 10 CFR 63.305 的要求，生物圈所需特徵已經正當化。特別發現如下：

- (1) 用於敘述生物圈、生物圈路徑、氣候演變及地質環境演變的特徵、事件與作用(FEPs)，與當前雅卡山地區、條件及過去歷程的認知一致，符合 10 CFR 63.305(a)的要求；
- (2) 根據 10 CFR 63.305(b)的要求，生物圈(氣候除外)、人類生物學及人類知識和技術狀況自執照申請開始即假設不變的，且預測未來亦不改變；
- (3) 氣候演變與 10 CFR 63.305(c)要求雅卡山周圍地區天然氣候變化的地質紀錄一致；
- (4) 生物圈路徑與 10 CFR 63.305(d)所要求的乾旱或半乾旱條件一致。

有關生物圈特徵模式及合理最大限度暴露個人特徵，合理預期符合 10 CFR 63.312 的要求。合理最大限度暴露個人所需特徵是令人滿意的。特別發現如下：

- (1) 合理最大限度暴露的個人是指生活在高污染核種濃度的易接近環境中的假想人群，其飲食和生活方式可代表目前住在內華達州阿馬爾戈薩河谷鎮的人群。合理的最大暴露個人具有的代謝、物理特徵及井水使用模式，符合 10 CFR 63.312(a)-(e)的要求。

3.17 證明符合封閉後公眾個人防護標準

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

3.17.1 審查範圍

本節審查處置場功能評估的分析，證明符合封閉後個人防護標準。審查者亦評估 10 CFR 63.21(c) (11)及(12)要求的資訊。包含：

- (1) 包含在全系統功能評估的情節種類；
- (2) 年劑量曲線的計算；
- (3) 全系統功能審查發現的可信度是以全系統功能評估之假設及參數的理解及不確定性分析的考量為基礎。

3.17.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
<p>一、用來計算年劑量與時間關係的情節</p> <p>(1) 評估年劑量的時間函數的計算結果，包括決定可能對整體功能有顯著影響的所有情節種類，結果顯示它們無法自全系統功能評估分析中篩選出去。</p> <p>(2) 評估年劑量曲線的計算結果，是否適當地將每個情節種類的劑量乘上情節機率後加總。</p> <p>(3) 評估每個情節的年劑量是否正確地解釋該類情節破壞性事件(disruptive events)於該時間造成的後果。</p>	<p>一、證明年劑量與時間關係的情節是適當的</p> <p>(1) 確認所有年劑量與時間之函數的情節是充份可能或對整體功能有足夠的影響，無法自全系統功能評估分析中篩選出去；</p> <p>(2) 確認年劑量曲線的計算，適當地加總了每個破壞性事件情節種類的貢獻。</p> <p>(3) 確認每個情節種類計算年劑量的貢獻，正確地解釋了情節破壞性事件的發生時間對後果的影響。</p>

<p>(4) 評估計算年劑量的事件年發生機率與評估內容一致，年劑量曲線中所有情節發生機率的總和應為 1。</p>	<p>(4) 確認年劑量貢獻的事件年發生機率與情節分析的結果一致。計算年劑量曲線中所有情節的發生機率加總為 1。</p>
<p>二、證明法規遵循期間任何一年對合理最大暴露個人年劑量不超過封閉後個人防護標準</p> <p>(1) 評估全系統功能評估計算軟體，對每種情節進行了足夠數量的實現，以驗證全系統功能審查發現統計上是否穩定。</p> <p>(2) 使用替代全系統功能評估電腦軟體進行模擬，協助確認適當數量的現實化以得到穩定的結果。</p> <p>(3) 評估處置場功能與單一組件或子系統的功能是一致且合理的。</p> <p>(3) 評估替代全系統功能評估軟體的分析結果，可確認處置場功能。在法規遵循期間任何一年處置場功能導致合理最大限度暴露的個人年劑量，不超過封閉後個人防護標準。</p>	<p>二、證明法規遵循期間任何一年對合理最大暴露個人年劑量不超過封閉後個人防護標準是適當的。</p> <p>(1) 確認每個情節種類獲得足夠數量的實現，全系統功能評估軟體確保計算結果在統計上是穩定的。</p> <p>(2) 確認年劑量曲線應包括代表不確定性的信賴區間[例如，取 95 及 5 的百分位數(percentile)]。</p> <p>(3) 確認處置場功能及單一組件或子系統的功能是一致的且合理的。</p> <p>(4) 確認全系統功能審查發現證實處置場於法規遵循期間任何一年對合理最大暴露個人年劑量不超過封閉後個人防護標準。</p>
<p>三、全系統功能評估軟體代表處置場功能的可信度</p> <p>(1) 與精簡模式的審查者協調，評估全系統功能評估中的假設及參數值或其分佈是可以接受的。確認每個精簡模式中「重要」假設及參數，在全系統功能評估中得到適當的擷取。</p> <p>(2) 評估每個精簡模式的實現是以不會對任何單一精簡模式相關參數及假設產生不利影響的方式進行整合的。</p> <p>(3) 評估模式與其他模式的連結，如何影響模式假設、參數值及其分布之可接受性或模式策略的可接受性。</p> <p>(4) 評估全系統功能評估軟體已被適當的驗證，以便有信心該軟體可以預期方式對處置場系統的物理過程進行模式分析。</p>	<p>三、全系統功能評估軟體提供了可信的處置場功能</p> <p>(1) 確認全系統功能評估軟體中的假設，與在軟體不同模組間的假設是一致的。軟體模組間使用不同假設及參數值時，有適當的記錄。</p> <p>(2) 確認全系統功能評估軟體被確認及驗證，以便有信心該軟體可以預期方式對處置場系統物理過程進行模式分析。確認模組間數據傳輸正確進行。</p> <p>(3) 確認功能審查發現不確定性的評估與模式及參數不確定性一致。</p> <p>(4) 確認全系統功能評估的取樣方法，確定參數在其不確定範圍內被取樣。</p>

<p>(5) 評估模組間的數據傳輸正確進行(如兩個模組中數據的單位相同，數據給予適當的數值)。</p> <p>(6) 使用替代的全系統功能評估軟體評估各個模式的輸出結果。檢驗功能審查發現的不確定性評估，並確認其合理性。</p> <p>(7) 使用替代的全系統功能評估軟體來協助評估各個模組的計算結果。評估全系統功能評估軟體在不確定性範圍內，採用適當的參數取樣方法。</p>	
--	--

3.17.3 審查發現

發現並且合理預期其精簡模式符合 10 CFR 63.113(b)的要求，並且符合地質處置場永久封閉後的功能目標。特別是：

- (1) 工程障壁設計與天然障壁結合使用，根據 10 CFR 63.113(b)的要求，合理最大限度暴露個人的年劑量符合永久封閉後第一個 10,000 年內的個人防護標準；
- (2) 地質處置場限制放射性曝露的功能，通過功能評估已經證明符合 10 CFR 63.114 的要求，並使用 10 CFR 63.305(a)–(e)中所定義的參考生物圈，及根據 10 CFR 63.312(a)–(e)所定義的合理最大限度暴露個人，但不包括人類闖入的影響。

發現並且合理預期其精簡模式符合 10 CFR 63.114(a)的要求。功能評估的技術要求符合規定。特別是：

- (1) 安全分析報告中之數據、參數值之不確定性及變異性以及替代概念模式，均使用了現場及周邊地區的適當數據，符合 10 CFR 63.114(a)-(c)的要求。
- (2) 美國能源部考量符合 10 CFR 63.114(d)的情況，10,000 年內至少有一次機會發生以上的事件。
- (3) 與場址有關的特徵、事件及作用(FEPs)已經納入分析，且提供篩選 FEPs 的適當技術基礎，符合 10 CFR 63.114 (e)的要求。
- (4) 分析中包括了具體的劣化、退化及改變過程，考慮其對年劑量的影響，對篩

- 選提供了適當的技術基礎，符合 10 CFR 63.114(f)的要求；及
- (5) 功能評估使用的模式提供了適當的技術基礎，符合 10 CFR 63.114(g)的要求。

3.18 證明符合人類闖入標準

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

3.18.1 審查範圍

本節回顧了有限度人類闖入事件的功能分析，審查者將評估 10 CFR 63.21(c)(13)要求的資訊。幕僚人員對以下項目的功能分析進行評估：

- (1) 對人類闖入進行獨立的全系統功能評估的計算結果；
- (2) 決定不知情鑽井工闖入發生時間的技術基礎及和相關分析；
- (3) 根據全系統功能評估的假設、參數、闖入事件特徵的理解及不確定性分析的考量，評估人類闖入事件計算結果的可信度。

3.18.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
<p>一、評估闖入事件的發生時間</p> <p>(1) 評估人類入侵發生時間(不知情鑽井工鑽穿劣化的工程障壁)的技術基礎及相關分析是充分及適當的。例如工程障壁系統已劣化至鑽井工可截斷廢棄物包件但鑽井工卻不知情之時間分析的技術基礎。</p>	<p>一、評估闖入事件的時間</p> <p>(1) 確認技術基礎及相關分析可充分支持人類闖入發生時間的選定，如 10 CFR 63.321 中所述。</p>
<p>二、評估闖入事件於法規遵循期間任何一年對合理最大暴露個人年劑量是可接受的</p> <p>(1) 評估人類闖入的全系統功能評估與全系統功能評估分開執行，並符合 10 CFR 63.114 中所規定的功能評估要求。若暴露於合理最大限度暴露個人在永久封閉後超過 10,000 年發生，則人類闖入可發生在處置後任何時間，在雅卡山環境影響評估所提供的基礎</p>	<p>二、評估闖入事件於法規遵循期間任何一年對合理最大暴露個人年劑量是可接受的</p> <p>(1) 確認人類闖入全系統功能評估與全系統功能評估分開執行，符合 10 CFR 63.114 功能評估要求。</p> <p>(2) 除了假設出現如 10 CFR 63.322 中所定義具特徵的人類闖入事件，並排除 10 CFR 63.342 所規定不太可能發生的天然特徵、事件及作用(FEPs)。確認</p>

<p>下，確認人類闖入全系統功能審查發現。</p> <p>(2) 確認人類闖入的全系統功能評估與個人防護的全系統功能評估相同，除了它假設出現如 10 CFR 63.322 中所定義之具特徵的人類闖入事件外，並且排除了 10 CFR 63.342 所規定的不太可能發生的天然特徵、事件及作用 (FEPs)。</p> <p>(3) 評估各情節均有足夠數量的運算結果，全系統功能評估軟體可確保運算結果在統計上是穩定的。</p> <p>(4) 評估處置場功能審查發現是否合理。評估替代的全系統功能評估軟體的計算結果，確定假定闖入事件的處置場功能。</p> <p>(5) 評估有限度人類闖入的年劑量曲線，確認處置場系統是否符合 10 CFR 63.321 中所規定的有限度人類闖入事件的功能目標。</p>	<p>人類闖入的全系統功能評估與個人防護的全系統功能評估相同。</p> <p>(3) 確認全系統功能評估軟體運算了足夠數量的結果，以確保計算結果在統計上是穩定的。</p> <p>(4) 確認使用假設闖入事件特徵的處置場功能審查發現是合理的，且與處置場全系統功能審查發現一致。</p> <p>(5) 確認有限度的人類闖入的年劑量曲線證實處置場系統符合 10 CFR 63.321 中所規定有限度人類闖入事件的功能目標。</p>
<p>三、全系統功能評估軟體的闖入事件代表性</p> <p>(1) 與精簡模型審查者協調，評估假設闖入事件全系統功能評估中的假設與在全系統功能評估軟體間不同模組間是一致的。</p> <p>(2) 評估軟體模組間使用不同的假設及參數值，均有充分的記錄。</p> <p>(3) 評估全系統功能評估軟體已被確認，使對軟體與假設闖入事件特徵一致的方式模擬處置場系統的物理過程具有信心。</p> <p>(4) 評估軟體模組間數據傳輸是否正確。使用替代的全系統功能評估軟體來確認美國能源部的計算結果，了解各模組的輸出結果。</p>	<p>三、全系統功能評估軟體提供可信的闖入事件代表性</p> <p>(1) 確認假定闖入事件的全系統功能評估軟體的不同模組間，自破裂的廢棄物包件中傳輸方法的假設是一致的。</p> <p>(2) 確認軟體模組之間使用不同的假設及參數值有充分的記錄。</p> <p>(3) 證實全系統功能評估軟體已被確認，使對該軟體與假設闖入事件特徵一致的方式模擬處置場系統中的物理過程具有信心。</p> <p>(4) 確認軟體模組間數據傳輸正確進行。</p> <p>(5) 確認功能審查發現之不確定性與考量假定闖入事件特徵及模式和參數的不確定性是一致的。</p>

<p>(5) 評估功能審查發現之不確定性(年劑量的時間及大小)與考量假定闖入事件特徵之不確定性與評估之不確定性(模式及參數不確定性)是一致的。</p> <p>(6) 評估全系統功能評估的取樣方法可確保假設闖入事件的取樣參數已經在其不確定性範圍內被取樣。</p>	<p>(6) 確認全系統功能評估的取樣方法可確保假設闖入事件的取樣參數已在於不確定性範圍內被取樣。</p>
--	---

3.18.3 審查發現

美國核管會幕僚人員審查了「安全分析報告」及其他支持執照申請的資訊，並以合理預期的方式發現，符合 10 CFR 63.113(d)的要求。在有限度的人類闖入情況下，符合展示處置場的功能要求。

3.19 處置場功能分析證明符合個別的地下水防護標準

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

3.19.1 審查範圍

本節回顧了符合個別的地下水防護標準的處置場功能分析。審查者評估 10 CFR 63.21(c)(1)、(9)、(14)及(15)所要求的資訊。包含：

- (1) 計算特定核種濃度及劑量作為時間的函數；
- (2) 確定可接近環境中最高濃度核種位置方法及其假設的可信度及一致性，並估計代表 3000 英畝-英尺[3.715×10^9 升]地下水體積的實體尺寸。

審查此分析應考量「雅卡山審查計畫」的多重障壁評估的風險資訊。例如若美國能源部證明跨越可接近環境邊界的重要核種並不包含在決定 3000 英畝-英尺(3.715×10^9 公升)代表性體積地下水核種平均濃度內，需對該分析進行詳細審查。若美國能源部假設在一年中到達要求地點的所有核種包含在 3000 英畝-英尺(3.715×10^9 公升)的代表性體積地下水中，僅需對限值假設簡單審查即可。這裡所提供的審查方法及接受準則是針對詳細審查的。某些審查方法及接受標準可能是不必要的。

3.19.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
<p>一、證明於法規遵循期間任何一年地下水中放射性及劑量不會超過地下水防護標準</p> <p>(1) 審查美國能源部對代表性地下水量之地下水放射性含量是否進行評估。包括 Ra-226/Ra-228 的組合，總阿伐活度(包括 Ra-226，但不包括氬及鈾)及貝它/加馬核種的組合。</p> <p>(2) 評估地下水代表性水量之放射性平均濃度所使用的方法、假設、模式及數據，是否與 10 CFR 63.342 所要求的處置後 10,000 年期間未受擾動情況功能評估計算結果一致。</p> <p>(3) 評估計算所得的地下水放射性含量，是否得到功能評估精簡模式中評估之適當技術基礎的支持。</p> <p>(4) 評估 10,000 年法規遵循期間，任何一年地下水放射性計算水平與 10 CFR 63.331 中的限值比較。</p>	<p>一、適當證明 Ra-226 及 Ra-228 預期綜合濃度、特定阿伐核種預期濃度及預期貝它/加馬核種全身或器官劑量，於遵循期間任何一年地下水中放射性及劑量不會超過地下水防護標準。</p> <p>(1) 確認美國能源部對代表性地下水量的地下水放射性進行了估算。包括 Ra-226/Ra-228 的組合，總阿伐活度(包括 Ra-226，但不包括氬及鈾)以及貝它/加馬核種的組合。</p> <p>(2) 確認地下水代表性水量之放射性平均濃度所使用的方法、假設、模式及數據與處置後 10,000 年期間未受擾動情況的功能評估計算是一致的。</p> <p>(3) 確認計算結果得到適當技術基礎的支持。用模式方法及參數決定代表性水量地下水的放射性含量，在排除考量不太可能發生的天然特徵、事件及作用(FEPs)下，與功能評估精簡模式審查發現一致。</p> <p>(4) 確認 10,000 年遵循期內任何一年的地下水放射性平均濃度，符合 10 CFR 63.331 所規定的限值。</p>
<p>二、用於確定地下水代表性體積位置與形狀的方法及假設</p> <p>(1) 評估地下水的代表體積是沿著核種遷移路徑是從雅卡山的處置場到可接近環境的。比較用來決定代表性地下水量位置的水文及傳輸參數，評估方法、假設、模式及數據與處置後 10,000 年期間未受擾動情況的功能評估計算是否一致。</p> <p>(2) 評估計算結果得到功能評估精簡模式之適當技術基礎的支持。</p>	<p>二、用於確定地下水代表性體積位置之方法及假設是可信及一致的，地下水代表性體積包括可接近環境污染物的最高濃度水平。</p> <p>(1) 確認如 10 CFR 63.302 的定義，地下水的代表體積是沿著核種遷移路徑是從雅卡山的處置場到可接近環境的。處置後 10,000 年內未受擾動的處置場功能評估所使用的地下水代表性體積的位置與使用平均水文參數決定</p>

<p>(3) 評估地下水代表性體積的位置並包含了污染群(plume contamination)核種最高濃度。評估包含了污染群核種最高濃度代表性地下水量的位置，與用來定義合理最大暴露個人特徵 10 CFR 63.312(a)的要求一致。</p> <p>(4) 評估地下水代表體積及污染群最高濃度位置與功能評估精簡模式「地下水中核種濃度」一致。</p>	<p>地下水代表量的位置一致，確認得到足夠的支持技術基礎。</p> <p>(2) 確認決定地下水代表性體積放射性濃度的模式方法及參數，在排除對不太可能發生的自然特徵，事件和過程下，與功能評估精簡模式一致，得到足夠的支持技術基礎。</p> <p>(3) 確認地下水代表性體積的位置包含了污染群中核種最高濃度，與用來定義合理最大暴露個人特徵 10 CFR 63.312(a)的要求一致。</p> <p>(4) 確認地下水代表體積及污染群中最高濃度位置與功能評估精簡模式「地下水中核種濃度」一致。</p>
<p>三、用於計算地下水代表性體積實體尺寸的方法及假設</p> <p>(1) 評估含水層內地下水代表性體積每公升水中含有少於 10,000 毫克總溶解固體，其體積是否有 3000 英畝-英呎 (3.714×10^9 升)。</p> <p>(2) 使用 10 CFR 63.332 中所定義的方法之一，來確認地下水代表性體積的實體尺寸。根據所選方法，評估處置後 10,000 年內未受擾動的情況下，水井特徵、地下水流向及篩選間隔等資訊與處置場功能評估計算中使用的資訊一致，且計算結果有適當的技術基礎支持。</p> <p>(3) 評估使用模式方法及參數來決定地下水代表性體積的放射性含量，是否與功能評估精簡模式一致。</p>	<p>三、用於計算地下水代表性體積實體尺寸的方法與假設是可信及一致的</p> <p>(1) 確認含水層內地下水代表性體積每升水中含有少於 10,000 毫克總溶解固體，其體積不多於 3000 英畝-英呎 (3.714×10^9 升)。</p> <p>(2) 使用 10 CFR 63.332 中所定義的方法之一，決定地下水代表性體積的實體尺寸。根據所選方法，資訊包括但不限於地下水流向及篩選間隔等資訊，與處置場處置後 10,000 年內未受擾動的情況下功能評估計算使用資訊一致，計算結果有適當的技術基礎支持。</p> <p>(3) 確認使用模式方法及參數來決定地下水代表性體積的放射性含量，在排除考量不太可能發生的天然特徵、事件與作用下，與功能評估精簡模式一致。</p> <p>(4) 地下水代表性體積與 10 CFR 63.312(c)及 63.312(d)所定義合理最大暴露個人的用水特徵一致。例如地下</p>

	水的代表性體積與「地下水中核種濃度」分析中使用的每年用水量一致。
--	----------------------------------

3.19.3 審查發現

審查發現符合 10 CFR 63.331 及 10 CFR 63.332 的要求。證明符合地下水防護標準的要求。特別是：

- (1) Ra-226/Ra-228 的組合，總阿伐活度(包括 Ra-226，但不包括氦及鈾)以及貝它/加馬核種組合的平均濃度符合 10 CFR 63.331 的限值要求。

有關地下水中核種濃度，審查發現符合 10 CFR 63.332 的要求，並符合地下水代表性體積的特別要求。特別是：

- (1) 含水層內地下水代表性體積每升水中含有少於 10,000 毫克總溶解固體，符合給定用水量。
- (2) 使用與處置場功能評估一致的平均水文特徵來決定地下水含水層的位置和尺寸，並計算包含污染群最高濃度代表性體積在內的平均核種濃度。代表性體積應不超過 3000 英畝-英尺(3.714×10⁹ 升)，符合 10 CFR 63.332(a)(1)-(3)的其他要求。
- (3) 使用 10 CFR 63.332(b)(1)- (2)所規定的替代方法之一，計算地下水代表性體積的實體尺寸。

3.20 專家引進(Expert Elicitation)

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

3.20.1 審查範圍

本章節審查專家引進。審查者依據 10 CFR 63.21(c)(19)的要求評估相關資訊。

美國能源部可以考慮在下列情況下使用專家引進：

- (i) 經驗數據難以取得或執行分析不切實際；
- (ii) 演示符合規範的不確定性大且值得注意；
- (iii) 多個概念模型可以解釋並符合現有數據；
- (iv) 需要進行技術判斷，以評估假設界限或計算是否適當地保守。

評估範圍包含：

- (1) 執行專家引進的技巧；
- (2) 以 NUREG-1563「使用專家引進於高放射性廢棄物計畫的部門技術立場」(Kotra 等，1996 年)的指導程序應用於執行專家引進；
- (3) NUREG-1563(Kotra 等，1996 年)的工作人員指引與美國能源部的專家引進作法之間，如有差異的理由。

3.20.2 審查方法與接受準則

<p>一、使用 NUREG-1563(Kotra 等，1996 年)或等效程序</p> <p>(1) 專家引進是按照 NUREG-1563(Kotra 等，1996 年)中提出的 9 步驟程序進行的，或者使用等效的程序。美國能源部對 NUREG-1563 指引的任何差異提供充分的解釋。</p>	<p>一、美國能源部使用 NUREG-1563 或等效程序。</p> <p>(1) 專家引進是按照 NUREG-1563(Kotra 等，1996 年)中提出的 9 步驟程序進行的。</p> <p>(2) 美國能源部對 NUREG-1563 指引的差異提供了充分的解釋。</p>
<p>二、更新專家引進</p> <p>(1) 任何需要更新的專家引進皆被充分紀錄，以提供更新過程、結果判斷、及適當方法使用的透明檢視。</p>	<p>二、任何更新的專家引進資訊，皆使用適當方法充分紀錄之。</p>

3.20.3 審查發現

美國能源部符合執照申請內容的要求。特別是安全分析報告解釋了專家引進的方法及程度，用以表現下列特性：(i)特徵、事件與作用；(ii)地質力學、水文地質學以及地球化學系統對熱負載的反應；(iii)永久封閉後地質處置場的功能；(iv)處置場工程障壁系統受有限人為入侵的情況下，限制放射性暴露量的能力；(v)任何其他使用專家引進來評估功能的事項。

第四章、行政與計畫程序要求

4.1 解決安全問題的研究與發展計畫

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

4.1.1 審查範圍

本節解決安全問題的研究與發展計畫，這些安全問題涉及隔離廢棄物的安全和工程或天然障礙的結構、系統與組件。審查者評估資訊時，須符合 10 CFR 63.21(c)(16)。此計畫需要確認、描述和討論更進一步的技術資訊之安全特徵或組成，以確認設計、工程或天然障壁是否夠充分。包含：

- (1) 安全問題的定義與描述；
- (2) 研究與發展計畫的定義與描述，其包含解決任何與安全有關的結構、系統與組件的安全問題，以及隔離廢棄物的工程與天然障壁；
- (3) 與處置場營運計畫開始時間相關的計畫之時程；
- (4) 如果計畫結果不能給安全問題提供可接受的解決方法，已有設計妥當的替代計畫或營運限制內容。

4.1.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
一、安全問題的定義與描述 (1) 執照申請中的安全問題定義。若有不足之處，查驗這些解釋以確認是否足夠。	一、安全問題的定義與描述是足夠的。
二、研究與發展計畫的定義與描述，其包含解決任何與安全有關的結構、系統與組件的安全問題，以及隔離廢棄物的工程與天然障壁 (1) 確定每個安全問題，已經制定了詳細的研究與發展計畫。確定具體的技術資訊描述，以證明解決安全問題的計畫是可接受的。計畫的描述需足夠詳細，以說明如何獲得資訊。解決安全問題之研究與發展計畫中的準則描述，包含適當的科學或工程技術來	二、美國能源部確定並詳細描述了一個研究和開發計劃，在合理時間內解決重要的結構、系統與組件的任何安全問題，以及工程和天然障壁重要的廢棄物隔離。

<p>解決問題。檢查具體計畫以確認適當的分析、實驗、數據收集、現地試驗、以及其他技術，已經確定其時程與順序。</p>	
<p>三、與處置場營運計畫開始時間相關的計畫之時程以及執照申請中解決問題的相關修訂</p> <p>(1) 解決安全問題的時程，以確定解決問題的時間。時程規劃應適當地包含解決問題所做決定的時間或事件。計畫與時程應詳細地足以顯示處置場設計、施工、以及擬定的時程，包含廢棄物接收與放置以及其他相關活動的時程。進行驗證時，須考慮地下位置、地質處置場營運區的條件、以及其他於結構物可能存在的干擾。評估研究與發展計畫，及其他場址活動或是任何接收與放置廢棄物的時程，彼此的兼容性。時程必須同時含括：(i) 其他場址活動與時程，包含安全確認計畫(10 CFR Part 63 的 F 部分)；(ii) 處置場設計；以及(iii)場址特徵。同時，必須滿足以 10 CFR 63.32 及 63.42 建立的任何執照條件要求。</p> <p>(2) 執照申請的內容包含解決問題。</p>	<p>三、美國能源部提供合理的計畫完成日程表，包含處置場營運計畫的開始時間以及預期解決項目的時間。美國能源部承諾將執照申請修正法案中，適當的解決問題。</p>
<p>四、計畫結果不能給安全問題提供可接受的解決方法，可用的營運限制或設計計畫</p> <p>(1) 是否有替代計畫來證明安全問題可接受的解決方法。替代計畫中應討論設計計畫或營運限制。確認在營運期間內討論任何欲進行的計畫，以證明設計或營運中預期未來變化的可接受性。</p>	<p>四、計畫結果不能給安全問題提供可接受的解決方法，美國能源部已備妥可用的營運限制或設計計畫。</p>

4.1.3 審查發現

結構、系統與組件以及工程與天然障壁相關的安全問題之確認與描述滿足要

求。美國能源部詳述描述設計解決安全問題的計畫，包含一份時程表，以註明解決問題的時間。如依照所提解決安全問題之規劃方法/時程仍無法證實可被接受時，申請文件已備妥替代計畫或營運限制內容。考慮安全問題的範圍以及其解決計畫與時程表，可繼續建設處置場。

4.2 功能確認計畫

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

4.2.1 審查範圍

10 CFR Part 63 的 F 部分提供功能確認計畫的要求。工作小組將功能確認計畫定義為測試、試驗和分析，評估功能目標的資訊證明 E 部分是否足夠。此計畫是高放射性廢棄物處理的獨特之處，影響處置場數千年功能評估的不確定性。工作小組將確認提交符合「功能確認計畫」所規定的試驗要求，並對此計畫進行評估：

(1) 功能確認計畫的一般性要求包含：

(a) 功能確認計畫的目標，是透過已界定的現地監測、室內和現地試驗，以及現場試驗獲取之資料，確認以下兩點是否成立：(i) 施工期間和廢棄物處置作業所發現之實際地下情況和這些條件的變化在許可審查期間所允許地下條件變化範圍內；(ii) 被設計或假定的自然和工程系統及其組件於永久封閉後預期成為障壁；

(b) 功能確認總進度；

(c) 計劃執行功能確計畫，因此此計畫滿足以下幾點：(i) 不會對地質處置場中地質和工程要素產生不利影響，達到功能目標；(ii) 提供基準資訊和分析，這些資訊關於地質特徵化、施工和運轉可能改變的地質環境參數和自然過程的資訊；(iii) 監測和分析可能影響地質處置場功能參數之基準條件變化。

(2) 確認大地工程及設計參數，包含：

(a) 處置場施工和運轉期間的技術量測、試驗和地質測繪程序，確定在永久封閉後被設計或假設作為障壁的自然系統及組件相關的大地工程及設計參數，並且按照預期審核是否正常運作；

(b) 現地監測地下設施的熱力學反應並持續至永久封閉，以確保地質和工程

特徵的功能在設計的範圍內；

(c) 根據設計假設評估地下條件的監測計畫，包含以下程序：(i)將測量和觀察結果與原始設計基準和假設進行比較；(ii)確定需要更改設計或施工方法，如果測量和觀察結果與原始設計基礎和假設有顯著差異；(iii) 報告中有關健康和安全的重要性的測量和觀察結果以及原始設計基礎和假設之間的顯著差異，並向美國核監管委員會建議變更。

(3) 設計試驗包含：

(a) 在施工初期，除了廢棄物包件以外，技術程序來試驗在設計中使用的工程系統和組件。這包含例如鑽井、豎井密封、回填和滴水屏蔽；

(b) 評估廢棄物包件、回填、滴水屏蔽、母岩，以及未飽和區和飽和區域中水的熱相互作用之技術計畫；

(c) 設計中使用的工程系統和組件的啟動試驗時間表；

(d) 計劃永久性回填處置作業開始之前進行試驗，假如美國能源部在處置場設計中包含回填，則評估回填處置作業和壓實程序對設計要求的有效性；

(e) 計劃全面封閉前進行試驗以評估鑽井、豎井和運輸坡道密封的有效性。

(4) 廢棄物包件的監測和試驗，包含：

(a) 計劃在地質處置場運轉區監測廢棄物的狀況，包含：(i)選擇用於監測廢棄物包件的代表性，(ii)選擇用於監測的廢棄物包件的環境之代表性；

(b) 計劃著重於廢棄物包件內部條件的實驗室試驗，包含對實驗室試驗中複製地下設施處置廢棄物包件的環境程度之評估；

(c) 廢棄物包件監測和試驗程序的持續時間。

4.2.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
<p>一、符合功能確認計畫的一般性要求，包括：</p> <p>(1) 審核美國能源部功能確認計畫是否提供了計畫目標。並滿足一般性要求，包含：</p> <p>(a) 確認設計或假定在永久封閉後作為障壁的自然和工程系統和組件能在預期之情況運作；</p>	<p>一、功能確認計畫符合為此計畫設立的一般性要求，如：</p> <p>(1) 功能確認計畫的目標與一般性要求一致，特別注意：</p> <p>(a) 確定設計或假定在永久封閉後作為障壁的自然和工程系統和組件，以確保其按預期的狀況運作；</p>

<p>(b) 美國能源部將監測和試驗永久封閉後作為障壁的方法、設計或假設，確保能在預期之情況運作；</p> <p>(c) 確認特定大地工程及設計參數，且為美國能源部已選定的測量或觀察；</p> <p>(d) 測量或觀察的特定大地工程及設計參數的方法；</p> <p>(e) 現地監測、室內和現地試驗，以及現場試驗蒐集所需的資料；</p> <p>(f) 指定選定的現地監測、室內和現地試驗或現場試驗方法；</p> <p>(g) 選定之大地工程及設計參數基準的預期變化；</p> <p>(h) 選定的天然和工程系統及組件之預期設計基礎，這些設計或假設在永久封閉後作為障壁。</p> <p>(2) 審核功能確認計畫是否包含計畫的時間表，並評估進度是否滿足一般性要求；</p> <p>(3) 評估美國能源部的方法來執行功能確認計畫。具體而言包含：</p> <p>(a) 確保功能確認作業不會對地質處置場的自然和設計要素滿足功能目標的規定產生不利之影響；</p> <p>(b) 選定的大地工程及設計參數之基準資訊；</p> <p>(c) 確定大地工程及設計參數基準資訊的選定方法；</p> <p>(d) 承諾監測和分析與選定的大地工程及設計參數的基準條件相關的變化；</p> <p>(e) 承諾監測設計或假定在永久封閉後作為障壁的工程系統和組件；</p> <p>(f) 定期評估和更新功能確認計畫的條款。</p>	<p>(b) 美國能源部將監測和試驗天然和工程系統及組件之選定方法，在永久封閉後作為障壁，以確保其按預定和預期的狀況運作；</p> <p>(c) 確定具體的大地工程及設計參數，涉及自然系統和組件，美國能源部選定進行量測或觀測；</p> <p>(d) 大地工程及設計參數的選定方法；</p> <p>(e) 具體現地監測、室內和現地試驗，以及現場實驗獲取所需資料；</p> <p>(f) 規定現地監測、室內和現地試驗或現場試驗方法；</p> <p>(g) 大地工程及設計參數的基準預期變化，其中包含自然過程、涉及自然系統和被認為在永久封閉後作為障壁的組件；</p> <p>(h) 選定的天然和工程系統及組件之預定和預期的設計基礎，其設計或假定在永久封閉後作為障壁。</p> <p>(2) 功能確認計畫的時間表與一般性要求一致。</p> <p>(3) 美國能源部將以符合以下一般性要求的方式實施功能確認計畫：</p> <p>(a) 獲取資料之前，考慮不利於地質處置場的天然和工程要素之影響，滿足功能目標；</p> <p>(b) 提供與自然系統及組件相關的參數和自然過程資訊之基準資訊和分析；</p> <p>(c) 承諾監測和分析可能影響健康和安全的參數和自然過程之基準條件的變化；</p> <p>(d) 承諾監測設計或假定在永久封閉後作為障壁的工程系統和組件；</p> <p>(e) 提供定期評估和更新功能確認計畫的條款。</p>
---	--

<p>(4) 審核是否包含或列舉有關的記錄和報告、施工記錄、缺陷報告和檢查的行政程序，並確認程序足夠。</p>	<p>(4)包含或引用符合 10 CFR 63.71 規定的記錄和報告要求之計畫。</p>
<p>二、符合大地工程和設計參數要求，包括：</p> <p>(1) 確認處置場施工和營運期間提供可接受的量測、試驗和地質測繪程序，以確認大地工程及設計參數，特別注意：</p> <p>(a) 評估大地工程及設計參數以監測和分析的選定方法之充分性；</p> <p>(b) 審核選定的大地工程及設計參數清單是否合理和完整；</p> <p>(c) 評估所選大地工程及設計參數基準的方法是否合適；</p> <p>(d) 審核美國能源部建立的大地工程及設計參數之基準是合理的；</p> <p>(e) 確認所選定大地工程及設計參數的預期變化是合理的；</p> <p>(f) 審核監測、試驗或實驗方法適用於美國能源部將監測和分析的每個大地工程或設計參數。</p> <p>(2) 審核美國能源部執行功能確認計畫是否包含在現地監測地下設施有關熱力學反應，持續至永久封閉，並評估這些計畫的適用性。特別注意：</p> <p>(a) 評估選擇現地熱力學反應參數進行監測和分析的方法是否合適；</p> <p>(b) 審核選定的現地熱力學反應參數清單是否合理和完整；</p> <p>(c) 評估美國能源部用於建立所選擇的現地熱力學反應參數基準的方法是否合適；</p> <p>(d) 確認美國能源部建立的現地熱力學反應參數的基準是合理的；</p> <p>(e) 審核美國能源部對所選擇的現地熱力學反應參數的預期變化從基準估計是合理的；</p>	<p>二、確定大地工程及設計參數的功能確認計畫符合為此計畫設立的要求，如：</p> <p>(1) 功能確認計畫建立了一個確認大地工程及設計參數的計畫。並符合以下要求：</p> <p>(a)大地工程及設計參數將使用基於功能的方法進行監測和分析；</p> <p>(b) 功能審查發現確認選定的大地工程及設計參數清單合理完整；</p> <p>(c) 所選定之大地工程及設計參數的基準是使用適用於特定參數分析或統計方法；</p> <p>(d) 選定的大地工程及設計參數之基準為提交時可用的所有資料；</p> <p>(e) 原始設計基礎和大地工程設計參數假設中考慮施工、廢棄物處置作業以及自然和工程系統之間的相互作用；</p> <p>(f) 監測、試驗和實驗方法適合於時間、空間、解析度和技術方面的各個參數之性質；</p> <p>(2) 此計畫包含足夠的計畫關於現地監測地下設施的熱力學反應，持續至永久封閉。並符合以下要求：</p> <p>(a) 美國能源部將使用以功能為基礎的方法進行選擇監測和分析的現地熱力學反應參數；</p> <p>(b)證實選定的現地熱力學反應參數清單是合理且完整；</p> <p>(c) 所選定之現地熱力學反應參數的基準是使用適用於特定參數分析或統計方法；</p> <p>(d) 選定的現地熱力學反應參數的基準為提交時可用的所有資料；</p>

<p>(f) 確認監測、試驗或實驗方法適用於每個現地熱力學反應參數，美國能源部將對其進行監測和分析。</p> <p>(3) 審核是否提供了足夠的監控程序，以便根據設計假設監測和評估地下條件。特別注意：</p> <p>(a) 審核功能確認計畫包含量測和觀測與原始設計基準和假設進行比較的規定。並評估其充分性；</p> <p>(b) 審核功能確認計畫是否包含確定對設計或施工方法進行修改的必要條件，如果量測和觀測結果與原始設計基準和假設之間有顯著差異。評估這些程序的充分性；</p> <p>(c) 審核功能確認計畫是否包含規定量測和觀測以及原始設計基準和假設之間的重大差異，並建議進行修改。評估這些計畫的充分性。</p>	<p>(e) 原始設計基礎和現地熱力學反應參數的假設中考慮了施工、廢棄物處置作業或自然和工程系統之間的相互作用；</p> <p>(f) 監測、試驗和實驗方法適合於時間、空間、解析度和技術方面的各個參數之性質。考慮儀器的可靠性和更換要求。</p> <p>(3) 根據設計假設設立一個監測程序評估地下條件。符合以下要求：</p> <p>(a) 量測和觀測與原始設計基準及假設進行比較的規定，以確保測量 and 觀察結果與原始設計基礎和假設之間存在顯著差異；</p> <p>(b) 如果存在顯著差異，則其中包含對設計或施工方法進行修改的必要條件；</p> <p>(c) 測量和觀察之間的顯著差異以及原始設計基礎和假設，建議變更的規定需符合 10 CFR 63.73 規定的缺陷報告之要求。</p>
<p>三、符合設計試驗要求，包括：</p> <p>(1) 確認功能確認計畫除了廢棄物包件之外，提供足夠的程序來試驗設計中使用的工程系統和組件。特別注意：</p> <p>(a) 評估設計或假定在永久封閉後作為障壁的系統和組件選定的方法之充分性，並進行監測和試驗；</p> <p>(b) 審核選定的工程系統和組件之清單是否合理和完整；</p> <p>(c) 確認監測、試驗或實驗方法適用於美國能源部將監測或試驗的每個工程系統或組件；</p> <p>(d) 審核選定的工程系統和組件所預期的設計基礎是否合理。</p> <p>(2) 審核美國能源部是否包含廢棄物包件、母岩、未飽和區和飽和區域水</p>	<p>三、設計試驗功能確認計畫符合為此計畫設立的要求，如：</p> <p>(1) 功能確認計畫確定了設計試驗程序。此程序符合以下要求：</p> <p>(a) 將試驗的工程系統和組件使用基於功能的方法進行選擇；</p> <p>(b) 功能審查發現證實所選定之清單是合理且完整；</p> <p>(c) 試驗方法適合於在時間、空間、解析度和技術方面被試驗的特定工程系統或組件。；</p> <p>(d) 對預期的設計基礎之估計中考慮了廢棄物處置作業和自然及工程系統之間的相互作用之影響。</p> <p>(2) 廢棄物包件、母岩、未飽和區和飽和區域水以及設計中使用的其他工程系統和組件的熱相互作用影響包含</p>

<p>的熱相互作用效應，以及設計試驗程序中的其他工程系統和組件。特別注意：</p> <p>(a) 評估設計試驗程序中熱相互作用效應的選擇方法是否合適；</p> <p>(b) 審核熱相互作用效應之清單合理且完整；</p> <p>(c) 確認監測、試驗或實驗方法的適用性，美國能源部將監測或試驗；</p> <p>(d) 確認所選定熱相互作用效應之預期設計基礎是合理的。</p> <p>(3) 審核設計中使用的測試工程系統和組件之時間表是否足以滿足設計試驗程序的要求；</p> <p>(4) 確認美國能源部執功能確認計畫提供了足夠的試驗程序，以評估回填處置作業和壓實程序對設計要求的有效性。特別注意：</p> <p>(a) 評估設計試驗程序中用於選擇的方法是否合適；</p> <p>(b) 確認選定的回填處置作業和壓實程序之清單合理完整；</p> <p>(c) 審核監測、試驗或實驗方法是否適用，美國能源部將進行監測或試驗；</p> <p>(d) 確認選定的回填處置作業和壓實程序的預期設計基礎是合理的。</p> <p>(5) 審核是否提供足夠的試驗程序，以便封閉之前評估鑽井、豎井和運輸坡道密封的有效性。特別注意：</p> <p>(a) 評估設計試驗程序中全面封閉之前，選定的方法是否足以評估其有效性；</p> <p>(b) 確認試驗程序在全面封閉前評估鑽井、豎井和運輸坡道密封的有效性是合理和完整的；</p> <p>(c) 審核監測、試驗或實驗方法是否適用於試驗程序，以評估其有效性；</p>	<p>在設計試驗程序中。此程序符合以下要求：</p> <p>(a)將使用以功能為基礎的方法進行試驗；</p> <p>(b) 功能審查發現證實選定之清單是合理且完整；</p> <p>(c) 試驗方法在時間、空間、解析度和技術方面的具體熱相互作用效應是適用的；</p> <p>(d) 預期的功能範圍的估計中考慮廢棄物處置作業和自然及工程系統之間的相互作用之影響。.</p> <p>(3) 設計試驗程序要求在設計中包含回填時，在現地試驗中可以證明對設計要求的有效性。</p> <p>(4) 確定回填材料、分級和安置密度等試驗要求時，考慮回填對長期健康和安全性的重要性。特別注意：</p> <p>(a)將採用以功能為基礎的方法來選擇回填安置和壓實程序；</p> <p>(b) 功能審查發現證實選定的清單合理完整；</p> <p>(c) 試驗方法適合於在時間、空間、解析度和技術方面進行試驗。；</p> <p>(d) 預期的設計基礎之估計中考慮廢棄物處置作業和自然和工程系統之間的相互作用的影响。</p> <p>(5) 設計試驗程序要求在完全封閉之前，在試驗中證明鑽井、豎井和運輸坡道密封的有效性。特別注意：</p> <p>(a) 選擇完全封閉之前評估鑽井、豎井和運輸坡道密封有效性的試驗程序；</p> <p>(b) 功能審查發現證實，完全封閉之前評估鑽井、豎井和運輸坡道密封有效性試驗計畫是合理且完整；</p> <p>(c) 時間、空間、解析度和技術方面，試驗方法適用於特定的試驗程</p>
---	---

<p>(d) 確認選定的試驗程序之預期設計基準是在全面封閉之前評估鑽井、豎井和運輸坡道密封的有效性是合理的。</p>	<p>序，以評估鑽井、豎井和運輸坡道密封在完全封閉之前的有效性；</p> <p>(d) 預期設計基準的估計中考慮了廢棄物處置作業的影響，以及在完全封閉之前評估鑽井、豎井和運輸坡道密封的有效性之試驗程序。</p>
<p>四、符合廢棄物包件監測和試驗要求，包括：</p> <p>(1) 確認美國能源部執行功能確認計畫提供一個適當的程序，用於監測地質處置場運轉區的廢棄物包件之狀態。特別注意：</p> <p>(a) 評估對材料、設計、結構、製造和檢驗方法進行監測和測試廢棄物包件，驗證是否具有代表性；</p> <p>(b) 審核廢棄物包件環境將監測和測試處置環境之代表性並與安全操作保持一致；</p> <p>(c) 確認監測和評估的環境條件包含描述那些水化學；</p> <p>(d) 審核監控和試驗包含封閉焊接的評估、加工產生的缺陷和加工後的損壞，特別是處置運轉過程中可能發生的損壞；</p> <p>(e) 驗證程序在技術上是可行的，考慮到所提出的方法是否合適和可行，並且要使用的感測器和設備能夠在處置場運轉期間內能夠維持當前的環境條件或可置換。</p> <p>(2) 確認美國能源部執行功能確認計畫提供適用於廢棄物包件內部狀況的實驗室試驗程序。特別注意：</p> <p>(a) 審核程序和計畫是否提供確認廢棄物包件功能評估模式和假設所需的資料；</p> <p>(b) 確認腐蝕監測和試驗包含使用腐蝕試樣。</p>	<p>四、廢棄物包件監測和試驗功能確認計畫符合為此計畫設立的要求，如：</p> <p>(1) 功能確認計畫建立一個監測和試驗地質處置場運轉區廢棄物包件狀態的程序：</p> <p>(a) 廢棄物包件將在材料、設計、結構、製造和檢驗方法方面進行監測和試驗；</p> <p>(b) 廢棄物包件環境將進行監測和試驗為典型的處置環境，並與安全作業保持一致；</p> <p>(c) 監測和評估的環境條件，包含描述那些水化學之情況；</p> <p>(d) 監控和試驗包含封閉焊接的評估、加工產生的缺陷和加工後的損壞，特別是處置作業過程中可能發生的損壞；</p> <p>(e) 程序在技術上是可行的，考慮到所提出的方法是否合適和可行，並且要使用的感測器和設備能夠在處置場運轉期間內能夠維持當前的環境條件或可置換。</p> <p>(2) 功能確認計畫建立一個計畫，此計畫重點於廢棄物包件內部條件的實驗室試驗：</p> <p>(a) 提供設計廢棄物包件所需的資料，並確認功能評估模式和假設；</p> <p>(b) 腐蝕監測和試驗包含使用腐蝕試樣。</p> <p>(3) 廢棄物包件程序的時間表需要在可行的情況下盡快開始監測和試驗。</p>

(3) 確認廢棄物包件監測和試驗程序的時間表滿足此類程序的要求。	監測和試驗將一直持續到到永久封閉階段。
----------------------------------	---------------------

4.2.3 審查發現

美國核管理委員會工作小組審查了安全分析報告以及其他支援執照申請的資料，並滿足「功能確認計畫」的要求。特別是工作小組發現合理的保證將會進行可接受的功能確認計畫，以評估支持授權執照的資訊是否足夠。美國核管理委員會工作小組發現有關功能確認計畫的一般性要求包含以下幾點：

- (1) 功能確認計畫將提供資料，以說明：(i) 實際地下條件和施工過程的變化，以及廢棄物處置在執照審查中假定的限度內；(ii) 設計或假定在永久封閉後作為障壁之天然和工程系統及組件按預期的狀況運作；
- (2) 功能確認計畫將包含現地監測、室內和現地試驗以及適當的現場試驗；
- (3) 功能確認計畫在場址特徵化期間開始，並將持續到永久封閉；
- (4) 執行功能確認計畫將執行：(i) 不會對處置場之地質和工程的功能產生不利影響；(ii) 提供關於可通過場址特徵化、施工及運轉而改變的地質環境之參數和自然過程的充分基準資訊；(iii) 監測和分析可能影響地質處置場功能參數之基準條件變化；(iv) 監控設計或假定在永久封閉後作為障壁的自然和工程系統及組件。

美國核管理委員會工作小組發現的大地工程和設計參數包含以下幾點：

- (1) 將在處置場施工和運轉期間進行適當的測量、試驗和地質測繪的持續計劃，以確定與地質環境有關的大地工程及設計參數(包含自然過程)；
- (2) 將進行充足的程序關於監測或試驗設計或假定在永久封閉後作為障壁的自然系統及組件，以確保其按預定和預期營運；
- (3) 足夠的程序來監測地下設施的熱力學反應，並將持續進行至永久封閉；
- (4) 將根據設計假設進行適當的監測計劃，以監測和評估地下條件。監視程序如下：(i) 將測量和觀測與原始設計基礎和假設進行比較；(ii) 如果測量和觀測與原始設計基礎和假設之間存在顯著差異，則確定需要對設計或施工方法進行修改；(iii) 報告中測量和觀測與原始設計基礎和假設之間的顯著差異，對健康和安全的重要的影響，並建議對委員會進行修改。

美國核管理委員會工作小組發現的設計試驗包含以下幾點：

- (1) 將進行充足的試驗工程系統和組件程序；
- (2) 將對設計中使用的廢棄物包件、母岩、未飽和區和飽和區域水，以及其他工程系統及組件之熱相互作用效應進行足夠的評估程序；
- (3) 試驗將在施工初期或發展階段開始；
- (4) 永久性回填安置開始之前，回填安置和壓實程序將根據設計要求進行試驗；
- (5) 鑽井、豎井和運輸坡道密封的有效性將在全面封閉前進行試驗。

美國核管理委員會工作小組發現廢棄物包件的監測和試驗包含以下幾點：

- (1) 將在地質處置場運轉區域進行足夠的監測和試驗廢棄物包件狀況程序。廢棄物包件將為典型的處置方式進行處置，環境將為典型的處置環境；
- (2) 廢棄物包件的監測和試驗程序將包含著重於廢棄物包件內部條件之適當的實驗室試驗。實驗室試驗將在可行的範圍內複製處置廢棄物包件的環境；
- (3) 廢棄物包件監測程序將持續至永久封閉之前。

4.3 品質保證計畫

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

4.3.1 審查範圍

審查委員將審查 10CFR 63.21(c)(20)所規定的資訊，以確定符合 10CFR 63.21(c)(20)與 10CFR 第 63 部子部 G(10CFR 63.141-144)的規定。

- (1) 品質保證組織；
- (2) 品質保證計畫；
- (3) 設計管制；
- (4) 採購文件管制；
- (5) 指令、程序、及設計圖；
- (6) 文件管制；
- (7) 採購材料、設備、及服務的管制；
- (8) 材料、零件、及組件的識別與管制；
- (9) 特殊製程的管制；
- (10) 檢驗；
- (11) 試驗管制；

- (12)量測與試驗設備的管制；
- (13)裝卸、貯存、及運送；
- (14)檢驗、試驗、及運轉狀態；
- (15)不合格材料、零件、及組件；
- (16)改正行動；
- (17)品質保證紀錄；
- (18)稽查。

4.3.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
<p>應照下列項目執行審查。</p> <p>將以雅卡山審查計畫所闡明的接受準則與雅卡山審查計畫所包括的文件和主張，來審查品質保證方案每一要點的說明。被指派的高放射性廢棄物分組品質保證審查委員，將負責協調其他高放射性廢棄物分組的審查委員，以驗證他們已經記載品質保證方案所涵蓋結構、系統、及組件和障壁所闡明的可接受度(例如，闡明這些結構、系統、及組件和障壁典型地彙整成一個清單，通常稱為 Q-清單)。進一步而言，假若採用分級的品質保證過程，指派的審查委員將負責協調其他高放射性廢棄物分組的審查委員，以驗證他們已經記載用以支持分級品質保證過程的安全風險顯著性分類過程的可接受度。</p> <p>假若有必要，高放射性廢棄物分組將處理向美國能源部所提出必要的額外資訊要求，並將回覆的資訊與適當的分組協調以決定其接受與否。品質保證方案的修訂必須接受審查，以確保此項修訂至少不會使以前所核准的品質保證方案劣化。在確定此項修訂的</p>	<p><u>一般接受準則</u></p> <p>在下列介紹性段落的準則與 18 項編號的接受準則，是基於符合 10CFR 第 21 部、63.21(c)(20)、63.44、63.73、以及 63.141-144 等與品質保證方案有關法令的相關規定。</p> <p>美國能源部品質保證方案說明文件必須說明要如何滿足 10CFR 63.142 適用的規定。品質保證方案與有關執行措施的品質保證方案管制和執程序，必須在措施開始執行前即應備妥。</p> <p>美國能源部斷言符合或提供某一特別規定，這樣做並不足夠。在執照申請文件中所提報品質保證方案的說明，以及後續品質保證方案的任何修訂，必須闡明負責符合特別規定的個人職位與組織，以使審查委員了解美國能源部預期符合具體規定的過程，以及遵照此過程是否會導致符合規定。定義一項過程應包括建立權力、授予責任、以及發布指令和程序。</p> <p>美國能源部必須針對下列項目建立品質保證方案：場址特性調查；試樣與數據的取得、管制、及分析；試驗與實驗；科學研究；設施與設備的設計</p>

可接受度時，亦須考量所修訂範圍內目前的法規主張。在審查過程中，審查委員的判斷必須針對所提報資料所做的評估。

品質保證方案的可接受度，依照下列審查程序加以評估：

- (1) 品質保證方案的說明必須被詳細審查，以確認 10 CFR 63.142 的準則均有解決(藉由品質保證方案說明如何達成適用的準則)，且確認是否有適當的承諾以符合雅卡山審查計畫的文件與主張。品質保證方案的說明應被審查，以驗證美國能源部要達成品質保證準則與承諾的方法是可以被接受的；
- (2) 應評估用以履行 10CFR 63.142 所採行的措施，以確認有管理支援存在；
- (3) 應審查執行品質保證性能人員的任務與權責，以驗證其具有足夠的獨立性來有效地執行這些性能；
- (4) 基於：(i) 審查執照申請文件所提報的資訊與後續品質保證方案的任何修訂；(ii) 與美國能源部的開會討論；(iii) 對現行品質保證方案的評估；及 (iv) 檢驗的結果，因此判定並記載於安全審查報告，美國能源部遵照一份有效的品質保證方案，能夠履行其品質保證的責任；且
- (5) 審查方案承諾與如何符合承諾的說明、組織的安排、以及達成品質保證的能力，應可獲得有關方案可接受度的結論。

此項審查將確認承諾與如何履行承諾的說明，在必要的範圍內，是客觀的且用可以檢驗的條款聲明。

與建造；設施運轉；性能確認；永久封閉；以及地面設施遵照 10CFR 63.21(c)(20)與 63.142 規定的除污與拆除。在美國能源部品質保證方案所包含的適用條款，必須納入主要包商在其適用的工作範圍有關的品質保證方案。美國能源部的品質保證方案必須說明如何符合 10CFR 63.142 所規定的每一項準則。而且，假若美國能源部選擇採用分級品質保證方案，則必須闡明每一項品質保證方案要點的具體分級品質保證管制。接受準則 1-18 的編組反映 10CFR 63.142 所規定的 18 項準則。

美國能源部必須對直至在地質處置場接收高放射性廢棄物進行處置時所有的措施建立品質保證方案。這些措施包括場址特性調查；試樣與數據的取得、管制、及分析；試驗與實驗；科學研究；設施與設備的設計與建造；以及性能確認。在適當的時機，將修訂雅卡山審查計畫，以包括設施運轉、永久封閉、以及地面設施的除污與拆除。美國核管會的官員應確認雅卡山審查計畫的範圍有涵蓋審查中美國能源部品質保證方案所說明的這些措施。經美國能源部核准，提報給美國核管會的品質保證方案說明與應用之措施範圍，可能在品質保證方案與雅卡山專案許可上，加上適當的條件。

接受準則包括要符合雅卡山審查計畫所列的文件與主張。當適當時，品質保證方案的說明可以參考引用符合雅卡山審查計畫所闡明文件某一條款所作的承諾，而不必在品質保證方案中重複文件的文辭。例如，美國能源部

對於其品質保證方案有關紀錄章節的說明，可以顯示遵照雅卡山審查計畫本節(2.5.1)在接受準則 17 所標明的 NQA-1-1983 與例外，就可以了。在某些情況下，當品質保證方案說明的章節參考引用其他文件(例如，NQA-1-1983)作為承諾時，可能也需要額外的文辭說明，因為在所引用的參考文件中可能沒有述及雅卡山審查計畫章節中的某些條款。因此，承諾為品質保證方案說明與規定的整體之一部分。對於這些在雅卡山審查計畫所列接受準則、文件、及主張，美國能源部只要能夠證明其可滿足 10CFR 第 63 部所規定的品質保證方案，則可以採用例外與替代方案。高放射性廢棄物分組的審查，容許彈性的定義方法與管制，但是仍然滿足相關的法規。

特定的接受準則

接受準則 1

負責品質保證方案的組織要點是可以接受的，只要：

- (1) 整個品質保證方案的責任仍由美國能源部保留並履行；
- (2) 美國能源部闡明並說明於建立與執行品質保證方案時有關工作的委派或工作的任何部分至其他組織；
- (3) 當美國能源部品質保證方案的主要部分是委派時；
- (4) 在美國能源部與主要包商間的品質保證措施，存在有清晰的管理控制與有效的溝通管道，以確保正確的管理、指示、及執行品質保證方案；
- (5) 組織圖清楚闡明所有場址內與場址外執行品質保證方案所認定的組織要點、工程、維護和封閉前(運轉)、修改、拆除、等；責任範圍；以及說明

	<p>確定品質保證組織包括檢驗官員的規模之基礎；</p> <p>(6) 美國能源部(與主要的包商)對組織圖上所標註的每一組織要點說明其品質保證責任。執行對安全或廢棄物隔離重要的個人職位與組織權責應清楚建立並明文規定；</p> <p>(7) 美國能源部(與主要的包商)闡明一項管理職位，以承擔所有的權力與直接責任，來定義、指示、及負責整體品質保證方案的有效性。此項職位具有下列特性：</p> <p>(8) 驗證符合既有規定的工作是由品質保證組織內且沒有直接負責執行欲驗證的工作的個人或群組來執行，或是由在品質保證觀念與實踐領域受訓合格且獨立於負責執行任務的組織之外的個人或群組來執行。</p> <p>(9) 執行品質保證性能的個人或組織具有直接聯繫管理階層，以確保闡明品質問題的能力；經由指定管道啟動、建議、或提供解決方案；以及驗證解決方案的執行；</p> <p>(10) 闡明在組織內具有上述權力的組織與職位名稱，並提供清晰的權責範圍；</p> <p>(11) 被指派的品質保證人員，應充分免除經費/時程的直接壓力，明文授權以停止令人不滿意的工作，並管制進一步處理、運送、安裝、或使用不合格的材料，直接正確處置不合格、缺失、或不滿意條件，直至完成。</p> <p>(12) 闡明在組織內具有停工權力的職位；</p> <p>(13) 由於品質保證人員與其他部門代表間不同的意見，導致有關品質的爭議，必須建立解決此項爭議的條款；</p>
--	--

(14) 指派的品質保證人員參與對安全具有重要性或對廢棄物隔離重要的每日設施措施。例如，品質保證組織例行出席參與每日工作時程與狀態會議，以確保掌握每日的工作任務。有適當的品質保證涵蓋有關的程序與檢驗管制、接受準則、以及品質保證員額和人員資格，以執行品質保證任務；

(15) 有關執行品質保證方案的政策應記載並強制執行。這些政策應由美國能源部民用放射性廢棄物管理署層級所建立；及

(16) 假若美國能源部或其主要包商的品質保證組織架構有闡明一個人職位，於建造場址或地質處置場運轉區，負責督導管理現場的品質保證方案，則必須在品質保證方案中闡明此職位的控制機制。這些控制機制必須確保指派至此職位的個人具有：(i) 在組織架構內的適當層級，(ii) 闡明其職責，及(iii) 行使對品質保證方案正確管制的權力。這些控制機制也必須確保此一個人免除非品質保證的任務，因此，其可全心全力確保在處置場場址的品質保證方案被有效地執行。

接受準則 2

有關於品質保證方案的措施是可以接受的，只要：

- (1) 品質保證方案的範圍包括：
- (2) 提出美國能源部民用放射性廢棄物管理署品質保證政策的一份簡短摘要。並闡明對每一政策聲明負責的組織群體或個人職位；
- (3) 建立條款以確保執行品質保證方案所必要的會影響品質的程序是：(i) 與品質保證方案的承諾和企業政策一

	<p>致；(ii) 被正確地記載與管制；及(iii) 經由政策聲明或由負責官員簽署的香等文件作為強制命令；</p> <p>(4) 品質保證組織審查且文件經由這些品質有關的程序所同意；</p> <p>(5) 在受品質保證方案影響的措施啟動前，應提報主要包商的影響品質程序管制與程序管制的修訂，供申請者以記載的合約來進行審查；</p> <p>(6) 備有通報美國核管會的條款，以遵照 10CFR 63.144 審查與認可已接受品質保證方案說明的修訂。對美國核管會已經核准品質保證方案的修訂，必須遵照 10CFR 63.144 適用的規定進行處理，且美國能源部品質保證方案文件的修訂版應函送美國核管會；美國能源部應告知高放射性廢棄物分組有關品質保證方案中組織要點的修訂，當可能時，於公告後 30 日之內。</p> <p>(7) 美國能源部(與其主要包商)承諾遵照：(i) 10CFR 63.44、63.73、及 63.141-144 的規定；與(ii) 雅卡山審查計畫要求的文件和法規主張以及在接受準則中所包括的任何例外。而且美國能源部(與其主要包商)承諾遵照品質保證方案來執行 10CFR 63.73 與 10CFR 第 21 部所訂商業級品項專案認證措施。</p> <p>品質保證組織與必要的技術組織應在品質保證方案定義階段及早參與，以評估並闡明對廢棄物隔離重要的具體結構、系統、及組件和障壁需要應用品質保證的範圍。</p> <p>(8) 分級品質保證過程：假若採用品質保證的分級應用時，美國能源部需要合理說明，並由美國核管會的審查委員所接受。所謂分級品質保證方案是</p>
--	--

	<p>依照其對安全具有重要性或對廢棄物隔離重要的比例之品項或措施，分別採用適合其比例的品質保證措施與管制。必須適當說明應用分級品質保證管制的分級方法。</p> <p>品質保證方案應基於品項與措施的安全/風險顯著性，來闡明對安全具有重要性或對廢棄物隔離重要的品項與措施以及其重要程度。高安全風險顯著性的品項與措施應具有高階的管制(例如，全面適用品質保證管制)，而較低安全風險顯著性的品項與措施可能具有減低品質管制的應用。然而，美國核管會可以對所有的品項與措施，選擇應用最高階的品質保證管制。</p> <p>假若美國能源部決定採用分級品質保證管制，則其品質保證方案必須說明分級品質保證過程的各種不同要點。有關分級品質保證過程的措施包括：</p> <p>(9) 既有或擬議的品質保證程序需闡明反映雅卡山審查計畫所述的文件與法規主張。在 10CFR 第 21 部與 63.73 的規定以及 10CFR 63.142 的每一項準則必須由記載的程序來符合。此外，執行受 10CFR 63.73 所管制的措施與執行受 10CFR 第 21 部所管制商業級品項專案認證措施，均必須符合品質保證方案適用的條款；</p> <p>(10) 說明強調將如何正確執行登錄在案的品質保證方案之說明管制，尤其是 10CFR 63.21(c)(20)、63.44、63.73、及 63.141-144 的規定與雅卡山審查計畫所包括的文件與管制主張；</p> <p>(11) 說明管理階層(比品質保證組織更高或其外)如何定期評估品質保證方案的範圍、狀態、及合適性與其符合 10CFR 第 63 部子部 G。這些評估應包</p>
--	--

	<p>括：(i) 藉由報告、開會、稽查、監督、及觀察經常審查方案的狀態；與(ii) 執行事前規劃記載具有闡明與追蹤改正行動的年度評估；</p> <p>(12) 在美國核管會核發執照前即已啟動的品質相關措施(例如，設計與採購)，遵照 10CFR 第 63 部子部 G 的規定以美國核管會所核准品質保證方案進行管制。在措施啟動前即應備有核准的程序與足夠多的訓練有素人員以執行品質保證方案適用的部分；</p> <p>(13) 提報摘要說明在任何解除主要包商措施期間，如何將品質相關措施的責任與管制由主要包商轉移至美國能源部；</p> <p>(14) 包括一項規定對於封閉前的運轉以建立任何額外的品質保證方案條款，以及建立應在啟動措施開始前與啟動試驗執行的此類條款；</p> <p>(15) 對下列各項備供確認：(i) 對於在封閉前所發生的任何設計或現場變更或建造措施，承諾持續執行品質保證方案；與(ii) 在現場變更或建造措施後，在封閉前期間承諾將持續應用試運轉試驗方案或可接受的替代方案；</p> <p>(16) 建立灌輸、訓練、及認證方案，使得：</p> <p>(17) 已經建立準備好審查方案且備有程序以確保該方案在適當的主要時機點上被執行以補充檢驗方案；及</p> <p>(18) 建立有條款藉由矩陣系統或替代方案以有效證明 10CFR 63.142 的每一項準則均被正確記載、說明、及由執行程序與/或指引述及。</p> <p>接受準則 3</p> <p>有關於設計管制的措施是可以接受的，只要：</p>
--	--

	<p>(1) 設計管制方案的範圍包括準備與審查設計文件有關的設計措施，包括正確解釋適用的法令規定與設計基準至設計、採購、及程序文件。在此範圍內所包括的措施如現場設計工程；物理、地震、應力、熱傳、及水力分析；輻射屏蔽；材料的兼容性；檢驗與試驗接受準則的說明；安全分析報告的事故分析；相關的計算機軟體；易於除污的特徵；合適性；在服務期間檢驗、維護、及修理的可達性；以及品質標準；</p> <p>(2) 「設計」一詞包括規格；設計圖；設計準則；設計基準；封閉前結構、系統、及組件性能規定；以及處置場系統的天然與工程障壁。其亦包括每一設計發展階段的輸入與輸出。設計資訊與設計措施也是指數據收集與分析和用以支持設計發展與驗證的計算機軟體。設計資訊與措施包括一般計畫與詳細的程序已進行數據收集與分析以及相關的資訊，例如試驗與分析結果。數據分析包括起始步驟、數據歸納、以及廣泛的系統分析，此針對個別參數結合其他的數據與分析。</p> <p>(3) 設計管制方案提供將適用的法令規定與設計基準正確解釋進入設計、採購、及程序文件；</p> <p>(4) 建立措施以確保適用的法令規定、設計基準、及經由場址特性調查階段的措施對結構、系統、及組件和軟體等支援安全或廢棄物隔離性能所發展的設計特徵，均正確地解釋進入規格、設計圖、指令、及計畫；</p> <p>(5) 建立設計管制措施並應用於：(i) 對安全具有重要性結構、系統、及組件的設計；(ii) 對廢棄物隔離重要的工</p>
--	--

	<p>程與天然障壁；(iii) 說明地質環境與數據收集和分析措施的計畫以產生有關處置場設計的資訊，以供申請執照與性能確認；以及(iv) 此種措施所採用的計算機軟體。這些設計措施必須應用至設計輸入、輸出、及場址特性調查措施以及性能確認措施；</p> <p>(6) 說明組織責任以進行準備、審查、核可、及驗證設計文件例如系統說明、設計輸入與準則、設計圖、設計分析、相關的計算機軟體以支援安全或廢棄物隔離性能、規格、以及程序；</p> <p>(7) 在核可設計文件，包括設計方法(例如支援安全或廢棄物隔離性能的計算機軟體)，的錯誤與缺失可能嚴重影響對安全具有重要性或對廢棄物隔離重要的結構、系統、及組件，均已經記載並採取措施以確保所有的錯誤或缺失均已經糾正；</p> <p>(8) 闡明正是記載偏離規定的品質標準，並建立程序以確保其管制；</p> <p>(9) 建立內部與外部設計界面管制、程序、以及參與設計組織和跨越各技術專業間的溝通管道，並說明以供審查、核准、公布、分發、及修訂有關設計界面的文件，以確保結構、系統、及組件在幾何上、性能上、以及和過程與環境都是兼容的；</p> <p>(10) 建立並說明程序規定以執行記載的檢驗來驗證尺寸的準確度和設計圖與規格的完整性；</p> <p>(11) 建立並說明程序，規定設計圖與規格須經品質保證組織審查以確保文件是：(i) 遵照美國能源部程序撰擬、審查、及核准；與(ii) 包含必要的品質保證規定例如檢驗與試驗規定，接受</p>
--	--

	<p>規定、以及至何種範圍的檢驗與試驗結果必須加以記載；</p> <p>(12) 建立並說明指引或準則已決定設計驗證的方法；</p> <p>(13) 建立並說明程序，供設計驗證措施；</p> <p>(14) 假若設計驗證方法僅是試驗而已，則須包括其他規定；</p> <p>(15) 有關於科學調查的規定；</p> <p>(16) 模式的發展與用以驗證的方法必須規劃、管制、以及記載。建立模式驗證的程序；</p> <p>(17) 建立程序以確保支援安全或廢棄物隔離性能的認證過計算機軟體是合格使用於設計。</p> <p>(18) 取樣：對結構、系統、及組件和障壁以及與此相關的措施例如檢驗與商業級品項專案認證措施，取樣計畫的基礎包括任何支援分析，規定必須記載。下列各項應用於取樣計畫的使用：(i) 使用於高安全風險顯著性的措施之取樣計畫預期使用的準則為提供95%的信賴度在該批量中僅有5%的缺陷品項(95/5)；(ii) 對於低安全風險顯著性的措施可以使用減低的取樣計畫；及(iii) 取樣的批量基本上是均質的。</p> <p>(19) 設計規格的變更，包括現場變更，應受制於原始設計適用的相同設計管制；</p> <p>(20) 備有措施以確保可能影響其任務性能的設計變更/修訂，有通知到負責處置場的現場人員；</p> <p>(21) 說明 10CFR 63.44 適用的變更管制規定；以及</p> <p>(22) 建立程序說明使用於設計的數據審查與認證方法。當此數據收集時，</p>
--	---

	<p>沒有完全執行 10CFR 第 63 部品質保證方案[NUREG-1298]。</p> <p>(23) 建立程序說明使用專家引進。該程序符合 NUREG-1563，在高放射性廢棄物方案中使用專家引進的分組技術主張；以及</p> <p>(24) 建立程序說明使用同儕審查。</p> <p>接受準則 4</p> <p>有關採購文件的管制措施是可以接受，只要：</p> <p>(1) 建立程序用以審查採購文件，以決定有正確說明品質規定，且可檢驗、可管制；具有適當的接收與拒絕準則；且採購文件已經遵照品質保證方案的規定進行撰擬、審查、及核准。在必要的範圍之內，採購文件應規定包商與分包商提報一份可接受的品質保證方案。在採購文件中所述品質規定合適性的審查與記載的同意，是由在品質保證實踐與概念經訓練且認證合格的人員獨立執行；</p> <p>(2) 建立程序以確保採購文件包括包商將執行工作的聲明並闡明其規定，例如：(i) 適用的法令、設計、技術、行政管理、以及報告規定；(ii) 設計圖；(iii) 規格；(iv) 規則與工業標準；(v) 試驗與檢察及驗收規定；(vi) 採購者訪問稽查或檢驗；(vii) 擬提報給採購者或由供應商保留的文件識別(包括任何保留期限)；(viii) 不合格品項的報告與處置規定；以及(ix) 應由供應商遵守的特殊處理指令；以及</p> <p>(3) 說明組織責任，以：(i) 採購規劃；(ii) 撰擬、審查、核准、以及管制採購文件；(iii) 選擇供應商；(iv) 審標；(v) 在啟動受方案影響的措施前，</p>
--	--

	<p>審查並同意供應商的品質保證方案。說明品質保證組織的參與。</p> <p>接受準則 5</p> <p>有關於指令、程序、及設計圖的措施是可以接受的，只要：</p> <p>(1) 說明組織的責任，以確保影響品質的措施是：(i) 以記載的指令、程序、及設計圖描述；與(ii) 藉由執行這些文件來達成；</p> <p>(2) 建立程序以確保指令、程序、及設計圖包括定量的與定性的接受準則，以確定重要的措施已經令人滿意地達成；以及</p> <p>(3) 建立程序以管制在場址特性調查與性能確認中與試探調查有關的現場或實驗室程序變更，以確保此項變更被後續記載並及時由權責人員所核准。</p> <p>接受準則 6</p> <p>有關於文件管制的措施是可以接受的，只要：</p> <p>(1) 說明文件管制方案的範圍並闡明受管制文件的類型。受管制的文件最少包括設計文件，包括發展用來支援安全或廢棄物隔離性能計算機軟體有關的文件；採購文件；對於像製造、建造、修改、安裝、試驗、及檢驗等措施的指令與程序；竣工文件；品質保證與品質管制手冊和影響品質的程序；安全分析報告；不合格/缺失報告；及改正行動報告，以及在此文件所做的變更；</p> <p>(2) 建立說明程序來審查、核准、及頒發文件與在文件的變更，以確保技術適當性與在執行前包括適當的品質規定。品質保證組織或是產製文件外的另一個人，但是經品質保證認證合</p>
--	--

	<p>格，審查並同意這些文件中有關品質保證的事項；</p> <p>(3) 建立程序以確保文件的變更有經執行起始審查與核准相同的組織所審查與核准，或是由美國能源部所委派其他認證合格的負責組織來審查與核准；</p> <p>(4) 建立程序以確保在開始工作前，於將執行措施的地點即有可用的文件；</p> <p>(5) 建立並說明程序以確保在工作區域及時將過時或被取代的文件移除，並被適用的修訂版取代；</p> <p>(6) 建立一份主要清單或相等的文件管制系統以闡明指令、程序、規格、設計圖、以及採購文件目前的修訂版。當採用此種清單時，必須將其更新並分發至事先決定的負責人員；</p> <p>(7) 建立並說明程序以提供準備竣工圖與相關的文件，以及時的方式正確反映實際的處置場設計；以及</p> <p>(8) 維護、修改、及檢驗程序是經由具有品質保證專業知識的認證合格人員(通通常是品質保證組織)所審查，以確定：(i) 需要檢驗、檢驗人員的身分識別、以及檢驗結果的文件；與(ii) 已經有闡明必要的檢驗規定、方法、以及接受準則。</p> <p>接受準則 7</p> <p>管制物質、設備及服務採購有關的活動是可接受的，只要：</p> <p>(1) 組織責任的描述包括管制購買的材料、設備，支持安全或廢棄物隔離性能的軟體，以及包括設計、採購及品質保證組織間介面的服務；</p> <p>(2) 確認供應商的活動，如製造、檢驗(inspection)、測試(test)過程及材料、設備運送活動，以及品質保證組織依據</p>
--	--

	<p>書面程序以確保組件符合採購要求等之規劃及執行。</p> <p>(3) 供應商的選擇應製成文件、建檔及保存紀錄；</p> <p>(4) 為結構、系統和組件之備件(spares)或更換零件之採購；對安全具有重要性的部份及對廢棄物隔離具有重要性的工程障壁為現行品質保證計畫、規範及標準的管制，等於或優於原來的技術要求，或排除重複缺陷的要求；</p> <p>(5) 執行接收檢驗；</p> <p>(6) 根據檢驗狀態，在分發到受管制的貯存區域或釋出以進行安裝或進一步工作之前，應識別接受及釋出的品項；</p> <p>(7) 供應商向買方提供記錄；</p> <p>(8) 商業級產品的檢證(Commercial-grade item dedication)：對於商業「現貨供應」項目，若不能以實用方式進行適當核能應用品質保證管制時，必須建立及描述特定品質的確認要求，以便採購者對可接受品項提供必要的保證；商業級產品的採購，NQA-1-1983 之補充 7S-1 第 10 節「商業級產品」、「管制採購項目及服務的補充要求」，並未適當的處理商業級產品，該導則對商業級產品提供了接受準則。美國能源部按照 10 CFR Part 21 的要求選擇購買商業級產品，並用作基本組件。品質保證方案必須提供以下內容，以確保商業級產品可執行預期的安全或廢棄物隔離性能：</p> <p>(9) 商業級產品檢證的抽樣計畫，應符合本節接受準則 3 的抽樣要求；</p> <p>(10) 供應商的符合證明(certificate of conformance)應通過稽查、獨立檢驗或</p>
--	---

	<p>測試來定期評估，以確保其有效，並將結果保持記錄備查；</p> <p>(11) 品質保證計畫描述了責任、要求的說明書及程序，所接受的服務包括接受第三方稽查及檢驗、工程及諮詢服務、安裝、維修、大修或維修工作；商業級產品的檢證及測試。接受方法可能需要一個或多個類似於以下內容的活動：(i)數據的技術確認；(ii)監視，稽查或來源檢驗；及(iii)認可供應商的認證及報告之審查；</p> <p>(12) 為了購買美國機械工程師協會法規第三節產品項目，美國核管員會認為法規認可的 NQA-1 參考版本與美國機械工程師協會法規第三節中其它品質保證、行政及報告要求之一起適用，是可以接受的。此外，亦須符合美國能源部的品質保證方案及適用條文的規定，並且必須與美國機械工程師協會法規第三節一起適用。及</p> <p>(13) 對於美國機械工程師協會法規第三節有關供應商的稽查，美國核管會的第 86-21 號信息公告及其兩項補充討論了美國核管會承認美國機械工程師學會的核能級標章(N stamp)持有人認證計畫，美國能源部應採用其中所提供的法規指引。美國能源部使用美國機械工程師協會法規第三節來稽查供應商時，應確認供應商是否能夠令人滿意地執行：(i)他們認可的美國機械工程師學會的品質保證方案(經美國能源部核准)；(ii)美國能源部採購訂單所規定的技術和品質條文；(iii)美國能源部品質保證方案的適用條款；(iv)法規的適用要求。</p> <p>接受準則 8</p>
--	--

	<p>與材料、零件及組件(包括樣品)識別(identification)及管制有關的活動是可接受的，只要：</p> <ol style="list-style-type: none">(1) 描述應包括組織責任、物理樣本的識別要求；(2) 建立程序，確保產品、軟體或樣品或可追溯紀錄中進行識別，以排除使用不正確或有缺陷的產品。(3) 對結構、系統及組件性能之安全重要的材料及零件的識別方法，應以適當文件追溯；(4) 材料、零件及組件之正確識別，是在製造、組裝、運送及安裝之前進行確認及記錄；(5) 在釋出使用或分析前，確認樣品的正確識別並製成文件；(6) 為提供產品的可追溯性(當法規、標準或規格要求時)，建立以下程序：(i) 材料的適用規格及等級；(ii) 熱、批次、批量(lot)、零件或序號；及(iii) 指定的檢驗、測試或其他記錄，如圖紙、採購訂單、偏差報告或不合格報告及其處置；(7) 分配責任及產品在長期貯存或不利條件下貯存，其識別保持程序及指令，如下：(i) 保護產品標示及識別記錄，避免於環境暴露或不利貯存條件下引起的惡化；及(ii) 恢復或更換老化或貯存條件而損壞的標示或識別記錄；(8) 分配責任，發布程序書或指令：<ol style="list-style-type: none">(i) 確認產品及其有限日程表或使用壽命週期；(ii) 建立庫存壽命(shelf life)、使用壽命(operating life)或剩餘週期(cycle remaining)的記錄；防止使用庫存壽命過期的產品；及防止進一步使
--	--

	<p>用已經達使用壽命或週期結束的產品、組件或材料；</p> <p>(9) 裝卸(handling)、貯存及運送要求；</p> <p>(10)建立管制措施，防止不正確或有缺陷物品之不經意使用，及支持安全或廢棄物隔離性能的軟件或樣品；</p> <p>(11)工作管制文件中敘明不符合品，依據本節接受準則 15 的要求，進行文件記錄、評估及隔離；</p> <p>(12)應識別及文件記錄不合格樣品的處理情況，並限於「按原樣使用」、「丟棄」或「重做」(rework); 及</p> <p>(13)關於識別及管制材料、零件及組件，美國能源部的品質保證方案其它要求亦應適用。</p> <p>接受準則 9</p> <p>與特殊製程管制相關的活動是可接受的，只要：</p> <p>(1) 應敘述決定這些特殊製程的管制標準。若特殊製程之直接檢驗是不可能的或有害的，應儘可能地提供這些製程的完整清單。特殊製程包括焊接、熱處理、非破壞檢測及化學清洗；</p> <p>(2) 組織責任，包括這些品質保證組織，敘述特殊製程、設備及人員條件或合格規定。</p> <p>(3) 與特殊製程有關的程序、設備及人員是需合格的，且應符合適用法規、標準、程序及規格；品質保證組織參與合格活動，是確保活動可以令人滿意的執行；</p> <p>(4) 應建立相關程序，為特殊製程所使用合格的程序、設備及人員，完成可接受過程的紀錄證據；</p> <p>(5) 與特殊製程有關的程序、設備及人員的合格紀錄，應予建立、建檔及隨時更新保存；</p>
--	--

(6) 當無適用法規、標準及規格提及特殊製程與科學調查有關的合格方法時，可考量以下方法：(i)儘可能進行原型測試(prototype test)，以證明製程可維持品質或生產具有品質的產品；(ii)綜合方法如同儕審查、技術審查、開發模式及測試，可合理保證製程可維持品質或生產具有品質的產品。在所有情況下，為保證特殊製程及其相關的科學調查是受到管制且經由合格人員使用核定程序而完成的。

(7) 與非破壞評估有關的特殊製程，應依據美國非破壞檢測協會之 TC-1A 之要求來執行。非破壞評估人員的證照及資格應包括性能展示作為實際檢測的一部分。第三級非破壞檢測人員換照期限為 5 年，可替代美國非破壞性試驗協會(TC-1A)所規定的 3 年換照期限。

接受準則 10

與檢驗有關的活動是可以接受的，只要：

(1) 檢驗方案範圍的敘述，應表示已經建立了一個有效的檢驗方案，用於確認產品或活動符合特定要求。方案之程序提供了判定檢驗設備準確性的要求標準及確定何時需要檢驗的標準，並定義檢驗的執行方式和時間。品質保證組織參與上述的性能；

(2) 對負責檢驗的組織進行適當的描述。執行檢驗的人員除執行或直接監督檢驗活動人員外，不直接向負責檢驗活動的直屬上司陳報。執行檢驗人員不屬於品質保證組織的成員，其檢驗程序、人員資格標準，不適當壓力(成本、時程等)的獨立性，應在活動前經品質保證組織審查及認可；

	<p>(3) 建立檢驗人員資格認定方案，記錄檢驗人員的資格及認證現況；</p> <p>(4) 建立檢驗程序、工作說明書或稽查核對表(checklist)如下：確認檢驗活動的特性；檢驗方法的敘述；依據本接收準則規定確定負責執行檢驗操作的個人或團體；接收及拒收標準；確定所需程序、圖紙、規格及版本；檢驗員或數據記錄員的身份記錄及檢驗結果；必要的量測及測試設備規格，包括準確度要求；</p> <p>(5) 建立及描述程序，在有關文件中確定強制性停留查證點，除非指定的檢驗員進行檢驗，否則不得進行工作；</p> <p>(6) 對檢驗結果之記錄及評估，其可接受性由負責的個人或團體決定；</p> <p>(7) 當與場地正常運轉相關的檢驗(例如例行維護、監視、測試)由同屬一團體但並非現場執行或直接監督檢驗工作的人員執行時，需進行以下管制：</p> <p>(i)檢驗人員的資格標準，應在檢驗前由品質保證組織進行審查及認可;(ii)若檢驗活動涉及壓力保存產品破裂，可通過性能測試客觀證明其工作品質；及</p> <p>(8) 檢驗活動中的現場調查，須遵守本接受準則的要求及其它美國能源部的品質保證方案的規定。現場調查系統是屬於水平及垂直管制的永久性系統；按照實施文件，獲得指定特性的準確定位及再定位，包括樣品或數據收集的位置；並受到適當的行政管制及方案要求。隨著檢驗工作的進行，相關調查文件的完整性可得到識別、維護及確認。</p> <p>(9) 檢驗活動的取樣計畫須符合本節接受準則 3 的取樣要求；及</p>
--	---

	<p>(10) 對於未完全實施 10 CFR Part 63 品質保證方案，建立程序描述審查及收集產品之數據合格化的方法。</p> <p>接受準則 11</p> <p>與測試管制有關的活動是可以接受的，只要：</p> <p>(1) 測試管制方案範圍的敘述，應展示已經建立了一個有效的測試檢驗方案，用於確認產品或活動符合特定的要求，使用中的產品可有令人滿意的性能。方案提供了判定測試設備準確性的要求標準及確定何時需要測試的標準，並確定測試活動的執行方式和時間。測試必須按照確定測試接受準則的書面測試程序執行，並視情況納入設計文件中的要求及接受限值；</p> <p>(2) 依要求提供程序或指令；</p> <p>(3) 評估測試結果應製成文件及進行評估，其接受性由負責的個人或團體決定；</p> <p>接受準則 12</p> <p>與量測及測試設備有關的活動是可以接受的，只要：</p> <p>(1) 方案內適當描述量測及測試設備的管制範圍，建立需管制的設備類型；</p> <p>(2) 為建立、實施及確保校準方案的有效性，適當的描述品質保證及其他組織的職掌；</p> <p>(3) 詳細建立及描述用於結構、系統及件量測，檢驗及監測之量測與測試設備的校準、維護及控制；</p> <p>(4) 描述這些程序的審查及同意記錄，並確認了負責這些性能的組織；</p> <p>(5) 確認量測及測試設備，並可追溯校準測試數據；</p>
--	--

	<p>(6) 以適當方法描述量測和測試設備被標識(labeled)或標籤(tagged)或「以其他方式管制」；</p> <p>(7) 量測及測試設備依據所要求的精準度、目的、使用程度、穩定特性以及影響量測的其他條件，以特定時間間隔進行校準。接受的基礎由負責管理階層記錄及授權，以確認授權執行此性能；</p> <p>(8) 校準標準具有比受校準之標準更高的準確度。如果這種準確度可證明滿足要求，則可使用具有相同準確度的校準標準，並且接受的基礎由負責管理階層記錄和授權，確認授權執行此性能；</p> <p>(9) 參考與轉換標準具有可追溯到國家承認的標準。如果沒有國家標準，應建立記錄校準基礎的書面文件及記錄規定；</p> <p>(10) 當發現量測和測試設備並未校準時，採取措施並記錄以確定先前進行檢驗的有效性，以及自上次校準後檢驗或測試物品的可接受性。對被判定為可疑的產品重複進行檢驗或檢測；</p> <p>(11) 建立了過程、檢驗及測試所使用的量測和測試設備的選擇程序。</p> <p>接受準則 13</p> <p>與裝卸、貯存及運送有關的活動是可以接受的，只要：</p> <p>(1) 應建立特定的裝卸、保存、貯存、清潔、包裝及運送的要求及程序，並通過適當訓練及適當資格人員，按照既定工作及檢驗指令來完成；</p> <p>(2) 建立及描述程序，以管制產品、樣品、材料、組件及系統的清潔、裝卸、貯存、包裝及運輸，按照設計及</p>
--	---

	<p>採購要求，排除溫度或濕度等環境條件造成的損壞、損失或劣化；</p> <p>(3) 說明化學品、試劑、潤滑劑及其他消耗品之貯存規定；</p> <p>(4) 描述了用於確認安全處理產品所需的特殊裝卸工具及設備規定。建立了對這些工具及設備之檢驗及測試規定，包括在規定的時間間隔內實施程序的規定，以驗證這些工具及設備是否受到適當的維護保養；及</p> <p>(5) 為了確認產品的目的，描述了用於標示或標誌運送、裝卸或貯存產品的規定，以及這些品項在特殊環境下所需的管制。</p> <p>接受準則 14</p> <p>與檢驗、測試及運轉有關的活動是可以接受的，只要：</p> <p>(1) 建立程序，以顯表示整個製造、安裝、測試及運轉中之結構、系統和組件的檢驗、測試及運轉狀態；</p> <p>(2) 應在產品上或在產品的追溯文件中確定檢驗及測試活動的狀況，以確保所需的檢驗及測試能夠執行，並確保未經檢驗及測試的產品不會不經意被安裝、使用或運轉；</p> <p>(3) 結構、系統及組件的檢驗、測試及運轉狀況應由狀態指標來識別；</p> <p>(4) 建立程序及權限，描述先前所列出重點(bullet)之檢驗及焊接標章及狀態指標的應用和移除之管制；</p> <p>(5) 建立程序並描述如何控制對廢棄物隔絕及安全重要之所需測試、檢驗及操作；</p> <p>(6) 不符合、不操作及故障之結構、系統和組件須經紀錄及識別，防止其不經意被使用。應清楚指定負責任的組織；及</p>
--	---

	<p>(7) 建立程序，以防止不經意使用或操作已停用之結構、系統或組件。</p> <p>接受準則 15</p> <p>與不符合材料、零件及組件有關的活動是可以接受的，只要：</p> <p>(1) 建立程序書，敘述不符合材料、零件、結構、系統和組件及支持安全或廢棄物隔離性能的服務和電腦軟體，描述識別、記錄、隔離、審查、處理(disposition)及通報受影響組織的程序。如果處理並非是最後處置，程序規定授權人員對不合格品獨立審查的識別，包括處理及結尾(closeout);</p> <p>(2) 建立防止不經意使用或安裝不合格產品的相關程序；</p> <p>(3) 描述與不符合品之管制有關品質保證及其他組織責任，包括確定處理不合格品之授權個人或團體；</p> <p>(4) 識別不符合品的書面文件，不合格品的敘述、不合格品之處理情況和檢驗要求；及處理的核准簽名；</p> <p>(5) 重做、修理及替換產品，依照原廠檢驗、測試要求或可接受的替代方案進行檢驗及測試；</p> <p>(6) 不合格報告由品質保證組織定期分析，以顯示品質趨勢，重大結果陳報上級管理階層進行審查及評估；及</p> <p>(7) 除非不符合產品的處理建立了替代接受準則，應按照原先之接受準則，對重做或修理產品重新測試或檢驗。</p> <p>接受準則 16</p> <p>與改正行動有關的活動是可以接受的，只要：</p> <p>(1) 建立有效的改正行動方案的程序。描述品質保證組織審查及同意的程序文件；</p>
--	--

	<p>(2) 在確定品質不利的狀況後，啟動改正行動並製成文件，例如材料、設備或樣品的不符合、失效、故障、不足、偏差或缺陷。對品質的不良影響儘快地確認，並儘快改正。品質保證組織參與了同意改正行動的文件程序。品質保證組織採取後續追蹤行動，以確認改正行動是否適當，並及時結束改正行動；</p> <p>(3) 確定不良品質趨勢的程序，包括： (i) 評估不符合性及其他相關文件，以確定不良品質趨勢並協助判定根本原因；(ii) 及時確定不利趨勢；及(iii) 及時向管理層報告不利趨勢；</p> <p>(4) 重大的品質不良、狀況原因及排除狀況重複發生措施，製成文件向直屬管理及高層管理階層報告，以進行審查和評估。</p> <p>接受準則 17</p> <p>與品質保證紀錄有關的活動是可以接受的，只要：</p> <p>(1) 品質保證紀錄需對品質提供特定、準備及保持(maintenance)的文件證據。這些記錄必須清晰、可識別及可追溯的。必須建立品質保證記錄的傳送、分發、保留、保持及處理的要求及責任，並製成文件。</p> <p>(2) 描述了品質保證記錄方案的範圍；</p> <p>(3) 確定品質保證及其他組織，並敘述其職掌範圍內與品質保證記錄相關活動的定義及實施，特別是在保存及記錄貯存期間；</p> <p>(4) 建立標準，在程序書內敘述判定何時文件成為品質保證記錄的程序，以及此類記錄的保存期限，受到本節的管制；</p>
--	---

	<p>(5) 建立敘述文件/記錄、審查及確定品質保證記錄準確性方法的程序，包括實驗室及現場筆記本和日誌、數據表、數據簡化文件及支持安全或廢棄物隔離性能的軟體；</p> <p>(6) 檢驗及測試記錄需包含的內容；</p> <p>(7) 對品質保證記錄的處理情況訂定規定；</p> <p>(8) 建立適當的管制措施，在產品進入並貯存於品質保證記錄存儲區域之前，敘述了品質保證記錄的管制、保護及保存措施；</p> <p>(9) 描述貯存、保存及保管品質保證記錄的適當設施，符合 NQA-1-1983 補充 17S-1 第 4 節「貯存、保存及保管」的要求，「品質保證記錄的補充要求」；</p> <p>(10) 「管制議題總結 2000-18」(美國核管會，2000 年)對於使用電子媒體貯存品質保證記錄，提供了指引；</p> <p>(11) 雅卡山審查計畫中，敘述有關考可供參考的記錄規定；</p> <p>(12) 關於品質保證記錄，NQA-1-1983 補充 17S-I「品質保證記錄補充要求」第 2.8 節「記錄保存」指出，非永久性記錄的保留期限需要以書面形式確定。程序性非永久性記錄應保留至少 10 年或為產品壽命(當產品壽命少於 10 年時)。程序化非永久性記錄應考量保存期自改正活動完成後起算。設施申照前的產品，其非永久性記錄應考量保存期自交貨完成後起算。此外，產品及程序化非永久性記錄應至少保存至運轉期前封閉(preclosure)活動開始為止；</p> <p>(13) 此接受準則 (即品質保證記錄相關的接受準則 17)，可以用於更新場址特性調查、運轉前測試及運轉記錄。</p>
--	---

	<p>這項更新取決於美國能源部活動品質保證方案中記錄的詳細程度。</p> <p>接受準則 18</p> <p>與稽查(audits)有關的活動是可以接受的，只要：</p> <ol style="list-style-type: none">(1) 建立相關組織職掌及程序，以記錄及審查稽查結果及指定管理階層審查及評估稽查結果；(2) 進行內部及外部稽查；(3) 稽查方案應處理稽查的規劃及執行情況：(i)確認是否符合影響品質的圖面、說明、規格及其他要求；及(ii)判定品質保證方案的有效性；(4) 稽查方案是確認要執行的稽查、頻率及時間表。應根據進行執行中的活動狀況及對安全的重要性定期進行稽查，且在設計、採購、製造、建造、安裝、檢驗、測試及性能確認期間，應儘早啟動以確保品質保證的有效性；(5) 稽查包括：(i) 對與品質相關的實務(practices)、程序、指示、活動及品項進行客觀的方案和技術評估；及(ii) 審查文件及記錄，包括支持安全或廢棄物隔離性能的軟體及樣品測試數據。進行稽查計以確保上述(i)和(ii)是可以接受的，並確保品質保證方案有效及適當的執行；(6) 訂定規定要求在適用 10 CFR Part 63 所要求的領域進行稽查；(7) 稽查資料由品質保證組織及適當的技術人員分析。提出報告描述了品質問題及品質保證方案的有效性，包括需要對有缺失的領域進行稽查，陳報給管理階層進行審查及評估；(8) 按照預先建立的書面程序或查核表進行稽查。並由經訓練、合格、有能
--	--

	<p>力的品質保證及具備稽查領域專業知識的技術人員進行稽查，稽查小組成員不得直接參與被稽查的工作；</p> <p>(9) 現場品質保證組織不得向場外組織報告；</p> <p>(10) 建立稽查結果追溯追蹤系統，以確保所有稽查發現結果得到適當的處理、優先排序及趨勢化；</p> <p>(11) 被稽查組織提出正式報告敘述稽查發現及其改正行動。該報告提交給稽查組織及被稽查組織的管理單位；</p> <p>(12) 建立規定，敘述確保每個稽查發現的原因得到確認及其改善行動，並採取跟催行動以確保缺陷能得到適當的結案。</p>
--	---

4.3.3 審查發現

審查者將依據滿足與美國能源部與品質保證計畫有關的適用法規要求，準備審查發現。如果審查者得出結論，初始申請提供的資訊或隨後的品質保證計畫變更敘明品質保證計畫符合接受準則(或可接受的替代計畫)，品質保證計畫應視為可接受的。在審查過程中，美國能源部根據審查者的要求提供更多資訊，而使問題獲得釐清。審查者將證實是否提供了足夠的資訊，審查是否充分完整以支持將以下類型的結論納入安全評估報告。

美國核管會幕僚人員審查了安全分析報告及其他支持申請執照所提出的資訊，並合理保證滿足 10 CFR 21.3 的要求。適當的定義已經適用於美國能源部商業級產品的檢證。

美國核管會幕僚人員審查了安全分析報告及其他提交的支持執照申請的資料，合理保證滿足 10 CFR 63.44 的要求。已經提供了適當的管制變更、測試及實驗的程序。

美國核管會幕僚人員已經審查了安全分析報告和其他提交的支持執照申請的資料，並合理保證滿足 10 CFR 63.73 的要求。已經建立了適當的程序報告缺失。

美國核管會幕僚人員審查了安全分析報告及其他提交的支持執照申請的資料，合理保證滿足 10 CFR 63.21(c)(20)的要求。已經提供了對執照申請所需提交內容的要求，因為已經對安全具有重要性的結構、系統及組件以及對廢棄物隔離具有重要性的工程及和自然障礙的品質保證計畫提供的適當描述，包括討論如何滿足 10 CFR. 63.142 的要求。

4.4 紀錄、報告、試驗、及檢驗

雖然美國能源部在建造執照審核期間，沒有預期要完成紀錄、報告、試驗、及檢驗的程序與規劃，但是美國能源部應針對 10CFR 63.71 與 63.72 所規定的紀錄保存提出擬採行計畫的說明。

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

4.4.1 審查範圍

本節審查紀錄、報告、試驗、及檢驗的程序。審查委員將審查 10CFR 63.21(c)(23)所規定的資訊。如下列項目：

- (1) 接收、操作、及處置放射性廢棄物所擬議的紀錄；
- (2) 建造紀錄；
- (3) 確保未來世代使用紀錄的方法。

4.4.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
<p>一、紀錄與報告</p> <p>(1) 確認美國能源部將遵照執照所規定的條件，或美國核管會的法規與命令，來保存紀錄與報告。</p> <p>(2) 確認在地質處置場作業區接收、操作、及處置放射性廢棄物的紀錄，有提報廢棄物由貨主歷經貯存至處置所有各階段的詳細資訊。</p> <p>(3) 驗證在雅卡山場址地質處置場作業區的建造紀錄，有適當地詳細說明其建造與結果竣工配置。</p>	<p>一、美國能源部將遵照執照條件或美國核管會的法規與命令，來保存適當的紀錄與報告。</p> <p>(1) 美國能源部將遵照執照條件的規定或美國核管會的法規與命令所可能要求，來保存適當的紀錄與報告。</p> <p>(2) 放射性廢棄物在地質處置場作業區的接收、操作、及處置紀錄，應提報廢棄物由貨主歷經貯存至處置所有各階段的詳細資訊。</p> <p>(3) 在雅卡山場址地質處置場作業區的建造紀錄，應適當說明建造的詳細資</p>

<p>(4) 確認地質處置場作業區的建造紀錄與放射性廢棄物的接收、操作、及處置紀錄將遵照 10 CFR 63.51(a)(3)的規定保存，以確保未來世代能夠使用。</p>	<p>訊與結果的竣工配置。建造紀錄至少應包括下列各項：</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 以容易識別的地面特徵或碑為參考點，來調查地底設施挖掘、豎井、坡道、及鑽孔； (b) 所遭遇到地質物質與結構的說明； (c) 地質圖與地質截面； (d) 滲漏的位置與數量； (e) 詳細的建造設備、方法、進度、及工作序列； (f) 建造問題的說明； (g) 所遭遇到的異常條件； (h) 儀器的位置、讀數、及分析； (i) 結構支撐系統的位置與說明； (j) 脫水系統的位置與說明； (k) 在永久封閉後，用以闡明場址的碑之詳細資訊、安置方法、及位置； (l) 所採用密封的詳細資訊、安置方法、及位置；以及 (m) 設施設計紀錄例如規格與竣工圖。 <p>(4) 美國能源部將遵照 10 CFR 63.51(a)(3)的規定，保存地質處置場作業區的建造紀錄與放射性廢棄物的接收、操作、及處置紀錄，以確保未來世代能夠使用該紀錄。</p>
---	---

4.4.3 審查發現

美國核管會幕僚人員已經審查安全分析報告與其他用以支持執照申請所提報的文件，且發現其有合理保證滿足 10CFR 63.71 的規定。美國能源部已經提報放射性廢棄物接收、操作、及處置的記錄保存與報告計畫之適當說明。這些計畫也支持執照條件的規定或美國核管會的其他法規與命令。因此，美國能源部符合處置場作業紀錄保存與報告的規定。

美國核管會已經審查安全分析報告與其他用以支持執照申請所提報的文件，且發現其有合理保證可以符合 10CFR 63.72 的規定。美國能源部已經提報建造紀

錄與紀錄保存計畫的適當說明。因此，美國能源部符合地質處置場作業區建造紀錄保存的規定。

4.5 美國能源部有關地質處置場營運區建造及營運的組織結構

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

4.5.1 審查範圍

本節審查美國能源部有關於地質處置場營運區建造及營運的組織結構，審查者將依據 10 CFR 63.21(c)(22)(i)所要求的資訊來進行評估，包含：

- (1) 美國能源部對於現場與總部幕僚人員、主承包商、分包商、顧問、服務機構、以及其他受影響的組織，界定其職責及決策權；
- (2) 每個組織的辦公室地址以及聯絡窗口的身份；
- (3) 授權程序。

4.5.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
<p>一、定義職權</p> <p>(1) 美國能源部在地質處置場營運區建造及營運期間，充分界定其職責和決策權，使職責的行使可以追溯到管理和幕僚階層(現場與總部)；承包商；分包商；顧問；服務機構；及其他受影響的組織。</p> <p>(2) 在執照申請階段提供之資料，包含各組織辦公室地址、聯絡窗口、電話、傳真號碼或電子郵件地址。</p>	<p>一、適當地定義職責</p> <p>(1) 美國能源部在地質處置場營運區建造及營運期間，充分界定其職責和決策權，使職責的行使可以追溯到美國能源部的管理和幕僚階層(現場和總部)；承包商；分包商；顧問；服務機構；及其他受影響的組織。</p> <p>(2) 在執照申請文件中提供之資料，包含各組織辦公室地址、聯絡窗口、電話、傳真號碼或電子郵件地址。</p>
<p>二、授權委任程序</p> <p>(1) 對日常或緊急情況下有採取行動權責之職位有適當的授權委任程序。確認有明確的一方，具有執行的職責和足夠的權力、及適當的資格。</p>	<p>二、適當的授權委任程序</p> <p>(1) 確認對於日常或緊急情況下有採取行動權力之職位，備有適當的授權委任程序。有明確的一方，具有其執行的職責和足夠的權力、及適當的資格。</p>

4.5.3 審查結果

美國能源部提供了一個有關於地質處置場營運區建造及營運的適當組織結構，包含授權委任與職責指派。

4.6 地質處置場營運區安全與營運重要職位之指定職責

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

在建造許可決定階段，美國能源部並無需要有重要職位的具體人選。因此，在申請執照時，本節中定義的部分審查可延遲辦理。在申請接收、處理、貯存或處置高放射性廢棄物時，美國能源部需要確定重要職位的具體人選。

4.6.1 審查範圍

本節審查地質處置場營運區安全與營運重要職位之指定職責。審查者以 10 CFR 63.21(c)(22)(ii)的要求評估資訊，包含：

- (1) 描述地質處置場營運區有關安全重要職位的指定職責，包括每個職位的基本技能和經驗；
- (2) 確定重要職位的代理人。

4.6.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
<p>一、重要職位的描述</p> <p>(1) 美國能源部充分描述地質處置場營運區每個重要職位，包括每個職位所需的基本技能和經驗。這些職位包含在健康物理學、核臨界安全、培訓和認證、緊急應變計畫、營運、維護、工程、以及品質保證等方面負責者。</p> <p>(2) 依據每個重要職位所需的基本技能和經驗，皆有指定之合格的代理人，可在地質處置場營運區重要職位人選出缺時代理行使其職務。</p>	<p>一、地質處置場營運區安全的重要職位被充分描述</p> <p>(1) 美國能源部充分地描述在地質處置場營運區每個重要職位，包括每個職位所需的基本技能和經驗。</p> <p>(2) 依據每個重要職位所需的基本技能和經驗，已指定合格的代理人，可在地質處置場營運區重要職位人選出缺時代理行使其職務。</p>

4.6.3 審查發現

美國能源部充分說明了地質處置場營運區安全與營運重要職位之指定職責以及擔任這些職位人員的資格。

4.7 人員資格和培訓要求

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

在建造許可決定之時，美國能源部尚不需要備有美國核管會批准的人員培訓和資格認證計畫。美國能源部必須備妥美國核管會批准的人員培訓和資格認證計畫，方才能接收、持有、處理、貯存或處置高放射性廢棄物。

4.7.1 審查範圍

本節針對人員資格和培訓要求加以審查，審查者將依 10 CFR 63.21(c)(22)(iii) 要求的資訊進行評估，包含：

- (1) 人員選擇、培訓和認證的標準；
- (2) 地質處置場營運區的人員培訓、能力測試和認證計畫；
- (3) 管理和維護培訓計畫的程序；
- (4) 營運前及營運放射性物料的培訓計畫；
- (5) 操作員和監管員的培訓和認證計畫以及對安全具有重要性的結構、系統與組件的要求；
- (6) 操作員和監管員的重新認證計畫；
- (7) 設備操作人員的體格要求以及對安全具有重要性的控制；
- (8) 保安人員的選擇和培訓方法；
- (9) 評估操作員測試程序的方法；
- (10) 地質處置場營運區對安全具有重要性的重要職位之人員資格。

4.7.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
一、人員選擇、培訓和認證的標準 (1) 確認人員選擇、培訓和認證的各種標準是足夠的。	一、人員選擇、培訓和認證的適用標準。

	(1) 人員選擇、培訓和認證的方法，所使用的任何標準是足夠的。
<p>二、地質處置場營運區的人員培訓、能力測試和認證計畫</p> <p>(1) 培訓計畫建立了地質處置場營運區人員資格的基礎，並定義了操作員、監管員以及其他工作人員的資格要求。</p> <p>(2) 美國能源部有相關程序，以管理和維護培訓計畫。這些程序應包含負責制定培訓計畫的人員，進行培訓；重新培訓員工(包括新雇用員工)；受過培訓的人員維持狀況以及最新紀錄。</p> <p>(3) 美國能源部對每項工作類別有具體的培訓要求，並且會及時安排培訓新雇用人員。</p>	<p>二、地質處置場營運區的人員培訓、能力認證和認證計畫是可接受的。</p> <p>(1) 培訓計畫充分確定了地質處置場營運區的人員資格，確定操作員、監管員以及其他工作人員的資格要求。</p> <p>(2) 確認美國能源部有相關程序，以管理和維護培訓計畫。這些程序應包含負責制定培訓計畫的人員，進行培訓；重新培訓員工(包括新雇用員工)；受過培訓的人員維持狀況以及最新紀錄。</p> <p>(3) 確認美國能源部對每項工作類別有具體的培訓要求。</p> <p>(4) 確認美國能源部會及時安排培訓新雇用人員。</p>
<p>三、操作前與操作放射性物質的培訓計畫</p> <p>(1) 美國能源部將在執行相關放射性物質操作之前(即操作前培訓)實施放射性物質操作培訓計畫。確認美國能源部接收放射性物質前，完成操作員的培訓與認證。</p> <p>(2) 操作員輻射安全培訓，包括輻射的性質和來源、控制汙染的方法、輻射與物質間的相互作用、輻射的生物效應、監測設備的使用等相關主題，以及設施授權進入與造訪的控制、去汙程序、個人監測與防護設備的使用、監管和行政暴露與汙染限制、現場危害、危害控制原則等相關可實現的項目。</p> <p>(3) 每年接受超過 100 mrem(1 mSv)職業劑量的人員，依據 10 CFR 19.12 的要求，有關於接觸放射性物質或輻射的健康保護問題。</p>	<p>三、提供可接受之操作前與操作放射性物質的培訓計畫。</p> <p>(1) 美國能源部將在執行相關放射性物質操作之前(即操作前培訓)實施放射性物質操作培訓計畫。在美國能源部接收放射性物質前，完成操作員的培訓與認證。</p> <p>(2) 操作員輻射安全培訓，包括輻射的性質和來源、控制汙染的方法、輻射與物質間的相互作用、輻射的生物效應、監測設備的使用等相關主題，以及設施授權進入與造訪的控制、去汙程序、個人監測與防護設備的使用、監管和行政暴露與汙染限制、現場危害、危害控制原則等相關可實現的項目。</p> <p>(3) 每年接受超過 100 mrem(1 mSv)職業劑量的人員，依據 10 CFR 19.12 的要求，有關於接觸放射性物質或輻射的健康保護問題。</p>

<p>(4) 美國能源部為所有其職責所需的人員提供輻射防護和設施暴露控制程序的培訓：(i)使用放射性物質；(ii)進入輻射區域；(iii)指導工作環境有放射性物質或進入輻射區域的其他人之活動。</p> <p>(5) 其職責係無須進入輻射區域或使用放射性物質的設施工作人員，在輻射防護和設施相關制度有充分的指示，說明不須進入這些區域的原因。</p>	<p>(4) 根據 10 CFR 20.1206 的內容，在任何特殊暴露情況發生前，告知其估計劑量及相關風險。</p> <p>(5) 美國能源部為所有其職責所需的人員提供輻射防護和設施暴露控制程序的培訓：(i)使用放射性物質；(ii)進入輻射區域；(iii)指導工作環境有放射性物質或進入輻射區域的其他人之活動。</p> <p>(6) 其職責係無須進入輻射區域或使用放射性物質的設施工作人員，在輻射防護和設施相關制度有充分的指示，說明不須進入這些區域的原因。</p>
<p>四、與安全重要相關的設備和控制操作</p> <p>(1) 被認定為與安全重要相關的設備和控制操作人員，對其操作過程進行培訓和認證，或是經過培訓和認證的人員在旁監管。</p> <p>(2) 監管與安全重要相關的設備和控制的監管人員，在此項操作中進行培訓和認證。</p> <p>(3) 操作的培訓包括結構、系統與組件的安裝、設計和操作；去污程序；緊急程序。</p>	<p>四、與安全重要相關的設備和控制操作，僅限於經過培訓和認證的人員或由具有培訓和認證的人員在旁監管。</p> <p>(1) 與安全重要相關的設備和控制操作人員，對其操作過程進行培訓和認證，或是經過培訓和認證的人員在旁監管。</p> <p>(2) 監管與安全重要相關的設備和控制的監管人員，在此項操作中進行培訓和認證。</p> <p>(3) 操作的培訓包括結構、系統與組件的安裝、設計和操作；去污程序；緊急程序。</p>
<p>五、與安全重要相關的結構、系統與組件的操作人員和監管人員重新分配計畫</p> <p>(1) 美國能源部針對操作人員、監管人員以及其他工作人員，制定了適當的計畫。</p> <p>(2) 培訓和測驗紀錄的頻率、性質和持續時間。確認重新培訓會定期進行，至少每 2 年進行一次。</p>	<p>五、提供與安全重要相關的結構、系統與組件的操作人員和監管人員重新分配計畫。</p> <p>(1) 美國能源部針對操作人員、監管人員以及其他工作人員，制定了適當的計畫。</p> <p>(2) 培訓和測驗紀錄的頻率、性質和持續時間。重新培訓會定期進行，至少每 2 年進行一次。</p>
<p>六、身體狀況以及人員健康狀況</p> <p>(1) 選擇操作此項設備和控制的人員時，確認可能會影響判斷或身體協調</p>	<p>六、與安全重要相關的設備和控制操作人員的身體狀況以及人員健康狀況，避免可能危及其他廠內人員或公</p>

<p>的任何狀況，以致操作員無法執行與安全重要相關的活動。受到影響的判斷或身體協調的條件不需要明確取消對與安全重要相關的設備與控制之操作，只需要進行適當的規定以適應任何狀況。</p>	<p>共衛生和安全的操作性錯誤不會發生。</p> <p>(1) 選擇操作此項設備和控制的人員時，可能會影響判斷或身體協調的任何狀況，以致操作員無法執行與安全重要相關的活動。</p>
<p>七、選擇、培訓和認證保安人員</p> <p>(1) 依據 10 CFR 73.55(b)(4)(ii)的要求，選擇保安人員(包括看守人員以及武裝人員等)並描述其認證的過程。</p>	<p>七、選擇、培訓和認證保安人員的方法是可接受的。</p> <p>(1) 依據 10 CFR 73.55(b)(4)(ii)的要求，保安人員(包括看守人員以及武裝人員等)的選擇和合格程序是足夠的。選擇和培訓的標準符合 10 CFR Part 73 附錄 B 的保安人員標準。</p>
<p>八、評估操作員測試程序的方法</p> <p>(1) 描述了評估培訓計畫有效性的方法，並藉由與既定目標和標準比較以確定計畫的有效性。</p>	<p>八、評估操作員測試程序的方法是可接受的。</p> <p>(1) 描述了評估培訓計畫有效性的方法，並藉由與既定目標和標準比較以確定計畫的有效性。</p>
<p>九、人員資格</p> <p>(1) 維持重要職位所需的最低技能和經驗，評估分配給地質處置場營運區與安全重要相關的重要職位之人員資格。</p>	<p>九、適當的人員資格</p> <p>(1) 美國能源部根據維持重要職位所需的最低技能和經驗，描述分配給地質處置場營運區與安全重要相關的重要職位之人員資格。</p>

4.7.3 審查結果

與安全重要相關之系統和組件的操作必須為通過培訓和認證的人員或是具有此類操作的培訓和認證人員在旁監管。監管人員在其監管的職務中獲得認證。

美國核管會工作小組審查安全分析報告以及其他執照申請資料，合理的認為符合 10 CFR 63.152 的要求。美國能源部已經建立適當的培訓、能力測驗、認證及操作人員和監管人員重新認證的計畫。

美國核管會工作小組審查安全分析報告以及其他執照申請資料，合理的認為符合 10 CFR 63.153 的要求。美國能源部已經建立了一個適當的計畫來評估與安全重要相關的操作人員的身體狀況以及人員健康狀況。在選擇操作此項設備和控制的人員時，必須考慮到可能會影響判斷或身體協調的任何狀況。與安全重要相

關之重要職位的人員資格是充足的。

4.8 啟動作為及測試計畫

雖然美國能源部在建造許可授權時，並不會制定啟動作業與測試計畫，但美國能源部將會制定並實施符合本章節接受準則的啟動作業與測試計畫。

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

4.8.1 審查範圍

本章節審查啟動作業與測試計畫。審查者依據 10 CFR 63.21(c)(22)(iv)的要求評估相關資訊。

用於評估高放射性廢棄物的接收、持有、處理、貯存和處置之啟動前測試與啟動作業計畫的審查，應該包含地質處置場運轉區的結構、系統與組件之測試與運轉計畫的評估。美國能源部在建造許可授權階段，尚不需要進行測試和啟動作為或是具備詳細的程序。美國能源部在接收廢棄物之前，對於與安全重要相關的結構、系統與組件之測試與啟動作業計畫必須獲得核准。美國能源部在申請高放射性廢棄物接收、持有、處理、貯存或處置時，應已執行過測試和啟動作業或已備妥測試和啟動作業的詳細程序。

- (1) 用於制定、審查、核准和執行個別測試程序，以評估、紀錄和核准測試結果的系統；
- (2) 啟動前測試計畫和目標；
- (3) 設計功能資訊的類型和來源；
- (4) 測試程序和個別測試說明的格式和內容；
- (5) 啟動前測試計畫與管制準則的符合性(如有管制準則時)；
- (6) 使用過往經驗制定啟動前測試；
- (7) 評估初步運轉程序是否會危及工作人員和公眾的健康和安全；
- (8) 對於運轉、緊急應變和監控程序的計畫使用者測試；
- (9) 測試程序有關於第一次燃料接收、重裝、貯存和處置的時程，包含組件和系統測試中任何的重疊；
- (10) 初次啟動的計畫；
- (11) 系統設施功能及相關活動的安全評估。

4.8.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
<p>一、用於制定、審查和批准啟動前測試程序的系統</p> <p>(1) 依據一簡要描述，確認地質處置場運轉區對安全重要的元件而言，用於制定、審查和核准的個別測試程序的系統是可接受的。</p>	<p>一、用於制定、審查和核准啟動前測試程序的系統是可接受的。</p> <p>(1) 基於一簡要描述，地質處置場運轉區中對於安全重要的元件而言，用於制定、審查和核准的個別測試程序的系統是可接受的。</p>
<p>二、啟動前測試程序和目標的總結</p> <p>(1) 基於一簡要描述，確認地質處置場運轉區對安全重要的各個結構、系統與組件之測試計畫和目標是可接受的。針對以下評估其適當性：(i) 執行的測試類型；(ii) 測試的預期反應；(iii) 與預期反應差異之可接受限度；(iv) 測試驗證方法；(v) 對超出預期或不可接受的測試結果所提糾正措施的適當性。</p>	<p>二、啟動前測試程序和目標的總結是足夠的。</p> <p>(1) 基於一簡要描述，地質處置場運轉區中每個對安全重要的結構、系統與組件，測試程序和目標是可接受的。此簡要描述充分說明：(i) 執行的測試類型；(ii) 測試的預期反應；(iii) 與預期反應差異之可接受限度；(iv) 測試驗證方法；(v) 對超出預期或不可接受的測試結果所提糾正措施的適當性。</p>
<p>三、納入設計功能資訊於啟動前測試計畫中</p> <p>(1) 在發展啟動前測試計畫時，已充分考慮建造前功能評估的設計資訊與數據。具體來說，在可行範圍內對安全而言重要的結構、系統與組件的功能或參數進行測試。</p>	<p>三、啟動前測試計畫中充分地納入設計功能資訊。</p> <p>(1) 發展啟動前測試計畫時，已充分考慮預建造的安全功能評估之設計資訊和數據。具體來說，在可行範圍內對與安全重要相關的結構、系統與組件的功能或參數進行測試。</p>
<p>四、測試程序的格式與內容</p> <p>(1) 評估地質處置場運轉區對安全而言重要的結構、系統與組件之測試程序的格式和內容，並確認是可接受的。</p>	<p>四、測試程序的規格與內容是可接受的。</p> <p>(1) 地質處置場運轉區內對安全重要結構、系統與組件之測試程序的規格和內容是可接受的。</p>
<p>五、測試描述</p> <p>(1) 對結構、系統與組件所提供的測試描述為：(i) 在地質處置場運轉區技術規範中，將用於建立安全限值或限制條件的一致性；(ii) 被分類為工</p>	<p>五、測試描述是可接受的。</p> <p>(1) 為結構、系統與組件提供充足的測試描述：(i) 在地質處置場運轉區技術規範中，將用於建立安全限值或限制條件的一致性；(ii) 被分類為工</p>

<p>程安全性能或用於支持或確保工程安全性能運轉之設計限制內；(iii) 在封閉前安全分析之事件排序分析時，可發揮功能或能被加以引述；(iv) 用於處理、貯存、控制、測量或限制釋出放射性物質。</p> <p>(2) 測試描述包含每個測試的目標以及含括先決條件、測試方法和接受準則的總結，以確保對安全重要的結構、系統與組件的功能充分，且設計特性可透過測試被展示。</p> <p>(3) 測試描述能符合設計要求。</p> <p>(4) 測試描述包含足夠的資訊，以證明所使用的測試方法為合理，特別是對安全重要的結構、系統與組件的測試方法中，不隸屬於設計運轉條件範圍者。</p>	<p>程安全性能或用於支持或確保工程安全性能運轉之設計限制內；(iii) 在封閉前安全分析之事件排序分析時，可發揮功能或能被加以引述；(iv) 用於處理、貯存、控制、測量或限制釋出放射性物質。</p> <p>(2) 測試描述包含每個測試的目標以及含括先決條件、測試方法和接受準則的總結，以確保對安全重要的結構、系統與組件的功能充分，且設計特性可透過測試被展示。</p> <p>(3) 測試描述符合設計要求。</p> <p>(4) 測試描述包含足夠的資訊，以證明所使用的測試方法是合理的，特別是對安全重要的結構、系統與組件的測試方法中，不隸屬於設計運轉條件範圍者。可以達到項目或系統的營運條件設計範圍。</p>
<p>六、測試計畫與適用的監管導則的兼容性</p> <p>(1) 確認地質處置場運轉區的結構、系統與組件之啟動前測試程序符合管制準則 3.48 中的適用導則。如果美國能源部的看法與相關導則不一致時，確認已針對其不一致性提供了適當理由。對於特定組件，查看可能有關的管制準則。</p>	<p>六、測試程序與適用的監管導則的兼容性。</p> <p>(1) 地質處置場運轉區的結構、系統與組件之啟動前測試程序符合管制準則 3.48 中的適用導則。如果美國能源部的看法與相關導則不一致時，確認已針對其不一致性提供了適當理由。</p>
<p>七、使用類似設施的經驗</p> <p>(1) 執照申請文件中提供了對類似設施的測試結果和操作經驗的相關評估。該評估應使用於發展足夠範圍的測試程序。</p>	<p>七、充分利用類似設施的經驗。</p> <p>(1) 執照申請文件中提供了對類似設施的測試結果和操作經驗的相關評估。該評估應使用於發展足夠範圍的測試程序。</p>
<p>八、工作人員和公眾的保護</p> <p>(1) 地質處置場運轉區對安全重要的結構、系統與組件之初始營運的指導程序，以及與此程序相關的前提條件和預防措施，都是可接受的。可依據</p>	<p>八、初始營運計畫將保護工作人員和公眾。</p> <p>(1) 地質處置場運轉區對安全重要的結構、系統與組件之初始營運的指導程序，以及與此程序相關的前提條件和預防措施，都是可接受的。</p>

<p>系統圖示和審查者經驗來進行上述程序評估的分析。</p>	
<p>九、時程</p> <p>(1) 美國能源部提供進行測試計畫各階段的時程，以及這些時程與高放射性廢棄物接收、重裝、貯存和處置的時程相容，包括任何時程的重疊。特別注意啟動順序的時間安排，及測試程序之核准與其預定使用間的可用時間。</p>	<p>九、測試計畫的各階段時程是可接受的。</p> <p>(1) 美國能源部提供進行測試計畫各階段的時程，以及這些時程與高放射性廢棄物接收、重裝、貯存和處置的時程相容，包括任何時程的重疊。</p>
<p>十、測試和評估結構、系統與組件的性能充足性</p> <p>(1) 在接收廢棄物之前，對安全重要的新結構、系統與組件或是未經測試的組件架構，將會被測試及評估，且功能是可接受的。</p>	<p>十、於接收廢棄物之前，尚未有使用經驗或未經驗證的結構、系統與組件，或是未經測試的組件架構，皆已被測試及評估。</p> <p>(1) 在接收廢棄物之前，對安全重要的新結構、系統與組件或是未經測試的組件架構，皆被測試及評估，且功能是可接受的。</p>
<p>十一、地質處置場運轉區結構、系統與組件的初始啟動計畫和地質處置場運轉區的整體營運計畫</p> <p>(1) 美國能源部已針對有關接收、處理、貯存或處置放射性物質的各項操作，備妥可接受的乾式運轉(冷卻測試)計畫。確認美國能源部使用這些結果對設備和程序做必要的修改，以確保公眾和工作人員的健康和安全。</p> <p>(2) 美國能源部對高放射性廢棄物容器的承載設備進行全容量荷重試驗，備有可接受的計畫，以確保公眾和工作人員的健康和安全。</p> <p>(3) 對於合理抑低的達成性考量，確認在輻射暴露的來源出現以前，營運前的測試將盡可能地進行多次營運啟動作為。</p> <p>(4) 地質處置場運轉區結構、系統與組件的營運啟動計畫，以及整個設施的後續整體營運計畫是可接受的。</p>	<p>十一、地質處置場運轉區結構、系統與組件的初始啟動計畫和地質處置場運轉區的整體營運計畫是可接受的。</p> <p>(1) 美國能源部針對有關接收、處理、貯存或處置放射性物質的各項操作，已備妥可接受的乾式運轉(冷卻測試)計畫。這些測試結果將與於對設備和程序做必要的修改，以確保公眾和工作人員的健康和安全；</p> <p>(2) 美國能源部對高放射性廢棄物容器的承載設備進行全容量荷重試驗，備有可接受的計畫，以確保公眾和工作人員的健康和安全；</p> <p>(3) 對於合理抑低的達成性考量，在輻射暴露的來源出現以前，營運前的測試已盡可能地進行最多次的營運啟動作為。</p> <p>(4) 地質處置場運轉區結構、系統與組件的營運啟動計畫，以及整個設施的後續整體營運計畫是可接受的。</p>

<p>十二、啟動和測試計畫支持整體地質處置場運轉區之安全</p> <p>(1) 地質處置場運轉區工作人員和公眾安全的整體評估，受到啟動計畫作為及相關測試的支持。</p>	<p>十二、設施啟動和測試計畫充分支持整體地質處置場運轉區的安全。</p> <p>(1) 對工作人員和公眾安全的整體評估，受到啟動計畫作為及相關測試的支持。</p>
--	--

4.8.3 審查發現

執照申請的內容符合要求，特別是接收、持有、貯存和處置用過核子燃料與高放射性廢棄物的地質處置場運轉區中，對安全重要的結構、系統與組件之測試與啟動計畫是可接受的。

4.9 維護、監測和定期檢測的一般性計畫

美國能源部在接收和持有廢棄物之前，將制定並實施相關程序與計畫。

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

4.9.1 審查範圍

本章節審查執行一般性計畫，包含維護、監測和定期檢測。審查者依據 10 CFR 63.21(c)(22)(v)的要求評估相關資訊。

除其他作業外，地質處置場運轉區的一般作業包含：(i) 接收廢棄物；(ii) 廢棄物重裝以前之貯存；(iii) 重裝廢棄物；(iv) 運輸容器的拆卸/再利用；(v) 處置前重裝廢棄物之貯存；(vi) 處置廢棄物。攸關安全的每個作法都應有一般作業、維護、監測和定期檢測的書面程序：

- (1) 程序和計畫；
- (2) 作為的描述；
- (3) 審查、變更和核准的行政程序；
- (4) 程序發展的獨立審查由營運管理職責以外的人擔任。

4.9.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
<p>一、一般作業之計畫與程序</p> <p>(1) 美國能源部針對與安全重要相關的結構、系統與組件之一般作業提供了足夠的書面程序，包括正常與緊急</p>	<p>一、地質處置場運轉區與安全重要相關的結構、系統與組件之一般作業計畫是可接受的。</p>

<p>應變操作以及技術規範的任何程序要求。</p> <p>(2) 對於與安全重要相關的結構、系統與組件之一般作業程序的審查、變更、核准，確認其行政程序為充分，且此程序具有足夠的管理控制。</p> <p>(3) 用於與安全重要相關的結構、系統與組件的作業程序，是以適當的工業標準或美國核管會的導則為基礎。</p> <p>(4) 確認與安全重要相關的結構、系統與組件之一般作業是按照書面程序來執行，且此書面程序是由獨立於操作管理職能的健康、安全和品質保證人員所審查。</p>	<p>(1) 針對與安全重要相關的結構、系統與組件之一般作業提供了可接受的書面程序，包括正常與緊急應變操作以及技術規範的任何程序要求。</p> <p>(2) 對於與安全重要相關的結構、系統與組件之一般作業程序的審查、變更、核准，其行政程序為充分，且此程序具有足夠的管理控制。</p> <p>(3) 用於與安全重要相關的結構、系統與組件的作業程序，是以適當的工業標準或美國核管會的導則為基礎。</p> <p>(4) 與安全重要相關的結構、系統與組件之一般作業是按照書面程序來執行，且此書面程序是由獨立於操作管理職能的健康、安全和品質保證人員所審查。</p>
<p>二、維護的計畫與程序</p>	<p>二、地質處置場運轉區與安全重要相關的結構、系統與組件之維護計畫和程序是可接受的。</p>
<p>三、監測的計畫與程序</p>	<p>三、地質處置場運轉區與安全重要相關的結構、系統與組件之監測計畫和程序是可接受的。</p>
<p>四、定期檢測的計畫和程序</p>	<p>四、地質處置場運轉區與安全重要相關的結構、系統與組件之定期檢測計畫和程序是可接受的。</p>

4.9.3 審查發現

美國能源部針對進行一般作業已提供適當的計畫，包括對地質處置場運轉區內與安全重要相關的結構、系統與組件之作業、維護、監測和定期檢測。

4.10 緊急應變計畫

此審查是為合理保證美國能源部是否提供符合 10 CFR Part 63 第 I 部分要求的緊急應變計畫，以及依據合理可用的資訊所提供緊急情況下可採用之充分的防護措施。

審查職責—高放射性廢棄物部門、燃料循環安全與保防部門、環境與功能評估部

門

4.10.1 審查範圍

本章節審查緊急應變計畫。審查者依據 10 CFR 63.21(c)(21)的要求評估相關資訊。評估內容包含：

- (1) 地質處置場運轉區及附近區域的描述；
- (2) 放射性物質潛在事故的類型和分類；
- (3) 關鍵初始事件和事故情況的檢測方法；
- (4) 減輕事故後果的作為；
- (5) 評估放射性物質外釋的方法和設備；
- (6) 緊急情況下，設施人員的職責；
- (7) 制定、維護和更新緊急應變計畫的職責；
- (8) 通知和協調場址外緊急應變組織的方法；
- (9) 要傳達給場址外組織的資訊；
- (10) 緊急應變的培訓計畫；
- (11) 設施恢復到安全狀態的方法；
- (12) 每季通報檢查的規定；
- (13) 每兩年的緊急應變演習計畫；
- (14) 每半年的放射性/健康物理、醫療和消防演習計畫；
- (15) 根據 1986 年的緊急應變計畫和公共法規，認證設施內危險材料的責任；
- (16) 場址外緊急應變組織對於緊急應變計畫的意見和決議；
- (17) 場址外的援助動作；
- (18) 向公眾提供資訊的安排。

4.10.2 審查方法與接受準則

NUREG-1567 的「用過核子燃料貯存設施的標準審查計畫」(美國核管會，2000 年)中，提供了執行本審查的更多導則。可接受的緊急應變計畫的標準列於 10 CFR 73.32(b)。

審查方法	接受準則
------	------

<p>一、緊急應變計畫</p> <p>(1) 美國能源部已列出地質處置場運轉區和附近區域的描述，並足以支持對緊急應變計畫的評估。</p> <p>(2) 申請文件足以辨別每一種類型的放射性物質事故。</p> <p>(3) 美國能源部定義了一個適當的分類系統，將事故分為「警報」或「場址區緊急情況」。</p> <p>(4) 評估檢測關鍵初始事件和事故情況的方法之適當性(儀器、設備、程序等)。評估所布置檢測設施之位置和類型的合理性。</p> <p>(5) 評估計畫的方法是否足以減輕每種類型事故的後果，包括保護現場工作人員的方法和維護設備的方法。</p> <p>(6) 計畫用於評估放射性物質外釋的方法和設備，足以支持有效的緊急應變。</p> <p>(7) 美國能源部明確規定了放射性事故時設施人員的職責，並確定負責及時通知場址外緊急應變組織和美國核管會的人員。</p> <p>(8) 針對場址外緊急應變組織所提供的資訊是否足夠，包括聯絡點、地址、電話、傳真和電子郵件。</p> <p>(9) 美國能源部對制定、維護和更新緊急應變計畫分別指定了職責。</p> <p>(10) 美國能源部簡要描述了如何及時通知場址外緊急應變組織和請求場外援助的方法，包括對受污染傷害的現場工作人員進行治療的醫療援助。</p> <p>(11) 評估有關地質處置場運轉區狀態、放射性外釋、及建議的保護措施(如有必要)等相關資訊類型的描述。確認此資訊為足夠，並及時提供給場址外緊急應變組織和美國核管會。</p>	<p>一、提供應對地質處置場運轉區潛在放射性物質和其他事故適當的緊急計畫。</p> <p>(1) 對地質處置場運轉區和附近區域的描述，足以支持緊急應變計畫的評估。</p> <p>(2) 美國能源部確定每種合理類型的放射性物質事故。緊急應變計畫中所確認的放射性緊急情況和事故，與事件序列中所指明的內容相同。</p> <p>(3) 將事故分為「警報」或「場址區緊急情況」的分類系統是足夠的。</p> <p>(4) 關鍵初始事件和事故情況的檢測方法是足夠的(儀器、設備、程序等等)。所布置的檢測設備之位置和類型的理由是可接受的。</p> <p>(5) 減輕每種類型事故後果所計畫的方法，包括保護現場工作人員的方法和維護設備的計畫是足夠的。</p> <p>(6) 計畫用於評估放射性物質外釋的方法和設備，足以支持有效的緊急應變作為。</p> <p>(7) 發生放射性事故時，設施人員的職責和身分以及負責及時通知場址外應變組織和美國核管會的人員皆已適當定義。</p> <p>(8) 為場址外緊急應變組織所提供的資訊是足夠的，包括聯絡點、地址、電話、傳真和電子郵件。</p> <p>(9) 制定、維護和更新緊急應變計畫的職責已被清楚定義。</p> <p>(10) 簡要描述如何及時通知場址外緊急應變組織和請求援助的方法，包括對受污染傷害的現場工作人員進行治療的醫療援助。</p> <p>(11) 提供設施狀況、放射性物質外釋及建議保護措施(如有必要)的資訊類</p>
---	---

<p>(12)向工作人員提供緊急應變的培訓，包括消防、警務、醫療和其他場址外提供的指示和導引服務為足夠，以利有效行動。</p> <p>(13)在事故發生後，將地質處置場運轉區恢復到安全狀態的方法為適當。</p> <p>(14)與場址外緊急應變組織進行之每季通報檢查和每兩年的緊急應變演習已列入計畫，以用於測試對模擬緊急情況的反應。</p> <p>(15)模擬緊急情況的現地演習，每兩年進行一次。</p> <p>(16)放射性/健康物理、醫療和消防演習計畫，每半年進行一次。</p> <p>(17)地質處置場運轉區有關設施危險性材料的營運，滿足 1986 年的緊急應變計畫和公共法規。</p> <p>(18)在緊急應變計畫初次提交遞交給美國核管會之前，確認場址外緊急應變組織被允許有 60 天的時間對計畫進行意見徵詢。如果計畫的後續變更影響到場址外緊急應變組織，確認對此變更提供 60 天的意見徵詢期。確認在 60 天的意見徵詢期間收到任何意見和執照送審者的答覆，皆隨同緊急應變計畫提交給美國核管會。</p> <p>(19)確認場址外援助的使用計畫。</p> <p>(20)確認有對公眾提供即時資訊的適當安排。</p>	<p>型為足夠，且能及時向場址外緊急應變組織和美國核管會提供此類資訊。</p> <p>(12)向工作人員提供緊急應變的培訓，包括消防、警務、醫療和其他場址外提供的指示和導引服務為足夠，以利有效行動；</p> <p>(13)在事故發生後，將地質處置場運轉區恢復到安全的狀態的方法為適當；</p> <p>(14)與場址外緊急應變組織進行之每季通報檢查和每兩年的緊急應變演習已列入計畫，以用於測試對模擬緊急情況的反應，並包含以下：</p> <p>(15)每兩年進行現地演習，對模擬緊急情況進行測試；</p> <p>(16)放射性/健康物理、醫療和消防演習計畫，每半年進行一次；</p> <p>(17)地質處置場運轉區的營運滿足 1986 年的緊急應變計畫和公共法規中有關設施內的危險材料；</p> <p>(18)在緊急應變計畫初次提交遞交給美國核管會之前，場址外緊急應變組織被允許有 60 天的時間對計畫進行意見徵詢。如果計畫的後續變更影響到場址外緊急應變組織，應提供 60 天的意見徵詢期。在 60 天的意見徵詢期間收到任何意見和執照送審者的答覆，皆隨同緊急應變計畫提交給美國核管會；</p> <p>(19)場址外援助的使用計畫。</p> <p>(20)對公眾提供即時資訊的適當安排。</p>
--	--

4.10.3 審查發現

根據 10 CFR 72.32(b)規定，針對永久封閉處理放射性事故提供了可接受的緊急應變計畫，包括對地質處置場運轉區的地面設施拆除和去汙。這個計畫包含：

- (1) 設施及附近區域描述；

- (2) 放射性物質事故的類型和分類；
- (3) 事故情況的檢測方法；
- (4) 減輕事故後果的方法；
- (5) 對放射性物質外釋的適當評估；
- (6) 緊急情況下，設施人員的職責；
- (7) 制定、維護和更新緊急應變計畫的職責；
- (8) 場址外緊急應對組織的識別；
- (9) 場址外緊急應變組織的通知和協調；
- (10) 要傳達給場址外組織的資訊；
- (11) 緊急應變的培訓計畫；
- (12) 安全狀態恢復；
- (13) 展示在緊急情況下行動就緒的演習；
- (14) 1986 年的緊急應變計畫和公共法規中有關設施內危險化學品的規定；
- (15) 場址外緊急應變組織成員對於緊急應變計畫的意見；
- (16) 場址外援助的需求；
- (17) 向公眾提供資訊的安排。

4.11 限制進入管制和土地權使用管理

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

4.11.1 審查範圍

本章節審查限制進入的管制及土地權使用管理。審查者依據 10 CFR 63.21(c)(24)的要求評估相關資訊。限制進入和管理土地權使用的管制措施，是為了減少不利的人類行為，而可能降低處置場隔離廢棄物的能力。評估以下項目：

- (1) 地質處置場運轉區徵收土地拆遷的程度和充足性；
- (2) 地質處置場運轉區邊界在地質處置場運轉區之設計與自然特徵的兼容性；
- (3) 用於查明地質處置場運轉區內之產權責任和地表下權利之方法；
- (4) 永久封閉後額外控制的可接受性；
- (5) 永久封閉所需額外控制的可接受性；
- (6) 水權充足性；

- (7) 地表及地表下資產的控制；
- (8) 用於查明地質處置場運轉區外產權責任的方法；
- (9) 紀念碑(Monuments)設計的可接受性。

4.11.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
<p>一、土地所有權</p> <p>(1) 在美國核管會完成審查和執照申請審核通過之前，確認美國能源部權限內的措施，以建立有效的管轄和控制，且立法或其他進行中轉讓行為將會完成。</p> <p>(2) 確認地質處置場運轉區的土地面積是由美國能源部獲得的土地，或是被永久徵收回並保留給美國能源部使用，且由美國能源部所持有，同時也沒有下列的明顯產權責任：(i)根據一般採礦法規所產生的權利；(ii)路權的地役權；(iii)所有其他根據租賃、進入權、契據、專利、抵押、撥付、法規或其他方式產生的權利。</p> <p>(3) 確認地質處置場運轉區的所有權相關法律文件，包括足夠的所有權和(或)控制指標，以滿足採購紀錄。</p> <p>(4) 如果法定收回地質處置場運轉區的土地已經頒布，確認執照申請是否包括立法文本，以及法規所包含的土地面積之法律描述和申請書之說明同意。</p>	<p>一、土地所有權的充分證明。</p> <p>(1) 美國能源部權限內建立有效的管轄權和控制權以及立法或其他轉讓行為，有完整的步驟。</p> <p>(2) 地質處置場運轉區的土地面積是由美國能源部獲得的土地，或是被永久收回並保留給美國能源部使用，美國能源部免費提供產權責任。</p> <p>(3) 地質處置場運轉區的所有權相關法律文件，包括足夠的所有權和控制指標，以滿足採購紀錄。</p> <p>(4) 如果法定撤回地質處置場運轉區的土地已經頒布，確認執照申請是否包括立法文本，以及法規所包含的土地面積之法律描述和申請書之說明同意。</p>
<p>二、永久封閉後的額外控制</p> <p>(1) 評估在地質處置場運轉區或地質處置場運轉區內是否建立了地表和地表下地區任何的的控制措施，以防止可能降低處置場隔離廢棄物的能力之不利的人為行為是可接受並足夠的。</p> <p>(2) 確認地質處置場運轉區或地質處置場運轉區外的影響區域大小和邊界</p>	<p>二、永久封閉的額外控制是可接受的。</p> <p>(1) 在地質處置場運轉區或地質處置場運轉區內是否建立了地表和地表下地區任何的的控制措施，以防止可能降低處置場隔離廢棄物的能力之不利的人為行為是可接受並足夠的。</p>

<p>與設計或自然特徵一致，以確保處置場執行隔離的能力，並降低人類活動可能影響廢棄物隔離的不利風險。</p> <p>(3) 確認地質處置場運轉區外的所有權相關法律文件，包括足夠的所有權和(或)控制指標，以滿足採購紀錄。</p> <p>(4) 如果地質處置場運轉區之外土地的法定收回尚未頒布，確定美國能源部已採取或計畫在其職權範圍內採取適當步驟，以建立有效的管轄權和控制權。正在進行的立法或其他轉讓行為，應該在美國核管會完成審查和執照申請決議之前完成。</p> <p>(5) 確認存在或可能繼續的任何現有或擬議的合法權利或產權責任，或是應在地質處置場運轉區外建立，並充分評估任何可能在這些權利下容許發生的活動性質。</p> <p>(6) 評估美國能源部管理和控制其所有權或監督土地的計畫。確認針對地質處置場運轉區外的土地區域，用於查明任何現有或將來的產權責任或其他地表或地表下權利的方法為適當，例如權狀搜尋和土地管理局紀錄搜尋。</p>	<p>(2) 地質處置場運轉區或地質處置場運轉區外的影響區域大小和邊界與設計或自然特徵一致，以確保處置場執行隔離的能力，並降低人類活動可能影響廢棄物隔離的不利風險。</p> <p>(3) 地質處置場運轉區外的所有權相關法律文件，包括足夠的所有權和(或)控制指標，以滿足採購紀錄，例如：任何土地權利的權狀紀錄，或土地管理局權狀圖中所有紀錄的權利和所有權。</p> <p>(4) 如果對於地質處置場運轉區之外土地的法定收撤回尚未頒布，美國能源部在其職權範圍內採取適當步驟，以建立有效的管轄權和控制權。立法或其他轉讓行為是完整的。</p> <p>(5) 存在或可能繼續的任何現有或擬議的合法權利或產權責任，或是應在地質處置場運轉區外建立，並適當評估任何可能在這些權利下容許發生的活動性質。</p> <p>(6) 用於查明在地質處置場運轉區外的土地區域中，任何現有或將來的產權責任或其他地表或地表下權利的方法，例如權狀搜尋和土地管理局紀錄搜尋是適當的。</p>
<p>三、永久封閉所需的額外控制</p> <p>(1) 評估任何控制措施是否滿足 10 CFR 63.111(a)和(b)的要求是可以接受的和足夠的。如果有必要，這種控制措施應包括土地使用限制和排除公眾權力。</p> <p>(2) 確認地質處置場運轉區和地質處置場運轉區外的影響區域大小和邊界與設計或自然特徵一致，以確保滿足 10 CFR 63.111(a)和(b)的要求。</p>	<p>三、永久封閉造成的額外控制是足夠的。</p> <p>(1) 為確保滿足 10 CFR 63.111(a)和(b)的要求所需的任何額外控制是可以接受的和足夠的。</p> <p>(2) 地質處置場運轉區和地質處置場運轉區外的影響區域大小和邊界與設計或自然特徵一致，以確保滿足 10 CFR 63.111(a)和(b)的要求。</p> <p>(3) 地質處置場運轉區的所有權相關法律文件，包括足夠的所有權和(或)控制指標，以滿足採購紀錄，例如：</p>

<p>(3) 確認地質處置場運轉區的所有權相關法律文件，包括足夠的所有權和(或)控制指標，以滿足採購紀錄。</p> <p>(4) 如果地質處置場運轉區之外土地的法定收回尚未頒布，確定美國能源部已採取或計畫在其職權範圍內採取適當步驟，以建立有效的管轄權和控制權。正在進行的立法或其他轉讓行為，應該在美國核管會完成審查和執照申請決議之前完成。</p> <p>(5) 確認存在或可能繼續的任何現有或擬議的合法權利或產權責任，或是應在地質處置場運轉區外建立，並充分評估任何可能在這些權利下容許發生的活動性質。</p> <p>(6) 評估美國能源部管理和控制其所有權或監督土地的計畫。確認針對地質處置場運轉區外的土地區域，用於查明任何現有或將來的產權責任或其他地表或地表下權利的方法為適當，例如權狀搜尋和土地管理局紀錄搜尋。</p>	<p>任何土地權利的權狀紀錄，或土地管理局權狀圖中所有紀錄的權利和所有權。</p> <p>(4) 如果法定撤回對於地質處置場運轉區之外的土地沒有頒布，確定美國能源部已採取或計畫在其職權範圍內採取適當步驟，以建立有效的管轄權和控制權。立法或其他轉讓行為是完整的。</p> <p>(5) 存在或可能繼續的任何現有或擬議的合法權利或產權責任，或是應在地質處置場運轉區外建立，並適當評估任何可能在這些權利下容許發生的活動性質。</p> <p>(6) 用於查明在地質處置場運轉區外的土地區域中，任何現有或將來的產權責任或其他地表或地表下權利的方法，例如權狀搜尋和土地管理局紀錄搜尋是適當的。</p>
<p>四、水權</p> <p>(1) 確認美國能源部已獲得必要的水權，以實現地質處置場運轉區的目的。</p>	<p>四、水權的描述是足夠的。</p> <p>(1) 美國能源部已獲得必要的水權，以實現地質處置場運轉區的目的。</p>
<p>五、紀念碑的概念設計</p> <p>(1) 紀念碑應準確地指出處置場的位置，設計為確實可行的情況下永久性傳達警告，因放射性廢棄物對公眾健康和安全的風險，以防止入侵地下處置場，並且至少具有設計年限達幾百年。</p>	<p>五、紀念碑的概念設計是足夠的。</p> <p>(1) 計畫在永久封閉後識別場址的紀念碑之概念設計是足夠的。</p>

4.11.3 審查發現

美國核管會工作小組審查安全分析報告以及其他執照申請資料，合理的認為符合 10 CFR 63.121 和 63.21(c)(24)的要求。在永久封閉後必須符合場址的土地權

利和永久紀念碑使用的所有權和控制之要求。尤其是：

- (1) 地質處置場運轉區將美國能源部管轄和控制下所獲得的土地，或者被永久收回並保留供其使用的土地。這些土地將免費提供，不包括根據一般採礦法所產生的權利、土地使用權、租賃、進入權、契據、專利、抵押、撥付、法規或其他方式產生的權利；
- (2) 額外的控制將用於永久封閉，包括地質處置場運轉區外的區域。這些控制包括管轄權和控制權、地表和地表下權利，以防制可能降低處置場實現隔離目的能力之人為行為；
- (3) 透過永久封閉，包括對地質處置場運轉區外的地區進行額外控制。美國能源部將根據需要之管轄權，以確保符合 10 CFR 63.111 的功能目標。控制措施包括排除公眾的權力；
- (4) 美國能源部獲得水權，以達到地質處置場運轉區的目的；
- (5) 美國能源部提供了紀念碑的概念設計，以確定永久封閉後的處置場位置。

4.12 放射性廢棄物處置外的地質處置場用途

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

4.12.1 審查範圍

本章節審查地質處置場運轉區用於處置放射性廢棄物以外的用途。審查者依據 10 CFR 63.21(c)(22)(vii) 的要求評估相關資訊，如下：

- (1) 除了高放射性廢棄物的處置及其潛在影響以外之擬定活動；
- (2) 擬定活動的行為程序和持續監督。

4.12.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
一、處置之外的擬定活動 (1) 評估除了處置高放射性廢棄物之外的地質處置場運轉區的任何擬定活動，是否會影響與安全重要相關的結構、系統與組件，以及與廢棄物隔離相關的工程與天然障壁。需要考慮的活動包括但不限於以下：	一、處置放射性廢棄物之外的擬定活動是可以接受的。 (1) 對處置高放射性廢棄物之外的地質處置場運轉區的任何擬定活動進行充分評估，影響與安全重要相關的結構、系統與組件，以及與廢棄物隔離

<p>(a) 高放射性廢棄物的長期暫存。</p> <p>(b) 與處置高放射性廢棄物無關之獲批准的用途，例如美洲原住民文化活動、依適當規定保護動植物、娛樂以及資源開採。</p> <p>(c) 美國核管會或美國能源部之外其他組織的功能監測與確認。</p>	<p>相關的工程與天然障壁是可以接受的。</p>
<p>二、潛在影響結構、系統與組件的擬定活動之程序</p> <p>(1) 評估持續監督擬定活動的程序是否足夠，而非在地質處置場運轉區處置高放射性廢棄物，可能影響與安全重要相關的結構、系統與組件以及與廢棄物隔離相關的工程與天然障壁。這些程序應包括：(i)活動目的；(ii)活動詳細說明；(iii)工作人員相關輻射安全；(iv)紀錄的處理及活動完畢後須通知的各方。</p>	<p>二、處置高放射性廢棄物外的擬定活動之程序是可接受的。</p> <p>(1) 持續監督可能影響與安全重要相關的結構、系統與組件，以及與廢棄物隔離相關的工程與天然障壁之擬定活動的程序是充足的。</p>

4.12.3 審查發現

美國核管會工作小組審查安全分析報告以及其他執照申請資料，合理的認為符合 10 CFR 63.21(c)(22)(vii)的要求。對處置放射性廢棄物以外的地質處置場運轉區用途之計畫充分描述，其計畫於執照申請的內容滿足要求。這些計畫包括分析這些活動對於與安全重要相關的結構、系統與組件，以及與廢棄物隔離相關的工程和天然障壁的可能影響。

第五章、執照規格

5.1 執照規格

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

本章節審查美國能源部確定的變數、條件或其他項目，其可能成為執照規格的主題。審查者依據 10 CFR 63.21(c)(18) 的要求評估相關資訊。

對於執照規格可能主題的變數、條件或其他項目的審查，必須結合雅卡山審查計畫其他部分所進行的審查。所提出的變數、條件和其他項目之可接受性，是在決定處置場安全功能目標是否能達成來共同進行評估，因為這些規格定義或限制了處置場的營運和建造。審查者應特別注意影響地質處置場運轉區最終設計的項目。

5.1.1 審查範圍

此列表並非全面而完整，所有執照規格的範圍是基於執照申請中所提供的資訊，而非預先排定的表列。

(1) 適用於以下幾個方面提出的執照規格：

- (a) 放射性廢棄物的物理及化學形式和放射性同位素含量；
- (b) 放射性廢棄物包件的形狀、尺寸、材料和施工方法；
- (c) 每單位貯存空間所允許的廢棄物數量；
- (d) 測試、校正、檢查、監視和監測的要求；
- (e) 坑道、滴水屏蔽、回填、通風系統及其他結構、系統與組件的特性；
- (f) 限制進入和避免干擾的管制；
- (g) 行政管制。

(2) 每個提出的變數、條件或其他項目之技術基礎，著重於可能對最終設計有重大影響的項目。

5.1.2 審查方法與接受準則

審查方法	接受準則
一、執照規格的識別和技術基礎 (1) 確認提出的執照規格及其技術基礎已被確認且合理。	一、變數、條件或其他項目規定的執照規格項目，並提供了可接受的技術基準。

<p>二、符合執照規格的計畫</p> <p>(1) 確認美國能源部是否提供滿足執照規格的計畫，這些計畫與處置場設計是一致的</p>	<p>二、符合執照規格及其技術基礎的計畫已充分界定。</p>
---	--------------------------------

5.1.3 審查發現

美國核管會工作小組審查安全分析報告以及其他執照申請資料，合理的認為符合 10 CFR 63.21(c)(18)和 63.43 的要求。確定執照申請內容的要求，因為這些變數、條件或其他項目之可能的執照規格主題被證明是合理的。制定了符合執照規格的計畫，且特別注意對地質處置場運轉區的最終設計可能有重大影響的項目。

第六章、關鍵審驗技術或注意事項建議

有效掌握國際用過核子燃料最終處置計畫發展的歷程，以及各階段安全分析報告之範疇、審查成果、驗證經過等資訊，提供主管機關對於國際用過核子燃料最終處置計畫安全分析報告審查重點與經驗培養，同時發展國內驗證技術能力，為我國政府科技發展計畫「106 年用過核子燃料處置長期安全評估審驗技術之研究」主要目的。

針對上述目的，本研究報告第一至第五章對於美國高放射性廢棄物最終處置之雅卡山審查計畫內容，就一般資訊審查、永久封閉前之處置場安全、永久封閉後之處置場安全、行政與計畫程序要求、及執照規格等方面，分別整理了審查範圍、審查方法、接受準則與審查發現等重要結果，作為國內用過核子燃料最終處置計畫審查作業參考借鏡。因美國雅卡山審查計畫係針對雅卡山最終處置場建造執照申請所擬具的審查計畫，不僅涵蓋範圍極廣，且審查項目內容深度亦相當可觀，考量台電公司即將於 2017 年底對於國內用過核子燃料最終處置，提出「用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」(2017 年版)，本研究團隊參與的研究人員特別針對前五章內容中，對處置安全重要的課題掌握關鍵審查與驗證技術，並與我國發展中的最終處置計畫比對，而於本(第六)章中提出國內應用時之注意事項及建議對策。

6.1 一般資訊

1. 一般描述

執照申請文件中提供一般資訊，首先，須對處置場的工程設計概念做綜合性的說明，如果執照申請提供足夠的資訊，並符合接受條件，可做出此部分的評估結果為可接受的。審查者需撰寫申請案安全評估報告中之合理性，包含審查內容的概要說明，以及審查人員接受申請的原因。該申請文件之一般資訊可供國內處置場址執照申請文件中提供一般資訊之重要參考依據。

2. 建造、廢棄物接收及置放的時程規劃

地質處置運轉區(包括處置場內和處置場外必要的基礎設施開發)的結構、系

統與組件建造的時程。驗證每個重要工作要素的時間表都是必需的，對計畫的活動項目(包括基礎設施發展建造)和廢棄物接收和放置對計畫的項目活動提供充分的描述，可供國內處置場址建造、廢棄物接收及置放的時程規劃之重要參考依據。

3. 實體防護計畫

實體防護系統系是用以防止地質處置場營運區域失控而引致輻射暴露超過規定劑量。計畫內容必須包含實體防護設計、申請者保防事件應變計畫、以及安全組織與人員培訓及資格認證的計畫，且必須列出測試、檢查、審核、以及其他用於證明符合要求的方法。

審查時須確認申請者須描述藉由研發、實施、以及維護實體防護系統，以符合法規的一般安全功能要求、安全功能、以及具體措施。美國雅卡山審查計畫對實體防護計畫內容的要求相當詳細，同時於歷經 2001 年 9 月 11 日恐攻事件後，也有但書說明主管機關可以要求申請者增修實體防護計畫的內容，以符合保防與安全功能的高度需求。國內未來的地質處置場執照申請時間距離目前尚久，建議對策為完整考慮符合時代的實體防護系統各種可能需求，以防止地質處置場營運區域失控而引致過量輻射暴露。

4. 物料管制與料帳計畫

用過核子燃料的結餘、盤存、及記錄保存程序可以確保及時報告意外臨界或遺失特殊核子物料，值得我國參酌採用。我國放射性物料管理法第十條第三款也有類似規定。

5. 場址特徵化工作描述

場址特徵化工作為處置場之設施設計及安全評估之基礎，其內容包含了地質、水文、地球化學、母岩的大地工程特性和條件、氣候學、氣象學和其他環境科學以及所考慮之參考生物圈等，這些特徵化之要項及細節可供國內處置場址特徵化工作之重要參考依據。

6.2 永久封閉前之處置場安全

1. 關於封閉前安全分析之場址描述

此部分重點著重於封閉前安全分析和地質處置場的運轉區設計。因此，對於

處置場址及周邊地區需要有足夠的描述進行評估，以支持安全分析及設施設計，包含場址地理環境、人口、土地利用，以及氣候、水文、地質、土工特性進行評估，這些評估要項亦可提供國內參考，我國屬於環太平洋地震帶，因此對於地震的描述可能需要特別注意。

2. 結構、系統、組件、設備和操作過程活動的描述

透過地表及地下設施之結構、系統、組件、設備，以及作業過程描述，了解地質處置場運轉區設施的設計，可確定危險和事件順序。國內處置場址目前仍在評估階段，但這些資訊仍可提供國內未來處置場址內之設施設計具有重要參考價值。

3. 危害界定和初始事件

危害界定和初始事件的評估，對於處置場之設施至關重要，有可能導致放射性核種外洩之風險，因此對於危害事件之界定，以及其發生之頻率或機率而言需審慎評估，其中有關人為或自然導致之因素，亦可提供國內處置場設施對於危害之評估之重要參考依據。

4. 界定事件序列

對於第 1 類及第 2 類事件序列界定之方法，有助於我國放射性廢棄物處置提供一個重要參考依據。舉例而言，第 1 類事件序列是否包含在地質處置場運轉區永久封閉之前預期發生一次或多次的序列；第 2 類事件序列是否包含永久封閉前，10,000 次中至少發生一次的事件序列。

5. 結果分析

第 1 類事件序列的結果評估，例如對於可能導致危害事件序列之建議控制措施、工作人員及民眾劑量計算的評估，這些都需符合合理的範圍，這些規範對於我國未來處置場址運作具有重要參考價值。

第 2 類事件序列有關輻射防護之相關規定之要求，例如假設的民眾之劑量在法規的限制內；充分評估來自第 2 類事件序列民眾的後果。此審查結果亦可提供國內未來處置場運轉之相關規範參考。

6. 識別對安全與安全控制具重要性之結構、系統及組件，與確保安全系統可靠性的措施

對安全具重要性之結構、系統及組件，與確保安全系統之可用性和可靠性的

措施，確保其可如預期發揮作用即為審查之重點。除了確認設計功能之外，監測、維護與備援系統等確保功能的管理方式亦須納入審查範圍，並納入風險管理做為評量依據，用以反應該項目對安全功能影響之敏感性。依我國「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第 12 條規定，高放處置設施之重要結構、系統及組件設計應符合：一、可進行檢查、維護及測試，並符合核子保防作業之要求。二、防範可預期之天然災害。三、具備意外事件緊急應變功能。四、確保高放射性廢棄物之各項作業，於正常運作及預期意外事件時，均能維持次臨界狀態。五、具有火災或氣爆之防護功能。六、其他經主管機關指定之事項。因此，其對安全具重要性之結構、系統及組件為評量處置安全功能之關鍵，此作法之審查理念可供參考。

7. 對安全和安全控制具重要性之結構、系統及組件的設計

審查之關鍵在於確認安全功能要求與設計準則之間、設計基準和設計準則之間、場址特性與設計基準、設計準則與安全考量之間的一致性與關聯性，較為關鍵之驗證類別則包含：結構、熱、屏蔽、臨界與抑制外釋等。

依「放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法」第 4 條對安全分析報告應載明的三、設施之設計基準。考量設計準則、設計基準與設計方式為實現設計功能目標之關鍵，此作法之審查理念可供參考。

8. 正常作業與第 1 類事件序列符合法規合理抑低的規定

合理抑低為我國游離輻射防護法第一條的規定，必須遵照執行。對工作人員與公眾曝露必須合理抑低，處置場作業區的設計必須考量合理抑低，相關作業也必須考量合理抑低。

9. 放射性廢棄物的再取出及替代貯存計畫

高放射性廢棄物再取出操作必須符合封閉前功能目標的要求的操作程序，再取出使用設備、可能發生的情境等規劃與分析為處置計畫必要項目，再取出期間及時程計畫等亦需於再取出計畫中說明；而替代貯存方案之地點、容量及運輸計畫等也需完備。我國「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第 11 條明確規定：高放處置設施之設計，應確保高放射性廢棄物放置後五十年內可安全取出；因此，美國雅卡山審查計畫有關內容甚具國內參考之價值。惟美國聯合法規 10 CFR 63 對於五十年內再取出的時間規定，尚保留有可經美國核管會核

准或指定不同時間範圍的但書，考慮放射性廢棄物處置技術及觀念的可能演變，建議我國亦能保留再取出時間的必要彈性。

10. 永久封閉及除污或除污及地表設施拆除計畫

我國放射性物料法施行細則第 32 及 33 條，分別對放射性廢棄物最終處置設施封閉時之封閉計畫及監管計畫內容訂有規定。美國雅卡山審查計畫對於永久封閉時的除污計畫相當重視，但應考慮在執照申請初始階段所提交的計畫基本上屬遠期的觀點，難以反映在實際設施運轉過程中所獲得的資訊(例如污染的類型、程度和確切位置等詳細資訊)。因此，要求於永久封閉時提交最終計畫書，且須在地質處置設施執照終止之前審查並核准。

6.3 永久封閉後之處置場安全

1. 系統描述與多重障壁論證

鑑定障壁封閉後之功能(包括至少一個工程障壁和天然障壁)，描述鑑定障壁的功能，防止或降低流速或放射性核種之遷移速度，防止釋出或降低放射性核種從廢料體之釋出率，整個處置系統功能評估使用方法需具一致性和考慮和功能有關的不確定性；障壁功能判定技術基礎的討論，相同於一個特別障壁功能評估和有關不確定的重要性。可供國內處置場址設計工程障壁與天然障壁系統，滿足符合多重障壁系統隔離要求之重要參考依據。

2. 情節分析

評估考慮資訊包括處置場特性、區域特徵、天然類比研究和處置場設計。安全分析報告包含特徵、事件和作用的完整列表，與關於地質環境或工程障壁退化、劣化或變異(包括那些會影響天然障壁功能的作用)，對處置場潛在影響之所有特徵、事件和作用係屬關鍵議題。鑑定特徵、事件和作用的完整列表，篩選特徵、事件和作用的完整列表，減少特徵、事件和作用組合以形成情境分類，篩選情境分類。可供國內處置場址適當的篩選特徵、事件和作用完整列表之重要參考依據。

3. 情節分析與事件機率-鑑定事件的機率大於每年 10^{-8}

定義為可能影響符合封閉後之功能標準，如斷層、地震活動、火成岩活動和關鍵性。每個事件可以機率表示以支持任務的技術基礎，概念模型評估或以事件機率考慮決定，計算事件機率的參數，計算事件機率的模型和參數的不確定性，

係為審查關鍵議題。需確認事件機率分佈或範圍之技術基礎經過充分分析，並需提出該機率分佈或範圍之不確定性。提出申請資料，需滿足法規要求。許可證申請係考慮在 10,000 年期間，10,000 次中至少發生一次的事件，該機率值可供國內處置場址鑑定事件機率之重要參考依據。

4. 工程障壁材料之劣化

(1) 緩衝材料

A. 廢棄物罐周遭工程障壁之緩衝材料，依先進國家之研究已知緩衝材料初始密度必須低於 2050 kg/m^3 ，以防止廢棄物罐遭受太高的剪力衝擊；但密度須大於 1905 kg/m^3 ，以確保足以產生 2 MPa 的回脹壓力。

故參照本節內涵，未來台灣應發展本地緩衝材料塊體之製作方式的選擇與檢驗方法，並注意其產出緩衝材料塊體之密度的變異性或穩定性，以致評估其對整體工程障壁系統功能之影響。

B. 緩衝材料塊體與坑壁岩石的緊密接觸，確實是有效防堵水流路徑。因此，合理考慮過多地下水流入處置孔，而對緩衝材料沖蝕與管湧流失等不利因素，使緩衝材料之障壁功能劣化問題之影響，亦應予以評估。

(2) 處置坑道之回填料與支撐材

依先進國家之研究規定，坑道回填料之水力導水係數須低於 10^{-10} m/s 、回脹壓力須大於 0.1 MPa。處置坑道被具高導水流通性裂隙穿過的可能性已被排除，但其回脹壓力以確保回填料與岩壁可以緊密接觸確實是重要的。故未來處置坑道此一類參考設計重點，應該注重在隧道封塞之緊密效果的設計與測試方法，以致評估其對整體工程障壁系統功能之影響。我國「高放射性廢棄物最終處置設施場址規範」第十一條之(一)明確規定場址應考量下列母岩特性之(四)：母岩水文性質具有低水力傳導度與低透性；故知美國雅卡山審查計畫甚具本國之參考價值。

(3) 灌漿與噴凝土材料

SKB 規定只能用 $\text{pH} < 11$ 之低酸鹼值(水泥)材料、不能施作連續性的噴凝土、於隧道外圍的灌漿孔應避免串聯連續。未來台灣必須進一步確認不採用使地下水產生 pH 值之低鹼性材料，以及噴凝土之劣化及其對岩栓腐蝕之問題，以致評估其對工程障壁系統整體功能之影響。我國「高放射性廢棄物

最終處置設施場址規範」第十三條之(一)明確規定場址應考量下列地球化學特性之(一)：場址之長期地球化學演化，不致對處置場的障壁功能產生不利影響；因此可知美國雅卡山審查計畫甚具本國之參考價值。

5. 工程障壁的力學破壞

在廢棄物罐可承受的剪動位移之力學破壞方面，SKB 考慮因地震而觸動處置孔附近之大型裂隙發生剪動，在膨潤土緩衝材料密度為 $2,050 \text{ kg/cm}^3$ (溫度可能下降至 0°C 時)之狀態下，廢棄物罐遭受到速度 1 m/s 、剪動 5 cm 後須仍能維持其完整性。

因此，SKB 規定處置孔之孔位須退避跡長 3 km 以上的變形帶 100 m 以上，且不可被大型裂面穿過(採用擴充版全圓周交會準則 EFPC 準則去篩選之)。有鑑於在台灣之地震，是否與歐洲相同，也顯示長度 3 km 以上的地震斷層具有使大裂面錯動超過 10 cm 之能力，或大地震觸動鄰近大裂面剪動之量化能力，其力學破壞力對影響整體工程障壁系統功能之評估，與其風險性，未來國內均須進一步注意。我國「高放射性廢棄物最終處置設施場址規範」第三條之(一)明確規定場址不得位於：活動斷層之主要斷層帶兩側各一公里及兩端延伸三公里之帶狀地區；以及第八條規定：場址避免位於地質構造有明顯抬升、沉降、褶皺或斷層活動變化的地區；因此可知甚具本國之參考價值。

6. 侵入工程障壁與廢料體的水量與水化學

針對地質、水文與地球化學條件在侵入工程障壁與廢料體的水量與水化學之技術基礎描述，以支持全系統安全評估的模式精簡化，論證模式精簡化的資料與參數是否充足，與特徵化資料不確定性的方法，可供國內處置場址評估侵入工程障壁與廢料體的水量與水化學技術基礎之重要參考依據。

7. 核種釋出率及溶解度限制

有關核種釋出率及溶解度限制審查，關鍵議題包括模式及數據的正當性、模式的不確定性、數據的不確定性、模式整合及模式的支持性等議題，建議我國研究及參酌採用。

8. 氣候與入滲

氣候與入滲條件要符合功能評估所需，需要分析需有使用合適合場址與鄰近

區域的資料、不確定性與變異性需有合理參數值與合適的替代概念模型；採用完整具體的特徵、事件與作用列表進行分析，且有合適的技術基礎提供納入或剔除之依據以規定。需要分析包含障壁系統具體的退化、劣化與變異作用，並考慮其對年劑量的影響，提供合適的技術基礎供功能評估之模式使用，係具有關鍵議題。全系統功能評估充分整合或限制來自於重要的設計特徵、物理現象與耦合，且在氣候與淨入滲精簡過程使用一致與合適假設。影響氣候與淨入滲的地質、水文、地球化學、物理現象與耦合特性需充分考慮。氣候與淨入滲精簡的假設與條件，需被確認且與資料描述需一致。建議國內處置場址評估氣候與入滲時列為重要參考依據。

9. 未飽和區之流動路徑

審查重點著重於未飽和區之流通途徑之精簡化，整合影響廢棄物隔離有關之未飽和流通途徑的高度複雜模式，進行各方面精簡化之描述，並審查資料和模式的合理性，以及資料和模式的不確定性，透過模式的精簡化，可以更有效的審查處置場址未飽和流通途徑的各方面資訊，亦可提供國內處置技術提升之參考依據。

10. 未飽和層的核種傳輸

檢驗非飽和層核種傳輸精簡之設計特徵、物理現象與耦合的描述及地質、水文、地化、史前水文、史前氣候與氣候觀點的描述在圍阻廢棄物的貢獻。並評估這些可能影響非飽和層核種傳輸的描述觀點是充足的。全系統功能評估中非飽和層核種傳輸使用的條件及假設，需與資料的描述一致，非飽和層核種傳輸使用的邊界與初始條件傳遞至其他模式精簡。評估與非飽和層核種傳輸有關的特徵、事件與作用之完整列表，需包含在全系統安全評估有關非飽和層核種傳輸的模式精簡。可供國內處置場址評估非飽和層核種傳輸之重要參考依據。

11. 飽和區的流動路徑

審查重點著重於飽和區流通途徑之精簡化，整合影響廢棄物隔離有關之飽和流通途徑的高度複雜模式，進行各方面精簡化之描述，並審查資料和模式的合理性，以及資料和模式的不確定性，透過模式的精簡化，可以更有效的審查處置場址飽和流通途徑的各方面資訊，將可提供國內處置技術提升之參考依據。

12. 飽和層的核種傳輸

影響飽和層核種傳輸的地質、水文、地球化學、設計特徵、物理現象與耦

合特性需要充分考慮。例如描述飽和層傳輸性質因水與岩體交互作用的改變。飽和層核種傳輸模式精簡的假設與條件，是容易被確認且需要與呈現資料的描述一致。全系統功能評估中飽和層核種傳輸使用的條件與假設，與資料的描述需一致。飽和層核種傳輸使用的邊界與初始條件需要透過模式精簡化。建議國內處置場址評估飽和層核種傳輸時參考應用。

13. 廢棄物包件的火成作用破壞

此一議題，於國內須注意處置場附近若發生火山活動，而觸動處置孔附近大型裂隙之剪動時，在膨潤土緩衝材料密度為 $2,050 \text{ kg/cm}^3$ 狀態下，廢棄物罐遭受剪動是否超過 5 cm，而損及工程障壁之完整性並評估其功能與風險性，是未來國內應一併考量的重點。我國「高放射性廢棄物最終處置設施場址規範」第三條之(三)明確規定場址不得位於：第四紀火山活動半徑十五公里範圍內之地區；以及第七條規定：場址避免位於有山崩、地陷或火山活動之虞的地區；因此，可知美國雅卡山審查計畫甚具國內參考價值。

14. 地下水核種濃度

全系統安全評估有關地下水放射性核種濃度模式精簡之輸出，驗證美國能源部有關場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比研究資料之結果。使用細緻的地球化學、水文、地質過程和替代性全系統安全評估模式，以評估地下水放射性核種濃度的精簡化，可供國內處置場址評估地下水放射性核種濃度之重要參考依據。

15. 土壤中核種再分布

全系統安全評估資料是否足以支持土壤中放射性核種再分布的模型精簡之概念模式、作用層級模式、替代概念模式。土壤中放射性核種再分布特徵、事件和作用已被納入全系統模式，可供國內處置場址評估土壤中放射性核種再分布之重要參考依據。

16. 生物圈特徵

有關生物圈特徵的審查，關鍵議題包括模式及數據的正當性、模式及數據的不確定性、系統敘述與模式整合及模式的支持性等，值得我國研究及參酌採用。我國為海島國家，最終處置場的地點可能臨海或在離島，生物圈特徵可能需要考量海洋生物圈的態樣，可另參考瑞典、芬蘭及日本的相關審查經驗。此外，國內

核能界應廣泛蒐集瑞典、芬蘭等先進國家有關高放處置場微生物及非人類生物評估相關資訊，以備不時之需。

17. 證明符合封閉後公眾及環境標準

有關證明符合封閉後公眾及環境標準的審查，關鍵議題包括全系統功能評估軟體代表處置場功能的可信度、情節及計算結果(年劑量 vs 時間)的適當性及年劑量計算結果於法規遵循期間任何一年對合理最大暴露個人年劑量是否超過封閉後個人防護標準的適當性等，而我國「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第 9 條訂定高放處置設施民眾年劑量拘束值(個人年有效劑量不得超過 0.25 毫西弗)外，於第 10 條訂定高放處置設施民眾年風險限值(關鍵群體中個人所造成之個人年風險，不得超過一百萬分之一)，美國的劑量審查值得我國未來進行研究。

18. 證明符合人類闖入標準

有關證明符合人類闖入標準的審查，關鍵議題包括闖入事件的發生時間的適當性、闖入事件於法規遵循期間任何一年對合理最大暴露個人年劑量的可接受性及全系統功能評估軟體對闖入事件的代表性等，值得我國研究及參酌採用。

19. 處置場功能分析證明符合個別的地下水防護標準

有關處置場功能分析證明符合個別的地下水防護標準的審查，關鍵議題包括確定地下水代表性體積位置與形狀的方法及假設、計算地下水代表性體積實體尺寸的方法及假設及證明於法規遵循期間任何一年地下水中放射性及劑量不會超過地下水防護標準的適當性等。美國法規規定高放處置設施釋出核種須符合定地下水防護標準，芬蘭亦規定(YVL D.5 §313)高放處置設施核種生物圈的釋出率須符合法規。我國高放處置法規對民眾有訂定劑量及風險的安全標準，但未提到環境標準，建議我國可參考美國及芬蘭的作法，訂定適當的安全標準。

20. 專家引進

美國核管會對於申照者使用專家引進列有明確的範圍及規定，要求引進專家及取得專家判斷須經正式而高度結構性的程序，且此程序須文件完備。由於美國雅卡山計畫的申照者美國能源部有較充分的專業人力，因此限制僅有若干情況下可以進行專家引進，故須經正式的官方程序進行，而專家亦須經過引進前的訓練。國內執行研發計劃對於專家引進通常較具彈性，如參考美國最終處置計畫的作法，

將可透過嚴謹程序使專家引進的作業更為透明，惟同時也可能因此影響執行時的彈性及專家的意願，建議國內應及早針對此課題擬具辦法，供未來執行之依據。

6.4 行政與計畫程序要求

1. 解決安全問題的研究與發展計畫

解決安全問題的研究與發展計畫中，此安全問題係涉及對安全而言重要的結構、系統與組件以及對隔離廢棄物重要的工程或天然障壁，此計畫需要確認、描述和討論更進一步的技術資訊之安全特徵或組成，以確認設計、工程或天然障壁是否夠充分。且此計畫需列有時程表，以敘明解決問題的時間。另外，如依照所提解決安全問題之規劃方法與時程仍無法證實可被接受時，申照文件須備妥替代計畫或營運限制內容。

最終處置的安全是整個處置計畫的核心，因此解決安全問題的研究計畫須不斷精進，以更進步的技術資訊確認設計、工程或天然障壁足以安全地隔離廢棄物，而考慮到所提規畫方法與時程有可能無法被充分接受，因此亦須備妥替代計畫或限制營運內容，以確保處置的安全性。

2. 功能確認計畫

對效能確認方案做整體性的審查，包含對效能確認方案的一般性要求、大地工程及設計參數、設計試驗，以及對於廢棄物包件的監測等，這對於處置場效能評估之不確定性而言至關重要，避免不安全之狀況傳給後代。這些審查要項和接受的標準可供我國處置技術之提升。

3. 品質保證計畫

品質保證計畫為我國高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則第六條所規訂的要項之一。雅卡山審查計畫所列 18 項品保審查方法與接受準則，足供參考採行。

4. 紀錄、報告、試驗、及檢驗

紀錄的保存以確保未來世代能了解處置場的存在，避免無意闖入而造成危害。美國規定立碑以彰顯，但是歐洲看法立碑如同金字塔引誘人探險。如何在此兩種不同的觀念中，審慎選擇適用於我國國情的作法，有待國人共識。

5. 申請者有關地質處置場營運區建造及營運的組織結構

申請者針對地質處置場營運區建造及營運期間須充分界定其職責和決策權，使職責的行使可以追溯到管理和幕僚階層，包括承包商、分包商、顧問、服務機構、及其他受影響的組織。而對於日常或緊急情況下有採取行動權力之職位，須有適當的授權委任程序。最終處置場的建造及營運與一般工程計畫相較，所需專業程度及複雜度很高，因此建造及營運時的相關組織，其職責與決策權的界定至為重要。

6. 地質處置場營運區安全與營運重要職位之指定職責

執照申請文件應充分說明地質處置場營運區安全與營運重要職位之指定職責以及擔任這些職位人員的資格。

7. 人員資格和培訓要求

培訓與認證計畫包括地質處置場營運區建造及營運的組織結構、對安全與營運重要職位的指定職責、及人員資格與培訓，換言之，對於組織、重要職務的職責及人員培訓等都含括在內。

6.5 執照規格

結合審查計畫中各部分所執行的審查，才足以對執照規格可能主題的變數、條件或其他項目進行審查。在確認處置場安全功能目標能達成的條件下，提出對於變數、條件和其他項目的內容；且這些內容的技術基礎，應特別注意可能對處置場最終設計有重大影響的項目。

第七章、結論

本年度計畫延續 105 年度之工作，繼續進行國際高放最終處置計畫安全分析報告審查資訊研析，在核能先進國家或區域的選擇方面，係以美國雅卡山審查計畫為標的，以別於上一年度分別針對芬蘭與瑞典的最終處置計畫國際同儕審查報告研析。在內容方面而言，105 年度瑞典及芬蘭國際同儕審查報告的內容，係以處置場安全分析技術為主；而美國雅卡山審查計畫則完全以處置場執照申請審查技術之品質要求為目標，提出高度完整而結構化的審查計畫，顯示最終處置場為國家級重大計畫的規模與嚴謹程度，可為我國借鏡的重要參考。

NUREG-1804 雅卡山審查計畫是美國核管會為評估能源部所提出之雅卡山地質處置場建造執照申請，所建立的指導原則。由於美國針對雅卡山地質處置場的聯邦法規 10 CFR Part 63 已先行制定完成，此審查計畫的發布，是用於確保美國核管會幕僚人員於建造執照申請審查時的品質、一貫性與一致性。雅卡山審查計畫採用模組化的五段式陳述方法，對處置場建造執照的審查工作，作出嚴謹而完備的計畫。由於地質處置場已有明確的場址，且已進入處置場執照申請與審查階段，故該報告內容對於安全分析報告的審查規畫相當完整且繁瑣。因此，研析工作採分階段方式進行，即先對審查計畫報告內容加以掌握，建立精簡化的審查範圍、審查方法、接受準則及審查發現等條列內容，然後再對我國未來審查最終處置地質處置場安全分析報告之可能需求，提出關鍵審驗技術或國內注意事項之建議；而雅卡山審查計畫的主文，則將其中文化後編排於本報告附錄，以供必要時參酌。

雅卡山審查計畫是依據 2001 年美國聯邦法規 10 CFR part 63 所發展出的審查計畫，該聯邦法規的法源來自於 1982 年的核廢棄物政策法(Nuclear Waste Policy Act)及後續 1992 年的修正案，10 CFR part 63 已明確指定雅卡山為地質處置場址，提供了專用於雅卡山處置場專用的執照申請與核發的法源依據。雅卡山審查計畫在此法源基礎下，發展了綿密而詳細的審查內容規劃。美國政府是在歷經二十年以上的時間，經過場址的評估、選定、核可，然後制定聯邦法規來推動高放射性廢棄物地質處置場計畫，由於歷經長時間的準備，審查計畫的內容完整度高，可充分提供我國未來用過核子燃料最終處置計畫發展與審查借鏡，本報告

對審查計畫內容的整理與部分中文化工作，有助於了解國際上推動用過核子燃料最終處置的安全要求與標準，同時掌握到核能先進國家將地質處置場視為重大國家型計畫，執行時嚴謹的態度以及對於處置安全的重視。同時考量我國未來用過核子燃料最終處置計畫發展各階段性的審查需求，主管機關的審查任務將相當繁重，建立關鍵審查技術以確保最終處置的安全，確實是極為重要的工作。

行政院原子能委員會放射性物料管理局

106 年用過核子燃料處置長期安全評估

審驗技術之研究

子項計畫一：國際高放最終處置計畫

安全分析報告審查資訊研析

期末報告附錄本

受委託單位：社團法人中國土木工程學會

子計畫主持人：黃偉慶

業務委託單位：行政院原子能委員會放射性物料管理局

計畫編號：105FCMA010

中 華 民 國 一 〇 六 年 十 二 月

目錄

目錄.....	i
第一章、一般資訊審查計畫.....	1
1.1 一般描述.....	1
1.1.1 審查範圍.....	1
1.1.2 審查方法.....	2
1.1.3 接受準則.....	3
1.1.4 審查發現.....	4
1.2 建造、廢棄物接收及置放的時程規劃.....	4
1.2.1 審查範圍.....	4
1.2.2 審查方法.....	5
1.2.3 接受準則.....	5
1.2.4 審查發現.....	5
1.3 實體防護計畫.....	6
1.3.1 審查範圍.....	6
1.3.2 審查方法.....	7
1.3.3 接受準則.....	12
1.3.4 審查發現.....	16
1.4 物料管制與料帳計畫.....	16
1.4.1 審查範圍.....	17
1.4.2 審查方法.....	17
1.4.3 接受準則.....	19

1.4.4 審查發現	21
1.5 場址特徵化工作描述	21
1.5.1 審查範圍	21
1.5.2 審查方法	22
1.5.3 接受準則	24
1.5.4 審查發現	24
1.6 參考文獻	25
第二章、安全分析報告的審查計畫	27
2.1 永久封閉前之處置場安全	27
2.1.1 封閉前安全分析	27
2.1.1.1 關於封閉前安全分析之場址描述	28
2.1.1.2 結構、系統、組件、設備和操作過程活動的描述	35
2.1.1.3 危害界定和初始事件	42
2.1.1.4 界定事件序列	46
2.1.1.5 結果分析	48
2.1.1.6 識別對安全與安全控制具重要性之結構、系統與組件，與 確保安全系統可靠性的措施	59
2.1.1.7 對安全與安全控制具重要性之結構、系統與組件的設計	64
2.1.1.8 正常作業與第 1 類事件序列符合 10CFR20 合理抑低的規 定	78
2.1.2 放射性廢棄物的再取出及替代貯存計畫	81
2.1.2.1 審查範圍	81
2.1.2.2 審查方法	82
2.1.2.3 接受準則	83
2.1.2.4 審查發現	84
2.1.3 永久封閉及除污或除污及地表設施拆除計畫	84
2.1.3.1 審查範圍	84

2.1.3.2 審查方法	85
2.1.3.3 接受準則	88
2.1.3.4 審查發現	89
2.2 永久封閉後之處置場安全	89
2.2.1 安全功能評估	89
2.2.1.1 系統描述與多重障壁論證	89
2.2.1.2 情節分析與事件機率	91
2.2.1.3 模型精簡化	98
2.2.1.3.1 工程障壁材料之劣化	98
2.2.1.3.2 工程障壁的力學破壞	106
2.2.1.3.3 工程障壁與廢棄物接觸到的水量與水化學	112
2.2.1.3.4 核種釋出率及溶解度限制	120
2.2.1.3.5 氣候與入滲	129
2.2.1.3.6 未飽和區之流動路徑	134
2.2.1.3.7 未飽和區的核種傳輸	140
2.2.1.3.8 飽和區的流動路徑	146
2.2.1.3.9 飽和區的核種傳輸	152
2.2.1.3.10 廢棄物包件的火成作用破壞	157
2.2.1.3.11 核種的氣體傳輸	161
2.2.1.3.12 地下水核種濃度	165
2.2.1.3.13 土壤中核種再分布	170
2.2.1.3.14 生物圈特徵	175
2.2.1.4 證明符合封閉後公眾及環境標準	183
2.2.1.4.1 證明符合封閉後公眾個人防護標準	183
2.2.1.4.2 證明符合人類闖入標準	186
2.2.1.4.3 處置場功能分析證明符合個別的地下水防護標準	189
2.3 解決安全問題的研究與發展計畫	193
2.3.1 審查範圍	193
2.3.2 審查方法	194
2.3.3 接受準則	195

2.3.4 審查發現	195
2.4 功能確認方案.....	196
2.4.1 審查範圍	196
2.4.2 審查方法	198
2.4.3 接受準則	203
2.4.4 審查發現	209
2.5 行政與計畫程序要求.....	211
2.5.1 品質保證計畫	211
2.5.1.1 審查範圍	212
2.5.1.2 審查方法	213
2.5.1.3 接受準則	214
2.5.1.4 審查發現	247
2.5.2 紀錄、報告、試驗、及檢驗	248
2.5.2.1 審查範圍	249
2.5.2.2 審查方法	249
2.5.2.3 接受準則	250
2.5.2.4 審查發現	251
2.5.3 人員培訓和認證	251
2.5.3.1 美國能源部有關地質處置場營運區建造及營運的組織結構	251
2.5.3.2 地質處置場營運區安全與營運重要職位之指定職責	253
2.5.3.3 人員資格和培訓要求	254
2.5.4 專家引進(Expert Elicitation).....	260
2.5.4.1 審查範圍	260
2.5.4.2 審查方法	261
2.5.4.3 接受準則	262
2.5.4.4 審查發現	263
2.5.5 啟動作為及測試計畫	264

2.5.5.1 審查範圍	264
2.5.5.2 審查方法	265
2.5.5.3 接受準則	268
2.5.5.4 審查發現	270
2.5.6 維護、監測和定期檢測的一般性計畫	270
2.5.6.1 審查範圍	271
2.5.6.2 審查方法	271
2.5.6.3 接受準則	276
2.5.6.4 審查發現	281
2.5.7 緊急應變計畫	282
2.5.7.1 審查範圍	282
2.5.7.2 審查方法	283
2.5.7.3 接受準則	285
2.5.7.4 審查發現	287
2.5.8 限制進入管制和土地權使用管理	287
2.5.8.1 審查範圍	288
2.5.8.2 審查方法	288
2.5.8.3 接受準則	290
2.5.8.4 審查發現	292
2.5.9 放射性廢棄物處置外的地質處置場用途	293
2.5.9.1 審查範圍	293
2.5.9.2 審查方法	293
2.5.9.3 接受準則	293
2.5.9.4 審查發現	294
2.5.10 執照規格	294
2.5.10.1 審查範圍	294
2.5.10.2 審查方法	295
2.5.10.3 接受準則	295
2.5.10.4 審查發現	295
2.6 參考文獻	296

第一章、一般資訊審查計畫

於執照申請文件中提供一般資訊的目的是雙重的。首先，供美國能源部對處置場的工程設計概念做綜合性的說明(見 1.1 節)；其次，供美國能源部展示對雅卡山場址及其周遭環境的認識及瞭解(見 1.5 節)，及其如何影響處置場設計與安全功能。針對雅卡山場址及周邊環境掌握設計的安全功能，美國能源部將能在風險告知與安全功能基礎下判斷法規符合性，並由美國核管會對後續的安全分析報告進行評估(見第 2 章)。因此，本章管制單位審查的內容為一般資訊，而詳細的技術性內容及討論，則在執照申請的安全分析報告中呈現。本章分為五小節。

1.1 一般描述

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

1.1.1 審查範圍

本節審查的一般資訊為雅卡山預定地質處置場之執照申請。審查者依據 10 CFR Part 63.21(b)(1)要求的內容，評估相關資訊。

執照申請的「一般資訊」部分應包含描述雅卡山地質處置場的廣泛說明，涵蓋其主要結構、系統與組件，以及對此地質處置場營運區的作業與活動的討論。提供細節的程度與執行摘要中相似。所進行的審查以資訊內容為主，而更詳細的技術相關討論及說明，則列於執照申請文件中的安全分析報告。因此，在本節中並無詳細技術分析的資訊，而其他技術問題的詳細審查資訊，將在審查計畫的其他部分呈現。

審查內容如下：

- (1) 地質處置場營運區的結構、系統與組件之設施內容與位置的描述，包含地表及地表下的部分；
- (2) 地質處置場營運區的營運與活動之相關討論；
- (3) 對於地質處置場進行管制之依據的敘述。

一般資訊的審查方法及接受準則於雅卡山審查計畫中 1.1.2 及 1.1.3 節說明。一般來說，審查方法及接受準則是建立在美國核管會管制相關作為的基礎上。因有些資訊包含執照申請的部分，並可能涉及與功能相關的問題，所以用於評估這些資訊的審查方法並非以風險為基礎且基於功能的。因此，沒有安全功能評估方

法可以進行比較。

1.1.2 審查方法

審查方法 1：地質處置場營運區的位置與結構、系統與組件配置

確認美國能源部提供的地質處置場相關資訊的正確性，此一般描述至少須包含：

- (1) 對擬定處置場場址及周遭環境的物理特性描述，尤其是與處置場的健康與安全有關事項；
- (2) 足以顯示地質處置場營運區的位置及其相關結構、系統與組件之圖示，至少包含障壁、道路及連通的運輸基本設施、公共設施服務、以及天然與人為的邊界；
- (3) 地表及地表下的結構物、系統與組件之主要設計特性，並說明為暫時或永久的設計；
- (4) 除役與永久封閉時將拆除的地質處置場營運區之結構、系統與組件；
- (5) 地質處置場每個主要結構、系統與組件的定位與描述，包含其每項設計的目標以及這些結構、系統與組件彼此之間相互關係的描述；
- (6) 管制進出地質處置場營運區及周圍土地利用的計畫之一般討論，包括土地所有權及控制權的要求(此資訊詳細的技術性審查，於雅卡山審查計畫之 2.5.8 節說明)；
- (7) 放射性監測設施與活動的說明及描述，包含美國能源部對處置場建造和營運相關的降低放射性衝擊計畫；
- (8) 與美國能源部雅卡山最終環境影響評估報告一致的資訊，以及任何更新資訊。

審查方法 2：地質處置場營運區活動的一般資訊

應確認美國能源部所提供地質處置場營運區的營運概要描述。可接受的概要說明包含：

- (1) 將在擬定處置場處置的用過核子燃料和其他高放射性廢棄物之型態、種類以及數量的資訊；
- (2) 例行性廢棄物包件接收、處理、以及放置的資訊(此資訊的詳細技術審查於雅卡山審查計畫的 2.5.6 節說明)；
- (3) 在地質處置場營運區收到的廢棄物形式與廢棄物包件，檢查與測試計畫描述

(此資訊的詳細技術審查於雅卡山審查計畫的 2.5.6 節說明)；

- (4) 廢棄物包件由處置坑道再取出及替代貯存之計畫描述(此資訊的詳細技術審查於雅卡山審查計畫的 2.1.2 節說明)；
- (5) 地質處置場營運區的除役與永久封閉之計畫描述(此資訊的詳細技術審查於雅卡山審查計畫的 2.1.3 節說明)；
- (6) 如用於非用過核子燃料與其他類型高放射性廢棄物之處置，地質處置場營運區將如何使用之一般性說明(此資訊的詳細技術審查於雅卡山審查計畫的 2.5.9 節說明)；
- (7) 緊急情況應對的計畫描述(此資訊的詳細技術審查於雅卡山審查計畫的 2.5.7 節說明)。

一般來說，審查者應確認前述概要說明，包含施工和營運期間的人員、物資和設備移動之適當計劃和程序。

審查方法 3：核管會執照核發權責的依據

針對所提出地質處置場的活動，幕僚人員應確認執照申請文件中說明了核管會執照核發權責的依據。

1.1.3 接受準則

有關於一般資訊的描述，以下接受準則須滿足 10 CFR 63.21(b)(1)的要求。

接受準則 1：適當定義地質處置場的位置與配置

- (1) 提供地質處置場營運區之一般且精準的描述。該描述包括：
 - (a) 場址與自然環境的物理特性之討論；
 - (b) 顯示地質處置場營運區及其相關的結構、系統與組件位置之圖示；
 - (c) 地表及地表下的結構物、系統與組件之設計特性說明，並指定其為永久性或臨時性；
 - (d) 定義地質處置場營運區各結構、系統與組件設置之目的，以及彼此之間相互關係；
 - (e) 針對地質處置場營運區的進出及土地利用管制計畫；
 - (f) 放射性監測設施與活動的說明及描述，包含美國能源部對處置場建造和營運相關的降低放射性衝擊計畫。

接受準則 2：充分描述地質處置場活動的一般性質

- (1) 提供欲處置的用過核子燃料及其他高放射性廢棄物的概述；
- (2) 提供營運方式的簡要描述，包含廢棄物以及廢棄物包件接收、處理、放置、再取出，同時也包括施工與營運期間人員、材料以及設備移動計劃之描述；
- (3) 提供廢棄物形式與廢棄物包件的檢查與測試之計畫描述；
- (4) 提供放射性廢棄物的再取出與替代貯存計畫之描述；
- (5) 提供地質處置場營運區的除役與永久封閉計畫之描述；
- (6) 如用於非用過核子燃料與其他類型高放射性廢棄物之處置，地質處置場營運區將如何使用之一般性說明；
- (7) 提供緊急狀況應對計畫之描述。

接受準則 3：提供美國核管會執照核發權責的充分依據

- (1) 委員會執照核發機構對適用於地質處置場的活動，執照申請描述了其基本內容。

1.1.4 審查發現

如果執照申請提供足夠的資訊，並符合 1.1.3 節所管制的接受準則，幕僚人員將做出此部分的審查發現為可接受的。審查者撰寫適合納入在申請案安全評估報告中的材料。此報告包含審查內容的概要說明，以及審查人員接受申請的原因。審查的紀錄可如下列說明。

美國核管會審查了執照申請中的「一般資訊」及其他提交的資訊，並滿足了 10 CFR 63.21(b)(1) 的要求。申請文件提供了地質處置場充分的一般資訊，包括地質處置場營運區的位置，以及地質處置場營運區可能發生活動的一般特性討論，並且為核管會執照核發機構的行使權提供依據。

1.2 建造、廢棄物接收及置放的時程規劃

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

1.2.1 審查範圍

審查人員依據 10 CFR 63.21(b)(2) 要求進行評估。

- (1) 地質處置作業地區(包括現場和場外必要的基礎設施的開發場外)的結構、系統與組件建造的時程。
- (2) 廢棄物包件的接收、處理和置放時程規劃。

1.2.2 審查方法

審查方法 1：完成每個重要工作要素的主要步驟。

對於現場和場外建造，驗證每個重要工作要素的時間表都是必需的(包括基礎設施發展)和廢棄物收取和放置對計畫的項目活動提供充分的描述。傳統項目管理應使用技術(即關鍵路徑方法圖，甘特圖)來傳達必要資訊。項目規劃時間表的審查應包括：

- (1) 驗證時間表、時間表圖表或工作進度流程圖被提供；
- (2) 驗證每個工作步驟分配的預定時間，和確定工作步驟足以提供地質處置場營運區、基礎設施建設和廢棄物放置作業能全面了解；和
- (3) 驗證地質處置場營運區設施能在廢棄物擬定的預定收取和安置時程前基本上都能完成。

1.2.3 接受準則

建造、廢棄物接收及放置之時程規劃，對於 10 CFR 63.21(b)(2)是否適當或能接受。

接受準則 1：完成每個重要工作要素的主要步驟被充分描述

- (1) 在施工建造期間地質處置場營運區、基礎設施建設每個重要工作要素的主要步驟，能在擬定活動時程確定；
- (2) 廢棄物接收及放置相關的主要步驟和活動能在擬定活動時程確定；
- (3) 須提供地質處置場各階段所描述的每項工作操作區域的作業和活動，以及充分描述對整體計畫項目進展。特別是以下：
 - (a) 需要提供時間表、工作流程圖和其他項目管理規劃工具；
 - (b) 對每個主要工作活動和已確定相互有關的主要活動排訂擬定時程，足以全面了解地質處置場營運區、基礎設施建設和常規廢棄物放置作業。

1.2.4 審查發現

滿足 10 CFR 63.21(b)(2)的要求。

美國核能管制會已經審查「一般資訊」和其他已提交的資料，以支持許可證申請，並且發現合理確保滿足 10 CFR 63.21(b)(2)的要求。美國能源部提供建造和廢棄物接收和放置的擬定時程，以能針對地質處置場營運區、基礎設施建設進行評估。

1.3 實體防護計畫

此審查確保美國能源部提供實體防護詳細的安全措施之描述，並確保高放射性廢棄物對公眾健康與安全不構成不合理的風險。相關描述必須包含實體防護設計、申照者保防事件應變計畫、以及安全組織與人員培訓及資格認證的計畫。該計畫必須列出測試、檢查、審核、以及其他用於證明符合要求的方法。實體防護系統應設計防止地質處置場運轉區失控而引致輻射暴露超過 10 CFR 72.106 規定的劑量。地質處置場運轉區的高放射性廢棄物相關實體防護的要求列於 10 CFR 73.51，美國核管會要求實體防護計畫符合這些規定。因 2001 年 9 月 11 日的恐怖攻擊，核管會已要求幕僚人員重新評估目前的實體防護要求。如果美國核管會認為有需要修改規定，則變更的部分必須通過公眾規則制定或其他適當方式，且有必要的話，會相應的修改雅卡山審查計畫。

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門以及核安全與事件反應辦公室

1.3.1 審查範圍

本節審查依據 10 CFR 73.51 對高放射性廢棄物實體防護詳細安全措施的描述，必須包含實體防護設計、申照者保防事件應變計畫、以及安全組織與人員培訓及資格認證的計畫，且必須列出測試、檢查、審核、以及其他用於證明符合要求的方法。

審查者應評估美國能源部提交之實體防護系統，以防止地質處置場運轉區失控而引致輻射暴露超過 10 CFR 72.106 規定的劑量。審查者應確認美國能源部描述藉由研發、實施、以及維護實體防護系統，以符合 10 CFR 73.51 中所述的一般安全功能要求、安全功能、以及具體措施。

美國核管會將依據 10 CFR 73.51 對高放射性廢棄物實體防護詳細安全措施的描述進行評估。內容須包含實體防護設計、申照者保防事件應變計畫、以及安全組織與人員培訓及資格認證的計畫，且依據 1.3.2 及 1.3.3 節的審查方法與接受準則列出測試、檢查、審核、以及其他用於證明符合要求的方法：

- (1) 實際施行的說明與時程；
- (2) 一般功能目標；
- (3) 防護目標；

- (4) 安全組織；
- (5) 實體障壁子系統；
- (6) 進出控制子系統與程序；
- (7) 偵測、監控、及警示子系統與程序；
- (8) 通訊子系統；
- (9) 設備操作性與補救措施；
- (10) 事故及應變計畫與程序；
- (11) 事件的報告。

1.3.2 審查方法

審查方法 1：地質處置場運轉區之描述與施行時程

確認美國能源部指明了地質處置場運轉區的確切位置。美國能源部應描述地質處置場運轉區的設施、廢棄物的性質、地質處置場運轉區的配置周遭環境、及附近地形。確認美國能源部備妥整個設施的地圖及其他圖面與圖示，以評估實體防護計畫。美國能源部應於地圖上註明：控制區域；所有建築物的位置；實體防護系統、子系統、以及主要組件的位置；保護區；所有入口/出口的位置點、出入口管制點、警示站、以及安全崗哨。

確認美國能源部提出施行實體防護計畫的時程。在實體防護系統施行與運作之前，地質處置場運轉區不可貯存或使用高放射性廢棄物。

審查方法 2：一般功能目標

確認美國能源部提供對高放射性廢棄物實體防護詳細安全措施，符合 10 CFR 73.51 要求的說明。此內容包含實體防護設計、申照者保防事件應變計畫、以及安全組織與人員培訓及資格認證的計畫，且須列出測試、檢查、審核、以及其他用於證明符合要求的方法。其項目包含：

- (1) 美國能源部必須說明實體防護系統如何確保高放射性廢棄物對公眾健康與安全不構成不合理的風險；
- (2) 美國能源部充分描述如何藉由設置、維護、以及安排實體防護系統，以符合 10 CFR 73.51 中一般功能目標及要求；
- (3) 美國能源部須明確定義並充分描述實體防護系統中，多重性(redundancy)與多樣性(diversity)組件以、子系統及組件的必要性，以確保功能的充分性，並且

符合 10 CFR 73.51(b)(2)的要求。換言之，美國能源部應描述用於提供多重性與多樣性的子系統與組件，並說明這些子系統或組件如何具備多重性與多樣性；

- (4) 美國能源部充分描述實體防護系統的設計、測試、及維護方式，以確保持續有效性、可靠性、以及可用性。

審查方法 3：防護目標

確認美國能源部能防止地質處置場運轉區失控，而可能導致輻射暴露超過 10 CFR 72.106 規定的劑量。美國能源部應制定實體防護策略，以防止未經許可進入地質處置場運轉區，而造成失控導致輻射劑量超過 10 CFR 72.106 所述之劑量。確認美國能源部持續維護與更新實體防護計畫，以反映必要的任何變化，並持續確保能夠防止地質處置場運轉區發生失控狀況的能力。

審查方法 4：安全組織

確認美國能源部描述適當的安全組織以管理、控制、及實施實體防護系統，且能符合實體防護計畫並保持其有效性。安全組織的接受標準是符合 10 CFR 73.51(d)的要求，及 10 CFR Part 73 的附錄 B、C 和 G，以及以下條件：

- (1) 美國能源部說明安全組織是由美國能源部直接雇用或是美國能源部的承包商。如果由承包商管理，確定美國能源部充分描述了其與承包商間的書面協議，相關規定必須滿足 10 CFR 73.51(d)和 10 CFR Part 73 附錄 B「保防人員一般準則」的要求；
- (2) 美國能源部為安全組織提供適當的組織結構以及管理。應包括制服安全人員與負責安全相關職能的其他人員，並符合 10 CFR 73.51(d)。結構描述應包括對設施及其管理負有責任與權限的各個監督與管理職位。安全組織必須提供足夠的輪值人力來監管偵測系統，並進行監視、評估、進出控制及通信，以確保對安全威脅有足夠的反應時間；
- (3) 美國能源部依據 10 CFR 73.51(d)(12)，至少每 24 個月對實體防護計畫進行一次審查，審查者應與實體防護計畫管理無關，且並非負實體防護計畫執行責任者。實體防護計畫的審查應針對實體防護系統、與指定應變人力或當地執法機構聯絡的有效性進行審查；

- (4) 美國能源部備有一份經核准的警衛隊訓練計畫(Guard Force Training Plan)，並符合 10 CFR 73 附錄 B 的「保防人員一般準則」的要求。實體防護計畫根據 10 CFR 73 附錄 B 的「保防人員一般準則」以及 10 CFR 73.51(d)(5)的規定，對安全組織的所有成員進行訓練、整備及認證，以執行其安全責任；
- (5) 美國能源部依據 10 CFR 73.51(d)(13)對維持/保留的紀錄加以維護，並充分說明如何維持/保留。

審查方法 5：實體障壁子系統

實體障壁的功能目標是確定允許活動與狀況的範圍。其他障壁功能目標是引導人員、車輛及材料進出控制點的路線；延遲或拒絕人員、車輛及物質未經許可的進出；延遲引致地質處置場運轉區失控的不良企圖；協助檢測與評估；並允許安全警力或當地執法機構及時做出反應，以防止惡意行為的發生。

確認美國能源部是否充分描述地質處置場運轉區的實體防護子系統。美國能源部的實體防護計畫須符合以下標準：

- (1) 美國能源部將高放射性廢棄物貯存於保護區內。進出保護區的材料需通過或穿越兩個實體障壁(一個保護區周圍的障壁及一個具備實質穿越阻力的障壁)。保護區周圍的實體障壁必須符合 10 CFR 73.2 的規定，而具備實質穿越阻力的障壁須被充分定義及描述。美國能源部在保護區設置圍籬，使其不能被抬起而讓人由下方爬行通過。美國能源部應描述保護區周圍障壁任何的進出點、使用的方法以及確保障壁完整性所採行的控制與保護方法。在地質處置場運轉區內，無須為惡意使用車輛設計專門的障壁；
- (2) 美國能源部充分描述了任何地質處置場運轉區隔離帶的位置及大小。美國能源部在保護區周圍沿著實體障壁建立隔離帶，寬度至少 6.1 公尺(20 英尺)，且障壁兩邊沒有任何障礙物或結構物，以允許符合 10 CFR 73.51(d)(1)的評估；
- (3) 美國能源部充份說明用於監測、觀察以及在保護區內對區域外評估活動所需之照明系統。照明系統必須足以評估未經許可的區外入侵或區內活動，並符合 10 CFR 73.51(d)(2)的要求。美國能源部應對保護區的照明展示，可接受的緊急備用電源及失去正常電力時的安全評估。在環境黑暗的所有時段均須維持保護區的照明，不限於進行安全評估當時；然而，10 CFR 73.51 並未特別

規定所須照明程度。審查者應考慮地質處置場運轉區的配置情形，一些結構物的障礙將使維持整個保護區內一致的照明程度相當困難。

審查方法 6：進出控制子系統與程序

進出許可控制與程序之功能目標是人員、車輛及材料的辨識，並對未經許可的進出啟動及時反應措施。

確認美國能源部提供地質處置場運轉區的進出控制子系統。子系統必須符合 10 CFR 73.51(d)(9)的要求，以及以下條件：

- (1) 美國能源部建立與維護一個人員識別系統，僅有被許可的人員才得以進出。人員識別系統應提供許可進出保護區的個人識別。可以使用駕駛執照的照片識別系統、使用難以偽造的名牌識別系統或面部識別系統。面部識別的使用限於必要場合(例如:長期雇用者與少數現場人員)；
- (2) 美國能源部根據 10 CFR 73.51(d)(9)的規定，描述了控制進出保護區人員之充分程序。這些程序應包括對於識別個人以及驗證個人許可方法的討論。程序亦應描述於進出保護區之前進行個人、車輛和手持包裹的目視搜索爆裂物技術。如果個人可以正確地被辨識、被許可進出，並且沒有被搜索到爆裂物，即可不需護送進入。如果不符合三個標準中任何一點，則拒絕其進出保護區；
- (3) 美國能源部根據 10 CFR 73.51(d)(7)建立與維護門禁系統，使僅有獲得許可的人員得以進出。管制準則 5.12(Regulatory Guide)的「保護與控制設備及特殊核物料門禁使用規則」(美國核管會，1973 年)應作為發展門禁系統的準則；
- (4) 美國能源部在紀錄完成或執照終止後，將保留以下文件 3 年：(i)許可進入保護區的個人進出日誌；(ii)安全組織成員的篩選紀錄；(iii)所有巡邏日誌；(iv)每次收到警報的紀錄，包括警報類型、接收警報時的位置、時間及解除警報等相關紀錄；(v)實體防護計畫審查報告。

審查方法 7：偵測、監控及警示子系統與程序

偵測、監控及警示子系統與程序的安全功能目標，為針對任何未經許可的進出或人員、車輛及材料嘗試進出或入侵事件發生時，即時偵測、評估及傳達，以即時反應並防止這些未經許可的進出或入侵。

確認美國能源部在地質處置場運轉區具有足夠的偵測、監控及警示子系統。子系統必須符合 10 CFR 73.51(d)的要求，並符合以下條件：

- (1) 保護區周圍兩個障壁間的隔離帶內，安裝適當的入侵偵測系統，符合 10 CFR 73.51(d)(3)的要求。美國能源部提供足以偵測保護區中隔離帶遭遇個體入侵的偵測系統。入侵偵測設備的功能、安裝及測試應符合管制準則 5.44 中「周圍入侵警示系統」修訂第 3 版(美國核管會，1997 年)的要求；
- (2) 中央警示站與次級警示站的位置、結構及特性必須符合 10 CFR 73.51(d)(3)。美國能源部在保護區內的人員常駐中央警示站及至少一個現場人員常駐警示站，設有所要求的全部警報標示。警示站的常駐人力和所要求警報的告示方法須充分加以描述，包含對警示站提供的保護(程序上和實體上的)，使警示站對外求援及對警報加以反應的能力不會在單一行動作用下被解除。審查者應確認，進出警示站的控制為須知事項，且中央警示站不可有干擾警示反應的活動。警示站的顯示系統應在兩個警示站顯示出所有警示及警示區域的狀態。第二級警示站僅需提供已經發生警示的綜合警示。美國能源部應遵照管制準則 5.44「周圍入侵警示系統」修訂第 3 版(美國核管會，1997 年)的警示顯示準則；
- (3) 偵測系統及其子系統必須有不當使用指示並透過線路監控。這些系統與監測/評估以及照明系統必須保持在可運作狀態；
- (4) 美國能源部依據 10 CFR 73.51(d)(4)的規定巡視保護區。為了評估巡視頻率，審查者應考量地質處置場運轉區的遠近、場址鄰近區域的活動屬性以及地質處置場運轉區的面積。

審查方法 8：通訊子系統

通訊子系統的安全功能目標是通報未經許可的入侵企圖，以及時反應並防止地質處置場運轉區的損失。

確認美國能源部為地質處置場運轉區提供完善的通訊子系統。通訊子系統必須符合 10 CFR 73.51(d)的要求，並符合以下條件：

- (1) 每個人員常駐警示站所屬人員可以尋求其他守衛、當地執法機構或指定應對部隊的協助；
- (2) 具備符合 10 CFR 73.51(d)(8)之多重系統，以確保與當地執法機構或安全應對部隊的聯繫；
- (3) 用於維持通訊系統在可運作狀況的方法，必須符合 10 CFR 73.51(d)(11)。

審查方法 9：設備操作性與補救措施

測試與維護程序的功能目標是確保安全設備在需要時能可靠地運作。

確認美國能源部在地質處置場運轉區備有適當的測試與維護計畫。測試與維護計畫須符合 10 CFR 73.51(d)的規定，且美國能源部對周圍入侵偵測系統提出滿足管制準則 5.44 修訂第 3 版（美國核管會，1997 年）的測試計畫。

審查方法 10：事故及應變計畫與程序

事故及應變計畫與程序的功能目標為提供保防事件的預定反應措施，以暫時阻礙敵對者，直到外部支援抵達。

確認美國能源部有足夠的地質處置場運轉區之應變計畫與程序。美國能源部的應變計畫與程序必須符合 10 CFR 73.51(d)(10)及 10 CFR Part 73 附錄 C，並符合以下條件：

- (1) 美國能源部對保護區制定未經許可入侵的保防應變計畫，包括 10 CFR Part 73 附錄 C 之第五類「程序」，以符合 10 CFR 73.51(d)(10)；
- (2) 美國能源部對於指定應對部隊或當地執法機構備有適當的書面應變計畫，以符合 10 CFR 73.51(d)(6)的要求。指定應對部隊可以是簽約的私有部隊，惟須符合 10 CFR Part 73 附錄 B 的要求。指定應對部隊若不能及時做出反應，可能需要採取額外保護措施，包含使用武裝警衛。

審查方法 11：保防事件的報告

確認美國能源部向美國核管會報告保防事件，符合 10 CFR Part 73 附錄 G 「可報告保防事項」的要求。

1.3.3 接受準則

以下為實體防護計畫的接受準則，基於符合 10 CFR 63.21(b)(3)的要求。

接受準則 1：實體防護計畫包括地質處置場運轉區的充分描述並提供了可行的實施時程

- (1) 實體防護計畫指明了地質處置場運轉區的位置、地質處置場運轉區的設施、待處理廢棄物、地質處置場運轉區的規劃、周圍地區以及周圍地形。實體防護計畫提供完善的圖示；
- (2) 實體防護計畫完善的實施時程。在實體防護系統實施與運作以前，高放射性廢棄物不會在地質處置場運轉區內貯存或使用。

接受準則 2：達成一般功能目標

- (1) 實體防護系統確保高放射性廢棄物的相關活動並不對公眾健康及安全構成不合理的風險；
- (2) 透過建立、維護及安排實體防護系統，滿足 10 CFR 73.51 規定的一般功能目標及要求；
- (3) 實體防護系統中，為確保適當功能所需的多重性與多樣性組件、子系統與組件，必須符合 10 CFR 73.51(b)(2)的要求；
- (4) 實體防護系統透過設計、測試及維護，以確保其持續有效性、可靠性及可用性。

接受準則 3：達成防護目標

實體防護系統的設計目的為防止地質處置場運轉區失控，導致輻射暴露超過 10 CFR 72.106 要求的劑量。美國能源部備有實體防護策略，以拒絕任何未經許可的進出而可能使地質處置場運轉區失控，導致輻射暴露超過 10 CFR 72.106 規定的劑量。美國能源部為因應任何變化，維護並更新實體防護計畫，以避免地質處置場運轉區失控的情況。

接受準則 4：適當的安全組織

美國能源部具備適當的安全組織以依據實體防護計畫管理、控制以及實施實體防護系統，並持續維持其有效性。

- (1) 美國能源部須說明安全組織是由美國能源部直接雇用還是能源部的承包商。美國能源部與合約部門需有適當的書面協議；
- (2) 美國能源部對安全組織有適當的結構與管理，包括制服保安人員及負責安全相關職能的人員。安全組織必須提供足夠的輪值人力來監管偵測系統，並進行監視、評估、進出控制及通信，以確保對安全威脅有足夠的反應時間；
- (3) 美國能源部至少每 24 個月對實體防護計畫交由與實體防護計畫管理無關且非負實體防護計畫執行責任者進行一次審查。實體防護計畫審查應評估實體防護系統、與指定應變人力或當地執法機構聯絡方法等的有效性；
- (4) 美國能源部建立一個適當的警衛隊訓練計畫。實體防護計畫對安全組織的成員進行訓練、整備及認證，以執行其保安責任；
- (5) 美國能源部適當維護記錄 10 CFR 73.51(d)(13)所規定的紀錄。

接受準則 5：適當的實體障壁子系統

實體障壁控制允許活動與狀況的範圍。障壁將槽化人員、車輛及材料出入進出控制點的通道；延遲或拒絕人員、車輛及材料未經許可的進出；延遲任何引致地質處置場運轉區失控的不良企圖；協助檢測與評估；並允許安全應對部隊或當地執法機構及時做出反應，以防止保安事件的可能。

美國能源部在地質處置場運轉區具備足夠的實體防護子系統。

- (1) 高放射性廢棄物只能貯存在保護區內。材料進出保護區需通過或穿越兩個實體障壁(一個保護區周圍的障壁以及一個具備實質穿越阻力的障壁)。保護區周圍的實體障壁符合 10 CFR 73.2 的規定，且具備實質穿越阻力的障壁已充分定義及描述。美國能源部在保護區設置圍籬，使其不能被抬起而讓人由下方爬行通過。保護區周圍障壁任何的進出點、使用的方法以及確保障壁完整性所採行的控制與保護方法已充分說明；
- (2) 所有地質處置場運轉區隔離帶的位置及大小已充分描述。保護區周圍沿著實體障壁的隔離帶寬度至少 6.1 公尺(20 英尺)，且障壁兩邊沒有任何障礙物或結構物，以允許符合 10 CFR 73.51(d)(1)的評估；
- (3) 美國能源部充份說明了用於監測、觀察以及在保護區內對區域外評估活動所需之照明系統。照明系統足以評估未經許可的區外入侵或區內活動，並符合 10 CFR 73.51(d)(2)的要求。美國能源部應對保護區的照明展示，可接受的緊急備用電源及失去正常電力時的安全評估。照明程度須足以進行所提出的保安評估方法。

接受準則 6：適當的進出控制子系統與程序

控制與程序足以確保人員、車輛及材料的驗證，以及對未經許可的進出及時採取應對措施加以阻止。

美國能源部提供地質處置場運轉區的適當進出控制子系統。

- (1) 美國能源部建立與維護一個人員識別系統，使進出僅限於被許可的個人。人員識別系統應提供獨特的個人識別以許可進出保護區；
- (2) 美國能源部提供適當程序以控制保護區的人員進出點。這些程序包括適當用於識別以及驗證個人的許可方法，以及在進出保護區之前進行個人、車輛和手提包裹的目視搜索爆裂物之技術。

- (3) 美國能源部根據 10 CFR 73.51(d)(7)建立與控制適當的鎖定系統，以限制進出僅限於獲得許可的人員；
- (4) 美國能源部保留適當的進出管制紀錄。

接受準則 7：適當的偵測、監控、及警示子系統與程序

偵測、監控及警示子系統與程序足以立即偵測、評估及傳達任何未經許可的進出、穿越或是人員、車輛及材料的嘗試進出，並即時反應以防止這些未經許可的進出或入侵。

美國能源部在地質處置場運轉區具備足夠的偵測、監控及警示子系統。

- (1) 保護區周圍兩個障壁間的隔離區內，安裝適當的入侵偵測系統；
- (2) 中央警示站與次級警示站的位置、結構及特性皆符合 10 CFR 73.51(d)(3)的規定。美國能源部在保護區內的人員常駐中央警示站及至少一個現場人員常駐警示站，設有所要求的全部警報標示。美國能源部提供警示站足夠的常駐人力和警報告示方法，使警示站對外求援及對警報加以反應的能力不會在單一行動作用下被解除。進出警示站的控制為須知事項，且中央警示站不可有干擾執行警示反應功能的營運活動。警示站的顯示系統在兩個警示站皆顯示出所有警示及警示區域的狀態；
- (3) 偵測系統及其子系統皆透過線路監控進行監測。這些系統與監測/評估以及照明系統都會維持在可操作的狀態；
- (4) 保護區內透過適當的日常隨機巡視進行監測。

接受準則 8：適當的通訊子系統

通訊子系統對未經許可的入侵企圖提出通報，使地質處置場運轉區能及時反應以防止失控。

美國能源部為地質處置場運轉區提供完善的通訊子系統。

- (1) 每個人員常駐警示站所屬人員可以尋求其他守衛、當地執法機構或指定應對部隊的協助；
- (2) 使用多重系統以確保與當地執法機構或安全應對部隊聯繫；
- (3) 具有適當的方法維持通訊系統在可運作狀況。

接受準則 9：適當的設備操作性與補救措施

測試與維護程序能夠確保安全設備在需要時能可靠地運作。

美國能源部對地質處置場運轉區實體防護計畫有足夠的測試與維護計畫。

接受準則 10：適當的事故及應變計畫與程序

事故及應變計畫與程序提供保防事件的預定反應措施，以暫時阻礙敵對者，直到外部支援抵達。

美國能源部對地質處置場運轉區有適當的事故及應變計畫與程序。

- (1) 美國能源部提供適當的保防事故應變計劃以因應保護區未經許可的進出或內部活動；
- (2) 美國能源部對於指定應對部隊或當地執法機構備有適當的書面反應計畫。

接受準則 11：適當之保防事件報告

美國能源部向美國核管會提供適當的保防事件報告。

1.3.4 審查發現

如果執照申請提供足夠資訊且適當地滿足 1.3.3 節的接受準則，工作小組的結論為此部分的評估為可接受。審查者撰寫適合納入安全評估報告的內容，該報告包括一份審查內容的簡要說明，以及審查者接受提交的原因。工作小組可以如下方式記錄審查。

美國核管會工作小組審查安全分析報告以及其他執照申請資料，合理的認為符合 10 CFR 63.21(b)(3)的要求。美國能源部針對高放射性廢棄物將實施適當的實體防護計畫，包括實體防護、保防事故應變計畫以及符合 10 CFR 73.51 的安全組織人員培訓與資格認證計畫。

1.4 物料管制與料帳計畫

本項審查是在驗證美國能源部的物料管制與料帳計畫有說明、建立、執行、及維持適當的計畫，以防止、偵測、及反應高放射性廢棄物的遺失。高放射性廢棄物的物料管制與料帳要求規定於 10CFR 63.21(b)(4)與 10CFR 63.78。在建造審核階段，美國能源部依規定必須提報物料管制與料帳計畫的說明，以符合 10CFR 63.78 的規定。此項說明包括設計基礎資訊、評估物料管制與料帳計畫對設計特徵的潛在衝擊、及物料管制與料帳計畫的實體方面說明。

審查職責—燃料循環安全與保防部門、高放射性廢棄物部門、環境和功能評估部門

1.4.1 審查範圍

本節審查物料管制與料帳計畫。審查委員將審查 10CFR 63.21(b)(4)所規定的資訊。

核管會幕僚人員將使用 1.4.2 與 1.4.3 節的審查方法與接受準則審查物料管制與料帳計畫的各方面：

- (1) 對所貯存高放射性廢棄物的物料結餘、盤存、及紀錄和程序；
- (2) 防備意外臨界或特殊核子物料遺失報告的程序；
- (3) 準備物料狀態報告的程序；及
- (4) 準備核子物料轉帳報告的程序。

1.4.2 審查方法

審查方法 1：物料結餘、盤存、及紀錄保存程序

驗證物料管制與料帳計畫有針對美國能源部在地質處置場運轉區所擁有的核子物料建立闡明、管制、及料帳的基礎。驗證紀錄將適當登錄接收、盤存(包括位置)、處置、獲得、及轉帳用過核子燃料與高放射性廢棄物，包括在任何再取出作業時保持盤存的條款。在這些紀錄中應提報廢棄物型態、擬議的廢棄物包件、熱產生率、及物料管制歷史的資訊。驗證程序有規定只要有物料貯存就應保存紀錄，直至處置場封閉 5 年後。除非核管會另有規定，應遵照 10CFR 72.72(a)的規定，保留下來的紀錄起碼應包括下列資訊：

- (1) 托運人姓名；
- (2) 每一項目放射性物料的估計量，包括高放射性廢棄物；
- (3) 項目識別與印章編號；
- (4) 貯存或放置位置；
- (5) 每一燃料組件或貯存不銹鋼桶在場址內的移動；及
- (6) 最終處置。

驗證對貯存中用過核子燃料或高放射性廢棄物執行實體盤存的時間間隔不超過 12 個月(除非美國核管會另有規定)。美國能源部將保留一份目前盤存的副本，直至美國核管會終止其執照。

驗證有設計並執行政策、實踐、及程序以確保存實體盤存的品質與和實體盤存有關於的管制和保持紀錄和文件的品質。應保存一份目前盤存的副本，直至美國

核管會終止其執照。

確證書面的物料管制與料帳程序，足供美國能源部交代貯存中的物料，且將被建立、維持、及遵守。美國能源部將保存一份目前物料管制與料帳程序的副本，直至美國核管會終止其執照。

驗證在物料管制與料帳系統的查核與結餘，確證由於工作人員個人或共謀行為偽造數據與報告以掩飾盜取高放射性廢棄物，可被及時偵測出。

確證貯存中用過核子燃料或高放射性廢棄物的紀錄將有備份。紀錄的備份應保存在不同的位置，使單一事件不會同時毀壞兩組紀錄。美國能源部將保留由地質處置場運轉區轉移出用過核子燃料或高放射性廢棄物的紀錄，直至轉移後至少 5 年。

審查方法 2：意外臨界或特殊核子物料遺失的報告

驗證設計用來防止內部人員企圖共謀盜取特殊核子物料的防護計畫有考慮到並列入計畫中。

驗證異常(異常或不正常事件)顯示特殊核子物料可能遺失(不論其原因是否為故意的)，立即正確通報美國核管會的程序。

驗證異常通報系統足以立即反應警示特殊核子物料潛在遺失，並立即決定區別實際遺失或是系統失誤。驗證在警報觸發後，有規劃、驗證、及報告適當的補救行動。

驗證有適當的程序，以採用緊急通報系統向美國核管會作業中心，提報意外臨界或特殊核子物料遺失。假若緊急通報系統不通，可以採用商用電話、或其他專線電話、或任何其他方法，以確保美國核管會收到報告。此項報告必須在發現意外臨界或任何特殊核子物料遺失後 1 小時內提報。

審查方法 3：準備物料狀態報告的程序

驗證物料狀態報告的程序完備，以電腦可讀的格式，遵照 NUREG/BR-0007(美國核管會 2000a)與核子物料管理與保防系統報告 D-24，"美國核管會持照者個人電腦數據輸入"(美國核管會 1994)，的規定提報美國核管會。持照者對於用過核子燃料中所含特殊核子物料擁有、接收、轉移、處置、或遺失均應提報。驗證程序有規定每年的 3 月 31 日與 9 月 30 日提報物料狀態報告，且必須在報告涵蓋期限後 30 日內提報，除非美國核管會另有規定或依照 10CFR 75.35 有關

執行美國與國際原子能署保防協定另有規定外。

審查方法 4：準備核子物料轉移報告的程序

確證美國能源部建立可稽查的紀錄足以證明提報的規定。確證程序闡明紀錄的格式與適當的保防以確保紀錄的完整性。驗證程序有規定，每當用過核子燃料轉移或接收，如 10CFR 72.78 的規定，均應遵照 NUREG/BR-0006(美國核管會 2000b)與核子物料管理和保防系統報告 D-24，"美國核管會持照者個人電腦數據輸入"(美國核管會 1994)的指令，以電腦可讀的格式，完成核子物料交易報告。

1.4.3 接受準則

以下的接受準則是基於符合 10CFR 63.78 有關物料管制與料帳計畫的規定，以達成 10CFR 72.72、72.74、72.76、及 72.78 所規定的系統功能。

接受準則 1：對用過核子燃料與高放射性廢棄物的物料結餘、盤存、及紀錄保存程序是適當的

- (1) 物料管制與料帳計畫建立基礎以闡明、管制、及料帳美國能源部將被授權擁有的核子物料。
- (2) 紀錄有適當地登錄接收、盤存(包括位置)、處置、獲取、及轉移用過核子燃料與高放射性廢棄物，包括在任何再取出作業時維持盤存的條款。針對廢棄物型態、擬議的廢棄物包件、任何包封物料的特徵、放射核種特徵、熱產生率、及歷史等適當資訊均已經提報。程序有規定紀錄必須在物料貯存期間保留，且依照 10CFR 72.72(a)的規定，直至處置場封閉後 5 年內，除非核管會另有規定。在紀錄內保留的資訊包括：
 - (a) 托運者姓名；
 - (b) 每一項目放射性物料的估計量，包括高放射性廢棄物；
 - (c) 項目識別與印章編號；
 - (d) 貯存或放置位置；
 - (e) 每一燃料組件或貯存不銹鋼桶在場址內的移動；及
 - (f) 最終處置。
- (3) 貯存中用過核子燃料與高放射性廢棄物的物理盤存執行時間間隔不得超過 12 個月(除非美國核管會另有規定)。
- (4) 設計與執行適當的政策、實踐、及程序，以確保物理盤存的品質與管制和維

持與物理盤存有關的紀錄與文件的品質。必須保留一份目前盤存的副本，直至美國核管會終止其執照。

- (5) 建立、維持、及遵照書面物料管制及料帳程序，足供美國能源部交代貯存中的物料。必須保留一份目前物料管制與料帳程序的副本，直至美國核管會終止其執照。
- (6) 物料管制與料帳系統包括查核與結餘，足以偵測偽造的數據與報告，可能為工作人員個人或共謀行為，以隱瞞可能的高放射性廢棄物盜取。及
- (7) 貯存中用過核子燃料或高放射性廢棄物的紀錄有備份。備份的紀錄保存在不同的位置，使單一事件不會同時毀壞兩者。用過核子燃料或高放射性廢棄物轉移離設施的紀錄，在轉移後至少要保存 5 年。

接受準則 2：確保及時報告意外臨界或遺失特殊核子材料的程序是適當的

- (1) 美國能源部將具有適當的防止共謀計畫，以防止內部人員盜取特殊核子材料的企圖。
- (2) 美國能源部將向美國核管會提報任何異常(異常或不正常條件或情況)顯示有可能遺失特殊核子材料(不論其原因是否為故意的)。
- (3) 美國能源部的異常通報系統，能夠對顯示特殊核子材料潛在遺失的警報立即反應，並能決定所觀測到的異常情況是實際的遺失或是系統的錯誤。報告程序與解決計畫將闡明系統錯誤或無辜原因的類型，因此可以採行補救措施。並及時反應以確保由於盜取、遺失、或其他錯誤使用結果的訊號，立即加以調查解決。及
- (4) 使用緊急通報系統，向美國核管會作業中心提報意外臨界或遺失特殊核子材料的程序是適當的。假若該系統不通，可以使用商用電話、其他專線電話、或任何其他方法，以確保美國核管會收到報告。在發現意外臨界或任何遺失特殊核子材料 1 小時以內，即應提報。

接受準則 3：準備物料狀態報告的程序是適當的

- (1) 程序有規定完成物料狀態報告，以電腦可讀格式，提報給美國核管會，遵照 NUREG/BR-0007(美國核管會 2000a)與核子物料管理與保防系統報告 D-24，"美國核管會持照者個人電腦數據輸入"(美國核管會 1994)的指令。持照者擁有、接收、轉移、處置、或遺失特殊核子材料數量的資訊將會提報。程序有

規定物料狀態報告於每年的 3 月 31 日與 9 月 30 日，必須在報告所涵蓋期限後 30 日內提報，除非美國核管會另有規定，或者依照 10CFR 75.35 有關執行美國與國際原子能署保防協定另有規定外。

接受準則 4：準備核子物料轉移報告的程序是適當的

- (1) 美國能源部建立可稽查的紀錄，足以證明符合提報報告的規定。此外，有關於用過燃料接收與處置的每一筆紀錄，將被保留直至美國核管會終止其執照。
- (2) 闡明這些紀錄保存形式的程序。
- (3) 適當保防以防止篡改與遺失紀錄的程序。及
- (4) 規定無論何時轉移或接收用過核子燃料，完成核子物料交易報告的程序，以電腦可讀的格式，遵照 NUREG/BR-0006(美國核管會 2000b)與核子物料管理與保防系統報告 D-24，"美國核管會持照者個人電腦數據輸入"(美國核管會 1994)的指令提報，如 10CFR 72.78 的規定。

1.4.4 審查發現

假若執照申請文件提報充分的資訊，且適當符合第 1.4.3 節法規接受準則，核管會幕僚人員結論為此部分官員的審查結果可以接受。審查委員撰寫資料適合包括在為整個審請案所準備的安全審查報告內。此報告有一摘要說明審查的標的為何與為何審查委員發現所提報的文件可以接受。官員可以將審查登載如下所示：

美國核管會幕僚人員已經審查安全分析報告與其他提報資料以支持執照的申請，且發現，具有合理的保證，滿足 10CFR 63.78 的規定。美國能源部已經建立物料管制與料帳計畫，符合 10CFR 72.72、72.74、72.76、及 72.78 的規定。

1.5 場址特徵化工作描述

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

1.5.1 審查範圍

本節回顧安全分析報告(Safety Analysis Report)中，支援技術討論和描述所需之雅卡山(Yucca Mountain)場址特徵工作的描述和結果。評審委員將評估聯邦法規 10 CFR(Code Federal Regulation) 63.21(b)(5)所要求的資訊。

本節中執照申請提供的詳細程度應與執行摘要(executive summary)相似。待審查的資料本質上以資訊為主，不對執照申請中的資訊進行詳細的技術分析。雅卡山審查計畫(Yucca Mountain Review Plan)將會詳細地審查這些技術所涵蓋的資

訊。

工作小組將使用第 1.5.2 節和第 1.5.3 節中的審查方法和接受準則，審查下列場址特徵化工作的描述和結果：

- (1) 地質學；
- (2) 水文學；
- (3) 地球化學；
- (4) 母岩的大地工程特性和條件；
- (5) 氣候學、氣象學和其他環境科學；
- (6) 所考慮之參考生物圈。

因為本章使用雅卡山審查計畫審查的本質是以資訊為主，審查方法並非以風險資訊及執行功能為基礎，不會有執行功能評估之對比。

1.5.2 審查方法

審查方法 1：描述場址特徵化工作內容

確認執照申請的「一般資訊(General Information)」章節中已描述了場址特徵化工作內容。此一般性的描述至少應包含下列的領域中特定場址資訊：

- (1) 地質學；
- (2) 水文學；
- (3) 地球化學；
- (4) 母岩的大地工程特性和條件；
- (5) 氣候學、氣象學和其他環境科學；
- (6) 所考慮之參考生物圈。

審查方法 2：節要場址特徵化成果

確認執照申請的「一般資訊」章節中描述了場址特徵化工作內容的結果，可接受的節要說明應包含：

- (1) 與其他場址特性摘要一致的完整地質概述，包含：
 - (a) 場址的物理性環境，包含主要的地形和地質特徵；
 - (b) 地表和地下主要岩層單位及地層關係的描述；
 - (c) 可能的重要地層和構造特徵(如斷層、破碎帶、節理組(joint sets)和節理系)的描述和位置；

- (d) 描述涉及建議處置場操作和安全相關的地層單位之大地工程性質；
 - (e) 提出將用於評估計畫處置場之估計功能的建議地質系統；
 - (f) 摘要區域地貌、構造、地震和火山模式(即概念、技術基礎、數據解釋)，特別強調可能對處置場運轉和安全產生影響的特徵、事件和作用；
 - (g) 需要複雜工程量測的潛在地質災害的界定；
 - (h) 地震活動性的節要評估；
 - (i) 火山活動的節要評估。
- (2) 與其他場址特性摘要一致的水文概述，包含：
- (a) 水文地質的特點描述(含水層和限制單位)，包含發生在合理最大暴露個體的位置：應包含主要水文地層單元的水力傳導性(hydraulic conductivity)、流通性(transmissivity)、孔隙率(porosities)、滲透率(permeability)和其他重要水文地質參數的資訊；
 - (b) 區域地下水流系統的解釋，包含影響地區性和區域性地下水供應之主要特徵和控制的討論；
 - (c) 所提出用來估計建議處置場特性之水文地質系統(飽和及未飽和)描繪；
 - (d) 當地氣候，包含降雨、溫度和地表徑流的描述和討論；
 - (e) 地下水質的討論；
 - (f) 目前的用水模式討論，包含來自含水層的地下水抽取；
 - (g) 估計各含水層系統水的流量；
 - (h) 地表水文特徵的界定(包含蓄水池和水流通道(連續性或間歇性)或其他幾何特徵)，可能潛在的影響地質處置場運轉區域之運轉或安全。
- (3) 與其他場址特性摘要一致的地球化學概述，包含：
- (a) 估計處置場安全性的地球化學環境描述；
 - (b) 評估地下水以確定諸如水化學、放射性核種溶解度和放射性核種吸附能力的特性；
 - (c) 放置廢棄物包件附近預期的地球化學環境之描述。
- (4) 與其他場址特性摘要一致的大地工程特性和條件概述，包含：
- (a) 場址的土壤工程性質進行特徵化所需現場調查結果之討論；
 - (b) 場址調查結果的討論，需要特徵化場址母岩類型的工程特性，特別強調

地質處置場地下開挖所需的母岩和其周圍環境；

(c) 其他場址特徵化工作的討論和描述，以定義地表和地下設施的相關大地工程性質和預期反應/功能。

- (5) 場址的氣候、氣象和其他環境資訊的摘要，此概述還應包含古氣候特徵，事件和過程的描述；
- (6) 所考慮之參考生物圈的摘要。選擇用於劑量評估的生物圈途徑應該與中緯度沙漠中乾燥或半乾燥條件相一致。美國能源部在執照申請中必須提出合理最大限度暴露個體(reasonably maximally exposed individual)的位置，以及當地代表性的飲食和生活方式。使用雅卡山審查計畫的第2節「安全分析報告的審查計畫」(Review Plan for Safety Analysis Report)對合理暴露最大的個體之特徵資訊進行詳細審查。

1.5.3 接受準則

以下接受準則依據滿足 10 CFR 63.21(b)(5)的要求，涉及執照申請「一般資訊」章節中提供的場址特徵化工作的描述。(一般來說，這些資訊的詳細技術審查在雅卡山審查計畫第2節「安全分析報告的審查計畫」中討論。)

接受準則 1: 執照申請的「一般資訊」章節包含場址特徵化活動內容的充分描述。

- (1) 充分概述有關地質的場址特徵化活動；水文學、地球化學、母岩的大地工程性質和條件；氣候學、氣象學等環境科學；和參考性生物圈定義。

接受準則 2: 執照申請的「一般資訊」章節包含場址特徵化結果的適當描述。

- (1) 充分了解雅卡山地區(Yucca Mountain region)目前的特徵和過程；
- (2) 雅卡山地區處置場安全中對於未來事件和可能出現的過程演變提供適當的資訊；
- (3) 所考慮之參考生物圈的描述與雅卡山場址內及周圍的自然過程的現有知識一致，包含合理地最大限度暴露的個體位置。

1.5.4 審查發現

如果執照申請時能提供足夠的資訊，並且適當的滿足1.5.3節中的接受準則，工作小組評估這部分是可以接受的。審核人員撰寫適合整個申請準備的資料納入安全評估報告。該報告包含所審查內容的概要說明，以及說明為什麼認為提交可被審查人員接受。工作小組可以如下記錄審查。

美國核管理委員會(U.S. Nuclear Regulatory Commission)工作小組審查了支持場址特徵化執照申請而提交的一般資訊和其他資訊，並在合理保證下滿足 10 CFR 63.219(b)(5)的要求。利用適當的摘要描述雅卡山場址特性，以及這些工作的結果節要，讓工作小組評估執照申請的整體充分性。

1.6 參考文獻

- U.S. Nuclear Regulatory Commission. Regulatory Guide 5.44, 「Perimeter Intrusion Alarm Systems.」 Revision 3. Washington, DC: U.S. Nuclear Regulatory Commission, Office of Standards Development. October 1997.
- Regulatory Guide 5.12, 「General Use of Locks in the Protection and Control of Facilities and Special Nuclear Materials.」 Washington, DC: U.S. Nuclear Regulatory Commission, Office of Standards Development. November 1973.
- U.S. Nuclear Regulatory Commission. NUREG/BR-0006, 「Instructions for Completing Nuclear Material Transfer Reports.」 Revision 4. Washington, DC: U.S. Nuclear Regulatory Commission. February 2000a.
- NUREG/BR-0007, 「Instructions for the Preparation and Distribution of Material Status Reports.」 Revision 3. Washington, DC: U.S. Nuclear Regulatory Commission. February 2000b.
- 「Personal Computer Data Input for U.S. Nuclear Regulatory Commission Licensees.」 Nuclear Materials Management and Safeguards System Report D-24. Washington, DC: U.S. Nuclear Regulatory Commission. May 1994.

第二章、安全分析報告的審查計畫

劑量預測：確定封閉前和封閉後劑量限制的一致性，包含使用電腦程式估計潛在的風險。規定指定總有效劑量當量作為估計劑量時使用的量度。工作小組應使用一年暴露於放射性物質所產生內部劑量的關鍵有效劑量當量，與一年中外部輻射暴露的有效劑量當量之和，作為計算潛在的暴露量。此外，工作小組應使用聯邦指導性報告 12(Federal Guidance Report 12)和國際放射防護委員會出版物 26(International Commission on Radiological Protection in its Publication 26)中的器官加權因子進行外部劑量計算。(注：10 CFR Part 63，66 FR 55734 和 55735 的「注意事項聲明」描述了用於計算總有效劑量當量的方法)。

職業性的劑量監測：將測量現場輻射工作者的實際暴露量，以確保符合 10 CFR Part 20 的要求。

2.1 永久封閉前之處置場安全

2.1.1 封閉前安全分析

封閉前安全分析之告知風險的審查流程—本節提供符合聯辦法規 10 CFR Part 63 執行功能目標的審查，這些目標是根據可接受的風險建立工作小組和民眾的允許劑量。10 CFR 63.21(c)(5) 要求在永久封閉之前對地質處置場運轉區進行封閉前安全性分析，以確保符合執行功能目標。封閉前安全分析是對場址、設計、潛在危險、初始事件及其後果，並對工作小組和民眾造成潛在劑量後果的系統檢查。封閉前安全分析考慮了潛在危害的機率，同時考慮可能性計算支持的數據相關聯之不確定性範圍。定義事件序列，以及這些人為誘導和自然事件的序列被使用於計算工作小組和民眾的劑量方面，包含結構、系統和組件之潛在破壞後果(consequences of potential failures)輸入源。將這些計算的劑量與允許的劑量進行比較，以確定是否符合執行功能目標。結構、系統和組件必須具有功能以符合執行功能目標劑量限制，這對於安全性至關重要。封閉前安全分析也界定並描述了防止潛在事件序列發生或減輕其結果的控制，並採取措施界定，確保安全系統的可用性。封閉前安全分析的最終產物是安全至關重要之結構、系統和組件的列表(也稱為 Q-List)以及相關設計標準和技術規範，以保持其功能和滿足執行功能目標。對安全至關重要之結構、系統和組件還可以進一步分類，依據相對安全定

義(使用封閉前安全分析的風險資訊)。這種分類可以用於關注執照申請中提供的設計細節之級別，並通過一個分級的品質保證計畫控制品質保證程序。美國能源部計劃將根據安全/風險意義對結構、系統和組件進行分類，並實施與安全重要性相稱的分級品質保證計畫。

因此，雅卡山審查計畫 包含適當的標準以評估美國能源部對於結構、系統和組件進行分類，以及對品質保證要求進行分級的技術基礎。

工作小組審查的重點是封閉前安全分析確定對於安全至關重要的項目。對 Q-List 的設計項目嚴格審查，以及對於細節的注意程度，取決於相對的安全重要程度。雅卡山審查計畫中沒有規定設計標準，因為 10 CFR Part 63 允許美國能源部制定設計標準並說明其適用性。因此，美國能源部有足夠的空間使用任何法規、標準和方法以說明其適用性和適當性。依據執行功能為主且有風險告知的審查程序，這種靈活性是必要的。雅卡山審查計畫中，依據執行功能且有風險告知的審核流程在於確定是否符合如美國能源部門安全分析所示的執行功能目標。綜上所述，審查理念是依據以下前提：(i) 美國能源部必須通過封閉前安全分析證明、處置場設計、建造和營運應符合整個封閉前期內的指定暴露限值(執行功能目標)；(ii) 工作小組必須將審查重點放在滿足執行功能目標條件下與安全至關重要的結構、系統和組件的設計；最後，(iii)人力資源將按比例重點檢查和審查高風險重要結構、系統和對安全至關重要的組件。

2.1.1.1 關於封閉前安全分析之場址描述

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.1.1.1.1 審查範圍

本節提供了有關場址描述審查的導引，因為這涉及到封閉前安全分析和地質處置場的運轉區設計。評審委員將評估 10 CFR 63.21(c)(1)(i) - (iii)要求的資訊。

場址描述的充分性應在進行封閉前安全分析和設計地質處置場運轉區所需的資訊背景下進行評估。本節審查人員應與雅卡山審查計畫(Yucca Mountain Review)第 2.1.1.3 節(「危害界定和初始事件」)以及第 2.1.1.7 節(「對於安全和安全控制至關重要之結構、系統和組件的設計」)的審查人員協調審查。

工作小組將使用 2.1.1.1.2 和 2.1.1.1.3 節中的審查方法和接受準則，對場址描述的以下部分進行評估，這些部分涉及封閉前安全分析和地質處置場運轉區域設

計。

- (1) 場址地理；
- (2) 區域人口；
- (3) 當地氣象和區域氣候學；
- (4) 區域和地區性地表水和地下水水文；
- (5) 場址地質和地震學，包含地表和地下設施設計相關的地球工程性質；
- (6) 火成活動；
- (7) 場址地形地貌；
- (8) 場址地球化學；
- (9) 土地利用、結構和設施，以及整個土地使用區域內的殘留放射活性。

2.1.1.1.2 審查方法

審查方法 1：場址地理描述

審核場址位置區域明顯的自然和人為特徵是否已充分定義及規定，例如山脈、溪流、軍事基地、民用和軍用機場、人口中心、道路、鐵路、輸電線路、濕地、地表水體，以及潛在的危險商業活動和製造中心，這些可能對於審查封閉前安全分析和地質處置場運轉區域設計至關重要。

確認場址的限制區域內自然和人為物體的特點，可能對封閉前安全分析和地質處置場運轉區域設計的評估具有重要意義。

查明場址和附近設施具有足夠詳細和適當尺度的地圖，以提供審查封閉前安全分析和地質處置場運轉區及受控制的區域、控制區出入點(access points)，以及從邊界到設備的重要特點設計所需的資訊，場址地圖應清楚地說明場址的邊界距離。地圖應描述場址地形和地表排水模式，以及道路、鐵路、輸電線路、濕地和地表水體。

審查方法 2：區域性人口學描述

審核區域人口統計資訊是依據目前的人口普查數據，並將人口分佈作為距離地質處置場區域的距離函數，人口資訊應足夠詳細以確定民眾真實的位置，應預測封閉前的人口資訊。

審查方法 3：地方氣象學和區域氣候學的描述

評估執照申請關於當地氣象和區域氣候學的數據之充分性，這些數據可能對

於審查預防性安全分析和地質處置場運轉區域設計至關重要，包含以下項目：

- (1) 極端溫度；
- (2) 大氣穩定性；
- (3) 平均風速和主風向；
- (4) 極端風；
- (5) 龍捲風。

確認數據收集技術是依據可接受的方法(例如 NUREG-0800(U.S. Nuclear Regulatory Commission ,1987))，並且提供依據該技術基礎的數據摘要。

評估關於年度降水量和降水形式的資訊，以及場址可能的最大降水量，確認是使用可接受的方法來發展此資訊。

確認執照申請充分定義惡劣的氣候類型、頻率、大小和持續時間，例如龍捲風、閃電和風暴，並對惡劣氣候評估提供的設計基準/標準之有效性進行評估。

審核美國能源部是否已有充足的歷史數據支持進行適當的趨勢分析。

審查方法 4：區域性的地區性地表和地下水文學描述

評估雅卡山地表和地下水水文的描述，審核封閉前安全分析和地質處置場運轉區域設計相關的水文特性是否得到充分確認。

審核地質處置場運轉區域設計可接受自然排水特性的任何可能改變之影響分析。要做出此決定，請與雅卡山審查計畫第 2.1.1.7 節(「對於安全和安全控制至關重要之結構、系統和組件的設計」)的審核員協調。

確認可能的最大洪水計算，並且有足夠的數據支持，包含流域的實際暴雨數據。NUREG-0800(U.S. Nuclear Regulatory Commission ,1987)第 2.4.3 節可用於進行此項審查。

審查方法 5：場址地質和地震學的描述

審核美國能源部是否提供了足夠的現場地質資料，支持封閉前安全分析和地質處置場運轉區域設計，包含整個地表和地下建築區的地層和岩性。要做出此決定，請與雅卡山審查計畫的 2.2.1.3 節(「模式精簡化(Model Abstraction) 」)的審核人員協調。

於即將進行的主要施工區域，依據現地和實驗室試驗結果，確認場址特徵化資料包含母岩的地質力學特性和條件，這些資料的收集和處理應依據公認的業界

技術和標準。審核母岩力學試驗資料支持地下材料穩定性的執照申請分析。請注意，使用雅卡山審查計畫的第 2.1.1.7 節(「對於安全和安全控制至關重要之結構、系統和組件的設計」)進行資料充分性和設計參數是否適當的評估。

確認土壤的工程特性，並依據實驗室和現場試驗提供的結果建造地面設施，審核美國能源部使用公認的業界技術收集和處理這些數據。

確認詳細的土壤試驗數據支持地表材料穩定性的執照申請分析，包含考慮地表沉降、過去的負載歷史和液化潛能。

諮詢雅卡山審查計畫第 2.2.1.3.2.3 節的審查人員(「接受標準-工程障壁的力學破壞」)，以確認場址的地震動以及地表和地下斷層位移已經被適當地特徵化。這些評估應包含第 1 類活動斷層、震源區、以及每個震源的最大地震規模和回歸周期等地震參數、歷史地震資料、古地震資料和地震動衰減模式的列表。專題報告 YMP/TR-002-NP:「評估雅卡山的斷層位移和地震動危害的方法(Methodology to Assess Fault Displacement and Vibratory Ground Motion Hazards at Yucca Mountain)」修訂版 1(U.S. Department of Energy, 1997)提出了一種可接受的方法。

利用可接受的方法審核這些特徵化的地震動以及地表和地下斷層位移是否轉換至工程設計參數。

評估設施基礎的靜態和動態穩定性分析、地下位移漂移、以及自然和人為斜坡(包含開挖與回填)，這些破壞可能導致放射性核種被釋放。審核是否使用適當的方法進行分析，使用的資料是否適合，並且結果是否被正確地解釋。

審查方法 6：場址火成活動資訊

諮詢雅卡山審查計畫第 2.2.1.2 節(「情景分析和事件概率」)的審核人員，以審核執照申請是否已充分考慮場址之火成活動，包含火山噴發、地下火成活動/流和火山灰流(ash flow)/火山灰沉降(ash fall)。

審查方法 7：場址地形地貌資訊

評估場址地形地貌的分析[使用導引如 NUREG / CR-3276(Schumm 和 Chorley, 1983)以及「編號 I 鈾磨礦尾渣場址補救措施選擇文件的標準格式和內容(Standard Format and Content for Documentation of Remedial Action Selection at Title I Uranium Mill Tailings Sites)」(U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1989)]。評估地表侵蝕的程度以及大型崩塌的可能性，如地滑或母岩崩落，或河道及河間

地快速的河流剝蝕，這些可能影響場址結構或運轉。

審查方法 8：場址地球化學資訊

評估雅卡山安全分析和地質處置場運轉區域設計相關的地球化學資訊之描述，以確認其是否足夠，包含以下項目：

- (1) 任何基岩內或棲止水帶(perched water zones)內或偶然流經破裂的突發性流動之地下水之地球化學組成是否確定腐蝕性；
- (2) 處置場深處的地球化學成分是否會被水流經過而淋溶或增加腐蝕性；
- (3) 因為加熱或其他過程而對母岩破裂帶或基岩造成地球化學換質，改變地質力學(geomechanical) 岩體特性。

審查方法 9：土地利用、結構和設施以及殘留放射性

評估土地使用區域(land withdrawal area)內過去使用土地的描述；人造結構和設施的描述、位置和用途；以及在土地使用區域內確定與封閉前安全分析有關的任何剩餘輻射源。評估應包含以下項目：

- (1) 與土地用途衝突的處置場；
- (2) 現有結構和設施的影響或這些設施的潛在污染；
- (3) 民眾或工作小組潛在暴露於場址的殘餘輻射。

2.1.1.1.3 接受準則

以下接受準則是依據滿足 10 CFR 63.112(c)關於場址描述的要求，因為它涉及封閉前安全分析。

接受準則 1：執照申請評估封閉前安全分析和地質處置場運轉區設計是否有適合的場址地理描述。

- (1) 場址位置是否已充分定義。場址位置相對於明顯的自然和人為特徵，例如山區、溪流、軍事基地、民用和軍用機場、人口中心以及潛在危險的商業活動和製造中心，這可能對於審查封閉前安全分析和地質處置場運轉區設計至關重要；
- (2) 充分確定場址控制區內可能對於評估封閉前安全分析和地質處置場運轉區設計有關的自然和人為物體是否有具體特徵化；
- (3) 場址和附近設施足夠詳細和適當尺度的地圖，以提供審查封閉前安全分析和地質處置場運轉區設計所需的資訊。場址地圖清楚的指示場址邊界和受控制

的區域、受控制區域出入點，以及從邊界到設備重要特點的距離。地圖應描述場址地形和地表排水模式，以及道路、鐵路、輸電線路、濕地和地表水體。

接受準則 2：執照申請評估封閉前安全分析和地質處置場運轉區設計，是否有適合的區域人口描述。

(1) 區域人口統計資訊是依據當前的人口普查數據，並將人口分佈作為距離地質處置場區域的距離函數。

接受準則 3：執照申請評估封閉前安全分析和地質處置場運轉區設計，是否有適合當地氣象和區域氣候學描述。

(1) 執照申請關於當地氣象和區域氣候學的資料，可能對於審查封閉前安全分析和地質處置場運轉區域設計至關重要；

(2) 資料收集技術依據公認的方法，並提供資料摘要的技術基礎；

(3) 提供充足的資訊，包含年度降水量和降水形式，以及場址可能的最大降水量；

(4) 執照申請充分定義了惡劣天氣的類型、頻率、大小和持續時間。提供了對於設計災害性天氣的評估有效的基準/標準；

(5) 適當進行趨勢分析，並且有充足的歷史資料支持執照申請。

接受準則 4：執照申請評估封閉前安全分析和地質處置場運轉區設計，是否有足夠的地區性和區域水文資訊。

(1) 描述雅卡山地表水和地下水水文，適當地界定封閉前安全分析和地質處置場運轉區域設計相關的水文特性；

(2) 地質處置場運轉區域設計對於自然排水特性的任何可能改變之影響分析是可接受的；

(3) 有足夠的資料支持可能的最大洪水計算，包含流域的實際暴雨資料。

接受準則 5：執照申請評估封閉前安全分析和地質處置場運轉區設計，有關足夠有關場址之地質和地震學描述。

(1) 執照申請提供了足夠的現場地質資料，支持封閉前安全分析和地質處置場運轉區域設計，包含整個地表和地下建築區的地層和岩性；

(2) 依據現地和實驗室試驗結果所得的資料是否足以特徵化場址，包含進行主要施工區域的岩層之母岩力學特性；這些資料的收集和處理應依據公認的業界技術和標準；

- (3) 母岩力學試驗數據支持執照申請分析所需的地下材料穩定性；
- (4) 建造地面設施的土壤工程特性是否依據實驗室和現場試驗提供的結果，這些數據來自公認的業界技術收集和處理；
- (5) 詳細的土壤試驗數據是否支持申請執照分析所需的地表材料穩定性，並考慮地表沉降、過去的負載歷史和液化潛能；
- (6) 場址的地震動以及地表和地下斷層位移是否已經被充分特徵化，同時考慮到雅卡山審查計畫第 2.2.1.3.2.3 節(「工程障壁的力學破壞」)的評估，並考慮第 1 類活動斷層、震源區、每個震源的最大規模和回歸周期等地震參數、歷史地震資料、古地震資料和地震動衰減模式的列表。專題報告 YMP / TR-002-NP(U.S. Department of Energy, 1997)提出了一種可接受地震動以及地表和地下斷層位移危害評估的方法；
- (7) 使用特徵化地震動以及地表和地下斷層位移開發地震設計資料；
- (8) 執照申請提供了對於設施基礎、地下位移漂移，自然和人為斜坡(slopes)(開挖與回填)的靜態和動態穩定性的分析，以及其破壞可能導致放射性核種釋放。使用適當的方法進行分析，使用的數據適合於此方法，並且結果被正確地解釋。

接受準則 6：執照申請評估封閉前安全分析和地質處置場運轉區設計，有關足夠有關火成活動歷史的描述。

- (1) 執照申請充分考慮場址之火成活動，包含火山噴發、地下火成活動/流和火山灰流(ash flow)/火山灰沉降(ash fall)。

接受準則 7：執照申請評估封閉前安全分析和地質處置場運轉區設計，有關足夠關於場址地形地貌的描述。

- (1) 執照申請充分考慮了地表侵蝕的程度以及大型崩塌的可能性，例如地滑或河道及河間地河流快速剝蝕，這些可能影響場址結構或運轉。

接受準則 8：執照申請評估封閉前安全分析和地質處置場運轉區設計，有關足夠地球化學資訊的描述。

- (1) 任何基岩內或棲止水帶(perched water zones)內或偶然流經破裂的突發性流動之地下水之地球化學組成是否確定腐蝕性；
- (2) 處置場深處的岩層之地球化學成分是否會被水流經過而淋溶或增加腐蝕性；

(3) 因為加熱或其他過程而對母岩破裂帶或基岩造成地球化學換質，改變地質力學(geomechanical) 岩體特性。

接受準則 9:執照申請包含對過去土地使用的充分評估、現有結構和設施的影響；和暴露於殘餘輻射的可能性。

- (1) 土地使用區域內有關過去的土地使用情況資訊足以界定任何潛在的衝突；
- (2) 現有人造結構或設備之位置和描述足以確定對這些結構和設備的影響；
- (3) 界定足以確定暴露給工作小組或民眾之任何潛在殘餘輻射。

2.1.1.1.4 審查發現

如果執照申請時能提供足夠的資訊，並且適當的滿足 2.1.1.1.3 節中的接受準則，工作小組評估這部分是可以接受的。審核人員撰寫適合整個申請準備的資料納入安全評估報告。該報告包含所審查內容的概要說明，以及說明為什麼認為提交可被審查人員接受。工作小組可以如下記錄審查。

美國核管理委員會工作小組審查了安全分析報告和其他支援執照申請的資料，並在合理保證的情況下發現滿足 10 CFR 63.112(c)的要求。充分的封閉前安全分析和評估地質處置場運轉區域設計，已經有足夠的數據滿足雅卡山場址及周邊地區的要求，以界定天然存在和人為引起的災害，以及主體母岩的地質力學特性和條件。

2.1.1.2 結構、系統、組件、設備和操作過程活動的描述

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.1.1.2.1 審查範圍

本節提供有關結構、系統、組件、設備和作業過程描述審查的導引。審查人員還將評估 10 CFR 63.21(c)(2)、(c)(3)(i)和(c)(4)所要求的資訊。

結構、系統、組件、設備和作業過程描述，應該足以讓審查人員了解地質處置場運轉區設施的設計，並確定危險和事件順序。本節審評人員應根據雅卡山審查計畫第 2.1.1.3 節(「界定危險和初始事件」)和 2.1.1.4 節(「事件序列的確定」)的審查情況進行協調。

工作小組將使用 2.1.1.2.2 節和 2.1.1.2.3 節中的審查方法和接受準則，對結構、系統和組件、設備和作業過程的描述進行評估。

- (1) 地表設施及其功能的位置說明，包含結構、系統、組件以及設備；

- (2) 地表設施的結構、系統、組件、設備和公用設施系統的描述和設計細節；
- (3) 地下設施的結構、系統、組件、設備和公用設施系統的描述和設計細節；
- (4) 高放射性廢棄物特徵化描述；
- (5) 障壁系統組件的設計(例:如廢棄物包件、滴水屏蔽(drip shield)和回填)之描述；
- (6) 地質處置場運轉區域處理過程和程序的描述，包含結構、系統和組件之間的界面和相互影響。

2.1.1.2.2 審查方法

審查方法 1：地面設施位置及其功能描述

確認執照申請描述所有的地面設施，包含場址的位置和配置，以及距離場址邊界的距離，該描述應具有足夠詳細和適當尺度的繪圖。

審核地表設施設計的描述是否足夠對室內安全分析進行評估。

審核所有設施功能的要求之描述，包含提供地質處置場運轉區域之作業過程、程序和位置的理解，足以評估封閉前安全分析和地質處置場運轉區域設計。

審核執照申請程序是否具有對於設備功能、操作員培訓以及試驗/維護計畫的描述，足以評估封閉前安全性分析。此部分與雅卡山審查計畫 第 2.5.3 節(「人員培訓和認證」)和 2.5.6 節(「進行正常活動的計畫，包含維護、監督和定期檢測等」)的審查人員合作進行審核。

審查方法 2：地面設施的結構、系統、組件和設備的描述和設計細節

確認執照申請提供支持地面設施的結構、系統和組件的充分描述和設計資訊，包含結構、系統、組件、設備和公用系統，例如：

- (1) 採用的設計規範和標準；
- (2) 建築的整體配置圖；
- (3) 結構的材料；
- (4) 設備設計；
- (5) 流程圖；
- (6) 通道及儀器配置圖；
- (7) 電力系統；
- (8) 洩壓系統；
- (9) 起重機系統；

- (10) 焊接系統；
- (11) 加熱、通風、空調和過濾系統；
- (12) 現場的運輸系統；
- (13) 限制(Confinement)系統；
- (14) 去污(Decontamination)系統
- (15) 安全系統(例如互鎖，輻射檢測和滅火系統)；
- (16) 廢棄物包件(Waste package)和核廢料桶(cask)接收、傳輸和處理系統；
- (17) 裝卸系統(含遠程作業)；
- (18) 緊急事件和輻射安全系統
- (19) 臨界狀態(Criticality)和放射性監測系統；
- (20) 臨界狀態安全計畫；
- (21) 通訊與控制系統；
- (22) 配電系統，包含備用電源；
- (23) 屏蔽和臨界狀態控制系統；
- (24) 供水系統。

本方法重點用於放射性廢棄物處理、包裝、轉移、阻隔(containment)或儲存的系統，以及其他對於安全重要的結構、系統和組件。使用雅卡山審查計畫第 2.1.1.6 節(「界定安全至關重要的結構，系統和部件；安全控制；以確保安全系統的可用性」)審查對於安全重要的結構、系統和組件的審核。

確認執照申請程序提供了對支持系統和結構、系統和組件之間的潛在交互的充分描述。

審核執照申請是否提供了對於每個設施內的結構、系統和組件的位置和功能配置的充分描述。

確認執照申請已經提供充分討論關於地面設施抵禦自然現象(例如地震動)的能力之設計資訊。將使用雅卡山審查計畫第 2.1.1.7 節(「對於安全和安全控制至關重要之結構、系統和組件的設計」)審查設計的適當性和充分性。

審查方法 3：地下設施的結構、系統、組件和設備的描述和設計細節

確認執照申請提供了充分的描述和設計資訊，包含支持地下設施的結構、系統和組件的結構、系統、組件、設備和公用事業系統，例如：

- (1) 設計規範和標準；
- (2) 自然條件(地質和水文)和一般設計目標(例如：允許最大母岩溫度)對於地下設施的配置施加任何限制；
- (3) 結構材料；
- (4) 地面控制/支援系統；
- (5) 流程圖；
- (6) 配電系統；
- (7) 地下通風系統；
- (8) 地下過濾系統；
- (9) 通訊和檢查/監測系統；
- (10)運輸系統；
- (11)火災和放射性緊急情況的安全、檢測和抑制系統；
- (12)廢棄物包件處置系統；
- (13)緊急事件和放射安全系統；
- (14)氣封系統將廢棄物處置區域與處置橫坑施工區域(emplacement drift construction area)分開；
- (15)廢棄物包件支撐/底襯(support/invert)系統；
- (16)滴水屏蔽和滴水屏蔽放置系統；
- (17)回填處置作業系統；
- (18)排水系統；
- (19)儀器和控制系統；
- (20)限制和連鎖。

審查方法 4：用過核子燃料和高放射性廢棄物特性描述

審核執照申請描述用過核子燃料的參數範圍是否有適當的特徵化，例如：

- (1) 反應器類型(例如沸水式，壓水式)；
- (2) 燃料組件製造商和型號；
- (3) 燃料組件的物理特性和尺寸；
- (4) 燃料包層材料(包含渣滓沉積、氧化物層、氫化物含量、破壞和損壞程度)；
- (5) 熱特性；

- (6) 發熱率和劑量率；
- (7) 放射性核種清單；
- (8) 放射化學(Radiochemistry)特性；
- (9) 歷史(濃化(enrichment)、燃耗(burnup)和後照射存儲(postirradiation storage))。

確認執照申請文件中，對於用過核子燃料以外之高放射性廢棄物性質是否已充分的特徵化，如：

- (1) 廢棄物組件和用量；
- (2) 廢棄物特徵化(相穩定性(phase stability)和產物一致性(product consistency))；
- (3) 廢棄物罐和任何廢棄物封裝特性；
- (4) 放射性核種清單；
- (5) 放射化學；
- (6) 發熱率和劑量率；
- (7) 建議的材料儲存單元；
- (8) 歷史。

審查方法 5：工程障壁系統及其組件的描述

確認主要特徵化的廢棄物包件，包含尺寸、重量、材料、製造和焊接。

確認廢棄物包件和廢棄物罐的功能特徵之分析和特徵化進行充分討論，已經提供了諸如圍阻、臨界狀態控制、屏蔽(shielding)、降低抗斷裂性(drop fracture resistance)和限制(confinement)。

審核工程化障壁系統組件的分析和特徵化之討論，例如滴水屏蔽、回填(如果在執照申請設計中使用)，支撐/底襯(support/invert)和吸附障壁(sorption barrier)，足以在封閉前安全分析和地質處置場運轉區域設計審查中進行評估。

審查方法 6：地質處置場運轉區域操作過程和程序的描述

評估操作流程和程序的描述，以確認組件以及設施功能和程序有充分的了解。

審核足以評估封閉前安全性分析所提供的運轉過程設計、設備設計和規格以及儀器和控制系統的資訊。

描述及資訊應包含：

- (1) 操作模式，例如正常的處理運轉、維護；

- (2) 每個操作過程及整體地質處置場運轉區域關係的目的；
- (3) 基本操作過程的功能和原理，包含討論作業流程的基本原理，以及確保安全營運的測量變量範圍和極限進行充分討論。
- (4) 圖表或流程圖顯示作業流程中部分的界面和交互作用，例如顯示核材料(nuclear materials)、緩衝劑(moderators)以及與過程相關的其他材料之庫存、位置和幾何原理圖或描述；
- (5) 啟動、停機，正常營運和緊急作業的程序；
- (6) 有害物質的位置和數量；
- (7) 互鎖(interlocks)和控制的位置和類型；
- (8) 流程方框圖(Process block diagrams)，包含去污和監測；
- (9) 安全設備(控制系統)儀器位置、特性和功能；
- (10) 放射性物質的最大預期庫存；
- (11) 臨界狀態(Criticality)安全計畫。

2.1.1.2.3 接受準則

以下接受準則是根據 63.112(a)的要求，涉及結構、系統、組件、設備和作業流程的描述。

接受準則 1：執照申請包含地表設施的位置及其特定功能說明，以便對周圍安全分析和地質處置場運轉區域設計進行評估。

- (1) 執照申請書描述了地面設施，包含他們在現場的位置和配置，以及其距場址邊界的距離。該描述包含足夠詳細和適當尺度的圖(drawings)；
- (2) 對地面設施的設計描述足以進行封閉前安全分析評估；
- (3) 設施功能要求的描述提供了對於地質處置場運轉區域作業、程序和位置的了解，足以評估封閉前安全分析和地質處置場運轉區域設計；
- (4) 設備的特性、操作人員的培訓以及試驗/維護的計畫描述足以評估封閉前的安全性分析。

接受準則 2：執照申請程序包含地表設施的結構、系統和組件和設備的描述以及設計細節，足夠對封閉前安全分析和地質處置場運轉區域設計進行評估。

- (1) 執照申請程序提供充分的地表設施結構、系統、組件和設備相關之說明和設計資訊；

- (2) 執照申請程序提供對於支持系統和結構、系統和組件之間交互的潛在之充分描述；
- (3) 執照申請程序提供每個設施內結構、系統和組件的位置和功能配置的充分描述；
- (4) 執照申請提供充分討論關於地面設施承受自然現象的能力之設計資訊。

接受準則 3：執照申請包含地下設施的結構、系統、組件和設備之描述和設計細節，足以允許評估安全分析和地質庫操作區域設計。

- (1) 執照申請提供了地下設施的結構、系統、組件、設備相關的充分說明和設計資訊。

接受準則 4：執照申請描述了用過核子燃料和高放射性廢棄物的特性，充分對封閉前安全分析和廢棄物包件設計進行評估。

- (1) 執照申請充分特徵化用過核子燃料的參數範圍；
- (2) 執照申請充分特徵化用過核子燃料以外高放射性廢棄物的特性。

接受準則 5：執照申請程序提供了工程障壁系統及其組件的一般描述，足以支持封閉前安全分析和工程障壁系統設計的評估。

- (1) 定義主要特徵化的廢棄物包件，包含尺寸、重量、材料、製造和焊接；
- (2) 提供充足的廢棄物包件和廢棄物罐功能特徵(functional features)之特徵化資訊，例如臨界狀態(Criticality control)控制、屏蔽、降低抗斷裂性和限制；
- (3) 關於工程化障壁系統組件的分析 and 特徵化之討論，例如滴水屏蔽、回填，支撐/底襯(support/invert)和吸附障壁(sorption barrier)，足以在封閉前安全分析和地質處置場運轉區域設計審查中進行評估。

接受準則 6：地質處置場運轉區域操作流程說明足以審查封閉前安全分析。

- (1) 地質處置場運轉區域操作流程的描述可以充分了解組件以及設施功能和程序；
- (2) 提供的關於運轉過程設計、設備設計和規格，以及儀器和控制系統中部分的界面和交互作用之資訊，足以評估封閉前的安全性分析。

2.1.1.2.4 審查發現

如果執照申請時能提供足夠的資訊，並且適當的滿足 2.1.1.2.3 節中的接受準則，工作小組評估這部分是可以接受的。審核人員撰寫適合整個申請準備的資料

納入安全評估報告。該報告包含所審查內容的概要說明，以及說明為什麼認為提交可被審查人員接受。工作小組可以如下記錄審查。

美國核管理委員會工作小組審查了安全分析報告以及其他支援執照申請的資料，並在合理保證的情況下發現滿足 10 CFR 63.112(a) 的要求，因為已經提供了對於適當的地質處置場運轉區域的結構、系統、組件、設備以及處理作業一般描述。

2.1.1.3 危害界定和初始事件

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.1.1.3.1 審查範圍

本節提供有關界定危害和初始事件審查的導引。本節審查人員應與雅卡山審查計畫第 2.1.1.1 節(「關於封閉前安全分析之場址描述」)和 2.1.1.2 節(「結構、系統、組件、設備和操作過程活動的描述」)之審查人員協調審查。審查人員還將評估聯邦法規 10 CFR 63.21(c) (5)所要求的資訊。

工作小組將使用 2.1.1.3.2 節和 2.1.1.3.3 節中的審查方法和接受準則評估危害界定和初始事件。

- (1) 用於界定危險和初始事件的方法之技術基礎和假設；
- (2) 使用相關資料界定危險和初始事件；
- (3) 確認發生危害和初始事件的頻率或機率；
- (4) 納入或排除特定危害和初始事件的技術依據；
- (5) 安全分析中要考慮的危害和初始事件清單。

2.1.1.3.2 審查方法

審查方法 1：用於界定危害和初始事件方法的技術基礎和假設

確認用於界定危害和初始事件的方法與原子能機構導則或業界慣例標準是一致的。例子包含 NUREG/CR - 2300 (U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1983)； NUREG - 1513 (U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2001)； NUREG - 1520 (U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2000a)； American Institute of Chemical Engineers (1992), Appendixes A and B]。如果專家引進(expert elicitation)經採用，採用雅卡山審查計畫第 2.5.4 節(「專家引進」)，審查專家引進程序。

如果美國能源部沒有使用原子能機構的導則或業界慣例標準，則可以評估美

國能源部對於特定危害和初始事件界定方法的基礎和選擇是否可以防範。確認選擇危害和初始事件界定的方法適用於場址和地質處置場運轉區域的可用資料。使用雅卡山審查計畫中第 2.1.1.1 節(「關於封閉前安全分析之場址描述」)和 2.1.1.2 節(「結構、系統、組件、設備和操作過程活動的描述」)，審查場址及其結構、系統和組件的描述。

確認用於界定自然發生和人為引發的危害和初始事件的假設是明確的，且具有足夠的技術基礎，並得到雅卡山審查計畫 2.1.1.1 節(「關於封閉前安全分析之場址描述」)和 2.1.1.2 節(「結構、系統、組件、設備和操作過程活動的描述」)中之資訊的支持。

審查方法 2：使用相關資料界定特定場址的危害和初始事件

審核是否已經使用適當的特定場址資料(包含相關的發生頻率)來界定自然發生和人為引起的危害和初始事件，例如：

- (1) 地震和斷層；
- (2) 風和龍捲風；
- (3) 火山活動；
- (4) 邊坡不穩定(Slope instability)；
- (5) 其他極端氣象或地質條件；
- (6) 人為事件。

應與雅卡山審查計畫第 2.2 節(「永久封閉後的處置場安全」)的審查人員協調，以審核本節中界定的自然發生危害(例如地震、斷層和火山活動)與特徵、事件與過程列表一致。

審核確定危害的充分性和初始事件界定時，考慮相應的特性和因素，例如：

- (1) 高放射性廢棄物產生的熱量；
- (2) 易燃、腐蝕性、加壓的(pressurized)和有毒物質；
- (3) 可分裂材料(fissionable material)可能構成危害的條件；
- (4) 有害物質與環境之間的潛在相互作用。

確認地質處置場運轉區放射裝置系統相關方面之人為危害的界定。特別是考慮使用雅卡山審查計畫第 2.1.1.2 節(「結構、系統、組件、設備和操作過程活動的描述」)對此類系統的清單。確認危害的界定包含所有作業模式，作業模式包

含正常流程作業、維護(例如關閉臨界狀態設備)，以及廢棄物移動中的回填作業(如果包含在執照申請程序設計中)。

諮詢雅卡山審查計畫第 2.1.1.2.3 節(「接受準則—結構、系統、組件、設備和操作過程活動的描述」)的審查人員，以審核用於支持危害和初始事件界定的系統描述是否足夠。

審查方法 3：確定發生危害和初始事件的頻率或機率

審核選擇確定危害和初始事件機率或發生頻率的方法是否適當。此外，審核與頻率或機率估計相關的不確定性是否量化。

如果美國能源部沒有使用原子能機構的導則或業界慣例標準，則可以評估美國能源部用於確定危險發生頻率或發生機率，以及初始事件的方法之基礎和選擇是否可以防範。

如果相關的頻率或機率資料不足或不可用，審核是否使用適當的機率估計值，並提供防禦性技術基礎。此外，評估相關機率估計方法(例如：專家引進)的充分性。如果使用專家引進，請使用雅卡山審查計畫第 2.5.4 節(「專家引進」)審查專家引進過程。

諮詢雅卡山審查計畫第 2.2.1.2.1 節(「界定影響符合總體執行功能目標的特徵、事件和流程」)之審查人員，以確認自然發生的事件確定的頻率和/或機率的有效性。另外，評估人為災害和初始事件確定的頻率和/或機率的有效性。

審核可能因人為錯誤而導致放射後果被充分界定，並進行適當的人為可靠性分析。確認美國能源部任何使用人類可靠性方法、適用範圍及其假設和不確定性提供了充分的技術資料。NUREG - 1278 (U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1983b)；NUREG - 1624 (U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2000b)；NUREG - 2300 (U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1983a) 等文獻的導則可以協助審查。

審查方法 4：包含或排除特定危害和初始事件的技術基礎

審核是否提供了適當的技術基礎，包含和排除危害和初始事件。

確認技術上是可防禦的，並與雅卡山審查計畫 2.1.1.1 節(「關於封閉前安全分析之場址描述」)和 2.1.1.2 節(「結構、系統、組件、設備和操作過程活動的描述」)中審查的場址和系統資訊保持一致。

確認技術基礎包含考慮不確定性。

審查方法 5：風險安全分析中應考慮的危害和初始事件列表

審核美國能源部的危害和初始事件清單，包含可靠的自然和人為因素事件。

進行有限的獨立評估審核，以確認可能導致放射性釋放的危害和初始事件列表可被接受。

2.1.1.3.3 接受準則

以下接受準則依據滿足 10 CFR 63.112(b)和(d)的要求，涉及危害界定和初始事件。

接受準則 1：用於界定危害和初始事件的方法之技術基礎和假設足夠充分

- (1) 用於界定危害和初始事件的方法與業界慣例標準一致；
- (2) 如果不使用原子能機構的導則或業界慣例標準，美國能源部對於特定危害和初始事件界定方法的基礎和選擇是可防範的；
- (3) 選擇危害和初始事件界定的方法適用於場址和地質處置場運轉區域的可用資料；
- (4) 用於界定自然發生和人為引發的危害和初始事件之假設是明確的，並具有足夠的技術基礎，以及得到場址及其結構、系統、組件、設備和操作流程資訊的支持。

接受準則 2：場址資料和系統資訊適用於界定危害和初始事件

- (1) 適當的特定場址資料用於界定自然發生的危害和初始事件；
- (2) 確定危害的充分性和初始事件界定时，考慮適當的特性和因素；
- (3) 界定地質處置場運轉區放射裝置系統相關方面之人為危害，以及包含所有地質處置場運轉區域的作業模式之危害。

接受準則 3：確定發生危害和初始事件的頻率或可能性是可被接受

- (1) 選擇確定危害和初始事件機率或發生頻率的方法是否適當，且相關的不確定性已被充分量化；
- (2) 確定危害發生頻率或發生機率的估計使用任何非標準做法提供適當的依據和理由；
- (3) 自然發生的事件和人為的危害以及初始事件而建立的頻率和/或機率是有效的；

(4) 充分界定可能因人為錯誤而導致放射後果，並進行適當的人為可靠性分析。

接受準則 4：提供了包含和排除危害和初始事件的充分技術基礎

(1) 技術上是可防禦的，與場址和系統資訊一致；

(2) 技術基礎考慮不確定性因素，包含危害以及初始事件相關的頻率或機率。

接受準則 5：可能導致放射性釋放的危害和初始事件列表可被接受

(1) 美國能源部的危害和初始事件清單，包含可靠的自然和人為因素事件；

(2) 獨立評估確認可能導致放射性釋放的危害和初始事件列表可被接受。

2.1.1.3.4 審查發現

如果執照申請時能提供足夠的資訊，並且適當的滿足 2.1.1.3.3 節中的接受準則，工作小組評估這部分是可以接受的。審核人員撰寫適合整個申請準備的資料納入安全評估報告。該報告包含所審查內容的概要說明，以及說明為什麼認為提交可被審查人員接受。工作小組可以如下記錄審查。

美國核管理委員會工作小組審查了安全分析報告以及其他支援執照申請的資料，並在合理保證的情況下發現滿足 10 CFR 63.112(b) 的要求，並且符合界定危險和初始事件。自然發生和人為因素的危害和潛在的初始事件已被充分確定。初始事件的界定和相關的發生機率是可被接受的。

美國核管理委員會工作小組審查了安全分析報告其他支援執照申請的資料，並在合理保證的情況下發現滿足 10 CFR 63.112(d) 的要求，因為已經提供了適當的技術基礎，包含或排除特定自然發生或人為引發的危害和初始事件。

2.1.1.4 界定事件序列

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.1.1.4.1 審查範圍

本節提供有關界定封閉前安全分析中考慮的事件序列之審查導引。審查人員還將評估聯邦法規 10 CFR 63.21(c) (5)所要求的資訊。

工作小組將使用 2.1.1.4.2 節和 2.1.1.4.3 節中的審查方法和接受準則評估事件序列界定。

(1) 用於以及假設界定事件序列的方法的技術基礎；

(2) 類別 1 和 2 的事件序列。

2.1.1.4.2 審查方法

審查方法 1：用於事件序列界定的方法的技術基礎和假設

審核界定事件序列選擇的方法是否合適，並符合標準做法[例如，NUREG/CR – 2300 (U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1983)；American Institute of Chemical Engineers (1992), Appendixes A and B]。

審核使用任何非標準方法是否提供適當的基礎和理由。

確認所選擇的方法與特定場址資料一致並得到支持。

審核在界定事件序列中做出的假設是合理和有效的。

審查方法 2：類別 1 和 2 的事件序列

審核美國能源部是否正確考慮了雅卡山審查計畫第 2.1.1.3 節(「危害界定和初始事件」)中審查的危害和初始事件。確認美國能源部已適當應用界定事件序列方法。

審核界定事件順序中已經適當考慮了使用雅卡山審查計畫第 2.1.1.3 節(「危害界定和初始事件」)審查的潛在相關人為因素。審核分析已經應用了人為可靠性分析之方法，類似於許可其他設施中顯示為可接受的方法 [例如，NUREG – 1624 (「Technical Basis and Implementation Guidelines for a Technique for Human Event Analysis (ATHEANA)」)] (U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2000a)。

審核美國能源部已經考慮了初始事件和相關事件序列之合理組合，以及可能導致個體暴露於輻射之相關事件序列。

審核第 1 類事件序列是否包含在地質處置場運轉區永久封閉之前預期發生一次或多次的序列。

審核第 2 類事件序列是否包含永久封閉前，10,000 次中至少發生一次的事件序列。確定這些事件序列機率的方法和技術基礎與適用的管理規範、政策和導引一致。

斟酌進行有限的獨立評估，以確認可能導致放射性釋放的可能事件序列已被充分界定，並審核美國能源部的分析和計算是否正確執行。

2.1.1.4.3 接受準則

以下接受準則依據滿足 10 CFR 63.112(b) 的要求，涉及事件序列的界定。

接受準則 1：使用的方法和假設提供充分的技術基礎和理由，用於界定封閉前安

全分析事件序列

- (1) 界定事件序列選擇的方法是否合適，並且與原子能機構的導則或業界慣例標準一致，或者被充分證明其合理性；
- (2) 選擇的方法與特定場址資料一致並得到支持；
- (3) 界定事件序列中做出的假設是合理且有效。

接受準則 2：類別 1 和 2 的事件序列已充分界定

- (1) 美國能源部充分考慮了相關危害和初始事件，選擇適用於界定事件序列的方法；
- (2) 界定事件序列中適當考慮潛在相關人為因素；
- (3) 美國能源部認為合適的初始事件和相關事件序列之合理組合，可能導致個體暴露於輻射；
- (4) 依據第 1 類事件序列進行界定，於地質處置場運轉區永久封閉之前預期發生一次或多次的序列，用於確定事件序列的技術方法可被接受；
- (5) 第 2 類事件序列包含在封閉期間發生 10,000 次發生中至少有機會的所有事件序列，並且用於確定發生機率的技術方法可被接受；
- (6) 有限的獨立評估，確認可能導致放射性釋放的可能事件序列已被充分界定，並在美國能源部的分析和計算正確執行。

2.1.1.4.4 審查發現

如果執照申請時能提供足夠的資訊，並且適當的滿足 2.1.1.4.3 節中的接受準則，工作小組評估這部分是可以接受的。審核人員撰寫適合整個申請準備的資料納入安全評估報告。該報告包含所審查內容的概要說明，以及說明為什麼認為提交可被審查人員接受。工作小組可以如下記錄審查。

美國核管理委員會工作小組審查了安全分析報告以及其他支援執照申請的資料，並在合理保證的情況下發現滿足 10 CFR 63.112(b) 的要求，且已提供了潛在事件序列的界定和分析。

2.1.1.5 結果分析

2.1.1.5.1 節為結果分析方法和示範，此設計符合聯邦法規 10 CFR Parts 20 及 Parts 63 正常運轉和第 1 類事件序列的輻射數值防護要求

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.1.1.5.1.1 審查範圍

本節提供有關結果分析方法和示範的審查導引，此設計符合 10 CFR Parts 20 及 Parts 63 輻射數值防護正常運轉和第 1 類事件序列的要求。審查人員還將評估 10 CFR 63.21(c)(5) 所要求的資訊。

工作小組將使用 2.1.1.5.1.2 節和 2.1.1.5.1.3 節中的審查方法和接受準則，評估設計符合正常運轉和第 1 類事件序列的 10 CFR Parts 20 及 Parts 63 輻射數值防護要求。

- (1) 正常運轉和第 1 類事件序列的結果評估；
- (2) 在正常運作和第 1 類事件序列中的場址內和場址外劑量；
- (3) 符合執行功能目標。

2.1.1.5.1.2 審查方法

審查方法 1：類別 1 事件序列之正常操作的結果分析，以及允許事件序列在地質處置場運轉區域內傳播的因素

確認美國能源部對正常運轉和第 1 類事件序列進行了結果分析，使用雅卡山審查計畫第 2.1.1.4 節(「事件序列的確定」)進行了審查。審查結果分析考慮如下：

- (1) 可能導致放射後果的危害事件序列(包含用於預防或減輕事件序列的控制措施)；
- (2) 界定危害與建議控制措施的相互作用；
- (3) 地質處置場運轉區域作業模式，包含正常流程作業、維護(例如關閉關鍵設備)、地下到地面設施清除受損的廢棄物處理容器、以及回填作業中的廢棄物處置偏移(如果包含在執照申請程序設計中)。分析假定以執照申請中規定的放射性廢棄物之最大容量和比率進行作業；
- (4) 將確定結果(輻射劑量)的事件序列的描述，包含有關危害、結構、系統和組件的資訊，以及依賴防止或減輕事件序列之管控。

審查方法 2：對正常運營和第 1 類事件序列中工作小組及民眾的後果計算評估

評估用於執行結果(輻射劑量)計算之方法。審核選擇這些方法是否提供充分的技術基礎，確認計算和方法使用的假設提供了足夠的技術基礎。確認方法以及所使用雅卡山審查計畫第 2.1.1.1 節(「關於封閉前安全分析之場址描述」)和 2.1.1.2 節(「結構、系統、組件、設備和操作過程活動的描述」)評估的特定場址資料、

系統設計和過程資訊一致。

地質處置場運轉區的正常運轉或 1 類事件序列中，界定評估可能接受劑量的民眾，以及鑑定的依據。確認場址邊界之外的任何民眾的年度總劑量低於 10 CFR 63.111(a)(2)的限制。

審核用於結果分析的輸入資料和資訊是否被界定，並且與特定場址資料、系統設計和過程資訊一致。審核是否提供了足夠的技術基礎來選擇此輸入資料和資訊，以及結果分析中適當考慮了輸入資料的不確定性。

評估放射源項的計算，並確認以下內容：

- (1) 放射源項計算中所使用高放射性廢棄物之特性(例如濃化、燃耗和衰減時間)被合理的描述，或限制地質處置場運轉區域處理的廢棄物之特徵化範圍，如雅卡山審查計畫 2.1.1.2 節(「結構、系統、組件、設備和操作過程活動的描述」)所述；
- (2) 正常運轉和第 1 類事件序列中釋放至空氣中放射性核種類型、數量和濃度由適當的資料支持，或符合美國核管理委員會適當導引文獻，如 NUREG - 1567 (U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2000)。

在正常運轉和第 1 類事件序列期間評估場址內和場址外直接曝光的計算，並確認以下內容：

- (1) 通常可接受的屏蔽計算與分析結果一致，例如導則 NUREG - 1567 (U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2000)，並提供足夠的細節以允許獨立的審核計算；
- (2) 通常認為屏蔽材料可適當的減少直接暴露劑量率，並解釋可能會因事件序列的結果而發生的任何退化；
- (3) 屏蔽分析中使用的方法適用於建模的輻射類型、幾何形狀和材料，並已使用類似設施的劑量率測量進行了審核；
- (4) 流量-劑量轉換因子、大氣分散資料和分析中使用的截面資料與公認的做法一致，例如美國國家標準學會(American National Standards Institute)/美國核學會(American Nuclear Society)6.1.1 和美國國家標準協會/美國核學會 6.1.2 (American Nuclear Society Standards Committee Working Group, 1977, 1989) 所述。

評估在正常營運期間和第 1 類事件序列後，空氣中放射性核種對於工作小組和民眾的劑量計算，並確認以下內容：

- (1) 使用通風和過濾系統減輕空氣中放射性物質釋放之資訊是適當的；
- (2) 對於空氣中放射性核種計算民眾的劑量：
 - (a) 空氣中傳輸建模使用可接受的方法，例如法規導則 1.109(Regulatory Guide 1.109)中概述的常規版本(U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1977)；
 - (b) 考慮適當的暴露途徑，例如直接接觸空氣中放射性核種、吸入空氣中放射性核種、以及沉積在地面上的放射性核種相關的途徑，以便潛在的長期接觸受體。
- (3) 空氣中之放射性核種計算工作小組的劑量：
 - (a) 根據技術上可防範的資料，地質處置場運轉區內空氣中放射性濃度的計算，使用合理或保守的提高空氣中放射性濃度的時間和水平；
 - (b) 根據技術上可防範的資料，認為工作小組暴露於高輻射場和空氣中放射性濃度的時間是合理或保守的。
- (4) 分析中使用的吸入劑量轉換因子是劑量評估的標準，例如聯邦指導報告 #11 (Federal Guidance Report #11)(Eckerman, et al., 1992)。

審查方法 3: 正常營運和第 1 類事件序列的工作小組和民眾的劑量限制在 10 CFR 63.111(a)規定的限制範圍內

確認可能會對放射性暴露產生不利影響之正常運轉和第 1 類事件序列進行考慮。

審核使用適當的方法累積正常運轉的劑量和第 1 類事件序列的年度總劑量。

審核正常運轉和第 1 類事件序列對工作小組和民眾的劑量不會超過 10 CFR 63.111(a)中規定的限值。

根據雅卡山審查計畫第 2.1.1.8 節(「正常營運和第 1 類事件序列滿足 10 CFR Part 20 合理可實現的要求」)的評估，確認工作小組和民眾的劑量將低於合理可達成的程度。

2.1.1.5.1.3 接受準則

以下接受準則依據滿足 10 CFR 63.111(a)(1)、(a)(2)、(b)(1)、(c)(1)以及(c)(2)之要求，涉及結果分析方法和示範，設計符合 10 CFR Parts 20 及 Parts 63 正常

運轉和 1 類事件序列的輻射數值防護要求。

接受準則 1：結果分析充分評估正常運轉和第 1 類事件序列，以及允許事件序列在地質處置場運轉區域內傳播的因素

- (1) 美國能源部對正常運轉和第 1 類事件序列進行結果分析，充分考慮可能導致放射後果的危害事件序列，確定的危害與建議控制措施的相互作用，和所有地質處置場運轉區域營運模式。分析假定以執照執照申請中規定的放射性廢棄物的最大容量和比率進行運轉。結果分析提供了防止或減輕事件序列的細節，這些細節關於危害、結構、系統、組件以及管控。

接受準則 2：結果計算充分評估工作小組和民眾對正常運轉和第 1 類事件序列的影響

- (1) 使用充分的方法來執行結果計算，並提供足夠的技術基礎來選擇這些方法。以及提供用於計算和方法的假設之足夠技術基礎。所選擇的方法與特定場址資料、系統設計和過程資訊一致；
- (2) 地質處置場運轉區正常運轉或第 1 類事件序列中，足夠界定可能獲取最高劑量的民眾，並且有足夠的理由。場址邊界之外對個人劑量限制的任何真實民眾之年度總劑量；
- (3) 界定用於結果分析的輸入資料和資訊，並且與特定場址資料、系統設計和過程資訊一致。提供了足夠的技術基礎來選擇此輸入資料、資訊以及結果分析中適當考慮了輸入資料中的不確定性；
- (4) 放射源項的計算是可以接受的，並且是依據以下情況：
 - (a) 放射源項之計算中使用高放射性廢棄物之特徵化被合理的描述，或限制地質處置場運轉區域處理的廢棄物之特性範圍；
 - (b) 正常運轉和第 1 類事件序列中釋放的空氣中放射性核種類型、數量和濃度由適當的資料支持，或符合美國核管理委員會適當導引文獻。
- (5) 正常運轉和第 1 類事件序列期間，場址內和場址外直接曝光的計算依據以下幾點：
 - (a) 通常可接受的屏蔽計算與分析結果一致，並提供足夠的細節以允許獨立的審核計算；
 - (b) 通常認為屏蔽材料可適當的減少直接暴露劑量率，並且考慮到事件序列

可能發生的任何退化；

(c) 任何屏蔽分析中使用的方法適用於建模的輻射類型、幾何形狀和材料，並已使用類似設施的劑量率測量進行審核；

(d) 流量-劑量轉換因子、大氣分散資料和分析中使用的截面資料與公認的做法一致。

(6) 正常運轉期間和第 1 類事件序列之後，對空氣中放射性核種足夠計算工作小組和民眾的劑量，並且依據以下幾點：

(a) 使用適當的通風和過濾系統減輕空氣放射性物質釋放之資訊；

(b) 空氣中放射性核種計算民眾的劑量，使用可接受的方法進行空氣中傳輸建模，美國能源部則考慮適當的暴露途徑；

(c) 對於空氣中放射性核種計算工作小組的劑量，根據技術上可防禦的資料，計算地質處置場運轉區內之空氣中放射性核種濃度，使用空氣中放射性核種濃度升高的時間和級別是合理的。根據技術上可防範的資料，假設工作小組被認為暴露於高輻射場和空氣中放射性濃度的時間是合理的；

(d) 分析中使用的吸入劑量轉換因子適用於劑量評估。

接受準則 3：工作小組和民眾從正常操作和類別 1 事件序列的劑量在 10 CFR 63.111(a)規定的限制內

(1) 充分考慮可能會對放射性核種暴露產生不利影響的正常運轉和第 1 類事件序列；

(2) 使用適當的方法累積正常運轉的年度總劑量和來自第 1 類事件序列的年度總劑量；

(3) 正常運轉和第 1 類事件序列對工作小組和民眾的劑量不會超過 10 CFR 63.111(a)、10 CFR 63.111(a)；

(4) 工作小組和民眾的劑量將低於合理可達成的程度。

2.1.1.5.1.4 審查發現

如果執照申請時能提供足夠的資訊，並且適當的滿足 2.1.1.5.1.3 節中的接受準則，工作小組評估這部分是可以接受的。審核人員撰寫適合整個申請準備的資料納入安全評估報告。該報告包含所審查內容的概要說明，以及說明為什麼認為提交可被審查人員接受。工作小組可以如下記錄審查。

美國核管理委員會工作小組審查了安全分析報告以及其他支援執照申請的資料，並在合理保證的情況下發現滿足 10 CFR 63.111(a)(1) 的要求。直到永久封閉的時候，地質處置場運轉區的執行功能目標，已經達到了 10 CFR Part 20 中不超過輻射暴露限值。

美國核管理委員會工作小組審查了安全分析報告以及其他支援執照申請的資料，並在合理保證的情況下發現滿足 10 CFR 63.111(a)(2) 的要求。滿足永久封閉時地質處置場運轉區的執行功能目標，在正常運轉和類別 1 事件序列期間，場址邊界外任何真實的民眾之年度總劑量不超過 0.15 mSv [15 mrem]。

美國核管理委員會工作小組審查了安全分析報告以及其他支援執照申請的資料，並在合理保證的情況下發現滿足 10 CFR 63.111(b)(1) 的要求。地質處置場運轉區的設計使得正常運轉和第 1 類事件序列、輻射照射、輻射水平和放射性物質的釋放將維持在 10 CFR 63.111(a) 的範圍內。

美國核管理委員會工作小組審查了安全分析報告以及其他支援執照申請的資料，並在合理保證的情況下發現滿足 10 CFR 63.111(c)(1) 的要求。封閉前安全分析符合 10 CFR 63.112 規定的要求，並表明將滿足 10 CFR Part 20 的輻射防護限度。在正常運轉和第 1 類事件序列期間，場址邊界的任何真實民眾之年度總劑量不得超過 0.15 mSv [15 mrem]。

美國核管理委員會工作小組審查了安全分析報告以及其他支援執照申請的資料，並在合理保證的情況下發現滿足 10 CFR 63.111(c)(2) 的要求。封閉前安全分析符合 10 CFR 63.112 規定的要求，並表明地質處置場運轉區域正常運轉和第 1 類事件序列將滿足預防數值輻射防護要求。

2.1.1.5.2 示範設計符合 10 CFR Part 63 第 2 類事件序列的數值輻射防護要求

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.1.1.5.2.1 審查範圍

本節提供有關審查第 2 類事件序列的 10 CFR Part 63 輻射數值防護要求的設計會議導引。審查人員還將評估 10 CFR 63.21(c)(5) 所要求的資訊。

工作小組將使用 2.1.1.5.2.2 節和 2.1.1.5.2.3 節中的審查方法和接受準則，對第 2 類事件序列的設計會議 10 CFR Part 63 輻射數值防護要求進行評估。

- (1) 對第 2 類事件序列的結果評估；
- (2) 第 2 類事件序列的場址外劑量；
- (3) 符合執行功能目標。

2.1.1.5.2.2 審查方法

審查方法 1：第 2 類事件序列和允許事件序列在地質處置場運轉區域內傳播因素的後果分析

審核美國能源部對使用雅卡山審查計畫 2.1.1.4 節(「事件序列的確定」) 審查的第 2 類事件序列進行了後果分析。審核結果分析考慮如下：

- (1) 可能導致放射後果的危害事件序列(包含用於預防或減輕事件序列的控制措施)；
- (2) 確定的危害與建議控制措施的相互作用；
- (3) 美國能源部的分析是否假設將以執照申請中規定的放射性廢棄物之最大容量和接收速率進行操作；
- (4) 描述將確定結果(輻射劑量)的事件序列，包含有關危害的資訊(參與事件序列的結構、系統和組件)和依賴管控來防止或減輕事件序列。

審查方法 2：第 2 類事件序列對民眾後果的計算評估

評估用於執行結果計算之方法，並審核選擇這些方法是否提供充分的技術基礎。確認計算和方法使用的假設提供足夠的技術基礎。確認方法以及所使用雅卡山審查計畫第 2.1.1.1 節(「關於封閉前安全分析之場址描述」) 和 2.1.1.2 節(「結構、系統、組件、設備和操作過程活動的描述」) 評估的特定場址資料、系統設計和過程資訊一致。

界定評估民眾位於或超出場址邊界的假設，可能在第 2 類事件序列期間從地質處置場運轉區域接受最高劑量，以及界定的依據。

確認用於結果分析的輸入資料和資訊是否被界定，並且與特定場址資料、系統設計和過程資訊一致。審核是否提供了足夠的技術基礎來選擇此輸入資料和資訊，以及結果分析中適當考慮了輸入資料中的不確定性。

評估放射源項的計算，並確認以下內容：

- (1) 放射源項的計算中使用高放射性廢棄物之特性(例如濃化、燃耗和衰減時間)被合理的描述，或限制地質處置場運轉區域處理的廢棄物之特性範圍，如雅

卡山審查計畫 2.1.1.2 節(「結構、系統、組件、設備和操作過程活動的描述」)所述；

- (2) 可以在第 2 類事件序列中釋放的空氣中放射性核種類型、數量和濃度由適當的資料支持，或根據如 NUREG - 1567 (U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2000)導引文獻進行估計。

第 2 類事件序列之後，評估直接暴露的場址外劑量的計算，並確認以下內容：

- (1) 通常可接受的屏蔽計算與分析結果一致，例如導則 NUREG - 1567 (U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2000)，並提供足夠詳細的分析以允許獨立的審核計算；
- (2) 通常認為障壁材料可適當的減少直接暴露劑量率，並解釋可能會因事件序列的結果而發生的任何退化；
- (3) 障壁分析中使用的方法適用於建模的輻射類型、幾何形狀和材料，並已使用類似設施的劑量率測量進行審核；
- (4) 假設民眾暴露於第 2 類事件序列中高輻射水平的時間是合理的，這個時間是依據設施從事件序列中恢復所需的時間；
- (5) 流量-劑量轉換因子和分析中使用的截面數據與公認的做法一致，例如美國國家標準學會(American National Standards Institute)/美國核學會(American Nuclear Society)6.1.1 和美國國家標準協會/美國核學會 6.1.2 (American Nuclear Society Standards Committee Working Group, 1977, 1989) 所述。

2 類事件序列之後，評估空氣中放射性核種對民眾的劑量計算，並確認：

- (1) 通常認為使用通風和過濾系統可適當的減輕空氣中放射性物質的釋放，分析考慮了可能由事件序列所引起對於通風系統的損害，如通風管道倒塌、風扇故障或過濾器爆炸；
- (2) 空氣中傳輸建模使用可接受的方法，例如法規導則 1.145(Regulatory Guide 1.145)中概述的「核電廠潛在事故後果評估的大氣分散模式(Atmospheric Dispersion Models for Potential Accident Consequence Assessments at Nuclear Power Plants)」(U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1983)；
- (3) 美國能源部已經考慮了適當的暴露途徑，例如：

- (a) 直接暴露於空氣中放射性核種；
- (b) 吸入空氣中放射性核種；
- (c) 沉積於地面的放射性核種，潛在長期接觸受體。如果場址緊急計畫[使用雅卡山審查計畫第 2.5.7 節(「Emergency Plan」)]有大量放射性物質釋放的任何事故之後，為了減輕民眾劑量的規定，該途徑可以省略；
- (4) 假設一個民眾暴露於第 2 類事件序列之空氣中放射性物質的時間是合理的，並且是依據放射性廢水從地質處置場運轉區域釋放的時間；
- (5) 分析中使用的吸入劑量轉換因子是劑量評估的標準，例如聯邦指導報告 #11 (Federal Guidance Report #11)(Eckerman, et al., 1992)。

審查方法 3：假設的民眾之劑量限制於第 2 類事件序列對 10 CFR 63.111(b)(2)規定限制

確認可能會對放射性暴露造成不利影響的第 2 類事件序列進行考慮。此外，審核沒有確定的第 2 類事件序列將會導致超過 10 CFR 63.111(b)(2)中對於民眾的劑量限制。

2.1.1.5.2.3 接受準則

以下接受準則依據滿足 10 CFR 63.111(b)(2) and (c)的要求，涉及設計會議 10 CFR Part 63 輻射數值防護要求的 2 類事件序列。

接受準則 1：結果分析包含類別第 2 事件序列以及允許事件序列在地質處置場運轉區域內傳播的因素

- (1) 美國能源部對第 2 類事件序列進行結果分析，充分考慮可能導致放射後果的危害事件序列，確定的危害與建議控制措施的相互作用，以及放射性廢棄物的最大容量和接收率。結果分析包含結構、系統、組件和控制的功能來防止或減輕事件序列。

接受準則 2：結果計算充分評估來自第 2 類事件序列的民眾的後果。

- (1) 使用充分的方法來執行結果計算，並提供足夠的技術基礎來選擇這些方法。還提供用於計算和方法的假設之足夠技術基礎。所選擇的方法與特定場址資料、系統設計和過程資訊一致；
- (2) 在類別 2 事件序列中，足夠的界定位於或超出場址邊界的假想民眾的可能從地質處置場運轉區域獲取的最高劑量，並且有足夠的理由；

- (3) 界定用於結果分析的輸入資料和資訊，並且與特定場址資料、系統設計和過程資訊一致。提供了足夠的技術基礎來選擇此輸入資料、資訊以及結果分析中適當考慮了輸入資料中的不確定性；
- (4) 放射源項的計算是依據以下情況：
- (a) 放射源項計算中使用高放射性廢棄物之特性經合理的描述，或限制地質處置場運轉區域處理的廢棄物之特性範圍；
 - (b) 可以在第 2 類事件序列中釋放的空氣中放射性核種類型、數量和濃度由適當的資料支持，或根據美國核監管委員會的導引文獻進行估算。
- (5) 第 2 類事件序列之後，直接暴露的場址外劑量有足夠的計算，並且依據以下內容：
- (a) 通常可接受的障壁計算與分析結果一致，並提供足夠詳細的分析以允許獨立的審核計算；
 - (b) 通常認為障壁材料可適當的減少直接暴露劑量率，並考慮可能會因事件序列的結果而發生的任何退化；
 - (c) 障壁分析中使用的方法適用於建模的輻射類型、幾何形狀和材料，並使用類似設施的劑量率測量進行了審核；
 - (d) 假設民眾暴露於第 2 類事件序列中高輻射水平的時間是合理的，這個時間是依據設施從事件序列中恢復所需的時間；
 - (e) 流量-劑量轉換因子和分析中使用的截面資料與公認的做法一致。
- (6) 類別 2 事件序列之後，空氣中放射性核種對民眾劑量有足夠的計算，並且依據以下內容：
- (a) 通常認為使用通風和過濾系統可適當的減輕空氣中放射性物質的釋放，分析考慮了可能由事件序列所引起對於通風系統的損害；
 - (b) 空氣中傳輸建模採用可接受的方法；
 - (c) 美國能源部考慮適當的暴露途徑；
 - (d) 假設一個民眾暴露於第 2 類事件序列之空氣中放射性物質的時間是合理的，並且是依據放射性廢水從地質處置場運轉區域釋放的時間；
 - (e) 分析中使用的吸入劑量轉換因子是劑量評估的標準。

接受準則 3：第 2 類事件序列中假設的民眾之劑量在 10 CFR 63.111(b)(2)規定的

限制內

- (1) 可能會對放射性暴露造成不利影響的第 2 類事件序列進行考慮；
- (2) 未確定的第 2 類事件序列將會導致超過 10 CFR 63.111(b)(2)中對於民眾的劑量限制。

2.1.1.5.2.4 審查發現

如果執照申請時能提供足夠的資訊，並且適當的滿足 2.1.1.5.2.3 節中的接受準則，工作小組評估這部分是可以接受的。審核人員撰寫適合整個申請準備的資料納入安全評估報告。該報告包含所審查內容的概要說明，以及說明為什麼認為提交可被審查人員接受。工作小組可以如下記錄審查。

美國核管理委員會工作小組審查了安全分析報告以及其他支援執照申請的資料，並在合理保證的情況下發現滿足 10 CFR 63.111(b)(2)的要求。地質處置場運轉區的設計考慮到第 2 類事件序列，由於單一類別的第 2 類事件序列之結果位於場址邊界上的任一或多個位置的人都不會接收，因此更限制總有效劑量為 0.05 Sv [5 rem]，或相當於 0.5 Sv [50 rem]的任何個別器官或組織(除了眼睛的水晶體)的深等效劑量(deep dose equivalent)和約定等效劑量(committed dose equivalent)的總和。眼球水晶體等效劑量不超過 0.15 Sv [15 rem]，相當於皮膚的淺等效劑量(shallow dose equivalent)不會超過 0.5 Sv [50 rem]。

美國核管理委員會工作小組審查了安全分析報告以及其他支援執照申請的資料，並在合理保證的情況下發現滿足 10 CFR 63.111(c)的要求。封閉前安全分析符合 10 CFR 63.112 規定的要求，包含證明滿足 10 CFR 63.111(b)(2)中第 2 類事件的設計目標的數值導引。

2.1.1.6 識別對安全與安全控制具重要性之結構、系統與組件，與確保安全系統可靠性的措施

2.1.1.6.1 審查範圍

審查人員將利用 2.1.1.6.2 節和 2.1.1.6.3 節的審查方法和接受準則，對安全與安全控制具重要性之結構、系統與組件，與確保安全系統可靠性的措施，針對下列項目之識別與分類進行評估。

1. 對安全具重要性之結構、系統與組件，確保安全系統可用性和可靠性的措施。
2. 對安全具重要性之結構、系統與組件，其安全控制之管理或工程手段。

3. 對安全具重要性之結構、系統與組件之風險分類。

前述對安全具重要性之結構、系統與組件需符合 10 CFR Part 63 Subpart G 的品質保證要求，審查人員同時須評估 10 CFR 63.21(c)(5)的要求。此外，品質保證計畫必須可以控管會影響對安全具重要性之結構、系統與組件品質的作業。

2.1.1.6.2 審查方法

審查方法 1：列出對安全與安全控制具重要性之結構、系統與組件；識別結構、系統與組件以及安全控制之技術基礎；列出與分析確保安全系統可用性和可靠性的措施。

利用審查計畫 2.1.1.3 節、2.1.1.4 節和 2.1.1.5 節之結果，驗證地質處置運轉區的結構、系統與組件之分析和分類。識別危害、初始事件、事件序列以及後果分析，為識別對安全具重要性之結構、系統與組件，與確保安全系統可靠性措施的基礎，所有項目與內容皆應列表說明，確認其依據 10 CFR 63.2 中規定的定義進行分類。所執行的分析，應確認此分析包括且充分考慮以下內容：

1. 限制放射性物質在空氣中濃度的方法，例如：
 - (1) 適當的通風系統設計。
 - (2) 使用密封和/或氣閘作為地質處置運轉區設計的一部分。
 - (3) 安裝輻射監測系統，以提供被監測區內空浮放射性物質之劑量率和濃度。
2. 限制於放射性物質附近工作時間的方法，例如：
 - (1) 對於維護、保健物理或檢查人員於管制區內停留時間最小化的方式。
 - (2) 使用遠端操作或機器人設備，以及遠端遙控放置臨時屏蔽等方法。
3. 合適的屏蔽功能，例如：
 - (1) 放射性物質的自屏蔽功能。
 - (2) 由貯存容器中的硼化水以及廢棄物傳送池提供中子捕獲，以及由結合在貯存容器中的硼材料提供中子捕獲。
 - (3) 由建物牆壁結構材料、和/或貯存/傳送設備末端之結構或非結構材料，提供 γ 和中子屏蔽。
 - (4) 在運轉期間設置之臨時性障壁。
 - (5) 選擇適當的屏蔽材料，並針對正常以及分類 1、2 的事件序列，進行屏蔽功能的設計分析。(需與 2.1.1.7 節的處置設計審查人員協調)

4. 監測和控制放射性污染擴散的措施。
5. 控制進出高輻射區、非常高輻射區或空浮放射性區的措施，以確保符合 10 CFR Part 20 Subparts G、H 的要求。例如：
 - (1) 分析與定義空浮放射性區。這些分析應為實際應用過程或由其他工程控制提供技術依據，並限制空氣中放射性物質的濃度，使其低於所定義之空浮放射性區的值。
 - (2) 監測和控制輻射攝入的計畫，例如：進出控制、限制個人曝露時間、使用個人呼吸防護設備等。
 - (3) 符合導則，例如：Regulatory Guide 8.38 「Control of Access to High and Very High Radiation Areas of Nuclear Power Plants」 (U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1993)。
6. 預防或控制臨界的措施，例如：符合 American National Standards Institute/American Nuclear Society - 8 nuclear criticality safety standard documents listed in Regulatory Guide 3.71 (U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1998a)。
7. 輻射警報系統，應能迅速通報位於偵測到輻射增加的工作區內之人員，以及控制中心內之人員。應包括：
 - (1) 在廢棄物貯存區、廢棄物傳送或廢棄物處理/重包裝等區域，適當的安裝輻射警報設備。
 - (2) 輻射警報系統的備用電源系統可用性。
 - (3) 內部疏散訊號和標誌之設計和運轉，符合 Regulatory Guide 8.5, 「Criticality and Other Interior Evacuation Signals」 (U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1981)。
8. 假設發生事件序列，分析結構、系統與組件執行其預期安全功能的能力，需考慮 2.1.1.5 節中序列分析的審查結果。
9. 爆炸與火災的偵測系統，以及適宜的抑制系統，包括：
 - (1) 在可能的火源或爆炸源附近，安裝偵測和抑制系統。
 - (2) 設計內容須考慮通風系統與潛在的火災或爆炸之間的相互作用。
10. 放射性廢棄物和廢水之管制措施，以及在緊急狀況下終止運轉和疏散人員的

措施。

(1) 地質處置運轉區的設計和運轉，其目的為減少放射性廢棄物的生成量。

(2) 可控制空浮放射性釋出物之排氣處理、過濾和通風系統。

(3) 液體廢棄物處理與管理系統，在正常運轉期間和分類 1、2 事件序列發生期間，其系統設計特徵和程序，應盡可能減少產生的液體廢棄物和灑出的可能性。此外，場內液體廢棄物包裝與傳送作業，應能控制灑出、溢流和滲漏。

(4) 在正常運轉和分類 1、2 事件序列期間產生的潛在放射性固體廢棄物(例如：受污染的設備和人員衣物)，需由固體廢棄物管理系統處理。

11. 對安全具重要性的儀器、公共服務系統、運轉系統，提供可用且及時的緊急電力之措施。例如：

(1) 針對儀器和/或監測系統的備用電池電力，其備用電池持續時間應與主要功率損耗的合理時間區段保持一致。

(2) 程序控制電腦應有不斷電系統。

(3) 若主電力喪失，備用柴油發電機應按需求開始運轉，且在要求時間內，備用柴油發電機應持續運轉。

12. 提供必要的備援系統，以便有足夠的能力維持對安全具重要性的公共服務(例如：電力系統、通風系統、供氣系統、滅火的供水系統、通訊系統)。

13. 對安全具重要性之結構、系統與組件進行檢查、測試和維護，以確保其功能持續且準備就緒。此評估應考慮對進行正常活動的計畫執行審查，包括採用 2.5.6 節之維護、監視和定期測試。

審查方法 2：安全控制的管理或程序，以防止事件序列或減輕其影響。

確認管理系統和程序足以確保安全控制的管理或程序能正常運行。需與 2.5.5 節、2.5.6 節的審查人員協調。此管理系統包含有：

1. 程序
2. 訓練
3. 維護、校驗和監視的計畫及期程
4. 結構、系統與組件的配置控制
5. 人為因素評估
6. 稽核和自我評估

7. 緊急計畫

8. 意外事件/附加事件的調查要求

確認結構、系統與組件所需之安全控制的管理或程序，具有功能且可確保安全控制符合劑量要求，並被記錄於對安全具重要性之結構、系統與組件清單中。

審查方法 3：對安全具重要性之結構、系統與組件之風險分類。

在地質處置運轉區中，對安全具重要性之結構、系統與組件，針對其風險分類方法進行評估，以確認該方法在技術上是合理和可達成深度防禦的。藉由適當的定性描述和定量或半定量方法，對安全具重要性之結構、系統與組件，驗證其風險分類方法。對安全具重要性之結構、系統與組件，驗證其風險分類與管理規定、適用的政策和導則一致。

對安全具重要性之結構、系統與組件，確認其識別使用的預封閉安全分析方法符合 10 CFR 63.112 之要求。確認分類方法包含事件序列的頻率和後果，在其風險的考慮之內。

確認事件序列頻率的分類方法，已考慮不確定性和敏感度分析，且其方法與美國核管會現有的政策和導則中適用的部分一致。

對安全具重要性之結構、系統與組件，確認其分類符合 10 CFR 63.142(c)(1) 中對安全的相對重要性之要求。驗證品質等級之間的區別是否具有明確的定義和書面化的技術基礎。對安全具重要性之結構、系統與組件，驗證其失效的頻率和後果，對於不同品質等級有明確定義，且與美國核管會現有的政策和導則中適用的部分一致。確認本節審查方法 1 和審查方法 2 中所有對安全具重要性之結構、系統與組件，進行適當分類，且技術基礎有充分記錄。

驗證分類方法具有足夠彈性，以適應預封閉安全分析多重修訂，以及後續的風險分類再評估。對安全具重要性之結構、系統與組件，確認其分類方法允許因引用新數據或變更設計而進行相關修訂。

對安全具重要性之結構、系統與組件，驗證其風險分類的文件、分析和準則，為透明且技術基礎具有可溯性。驗證分類方法的呈現方式，可讓審查人員清楚了解每一步的結果以及這些結果的技術基礎。驗證分類方法包括決定、準則、所做的假設、用於達到結論或結果的過程皆有明確且周詳的記錄。

2.1.1.6.3 接受準則

以下的接受準則是以滿足 10 CFR 63.112(e)的要求為基礎，接受準則涉及識別對安全與安全控制具重要性之結構、系統與組件，與確保安全系統可靠性的措施。

接受準則 1：對預封閉輻射安全具重要性之結構、系統與組件的適當清單；用於識別對安全具重要性之結構、系統與組件之技術基礎，以及建立在性能分析上的安全控制之技術基礎；

接受準則 2：安全控制的管理或程序足以防止事件序列或減輕其影響，以及安全控制的管理或程序包含在對安全具重要性之結構、系統與組件的清單內。

接受準則 3：對安全具重要性之結構、系統與組件的風險顯著性分類，其方法和準則為可防禦，且對安全具重要性之結構、系統與組件進行適當的分類。

2.1.1.6.4 審查發現

如果執照申請提供足夠的資訊，且適當的滿足 2.1.1.6.3 節中的接受準則，工作小組推斷評估的此部分是可以接受的。審查者撰寫適合納入準備做為整個申請的安全評估報告之資料。此報告包括關於所審查內容的簡要說明，以及審核人員為何可接受提交。工作小組可記錄下述審查。

美國核管會的工作小組審查了安全分析報告，以及其他為了支援執照申請所提交的資訊，並在合理保證的情況下發現滿足 10 CFR 63.112(e)的要求。已提供了對安全具重要性之結構、系統與組件的功能分析。特別是，此分析顯示：

1. 已確定對安全具重要性之結構、系統與組件。
2. 對安全具重要性之結構、系統與組件的分類準則已適當發展，且分類項目為可接受。
3. 藉由限制或防止潛在事件序列達到控制，或減輕其後果，為可接受的。
4. 對安全具重要性之結構、系統與組件，足以確保其可用性之措施。

2.1.1.7 對安全和安全控制具重要性之結構、系統與組件的設計

2.1.1.7.1 審查範圍

有關對安全、安全控制具重要性之結構、系統與組件的設計，此節提供其審查導則。審查人員還將評估 10 CFR 63.21(c)(2)和(c)(3)所要求的資訊，並協調審查 10 CFR 63.21(c)(2)中規定的資訊，以及審查 2.1.1.1 節和 2.1.1.2 節。

工作小組將利用 2.1.1.7.2 節和 2.1.1.7.3 節中的審查方法和接受準則，審查有關對安全、安全控制具重要性之結構、系統與組件的設計之以下部分：

1. 設計準則和設計基準。
2. 設計方法。
3. 地質處置運轉區的設計和設計分析。

地質處置運轉區中對安全具重要性之結構、系統與組件，其判定取決於最終設計和預封閉安全分析結果。以後續章節中提供的審查方法和接受準則為例。這些結構、系統與組件可能是或可能不是對安全具有重要性。如果一些下列列出的結構、系統與組件對安全不具重要性，基於使用雅卡山審查計畫 2.1.1.6 節所進行的審查，則審查人員可能不必審查這些結構、系統與組件。同樣地，對與安全具重要性之結構、系統與組件，但不包含在雅卡山審查計畫內，以下提供之審查方法和接受準則的一般部分仍可適用。後續章節未說明的部分，由審查人員進行專業判斷。

2.1.1.7.2 審查方法

2.1.1.7.2.1 設計準則與設計基準

審查方法：定義設計準則與 10 CFR 63.111(a)、(b)要求之間的關係；設計基準和設計準則之間的關係；對安全具重要性之結構、系統與組件的設計準則與設計基準。

對安全具重要性之結構、系統與組件，驗證其設計準則和設計基準已被確定。確認這些設計準則和設計基準來自 2.1.1.1 節和 2.1.1.5 節的場址特性和後果分析。驗證這些設計準則和設計基準，與確定對安全具重要性之結構、系統與組件的分析一致，如同 2.1.1.6 節的審查。

確認正常運轉條件下的設計準則適當地發展。驗證設計準則不允許地質處置運轉區中對安全具重要性之結構、系統與組件的劣化，這將降低：

1. 放射性物質處理和廢棄物處理的設計能力。
2. 承受進一步發生分類 1、2 事件序列而無補救措施的設計能力。
3. 對於整個系統的壽命，能照預期執行設計功能的能力。

驗證設計準則適當考慮預封閉安全分析結果。驗證對安全具重要性之結構、系統與組件將連續防止後果，例如：放射性物質不可接受的釋出、工人或公眾不

可接受的輻射劑量、移除能力喪失。

確認對安全具重要性之結構、系統與組件的結構設計準則和設計基準，符合美國核管會對於龍捲風防護、地震設計、防爆和防洪的導則。

驗證熱考慮的設計準則和設計基準，符合美國核管會和美國國家標準協會(American National Standards Institute)/美洲核能協會(American Nuclear Society)對於消防的導則或標準。

驗證屏蔽和侷限系統的設計準則和設計基準，使用適當的導則或標準。

確認用於輻射防護之固定區域輻射監測儀器和連續空浮監測儀器的設計準則，符合適當的導則或標準。

驗證臨界設計準則的發展，建立在預封閉安全分析的後果分析結果之基礎上。確認臨界分析將臨界設計準則納入模型和假設。這些準則應符合NUREG-1567、美國國家標準協會/美洲核能協會中被美國核管會採用的核臨界標準，如Regulatory Guide 3.71 所列。

驗證設計基準和設計準則，是建立在前述所列或其他導則文件和標準基礎上，並考慮正常地質處置運轉區運轉條件以及分類 1、2 事件序列。例如，這些設計基準應包括：

1. 後果分析(依 2.1.1.5 節進行審查)指出有潛在輻射危害，並對溫度敏感且對安全具重要性的結構、系統與組件，如果設計溫度不符合要求，則其熱設計基準和準則包括溫度。審查結構設計基準和準則的適宜性時，工作小組應：
 - (1) 在最大設計廢棄物存量的基礎下，驗證地表和地下設施的熱設計準則已適當發展。
 - (2) 在最大可靠地質處置運轉區火災(持續時間和溫度)的基礎下，若從後果分析(依 2.1.1.5 節進行審查)中確定具有設計重要性，則驗證消防的設計準則為適當的。
 - (3) 在熱和消防設計準則的基礎下，除了空浮放射性的劑量限值外，還要驗證地表和地下通風系統的設計準則已適當發展。
2. 後果分析(依 2.1.1.5 節進行審查)指出有潛在輻射危害，且對安全具重要性之結構、系統與組件，如果設計載重和位移被破壞，則結構設計基準和準則包括最大載重、應力/壓力載重(靜態和/或動態)、位移。審查結構設計基準和準

則的適宜性：

- (1) 基於可接受的方法，驗證事件序列適當地轉換成結構載重、壓力和/或位移。
 - (2) 在可接受的方法或規範和標準之基礎下，驗證使用的載重因子和載重組合。
3. 對安全具重要性之結構、系統與組件，其屏蔽的設計基準和準則，包含屏蔽表面外工人或公眾的最大劑量率和年劑量率。
 4. 臨界設計基準和準則，包括燃料幾何配置、緩和劑、廢棄物產生有效中子增殖因數限值，以確保在處理、傳送、重新包裝、貯存和再取出的期間，核燃料維持次臨界。
 5. 針對用於處理和傳送高放射性廢棄物或容器並對安全具重要性之結構、系統與組件，在後果分析(依 2.1.1.5 節進行審查)中指出有潛在輻射危害，如果違反運轉限制，則運轉的設計基準和準則，包括運動的最大限制、垂直升降和/或速度。

2.1.1.7.2.2 設計方法

審查方法：地質處置運轉區的設計方法。

確認所提出之設計方法得到充分的技術基礎支援，且符合既有的行業慣例。驗證與所提出方法相關的不確定性。

如果設計方法取決於場址特性試驗數據，則需確認此數據的可用性。另外，確認支持設計方法的任何分析或數值模型，已被校驗、校準和驗證。驗證與所提出方法有關的任何假設或限制已被確定，且其對設計的影響已進行了充分的分析和記錄。

如果設計方法取決於專家引進的數據，與 2.5.4 節的審查人員協調，以驗證這些專家引進是否符合 NUREG - 1563。

確認地震設計方法使用地動資料，且符合美國能源部(U.S. Department of Energy)提出的危害評估方法和預封閉設計準則，且其為地震設計和功能評估提供了足夠的輸入資料。

2.1.1.7.2.3 地質處置運轉區的設計與設計分析

用於地表設施且與安全相關的結構、系統與組件、設備以及安全控制之設計

和設計分析。

審查方法 1：設計準則(codes)與標準(Standards)。

確認適用的設計準則和標準是針對結構、熱、屏蔽、侷限、臨界和除役設計進行說明。此審查應包括：

1. 用過核子燃料貯存之廢棄物包件的結構設計、製造和試驗，確認其符合美國機械工程師學會的鍋爐和壓力槽規範。
2. 驗證地質處置運轉區內用於放射性材料圍阻的預應力和鋼筋混凝土結構，其設計符合美國混凝土學會和美國機械工程師學會標準或其他適合的標準。
3. 確定鋼結構和組件的設計和建造，符合適用的鋼設計準則和標準。
4. 用於基礎支撐且對安全具重要性的結構、系統與組件，確定其建造符合適用的美國混凝土學會規範和標準，並且根據美國國家標準協會/美洲核能協會等導則取得與場址相關的地工參數。
5. 驗證適用的標準和規範，已被用於處理設備和設施、電力系統、儀器、控制和其他運轉系統的設計和建造。例如：
 - (1) 吊車系統。
 - (2) 美國電氣製造商協會的規範，以及美國電機電子工程師學會的核能標準。
 - (3) 核能安全準則的空氣控制系統。
 - (4) 國際測量與控制學會和美國電機電子工程師學會的規範。
 - (5) 美國消防協會的規範。
 - (6) 加熱、致冷和空調系統適用的標準或導則。

若有其他用於設計的方法、標準或導則，驗證其作為執照申請已提供了足夠的技術基礎。

審查方法 2：材料與設計方法的一致性。

用於地表設施設計中對安全具重要性之結構、系統與組件的材料，驗證其符合可接受的設計準則、規範、標準和規格，或符合美國能源部的相關要求。舉例來說，如果美國機械工程師學會的鍋爐和壓力槽規範作為廢棄物包件設計準則，則材料應符合美國機械工程師學會的鍋爐和壓力槽規範相關段落中規定的要求，或其他相當的規定。其他例子包括：

1. 針對混凝土和鋼設計，可以使用適合的美國材料試驗協會標準的規格。

2. 針對屏蔽材料，可使用美國國家標準協會/美洲核能協會的規格，並評估幾何布置和屏蔽材料在高溫環境下，材料特性和幾何的改變。根據執照申請中屏蔽分析/設計的審查，確認在正常運轉和分類 1、2 事件序列期間，任何溫度敏感的屏蔽材料，不會受到等於或高於設計限值的溫度影響。

評估設計的材料特性以及允許的應力和應變，以驗證材料的適宜性。

確認材料及其特性適合於預期的設計載重條件。此外，確認每個材料的預期應力限制，是建立在執照申請中熱分析評估得到的最大溫度之基礎上。

驗證美國能源部所考慮對於材料抵抗潛變、脆性破裂以及掉落破裂的潛力，以確保對安全具重要性之結構、系統與組件足以執行其安全功能。對於由某些規範和標準管理的組件，僅提供安全餘裕可能就足夠了。

審查方法 3：用於正常以及分類 1、2 事件序列條件之負載組合。

驗證設計分析中的載重，符合正常運轉和分類 1、2 事件序列下，對安全具重要性之結構、系統與組件的載重。評估用於設計分析中的載重組合，使其符合美國核管會所接受之相似類型核能設施的設計，以及使鋼結構和鋼筋混凝土的設計符合可接受的標準和規範。

驗證設計分析使用適當的技術，以正確的提供對安全具重要性之結構、系統與組件的設計溫度、力學載重和壓力。

審查方法 4：設計分析的執行和記錄。

一、驗證設計分析包括相關的結構、熱、屏蔽、臨界、侷限和除役因子。

1. 對所有分析。

- (1) 計算的模式、數據、假設和結果已適當記錄。
- (2) 計算的模式經過驗證。
- (3) 數據來自於相關的場址和系統資訊。
- (4) 提供具有足夠技術證據或基礎的假設。
- (5) 發展系統載重和環境考慮了正常運轉和分類 1、2 事件序列。
- (6) 根據放射性廢棄物的最大容量和接收率進行分析。

確認這些分析使用有限確證計算(limited confirmatory calculations)。

2. 屏蔽設計和設計分析。

- (1) 預估的劑量率對代表區域具代表性。

(2) 通量對劑量的轉換基礎有充分記錄，且可被美國核管會接受。

3. 臨界設計和設計分析。

(1) 計算確認在檢驗載重條件下，可能發生的最高預期廢棄物產生有效中子增殖因數。

(2) 適當的材料特性計算。

(3) 設計分析與相似的設施一致且適當。

(4) 有關燃耗度的任何申請皆已得到適當證實。

4. 熱設計和設計分析

(1) 分析與燃料燃耗限制和冷卻時間一致。

(2) 分析有說明所有構件之最大和最小的預期溫度。

5. 對於結構設計和設計分析，載重正確的轉換為靜態或時變的節點力，或元素表面壓力。

確認用於設計分析的材料特性值具有足夠的技術基礎，並且與場址特性數據一致。確認設計分析中的載重和載重組合，與定義的正常運轉和分類 1、2 事件序列相符。

驗證設計分析的分析方法、模型和程式適合所分析的條件，且經過適當驗證。

確認設計分析中使用的假設之技術基礎有充分定義，且建立在可接受的工程做法上。

對安全具重要性之結構、系統與組件的設計和設計分析，驗證其有正確執行。此外，驗證這些結構、系統與組件具有足夠的能力承受正常和分類 1、2 事件序列之載重。

使用適當的分析方法、模型或程式，執行有限確認(limited confirmatory)的檢查或分析。

二、用於地下設施且與安全相關的結構、系統與組件、設備以及安全控制之設計和設計分析。

審查方法 1：設計假設、規範與標準。

確認已具體說明地下設施設計中適用的設計準則、標準或其他詳細準則。規範和標準應等同於和符合美國核管會所接受具有類似危害和功能的核能設施設計。如果使用非標準方法，確認執照申請提供了足夠的技術基礎，以證明為什麼

被使用。

驗證地下設施設計所做的假設在技術上是可防禦的。

地質處置運轉區的地下設施中，鋼和混凝土的結構及組件、空氣控制系統、電力系統和通風系統的設計，採用適用的標準。

審查方法 2：地下運轉系統的設計。

用於通風系統設計的方法、假設和輸入資料，驗證其符合針對放置坑所提出之熱載重的功能目標。執行有限確證分析，以驗證執照申請中呈現的結果。此外，確認分析有充分說明通風隧道、豎井和升降的熱載重。

評估控制系統功能、設備、儀器、控制鏈接和通訊系統的設計分析，以確認地下監測和控制系統在廢棄物放置和監測期間，適用於對安全具重要性之結構、系統與組件。

評估廢棄物放置系統的設計，與所提出之廢棄物放置程序具有兼容性。此外，與其他系統的介面，亦需驗證其已被識別和評估，並達到運轉和安全的連續性。

評估地下設施的配置。驗證放置坑的位置遠離主要的斷層，且符合地震設計，使地下設施的配置適合要放置的廢棄物數量，並滿足熱設計準則。

確認地質處置運轉區的設計允許 2.4 節的執行功能確認計畫，如同 10 CFR 63.111(d)之規定。

用於地下設施運轉系統設計之標準和規範，驗證其有適當運用。

審查方法 3：用於地下設施設計之材料與材料特性。

確認選擇的材料和這些材料的特性，適合預期的地下環境。

驗證材料和材料特性符合適用的設計準則、規範、標準和規格。若無標準可使用，則評估提供的技術基礎以確認其為可接受。確認使用適合的美國材料試驗協會標準的規格。

評估地面支撐材料的選擇，是否說明在溫度提高和熱載重的情況下這些材料的劣化。此外，確認材料劣化的機制已識別，且適當地納入結構、系統與組件的次系統功能評估中。

驗證地下通風系統由耐火材料組成，以防止系統內部或外部發生火災。驗證通風設備/組件和材料，其設計可承受高溫延續的狀況、壓氣冷卻的影響，以及潮濕和腐蝕環境，以盡可能減少具潛在污染的通風組件維護/更換。

審查方法 4：用於正常以及分類 1、2 事件序列之負載組合。

確認地下設施中的廢棄物包件排列，滿足熱載重設計準則。

驗證所應用熱載重的大小和歷時，符合所提出廢棄物、處置設計配置、設計表面載重的預期特性。驗證熱分析有適當的技術基礎；使用場址特性的熱特性數據；考慮熱特性數據的溫度相依性和不確定性；並使用正確記錄的熱模型和分析。若用於通風，確認通風影響的評估為足夠的。

驗證設計分析適當考慮在加熱期間可能會影響力學特性的現地應力、潛在坑道壁崩落條件、岩體的水力變化。

確認設計分析中的動態載重符合地震設計的地動參數；考慮斷層影響；且符合認可的斷層危害評估方法。

審查方法 5：用於設計分析之母岩的模型和場址特性，且考慮這些屬性中的空間與時間分布以及不確定性。

對於適當維度之連續和不連續模型的適當組合，確認其在延長加熱條件和分類 1、2 事件序列下，有被用於評估裂隙岩體的行為。對於選擇特定模型和模型組合的基礎，確認此基礎為足夠的，且提供了建模方法的假設和限制之適當基礎。

確認設計分析、基本假設和預期限制的原則，都有被記錄、與建模目標一致，以及在技術上是合理的。

驗證岩體熱膨脹係數的值，與場址特性數據的適當說明一致，且此說明考慮了尺度效應和溫度相依性。驗證熱膨脹係數的不確定性，已在熱應力計算中有充分評估和考慮。

對於連續岩體模型，確認岩體的彈性參數、強度參數，與場址特性數據的適當說明一致。若參數值是由岩石品質指標的經驗相關性取得，則驗證使用的經驗公式是否適合場址且被正確應用。確認指標的值與場址特性一致。若使用完整岩石尺度值，則驗證將這些值應用於岩體尺度的基礎是否足夠。

對於不連續岩體模型，驗證數值模型的破裂型式，對於設計和分析的目標是合適的。模型結果的說明，與現地裂隙網絡相比，確認其充分考慮了模擬的裂隙網絡特性表現的影響。

在模型中有明確表示之裂隙，確認其岩石塊體的剛性和強度參數的選擇是適當的，並且說明未明確表示的裂隙。

驗證裂隙剛性和強度的參數值，與場址特性數據的適當說明一致。

如果適用的話，在放置廢棄物以後，可能發生在岩體、裂隙和地面支撐的時間相依性力學劣化，確認其在熱-力學分析中充分說明。此可能是從美國能源部長期探究型研究設施的熱坑(heated-drift)和單一加熱器測試研究、交叉坑(cross-drift)熱測試研究或其他方法推論而得。驗證分析中的力學劣化之大小和速率經過適當的建立，且在技術上是可防禦的。

確認岩體和裂隙中力學特性的不確定性經過充分評估，且在連續和不連續模型中考慮。

驗證模型充分說明相交坑周圍的開口之穩定性，並考慮岩體及其劣化特性和熱載重。此資訊應在地面支撐的設計中使用。

執行有限確證的連續和不連續分析，以驗證在設計(正常)運轉條件和分類 1、2 事件序列下，執照申請內顯示的岩體行為結果。

審查方法 6：地面支撐系統之設計方法和模型結果的說明。

確認設計方法或設計方法的組合適用於地面支撐系統，確認設計方法符合地下隧道技術和礦業技術。此外，驗證地面支撐系統的評估和選擇，由滿足 2.1.1.7.3.3 節中接受準則 4、5 下的 II 的分析所支援。這些分析應提供在熱和動態載重下之地面支撐系統的力學評估。

根據模型分析結果，確認地面支撐系統的反應已充分評估。若地面支撐系統採模型分析，則驗證地面支撐系統的反應有包含地面支撐系統的變形以及破壞之適當評估。驗證在分析中考慮了地面支撐系統和母岩單元之間的相互影響。若本節的審查方法 5 和接受準則 5 適用的話，應使用審查方法 5 和接受準則 5 對地面支撐系統反應進行評估。假如地面支撐系統未採模型分析，則確認預期地面支撐系統反應經過合理的評估，且這些評估的技術基礎是足夠的。

對於熱-力學分析中使用的地面支撐系統之幾何和力學特性，驗證其符合設計和施工規格。此外，確認分析中說明了在加熱條件下，地面支撐系統的時間依存性力學劣化。

驗證放置坑、通風隧道、豎井的穩定性經過充分評估，無論是否有地面支撐。評估應識別有可能掉落在坑的岩栓、可能的崩陷(cave-in)、崩塌(collapse)或開挖的封閉，以及開挖附近的岩體擾動範圍和嚴重性。確認地面支撐系統的選擇符合

預期岩體反應和潛在破壞機制。

審查方法 7：通風系統設計。

確認任何對安全具重要性的地下通風系統設計有適當的品質保證分類，並且確認有適當的規範和標準。確認任何對安全具重要性的地下通風系統，其設計可在正常地下運轉條件和分類 1、2 事件序列下運行。與審查人員協調使用 2.1.1.3 節、2.1.1.4 節和 2.1.1.5 節驗證地下通風設計，已經充分考慮具有輻射安全後果的事件序列。針對對安全具重要性的地下通風系統，確認美國能源部有適當的定期檢查、測試和維護計畫，以確保維持通風要求，以及地下工作人員操作區、逃生路線和排氣的放射性物質濃度，合理達到盡可能降低的目標。驗證這些計畫包括以下內容：

1. 定期更換地質處置運轉區之排氣豎井、斜坡或其他高輻射區的高效顆粒空氣過濾器。
2. 定期測試/校準活化或鈍化高效顆粒空氣過濾系統的輻射監測裝置。
3. 例行測試任何待命/備用的通風設備和緊急電源，以確保保持通風功能和輻射安全。
4. 例行測試和校準空浮放射性監測設備、煙霧偵測器和溫度感應器。

對於美國能源部任何對安全具重要性之地下通風系統，驗證其設計足以密封或隔離潛在空浮放射性釋出區，以限制放射性濃度的範圍和工作人員曝露。對於美國能源部任何對安全具重要性之地下通風系統，確認其設計分析是根據可接受的工業規範或方法和場址特性數據，以及根據地下坑結構的準確陳述。驗證污染最少區到污染最大區的地下通風流量，並符合設計準則。執行有限確證獨立分析，以驗證美國能源部任何對安全具重要性之地下通風系統的分析結果。

審查方法 8：地下電力和配電系統之設計。

驗證地下電力供應的設計，以及對安全具重要性之結構、系統與組件的配電系統設計，符合接受的地下使用之設計準則、規範、標準和規格。確認這些系統適合正常地質處置運轉區操作環境，以及使用 2.1.1.5 節進行審查的輻射後果的分類 1、2 事件序列。確認設計包含電力來源/設備的正確接地，以保護工作人員。確認設計具有足夠的緊急備用電源能力，以支援對安全具重要性的設備。驗證美國能源部對安全具重要性之電力系統設計，允許適當的定期檢查和測試。

審查方法 9：地下設施中對安全具重要性之結構、系統與組件、設備以及控制的維護計畫。

評估處置場永久封閉前用於保持坑道穩定性的維護計畫適當性。驗證維護計畫考慮了可能受高溫和高輻射影響而引起的不確定性，且驗證維護計畫是採用適當的模型，並基於持續熱載重下的岩體和地面支撐系統的劣化可能性評估。

驗證其他地下設施中對安全具重要性之結構、系統與組件，以及對安全具重要性之組件、設備和控制，具適當地維護計畫，且考慮了永久封閉前的期間之處置坑穩定性和可進出性。此外，驗證維護計畫中考慮的處置坑穩定性，是建立在模型結果的適當說明基礎上。執使用 2.5.6 節進行審查。

三、廢棄物包件/工程障壁系統中與安全相關之結構、系統與組件以及安全控制的設計。

審查方法 1：廢棄物包件和工程障壁系統之結構、系統與組件以及其控制的設計。

確認廢棄物包件/工程障壁系統充分考量圍阻(考慮耐腐蝕性)、臨界控制、屏蔽、結構強度、廢棄物包件抗掉落破壞性、熱控制、廢棄物形式劣化、滴水屏蔽、廢棄物包件支撐/仰拱、回填和吸附障壁。

驗證廢棄物包件之組件的描述和評估，包括容器和內部結構，像是結構導件、提籃、燃料籃、有中子吸收體的燃料籃板、中子吸收棒、罐、填料和填充氣體。描述和評估還應考慮工程障壁系統的特殊組件，像是滴水屏蔽、回填、吸附障壁。確認這些組件的設計分析為足夠的。

驗證製造容器、廢棄物包件內部組件和工程障壁系統組件的材料、方法和程序，符合接受的設計準則、規範、標準和規格，像是美國機械工程師學會的鍋爐和壓力槽規範。確認製造、組裝、封閉和檢查的程序，是根據可接受的工業技術。確認執照申請評估和任何顯著不確定性後果評估，與容器材料和工程障壁系統組件有關。如果美國能源部使用上述以外的設計準則、規範、標準、規格、工業技術，則評估所提供之技術基礎的是否足夠。

確認容器和廢棄物包件內部材料的規格，與最終設計中所訂定的規格一致。驗證封閉焊接的規格、焊接準備、焊接材料和焊接檢查，符合美國機械工程師學會的規範，像是鍋爐和壓力槽規範。驗證製造容器和其他廢棄物包件結構組件的非破壞性檢驗方法已被確定，以檢測和評估製造缺陷和任何其他缺陷。確認臨界

設計準則與模型計算中使用的一致，且確認這些模型對廢棄物的同位素濃化適當的特徵化。針對假定的處置場環境，驗證模型配置的適當性，以及驗證用於設計計算之電腦模型的適當性。確認由容器提供的屏蔽評估是否足夠。此評估應包含劑量率預估、評估數據來源的描述、劑量率評估方法、使用的計算程式。確認廢棄物包件和內部的組件，其設計可承受來自於正常運轉和分類 1、2 事件序列之載重。確認熱控制使燃料護套的溫度夠低以避免護套失效。驗證建造廢棄物包件內部組件的材料與廢棄物形式相容，且驗證這些材料之間的相互作用不會對廢棄物形式的穩定性產生不利影響。此驗證應確認廢棄物包件中沒有易燃、爆炸和化學反應物質。確認任何滴水屏蔽的設計是足夠的，包括施工材料、布置和放置方法。確認工程障壁系統設計和廢棄物包件處理，在安全方面不會受到低水屏蔽影響。驗證回填設計是足夠的，包括材料、物理特性、布置、放置和壓實方法。確認任何吸附障壁的設計是足夠的。

2.1.1.7.3 接受準則

2.1.1.7.3.1 設計準則和設計基準

接受準則：設計準則與 10 CFR 63.111(a)、(b)中規定的要求之間的關係、設計基準和設計準則之間的關係，以及對安全具重要性之結構、系統與組件的設計準則與設計基準，已充分定義。

2.1.1.7.3.2 設計方法

接受準則：地質處置運轉區的設計方法為適當的。

2.1.1.7.3.3 地質處置運轉區的設計和設計分析

一、用於地表設施且與安全相關的結構、系統與組件、設備以及安全控制之設計和設計分析。

接受準則 1：地表設施中與安全相關的結構、系統與組件之設計，其設計準則與標準已識別且適於所選擇的設計方法。

接受準則 2：與地表設施設計有關且對安全具重要性之結構、系統與組件，其使用的材料符合設計方法。

接受準則 3：針對正常以及分類 1、2 事件序列條件，其設計分析使用適當的負載組合。

接受準則 4：設計分析的執行與記錄為適當。

二、用於地下設施且與安全相關的結構、系統與組件、設備以及安全控制之設計和設計分析。

接受準則 1：與地下設施設計有關且對安全具重要性之結構、系統與組件，其設計假設、規範與標準為可接受。

接受準則 2：地下運轉系統的設計為適當的。

接受準則 3：用於地下設施設計之材料與材料特性為適當的。

接受準則 4：針對正常以及分類 1、2 事件序列條件，其設計分析使用適當的負載組合。

接受準則 5：設計分析使用適當之母岩的模型和場址特性，且適當考慮這些屬性中的空間與時間分布以及不確定性。

接受準則 6：地面支撐系統之設計是基於適當的設計方法和模型結果解釋。

接受準則 7：地下通風系統的設計適當。

接受準則 8：對安全具重要性之結構、系統與組件以及運轉，其地下電力和配電系統之設計為適當的。

接受準則 9：地下設施中，對安全具重要性之結構、系統與組件、設備以及控制，其維護計畫為適當的。

三、廢棄物包件/工程障壁系統中與安全相關之結構、系統與組件以及安全控制的設計。

接受準則：廢棄物包件和工程障壁系統之結構、系統與組件以及其控制有適當的設計。

2.1.1.7.4 審查發現

如果執照申請提供足夠的資訊，且適當的滿足 2.1.1.7.3 節中的接受準則，工作小組推斷評估的此部分是可以接受的。審查者撰寫適合納入準備做為整個申請的安全評估報告之資料。此報告包括關於所審查內容的簡要說明，以及審核人員為何可接受提交。工作小組可記錄下述審查。

美國核管會的工作小組審查了安全分析報告，以及其他為了支援執照申請所提交的資訊，並在合理保證的情況下發現滿足 10 CFR 63.111(d)與 10 CFR 63.112(f)的要求。已充分描述地質處置場運轉區設計，並已妥適界定設計準則與設施功能，以及設計基準與設計準則之關聯性。

2.1.1.8 正常作業與第 1 類事件序列符合 10CFR20 合理抑低的規定

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境和功能評估部門

2.1.1.8.1 審查範圍

本節針對正常作業與第 1 類事件序列符合 10CFR20 合理抑低的規定，提供審查指引。審查委員也應審查 10CFR 63.21(c)(5)與(c)(6)所規定的資訊。

美國核管會的官員將採用第 2.1.1.8.2 與 2.1.1.8.3 節的審查方法與接受準則評估下列項目，以對正常作業與第 1 類事件序列符合 10CFR20 合理抑低的規定：

- (1) 政策考量；
- (2) 設計考量；及
- (3) 作業考量。

2.1.1.8.2 審查方法

審查方法 1：維持曝露合理抑低的管理承諾

確證管理承諾包括條款與指引以確保：

- (1) 主管將整合適當的輻射管制於工作活動中；
- (2) 員工了解合理抑低原則的管理承諾；
- (3) 工作人員將受充分且適當的初任與定期有關合理抑低原則的訓練，考量訓練與執行人員證照的審查，採用雅卡山審查計畫第 2.5.3 節("人員的訓練證照")；及
- (4) 採行作業計畫以管制輻射曝露。此項計畫將確保個人與集體劑量合理抑低，考量執行正常作業的審查，採用雅卡山審查計畫第 2.5.6 節(執行包括維修、監測、及定期測試等正常活動的計畫)。

審查方法 2：地質處置場運轉區考量合理抑低原則

驗證地質處置場運轉區的設計有考慮合理抑低的原則，如法規指引 8.8，"確保核能發電廠職業輻射曝露合理抑低有關的資訊"(美國核管會 1978)。注意，法規指引 8.8 是針對核能發電廠，其輻射傷害比地質處置場運轉區更為嚴重；當使用此指引時，請考量此問題。

確認於設計時有盡可能採用合理抑低原則，以確保下列：

- (1) 工程設計特徵使工作人員停留於輻射地區的時間最短；
- (2) 遙控操作或機器人設備，例如焊接機、扳手、或輻射偵測器，用以降低工作

人員劑量；

- (3) 適當的方法用以監測冷卻空氣孔道可能的阻塞，或執行物料的檢驗；
- (4) 設計容許遠隔控制安裝設備與臨時屏蔽以降低劑量，假若適用時；
- (5) 物料與設計特徵使放射性物料或表面污染的潛在累積降至最低，使地面設施易於除汙，或除汙與拆卸。
- (6) 放射性物料操作與貯存設施離場址邊界與其他場址內工作站均足夠遠。設施的管制區足以維持公眾可達地區的劑量在可接受的水平內；
- (7) 高放射性廢棄物的傳送維持離場址周界希望的距離；及
- (8) 管制區，亦即高輻射與很高輻射的地區，在管制區內備有管制工作人員不要接近輻射水平會造成不可接受風險的地區。

確證地質處置場運轉區的設計修正，以維持劑量合理抑低，已經併入封閉前的安全分析報告，以確定其不會嚴重影響其他組件的設計。

審查方法 3：將合理抑低原則併入地質處置場運轉區的擬議作業

驗證作業程序遵守法規指引 8.8 與 8.10(美國核管會 1978, 1977)的合理抑低原則。執行正常活動的計畫，有包括維修、監測、及定期測試，並加以審查，採用雅卡山審查計畫第 2.5.6 節(執行正常活動的計畫包括維修、監測、及定期測試)。

確證地質處置場運轉區的作業程序將確保工作人員與公眾的劑量合理抑低，且包括：

- (1) 將執行設計用以管制輻射曝露的作業計畫，以確保個人與集體劑量兩者均合理抑低。同時審查執行正常作業的計畫，採用雅卡山審查計畫第 2.5.6 節(執行正常作業計畫，包括維修、監測、及定期測試)；
- (2) 對於增加監測或維修活動(將導致增加曝露)與降低這些活動的頻率有關潛在傷害，評估兩者並取得平衡；
- (3) 對於含有輻射曝露的程序，先行試運行以建立熟習度，並決定曝露可能相關的特定程序，考量替代程序，以使曝露最低並依照計畫執行；
- (4) 建立並測試潛在異常發生的緊急應變程序；及
- (5) 合理抑低作業替代方案是基於用過核子燃料獨立貯存設施、燃料池設施、及放射性廢棄物管理設施的相關經驗所建立的。

確證對地質處置場運轉區擬議作業的修正，以維持劑量合理抑低，已經併入

封閉前安全分析報告，以確保其不會嚴重影響地質處置場運轉區的其他各方面。

2.1.1.8.3 接受準則

下列的接受準則是基於符合 10CFR 63.111(a)(1)與(c)(1)的規定，此與符合 10CFR20 對正常作業與第 1 類事件序列合理抑低的規定有關。

接受準則 1：維持對工作人員與公眾曝露合理抑低的管理承諾有提報適當的說明

(1) 管理承諾包括條款與指引，以確保：

- (a) 主管整合適當的輻射防護管制至工作活動；
- (b) 人員了解合理抑低原則的管理承諾；
- (c) 工作人員充分接受有關合理抑低原則適當的初任與定期訓練；及
- (d) 執行管制輻射曝露的作業計畫，此計畫確保個人與集體劑量合理抑低。

接受準則 2：地質處置場運轉區設計有適當考慮合理抑低原則

(1) 地質處置場運轉區的設計有適當考慮合理抑低原則；及

(2) 在設計時有盡可能採用合理抑低原則，以確保：

- (a) 工程設計特徵使工作人員必須停留在輻射區的時間最短；
- (b) 採用遙控操作或機器人設備，例如焊接機、扳手、或輻射監測器，以使工作人員的劑量最小。
- (c) 採用適當的方法以執行物料的檢驗；
- (d) 設計容許以遙控放置設備與臨時屏蔽，以降低劑量，若適用時；
- (e) 物料與設計特徵使放射性物料或表面污染的潛在累積最小，使地面設施易於除汙、或除汙與拆卸；
- (f) 放射性物料操作與貯存設施離場址邊界與場址內其他工作站足夠遠。設施的管制區足以維持公眾可達地區的劑量於可接受的水平。
- (g) 高放射性廢棄物的傳送途徑將維持離場址周界希望的距離；及
- (h) 管制區，亦即高輻射與很高輻射的地區，對於在此地區工作人員的輻射水平會造成不可接受的風險，提供進出管制。

(3) 地質處置場運轉區的計畫修正，以維持劑量合理抑低，已經併入封閉前安全分析報告，以確保其不會嚴重影響其他組件的設計。

接受準則 3：地質處置場運轉區擬議的作業有適當併入合理抑低原則

(1) 作業程序遵照合理抑低原則；

- (2) 地質處置運轉區作業程序將確保工作人員與公眾的劑量合理抑低，包括考慮下列項目：
- (a) 執行設計用來管制輻射曝露的作業計畫，以確保個人與集體劑量兩者均合理抑低；
 - (b) 對於增加監測或維修活動(將導致增加曝露)的規定與降低這些活動頻率有關的潛在傷害，評估兩者並取得平衡。
 - (c) 試運行包括輻射曝露的程序以建立熟習度，並決定與特定程序相關的曝露，同時考慮替代程序以使曝露最少；
 - (d) 對潛在異常發生建立測試過的緊急應變程序；及
 - (e) 合理抑低作業替代方案是基於用過核子燃料獨立貯存設施、燃料池設施、及廢棄物管理設施相關的經驗。
- (3) 地質處置場運轉區擬議作業的修正，以確保劑量合理抑低，已經併入封閉前安全分析報告，以確保其不會嚴重影響地質處置場運轉區作業的其他各方面。

2.1.1.8.4 審查發現

假若執照申請文件提報充份的資訊，且適當的符合第 2.1.1.8.3 節的法規接受準則，美國核能管制委員會官員獲得結論為此部分官員的審查可以接受。審查委員撰寫資料，適合列入為整個申請案所準備的安全審查報告。此報告包括摘要說明審查的內容為何與為何審查委員發現所提報的資訊可以接受。官員可以將審查登載如下：

美國核管會已經審查安全分析報告與其他提報用以支持執照申請的文件，且發現，具有合理的佐證，符合 10CFR 63.111(a)(1)的規定。在地質處置場運轉區的作業，直至永久封閉，將符合 10CFR20 合理抑低的規定。

美國核管會幕僚人員已經審查安全分析報告與其他提報用以支持執照申請的文件，且發現，具有合理的佐證，符合 10CFR 63.111(c)(1)的功能目標。符合 10CFR 63.111(a)所規定的合理抑低。

2.1.2 放射性廢棄物的再取出及替代貯存計畫

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.1.2.1 審查範圍

本節提出對放射性廢棄物的再取出及替代貯存計畫審查之指導原則，審查者

亦須評估 10 CFR 63.11(c)(7) 所規定的資訊。

幕僚人員將依據 2.1.2.2 及 2.1.2.3 節所述之審查方法與接受準則，審查放射性廢棄物的再取出及替代貯存計畫，包括下列部分：

- (1) 計畫符合 10 CFR 63.111(a)、(b)之功能目標；
- (2) 對再取出廢棄物的適當替代貯存；
- (3) 合理的再取出期程。

2.1.2.2 審查方法

審查方法 1：廢棄物再取出計畫

確認廢棄物再取出計畫包括下列的討論：(i) 再取出操作程序；(ii) 使用設備；(iii) 廢棄物再取出時符合 10 CFR 63.111(a), (b) 的封閉前功能目標。

確認美國能源部已發展了再取出可能發生的情境，且所發展的情境考慮到健康與安全的保護及暴露劑量已被合理抑低。針對可能的廢棄物再取出期間所發展的情境評估其合理性，並符合 10 CFR 63.111(e)。

確認對於不同再取出操作情境建立了適當的方法，以辨識及分析可能的問題，評估對這些問題所提出的解決方案為可行，並建構在可靠的工程原則下。確認已於再取出計畫內充分考慮再取出操作時處置坑道的劣化程度。確認再取出計畫內包含可接受的維護計畫直到完成再取出，且考慮到健康與安全的保護及暴露劑量已被合理抑低。

如設計再取出時間結束前處置坑道已回填，確定再取出計畫充分符合 10 CFR 63.111(e) 的要求。

確認美國能源部已考慮功能驗證計畫的期間對於維持再取出選項所需時間架構的影響。評估是否需要針對再取出設計期間具有不同時間架構，使其符合美國能源部所提出執行功能驗證計畫的期間。

審查方法 2：符合封閉前功能目標

確認美國能源部已展示廢棄物再取出時能符合 10 CFR 63.111(a)及(b) 的封閉前功能目標。依據 2.1.1.8 節的審查方法及接受準則，評估再取出操作時合理抑低的要求是否達成。

審查方法 3：替代貯存方案

確認所提替代貯存區地點的實際位置已充分描述。

確認所提替代貯存區足夠存放將被再取出的廢棄物。

評估將廢棄物再取出至替代貯存區的運輸計畫足以保護工作人員及公眾。

審查方法 4：再取出操作時程

確認再取出計畫符合 10 CFR 63.111(e)(3) 的要求，使再取出能在合理的時程內完成，亦即再取出時程應與建造地質處置場運轉區與放置廢棄物的時間大約相同。

2.1.2.3 接受準則

關於放射性廢棄物再取出即替代貯存計畫，應符合 10 CFR 63.111(e) 要求的接受準則如下。

接受準則 1：廢棄物包件再取出計畫已提出合理期程且必要時可施行

- (1) 廢棄物再取出計畫包括下列項目的充分討論：(i) 再取出操作程序；(ii) 使用設備；(iii) 廢棄物再取出時符合 10 CFR 63.111(a)及(b) 的封閉前功能目標。
- (2) 美國能源部已備妥了再取出可能發生的情境，且所發展的情境考慮到健康與安全的保護及暴露劑量已被合理抑低。針對可能的廢棄物再取出期間所發展的情境評估其合理性，並符合 10 CFR 63.111(e)。
- (3) 對於不同再取出操作情境建立了適當的方法，以辨識及分析可能的問題，且對這些問題所提出的解決方案為可行，並建構在可靠的工程原則下。再取出計畫中已充分考慮再取出操作時處置坑道的劣化程度。再取出計畫中包含能完成再取出的可接受維護計畫，且考慮到健康與安全的保護及暴露劑量已被合理抑低。
- (4) 如採用設計再取出時間結束前回填處置坑道的選項，再取出計畫能充分符合 10 CFR 63.111(e) 的要求。
- (5) 美國能源部已考慮功能驗證計畫的期間對於維持再取出選項所需時間架構的影響。如有針對設計再取出的期間需要有不同時間架構，則此時間架構符合美國能源部所提出執行功能驗證計畫的期間。

接受準則 2：所提之再取出操作符合封閉前功能目標的要求

- (1) 再取出計畫充分符合 10 CFR 63.111(a)及(b) 的封閉前功能目標，同時也納入了合理抑低的要求。

接受準則 3：所提放射性廢棄物再取出的替代貯存方案為合理

- (1) 所提替代貯存區地點的實際位置及邊界已充分描述。
- (2) 所提替代貯存區足夠存放將被再取出的廢棄物。
- (3) 將廢棄物再取出至替代貯存區的運輸計畫足以保護工作人員及公眾。

接受準則 4：再取出操作時程

- (1) 再取出計畫符合 10 CFR 63.111(e)(3)的要求，即再取出時程應與建造地質處置場運轉區與放置廢棄物的時間大約相同。

2.1.2.4 審查發現

如果執照申請文件提供足夠的資訊，且適當地滿足 2.1.2.3 節的監管接受準則，則幕僚人員可以得出結論，認為此部分的評估為可接受的。審查者撰寫適合納入安全評估報告的內容，該報告包括一份審查內容的簡要說明，以及審查者接受提交的原因。工作小組可以如下方式記錄審查。

美國核管會幕僚人員審查了安全分析報告和其他支持執照申請的資訊，合理的認為符合 10 CFR 63.111(e)。美國能源部保留了廢棄物再取出的選項，並讓美國核管會審查了該計畫，該設計允許合理時程的再取出。

2.1.3 永久封閉及除污或除污及地表設施拆除計畫

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.1.3.1 審查範圍

本章節提供永久封閉及除污或除污及地表設施拆除計畫的審查導則。審查者將依 10 CFR 63.21(c)(8)和(c)(22)(vi)要求的資訊進行評估。

當審查者決定這些計畫的可接受性時，應考慮在執照申請初始階段所提交的計畫基本上屬遠期的觀點，且難以反映在設施運轉過程中所獲得的資訊(例如污染的類型、程度和確切位置的詳細資訊)。因此，預期執照申請之初所提交的計畫和最終計畫具備相同的詳細程度是不合理的，特別像是所計畫的除污行動和最終放射性測量等要素。美國能源部要求提交最終計畫書，且須在執照終止之前審查並核准。

在準備審查所提出的永久封閉、除污、拆除計畫時，審查者應諮詢核物料安全與保防署(Office of Nuclear Material Safety and Safeguards, NMSS)有關除役的標準審查計畫內所包含的一般審查程序。但審查者應注意，這些文件是用於執照終止所準備的最終計畫。

幕僚人員將依據 2.1.3.2 及 2.1.3.3 節所述之審查方法與接受準則，對以下永久封閉及除污計畫或除污及地表設施拆除計畫進行審查。

- (1) 描述永久封閉及除污或除污及地表設施拆除的設計考量；
- (2) 永久封閉及除污或除污及拆除計畫。

2.1.3.2 審查方法

審查方法 1：有助於永久封閉及除污或除污及拆除的設計考量

確認執照申請文件描述了永久封閉及除污或除污及拆除相關的設計功能。

確認處置場設計符合永久封閉及除污或除污及拆除的目標。在可行且經濟的條件下，如設計條款包含了支持「封閉及除污」或「除污及拆除」這兩個設計選項優於其他替代選項，則此設計即可視為滿足上述要求。如果沒有選擇這些設計面向，應說明不採用較有利替代方案的可接受理由。較有利設計面向的例子包括：

- (1) 材料與處理方法的選擇以盡量減少廢棄物產生；
- (2) 屏蔽材料質量最小化，受中子活化作用；
- (3) 使用模組化設計及包含吊掛點位，以方便移除和拆除；
- (4) 材料的選擇適用於預計封閉及除污、或除污及拆除、或廢棄物處理程序；
- (5) 對具污染潛能的結構、系統與組件使用最小表面糙率處理；
- (6) 使用防止放射性氣體、冷凝物、沉積的懸浮微粒、或溢出物穿透到孔隙材料的塗層，以透過表面處理進行除污；
- (7) 納入圍阻洩漏及溢出的面向；
- (8) 納入廢棄物最小化技術；
- (9) 納入除役時將職業與公眾輻射暴露維持合理抑低的面向。

與雅卡山審查計畫第 2.1.1.7 節(對安全及安全控制具重要性之結構、系統與組件的設計)中廢棄物管理系統設計的審查者配合，以確認這些設計將有助於封閉及除污或除污及拆除。

審查方法 2：永久封閉及除污或除污及地表設施拆除計畫

確認執照申請提供適當的永久封閉及除污或除污及地表設施拆除的初步計畫。以核物料安全與保防除役標準審查計畫，作為評估初步計畫的導則。在進行審查時，應考慮永久封閉、除役及拆除等作業，將在執照申請提交多年後才會開

始進行。然而，美國能源部於執照申請時所提交的初步計畫，應有足夠的細節說明美國能源部已對未來永久封閉、除役與拆除的要求、處理及影響等，做了充分的考慮。

評估美國能源部在永久封閉、除役與拆除的初步計畫中，是否已針對任何除役標準審查計畫的完整內容加以說明。對於標準審查計畫的每一部分，評估美國能源部提供的初步計畫是否對永久封閉、除役和拆除的要求、處理及影響已進行了評估。具體來說，評估如下：

設施歷史：美國能源部應描述有關設施運轉歷史紀錄以及除役所需的資訊。包括紀錄設施接收與處理放射性核種以及位置的紀錄。美國能源部也應說明如何記錄設施內部區域的例行及非常規汙染，以利之後的除役行為。美國能源部要求永久封閉和除役時，審查者應參考除役標準審查計畫，說明與設施運轉歷史紀錄的相關資訊。美國能源部應說明如何確保於永久封閉和除役時能夠提出所需的可靠資訊。

設施描述：美國能源部應描述與設施及其環境相關的資訊，以便永久封閉及除役期間以及完成封閉及除役後，評估現場與非現場人員的劑量估計。美國能源部於永久封閉及除役時，需提供有關設施及其環境相關的資訊，可參考任何除役標準審查計畫。美國能源部應說明如何確保在永久封閉及除役時，所提供的資訊已完備且可靠。

設施的放射性狀態：美國能源部應描述在永久封閉及除役時，有關於設施放射性狀態方面，有助於除役所需的資訊。此處所指的資訊包括設施媒介物中放射性核種汙染的類型和程度，設施媒介物包含建築物、系統和設備、地表及地下土壤、以及地表和地下水。美國能源部應提供關於除役行為的預期規模初步說明。參考任何除役標準審查計畫，美國能源部執行永久封閉及除役的要求，設施的放射性狀態資訊。美國能源部於永久封閉及除役時，需提供有關設施的放射性狀態的資訊種類，可參考任何除役標準審查計畫。美國能源部應說明如何確保在永久封閉及除役時，所提供的資訊已完備且可靠。

劑量模式評估：美國能源部應描述在永久封閉及除役時有關於劑量模式方面，有助於除役所需的一般資訊。美國能源部應說明如何確保在永久封閉及除役時，所提供的資訊已完備且可靠。

除役的替代方案：美國能源部應描述在永久封閉及除役時，有關於評估替代除役策略所需的一般資訊，以利於除役。美國能源部應說明如何確保在永久封閉及除役時，所需提供的資訊已完備且可靠。

合理抑低分析：美國能源部應描述有關合理抑低分析所需的資訊，以利於除役。美國能源部應說明如何確保在永久封閉及除役時，所需提供的資訊已完備且可靠。

計畫除役行為：美國能源部應描述有關計畫封閉及除役行為方面，有利於除役所需的資訊。美國能源部應提供初步資訊，以便審查者了解除役行為的一般途徑。美國能源部也應提供完成除役行為的初步安排。美國能源部於永久封閉及除役時，需提供有關計畫除役行為的資訊種類，可參考任何除役標準審查計畫。美國能源部應說明如何確保在永久封閉及除役時，所需提供的資訊已完備且可靠。

專案管理與組織：美國能源部應描述在專案管理與組織方面，有利於除役所需的資訊。美國能源部應提供初步資訊，以便審查者了解管理封閉及除役行為的一般作法。美國能源部於永久封閉及除役時，需提供有關封閉管理與除役作法的資訊種類，可參考任何除役標準審查計畫。

除役期間的健康和安全計畫：美國能源部應描述有關於健康和 safety 計畫方面，有助於除役所需的資訊。美國能源部應指出該計畫如何發展，並與封閉前健康和 safety 計畫相結合。

環境監測與控制計畫：美國能源部應描述在環境監測和控制方面，有助於除役所需的資訊。美國能源部應指出該計畫如何發展，並與封閉前周邊環境和控制計畫相結合。

放射性廢棄物管理計畫：美國能源部應描述透過封閉及除役行為所產生的放射性廢棄物管理方面，有助於除役所需的資訊。美國能源部應提供關於封閉及除役行為產生的放射性廢棄物的類型與數量之初步估計。美國能源部應提供減少放射性廢棄物數量的初步計畫，並討論處置放射性廢棄物的初步計畫。美國能源部於永久封閉及除役時，需提供有關放射性廢棄物管理的資訊種類，可參考任何除役標準審查計畫。美國能源部應說明如何確保在永久封閉及除役時，所需提供的資訊已完備且可靠。

品質保證計畫：美國能源部應描述有關品質保證方面有助於除役所需的資訊。

美國能源部應說明如何發展此計畫，並與封閉前品質保證計畫相結合。美國能源部品質保證計畫，是根據雅卡山審查計畫的第 2.5.1 節進行審查的。

設施放射性調查：美國能源部應描述為了封閉及除役行為所做的放射性調查方面，有助於除役所需的一般資訊。

財務保證：美國能源部不需要提供針對封閉或除役行為的財務保證計畫。

2.1.3.3 接受準則

以下接受準則符合 10 CFR 63.21(c)(8)及(c)(22)(vi)，有關永久封閉及除污計畫或除污及地表設施拆除計畫。

接受準則 1：執照申請描述並提供了地質處置場運轉區設計特色的依據，有利於永久封閉及除污或除污及地表設施拆除。

- (1) 執照申請描述了與永久封閉及除污或除污及拆除相關的設計特色功能；
- (2) 處置場設計符合永久封閉及除污或除污及拆除的目的。在可行且經濟的條件下，包含了設計條款及支持「封閉及除污」或「除污及拆除」這兩個設計選項優於其他替代選項。說明了不採用較有利替代方案的可接受理由；
- (3) 有助於封閉及除污或除污及拆除的設計。

接受準則 2：執照申請包括永久封閉及除污或除污及地表設施拆除的充分初步計畫。

- (1) 執照申請顯示美國能源部已認識到永久封閉、除役以及拆除所需要的資訊、分析及計畫；
- (2) 執照申請顯示，美國能源部將確保封閉及除役所需資訊，包括運轉歷史、設施描述與放射性狀態、劑量評估、除役替代方案以及合理抑低要求等，將在永久封閉及除役時提供；
- (3) 執照申請顯示，美國能源部對封閉及除役行為的範疇已進行推估，對執行與管理這些行為已有初步計畫，對管理封閉及除役行為產生的放射性廢棄物已有初步估算及計畫；
- (4) 執照申請顯示，美國能源部已有考量封閉及除役期間所需的健康和 safety、環境監測、及品質保證計畫的要求，且考慮到這些計畫將如何發展並與封閉前計畫相結合。

2.1.3.4 審查發現

如果執照申請文件提供足夠的資訊，且適當地滿足 2.1.3.3 節的監管接受準則，則幕僚人員可以得出結論，認為此部分的評估為可接受的。審查者撰寫適合納入安全評估報告的內容，該報告包括一份審查內容的簡要說明，以及審查者接受提交的原因。工作小組可以如下方式記錄審查。

美國核管會幕僚人員審查了安全分析報告和其他支持執照申請的資訊，合理的認為符合 10 CFR 63.21(c)(8)。由於美國能源部已經提供了用於永久封閉及除污或除污及地表設施拆除的設計考量之充分描述，故執照申請內容以滿足要求。

美國核管會幕僚人員審查了安全分析報告和其他支持執照申請的資訊，合理的認為符合 10 CFR 63.21(c)(22)(vi)。美國能源部針對永久封閉及除污與除污及地表設施拆除，提供了充分的計畫。

2.2 永久封閉後之處置場安全

2.2.1 安全功能評估

雅卡山處置設施之功能安全評估係為論證是否符合 10 CFR 63.113 之法規要求。美國能源部對於處置設施功能評估進行系統性分析，其分析結果須能回應三個危害性問題，包括：對處置設施造成危害之哪種作用會發生、危害作用可能如何發生、危害作用發生後之結果是什麼。雅卡山處置場功能評估是一件複雜分析的過程，含括多種複雜的考慮因子和評估作業。考慮的情境案例，包括自然環境的演變、超過 1 萬年後工程障壁退化和破壞事件，如地震、火山活動。模式須能模擬詳細演變過程，實驗室和現場試驗及天然類比資料能提供安全評估模式和參數選用的驗證技術支援，並能完整考慮場址系統，能有效計算劑量造成生物圈的影響。由於功能評估包括很多須考慮項目，所以整個審查過程需要利用危害性分析資訊，以確保審查過程能聚焦在隔離廢棄物之最重要的項目。審查功能評估包含四大部分：系統描述與多重障壁論證、情節分析與事件機率、論證模式精簡、符合封閉後公共健康與環境標準之論證。

2.2.1.1 系統描述與多重障壁論證

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.2.1.1.1 審查範圍

審查人員依據 10 CFR 63.21(c)(1)、(9)、(10)、(14)及(15)要求進行評估。

- (1) 鑑定障壁封閉後之功能(包括至少一個工程障壁和天然障壁)；
- (2) 描述確認障壁的功能，以防止或減少水或放射性核種從 Yucca 山處置場到可及環境的流動速度，或防止或減少廢棄物之放射性核種釋出，包括整個處置系統功能評估中使用方法的一致性和功能有關的不確定性；
- (3) 討論障壁功能相稱的技術基礎的功能評估，與特殊障壁的重要性和相關的不確定性。

2.2.1.1.2 審查方法

3 個審查方法：障壁鑑定、障壁功能、障壁功能的技術基礎

審查方法 1：障壁鑑定

驗證美國能源部是否已經對處置場系統進行工程組件和地質環境屬性的描述，這是屬於處置場關閉後的障壁功能鑑定。確認美國能源部已明確進行障壁鑑定能力，以使水流和放射性物質移動速率降低。驗證作為障壁的材料、結構、特徵和作用過程的鑑定，且至少一個為工程障壁，另一個為地質環境的一部分。

審查方法 2：障壁功能

驗證美國能源部描述障壁之功能，檢驗其相關解釋，包括：從雅卡山處置場到可接近之環境，能防止或降低水流或放射性核種之遷移速度，防止釋出或降低放射性核種從廢料體之釋出速度，亦包括相關不確定性的特性。沒有量化限制每個障壁的功能，每個障壁功能審查目的係為瞭解其預期功能，並能在整體功能安全時限制其放射性曝露。

確認在每個障壁能提供其執行的功能，包括合於規定期間營運期內的任何變更。

確認美國能源部已充分描述每個障壁的功能，包括不確定性。並與美國各部門有關之量化分析具有一致的全系統功能評估(如敏感度和不確定性分析，每個障壁的中期結果)。

在可能的範圍內，使用替代的全系統功能評估程式審核計算和/或其他適當的量化分析以確認每個障壁的功能。

審查方法 3：障壁功能的技術基礎

使用審查方法 2 進行審查獲得的資訊，重點在審查技術基礎的充足性、驗證能源部已提供的技術能支持障壁功能之描述基礎，並與每個障壁功能的重要性和相關不確定性相稱。確認符合功能安全評估的技術基礎。並能與下一節之「情節分析與事件機率」及「模式精簡」確認障壁功能技術基礎的品質和完整性。

2.2.1.1.3 接受準則

3 個接受準則：障壁鑑定、障壁功能、障壁功能的技術基礎，對於 10 CFR 63.113(a)及 10 CFR 63.115(a)-(c)是否適當或能接受。

接受準則 1：障壁鑑定為適當

障壁功能合乎 10 CFR 63.113(b)要求，則全系統功能評估獲得驗證及充分鑑定，能顯現具有之功能。確定的障壁包括至少一個來自工程系統和一個自然系統。

接受準則 2：障壁功能能隔絕廢棄物之描述可接受

識別障壁的功能可對於雅卡山處置場到可接近之環境，防止或降低水流或放射性核種之遷移速度，防止釋出或降低放射性核種從廢料體之釋出速度，並能充分識別和描述：

- (1)每個障壁能執行其預期功能，包括合於規定期間營運期內任何變更。；
- (2)障壁功能的不確定性已有充分描述；
- (3)所描述的功能與全系統功能評估的結果一致；
- (4)所描述的功能與 10 CFR 63.2 中的障壁的定義一致。

接受準則 3：障壁功能的技術基礎已適當的表達

障壁功能的技術基礎與功能評估之技術基礎一致。障壁能力技術基礎的表達說明與每個障壁功能的重要性和相關不確定性相稱。

2.2.1.1.4 審查發現

滿足 10 CFR 63.113(a)及 10 CFR 63.115(a) - (c)的要求。設計工程障壁系統與天然障壁結合，滿足符合多個障壁系統的隔離要求。

2.2.1.2 情節分析與事件機率

審查職責—高放射性廢棄物科、環境與性能評估科

2.2.1.2.1 情節分析

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.2.1.2.1.1 審查範圍

審查範圍：審查人員依據 10 CFR 63.21(c)(1) and (9) 要求進行評估。

- (1) 鑑定特徵、事件和作用的初始列表。
- (2) 篩選特徵、事件和作用的初始列表。
- (3) 減少特徵、事件和作用組合以形成情境分類。
- (4) 篩選情境分類。

2.2.1.2.1.2 審查方法

4 個審查方法：鑑定特徵、事件和作用的列表，篩選特徵、事件和作用的列表，減少事件組合以形成情境分類，篩選情境分類。

審查方法 1：鑑定特徵、事件和作用的列表

驗證美國能源部的特徵、事件和作用的列表，包括對處置場潛在影響之所有特徵、事件和作用。運用知識對於雅卡山場址和區域特徵資料，與工程障壁退化、惡化或變動相關的特徵、事件和作用之描述，以評估特徵、事件和進程列表的完整性。審查者應該使用適當的特徵、事件和作用的可用通用列表(例如，NEA 於 1997 年資料)，作為確定美國能源部對於特徵、事件和作用列表描述完整性的參考資料。

審查方法 2：篩選特徵、事件和作用的列表

檢查排除的特徵和作用，評估理由的充分性不包括基於場址描述、設計規格和廢棄物特性之每個特徵和作用。在評估過程中考慮資訊包括處置場、區域特徵、天然類比研究和處置場設計。

檢查美國能源部對於事件篩選理由，確定事件是否被適當定義。使用第 NUREG-1804 第二版雅卡山審查計畫之 2.2.1.2.2 節的審查結果進行本審查。對於那些低於監管機率標準的事件，評估美國能源部的排除理由(即判斷是否發生機率可以在技術上給予支持)，以評估美國能源部是否太狹窄地定義並不適當地排除這些事件。

查看用於篩選與地質相關的特徵、事件和作用的標準設計，以及工程障礙的退化，惡化或變動的功能評估，是基於產生合理最大限度曝露個體或放射性核種釋出到可及的環境之輻射曝露劑量大小和時間沒有顯著變化。評估美國能源部之分析或計算支持此篩選和使用邊界或代表性之估計結果。進行之獨立評估，使用

諸如全系統功能評估程式，確認美國能源部之特徵、事件和作用篩選之潛在結果。

審查方法 3：減少事件組合以形成情境分類

評估美國能源部對方法和技術基礎的描述，以確定情節案例的結果是否相互排斥及所有事件沒有從功能評估中被篩選出來。

審查方法 4：篩選情境分類

查看美國能源部使用的標準對功能評估進行篩選情境分類，他們的情節刪除對於產生合理最大限度曝露個體或放射性核種釋出到可及的環境之輻射曝露劑量大小和時間沒有顯著變化。評估美國能源部之分析或計算支持此篩選和使用邊界或代表性之估計結果。使用諸如全系統功能評估程式，確認美國能源部之特徵、事件和作用篩選之潛在結果。

評估美國能源部充分考慮耦合作用於篩選情境分類結果之估算過程。對於每個被篩選情境類別，評估相關的情境類別，以評核在先前排除情境分類之後是否產生狹義的情境類別定義。

檢查所排除的雅卡山處置場和支持技術基礎之情境分類，檢核過程考慮場址描述、設計規範和廢棄物特性。另外，在評估過程中考慮資訊包括處置場、區域特徵、天然類比研究和處置場設計。

使用第 NUREG-1804 第二版雅卡山審查計畫之 2.2.1.2.2 節的審查結果進行本審查。對於那些低於監管機率標準的事件，審查美國能源部對功能評估篩選情境分類的技術理由

2.2.1.2.1.3 接受準則

4 個接受準則：鑑定特徵、事件和作用的初始列表，篩選特徵、事件和作用的初始列表，減少特徵、事件和作用組合以形成情境分類，篩選情境分類。對於 10 CFR 63.114(e) and (f) 是否適當或能接受。

接受準則 1：鑑定特徵、事件和作用的初始列表

(1) 安全分析報告包含特徵、事件和作用的完整列表，與關於地質環境或工程障壁退化、惡化或變動(包括那些會影響天然障壁功能的作用)，對處置場潛在影響之所有特徵、事件和作用。列表須與場址特徵數據一致，且為周詳的特徵、事件和作用的完整列表，包括但不限於潛在的破壞性事件與有關火山活動(噴出和侵入);地震震動(高低幅度和罕見的大規模事件);構造演化(現有

斷層滑動並形成新的斷層);氣候變化(變化成沖積環境);和關鍵性。

接受準則 2：篩選特徵、事件和作用的初始列表

- (1)美國能源部已確認被排除有關地質環境或工程障壁退化、惡化或變動(包括那些會影響天然障壁功能的作用)之特徵、事件和作用;
- (2)美國能源部需對這些已被排除特徵、事件和作用提供理由。排除特徵、事件和作用的可接受理由係由法規規定，特徵、事件和作用的機率(通常為事件)低於監管標準;或省略特徵、事件和作用，產生合理最大限度曝露個體或放射性核種釋出到可及的環境之輻射曝露劑量大小和時間沒有顯著變化;
- (3)美國能源部為每個特徵、事件和作用提供充分技術基礎，排除在功能評估之外的特徵、事件和作用係由於法規、或特徵、事件和作用的機率低於監管標準;或省略特徵、事件和作用，產生合理最大限度曝露個體或放射性核種釋出到可及的環境之輻射曝露劑量大小和時間沒有顯著變化。

接受準則 3：減少特徵、事件和作用組合以形成情境分類

- (1)情境分類是相互排斥的、完整的、明確記錄的，和技術上可以接受。

接受準則 4：篩選情境分類

- (1)情境分類的篩選是全面的，明確記錄的且技術上可接受。
- (2)美國能源部充分考慮耦合作用於篩選情境分類結果之估算過程。情境分類不能先被狹義的排除;
- (3)從功能評估中篩選出的情境分類，在此基礎下需提出充分的理由說明依法規規定已明確地排除或違反已確定假設規定的情境分類;
- (4)從功能評估中篩選的情境分類，在此基礎下需提出充分的理由說明機率低於監管標準的情境分類。
- (5)從功能評估中篩選的情境分類，在此基礎下需提出充分的理由說明，省略特徵、事件和作用之後，產生合理最大限度曝露個體或放射性核種釋出到可及的環境之輻射曝露劑量大小和時間沒有顯著變化。

2.2.1.2.1.4 審查發現

滿足 10 CFR 63.114(e)及(f)的要求。(1)「安全分析報告」提供適當與地質環境或潛在影響處置場功能之工程障壁退化、惡化或變動相關的特徵、事件和作用之的初始列表(包括那些會影響天然障壁功能的作用)，(2)特徵、事件和作用的初

始列表已有適當的篩選，(3)特徵、事件和作用組合以形成情境分類已適當，(4)情境分類已經適當篩選。

2.2.1.2.2 情節分析與事件機率-鑑定事件的機率大於每年 10^{-8}

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.2.1.2.2.1 審查範圍

審查範圍：審查人員依據 10 CFR 63.21(c)(1)及(9)要求進行評估。

- (1) 定義為可能影響符合封閉後之功能標準，如斷層、地震活動、火成岩活動和關鍵性。
- (2) 每個事件可以機率表示以支持任務的技術基礎。
- (3) 概念模型評估或以事件機率考慮決定。
- (4) 計算事件機率的參數。
- (5) 計算事件機率的模型和參數的不確定性。

2.2.1.2.2.2 審查方法

5 個審查方法：事件定義、機率估算、機率模型支持、機率模型參數、事件機率的不確定性。

審查方法 1：事件定義

評估事件的定義(潛在有益或破壞性)是否明確適用於雅卡山處置場;對特定事件估計機率和事件定義在機率模型中具有一致性和適當地在模式內使用。

確認入侵和火山噴發事件的機率已分別估計。驗證斷層和地震的定義是從歷史記錄、古地震研究或地質分析中得出的。

審查方法 2：機率估算

評估適用於雅卡山的事件機率估計是否考慮過去的雅卡山天然類比的自然事件。評估機率估計是否與預定處置場系統的設計一致。評估美國能源部對未來可能性事件的解釋，其發生機率是可以理解。驗證未來火山事件機率估計已經考慮雅卡山的事件過去火山活動。

審查方法 3：機率模型支持

確認機率估算模型之技術理由適用於雅卡山處置場。驗證理由包括與詳細過程作用模式的結果相互進行比較，或與現場結果驗證比較，如合理類似的天然系統或適當的實驗室測試。確認替代建模方法，與可用數據和當前數據一致。

審查方法 4：機率模型參數

驗證參數是否適用計算事件機率，該數據來自雅卡山地區。驗證地震機率和斷層位移所使用的參數值，是來自雅卡山地區斷層和地震或適當的類比資料，確定參數變異性、精度和準確度的影響。如果不存在足夠的數據，請確認參數值和概念模型基於適當使用其他來源，如專家支援引用，使用 NUREG-1563(Kotra 等，1996)。

審查方法 5：事件機率的不確定性

對於適用於雅卡山處置場的事件，需驗證機率估計已充分識別和不確定性估算。確認已提供適當的技術基礎，包括機率值不確定性處理。對於機率分佈或範圍，確認該技術基礎已充分分析，該機率分佈或範圍已解釋不確定性之機率估計。[注意：雖然機率分佈或範圍可以包括機率每年低於 10^{-8} ，分佈範圍的平均值用於功能評估事件篩選。]

驗證評估斷層和地震活動對處置場的功能影響，包括地震頻率及相對較大的地面移動地震事件和斷層位移，以及高地震頻率但相對較小的地震或斷層位移事件反覆造成地面移動累積效應。

2.2.1.2.2.3 接受準則

5 個接受準則：事件是充分定義、適宜的技術基礎能支持未來事件之機率估算、機率模型支持、機率模型參數有被充分建立、事件機率的不確定性有被充分評估，對於 10 CFR 63.114(d)是否適當或能接受。

接受準則 1：事件是充分定義

- (1)事件或事件分類無未明確之定義，並且完整一致性使用於機率模型，估計每個事件或事件分類的機率；
- (2)分別計算入侵和火山噴發事件的機率。斷層和地震的定義來自歷史記錄、古地震研究或地質分析。關鍵事件是另外分開計算的。

接受準則 2：適宜的技術基礎能支持未來事件之機率估算

- (1)未來自然事件的機率已經考慮了過去自然事件模式，並考慮到可能的未來條件，以及處置場工程障壁系統和天然系統間相互作用。這些機率估計具體包括火山事件、斷層和地震事件、關鍵事件。

接受準則 3：機率模型支持

- (1)與詳細作用級模式和/或經驗觀察(例如，實驗室測試、現場測量或天然類比，包括雅卡山場區數據)輸出比較，驗證機率模型是否合理。特別：
- (a)對於低發生率的事件，美國能源部需提出機率模型與數據證明其適當性。模擬應該有更多的事件，提供合理的機率評估模型展示;
 - (b)美國能源部需證明機率模型產生的結果與發生時機和過去發生的特徵一致(例如位置和幅度大小);
 - (c)美國能源部之自然事件的機率模型與其他(例如，構造模型)、報告中評估的特徵、事件和作用具有一致的地質條件基礎

接受準則 4：機率模型參數有被充分建立

- (1)在機率模型中使用的參數在技術上是合理的，並已由美國能源部完成記錄。特別是：
- (a)機率模型的參數需限制來自於雅卡山地區和處置場工程系統的數據;
 - (b)美國能源部已建立參數之間合理一致的相關性;
 - (c)如果不存在足夠的數據，則參數值的定義和概念模型是基於適當使用其他來源，如專家支援建立適當的引導。

接受準則 5：事件機率的不確定性有被充分評估，對於 10 CFR 63.114(d)是否適當或能接受

- (1)機率值反映不確定性。特別：
- (a)美國能源部提供之機率值需提出技術基礎依據，並且該機率值估算需具有不確定性評估;
 - (b)機率值的不確定性需充分反映參數不確定度在模型結果範圍(即精度)和模型不確定性的影響，因為其影響過去事件的時間和幅度(即精度)。

2.2.1.2.2.3 接受準則

5 個接受準則：事件是充分定義、適宜的技術基礎能支持未來事件之機率估算、機率模型支持、機率模型參數有被充分建立、事件機率的不確定性有被充分評估，對於 10 CFR 63.114(d)是否適當或能接受。

2.2.1.2.2.4 審查發現

滿足 10 CFR 63.114(d)的要求。「安全分析報告」等提交的資料支持許可證申請，滿足 10 CFR 63.114(d)的要求。許可證申請係考慮那些在 10,000 年以上發

生至少有一次機會的事件。

2.2.1.3 模型精簡化

採用 14 種精簡模式來決定這些關鍵因子對隔絕廢棄物的重要性，根據這些模型在安全評估過程對風險的貢獻、場址特徵化的知識、工程設計、以及美國能源部申照審查。審查重點在了解對各種假設、模式與資料在功能評估中對安全功能的重要性。包含如下：

- (1) 工程障壁劣化
- (2) 工程障壁的力學破壞
- (3) 工程障壁與廢棄物接觸到的水量與水化學
- (4) 核種釋出率及溶解度限制
- (5) 氣候與入滲
- (6) 未飽和區流徑
- (7) 未飽和區核種傳輸
- (8) 飽和區流動路徑
- (9) 飽和區核種傳輸
- (10) 廢棄物包件之猛烈性破壞
- (11) 核種之氣體傳輸
- (12) 地下水核種濃度
- (13) 土壤中核種再分布
- (14) 生物圈特性

2.2.1.3.1 工程障壁材料之劣化

幕僚人員共計利用 14 個精簡模式分段來判定其符合 10 CFR 63.114 規範要求的程度。幕僚人員將以風險觀點，評估哪些模式對廢棄物的隔離功能是重要，因而對 14 個精簡模式評估必須有一致標準。

審查本節之精簡模式，須考慮美國能源部所依靠之工程障壁材料劣化程度去驗證其符合度。審查本節此一精簡模式，是針對多重障壁章節(2.2.1.1 節)之風險評估資訊來考慮。例如，如果能源部認為依靠工程障壁來提供延遲核種傳輸以使個人曝露於一合理的最大劑量值是重要的，則須對此一精簡模式進行詳細的審查。另一方面，如果能源部確認此一精簡模式對個人曝露劑量影響不重要，

則只對其邊界之假設進行簡化審查。此處提供的審查方法與接受準則是為了詳細審查，對有些簡化審查可能不需要。此處是利用 2.2.1.4 節之雅卡山審查計畫來驗證功能目的之符合程度。

2.2.1.3.1.1 審查範圍

這節是審查工程障壁材料在處置坑道內之劣化，審查者將依 10 CFR 63.21(c)(3)、(9)、(10)、(15)及(19)之要求審查此一有關工程障壁劣化精簡資訊。

工程障壁劣化之精簡概念，幕僚人員將以下述 2.2.1.3.1.2 節及 2.2.1.3.1.3 節之評估方法及接受準則，依以下六部分評估：

- (1) 關於與工程障壁劣化及基於能源部提供支持模型完整性的技術相關之工程障壁系統,水力學,地化學,熱等方面作用之描述，跨整體系統功能評估精簡概念；
- (2) 判斷整體系統功能評估精簡模式概念的數據與參數之充足程度；
- (3) 能源部使用於描繪數據不確定性與不確定性遍及於整體系統功能評估精簡概念之方法；
- (4) 能源部使用於描繪模式不確定性與不確定性遍及於整體系統功能評估精簡概念之方法；
- (5) 能源部使用於比較整體系統功能評估之產出與在過程階段模式之產出與經驗探討的方式；
- (6) 專家意見之使用。

2.2.1.3.1.2 審查方法

為審查工程障壁的劣化精簡概念，認識用於整體系統功能評估之模式，可以從高度複雜過程階段的模式到簡化的模式，姑且不論模式的複雜層級，評估模式須具的合適性。

審查方法 1：模式的完整性

檢查能源部執照申請說明有關設計特色、物理現象、與耦合作用，以及廢棄物包件的說明，與隔離高放射性核廢棄物的工程障壁系統特性。確定具備足夠技術基準以完成這些描述、及足夠技術結合他們於整體系統功能評估精簡應用於工程障壁劣化。

檢查能源部使用於整體系統功能評估精簡中工程障壁劣化模式之假設、技術基準、數據、模式，以與能源部其他相關精簡一致性。評估說明或技術基準是否提供透明與可追蹤的支持工程障壁劣化精簡模式概念。

評估能源部在廢棄物包件處置坑道、設計特色、物理現象、與耦合作用內之環境條件方面說明是否足夠，這些會影響到工程障壁的劣化。證實應用於工程障壁劣化整體系統功能評估精簡之條件與假設，與精簡內之數據前後一致。

確定能源部在工程障壁劣化整體系統功能評估精簡中，於整體精簡方式中有將邊界與初始條件予以累計。

檢查於整體系統功能評估精簡中，與工程障壁劣化之相關 FEP 如何。

評估能源部使用在選擇設計準則之技術基準，它可減輕任何潛在衝擊處置場性能之現場包件危險性，包括增加廢棄物包件再活耀的所有 FEP；所有配置等級及潛在核危險的配置；改變工程障壁劣化精簡模式之核種庫存與熱的情況。

證實能源部的審查有根據 NURED-1297 及 NUREG-1298 之規範(Altman, et al., 1988)，或其他可接受的方法。

審查方法 2：數據與模式的正當性

評估支持使用在概念模式、過程階段模式、及用於整體系統功能評估精簡中工程障壁劣化之其他概念模式參數之實驗數據與場址特性調查數據數充足性。

證實是否收集足夠數據予充分模擬劣化過程，以及是否足夠的地化、水力學、設計特性、熱作用特性予建立為工程障壁劣化精簡模式之整體系統功能評估的初始及邊界條件。例如，力學性質數據的範圍，應涵蓋預期溫度與微結構的狀況。腐蝕數據，應考慮適當的環境條件範圍，例如氯化物之濃度。

評估與確認使用在支持能源部為工程障壁劣化精簡模式之整體系統功能評估的數據，是基於適當的技術、且於考慮敏感性/不確定性分析時是充足的。

證實能源部驗證使用於推估工程障壁可能劣化過程之範圍的模式是充足的。

審查方法 3：數據的不確定性

評估使用在概念模式、過程階段模式、及用於整體系統功能評估精簡中工程障壁劣化其他概念模式之技術基準的參數值、假設範圍、機率分佈及邊界值。審查者應證實此一技術基準支持在功能評估中參數不確定性與變異性之處理。如果，於一方法中之參數不確定性與變異性採取保守值，審查者應證實此一導致風

險的保守估計值，且不可引起非預期的結果。亦即，保守代表某一方面之處置場行為，將減低整體之風險性；當參數範圍增大到數據可支持的範圍外，採用保守方法將會不適當的淡化所估計的風險。

檢查能源部使用在為劣化過程精簡之假設對廢棄物隔離不重要，並確認精簡中之參數，與其它用在決定工程障壁功能所採用值一致，以及用在整體系統功能評估中的初始與邊界條件。

證實是否收集足夠數據予充分模擬劣化過程，以及是否足夠的地化、水力學、設計特性、熱作用特性予建立為工程障壁劣化精簡模式之整體系統功能評估的初始及邊界條件。

確認能源部在工程障壁劣化精簡模式之使用參數值，是根據實驗室實驗、現場量測、天然類比或工業類比研究、在過程階段模擬研究、實施於對照於位於雅卡山未飽和帶之處置窖的相關環境所得。檢查能源部工程障壁劣化之試驗結果，並確認能源部提供足夠的模式。

評估能源部使用於組裝工程障壁的非破壞檢測方法，包含製造組裝缺陷的種類、尺寸、位置，因其可能因工程障壁材開始劣化而迅速導致比預期過早的破壞。

檢查工程障壁材製造缺陷的允許分佈之正當性，並評估能源部如何確保未能被檢測的缺陷對工程障壁功能之影響。

證實能源部適當地建立各參數間可能之統計相關性，否則須證實有足夠的技術基準或邊界論證而可忽略相關性。

評估能源部使用的方法有引用專家意見去定義參數值。

審查方法 4：模式的不確定性

評估能源部有使用其它概念模式為工程障壁劣化而發展整體系統功能評估精簡。檢查模式的參數滿足於場址特性調查數據、實驗室試驗、現場量測、及在過程階段模擬研究。

哪裡適合採用其它整體系統功能評估模式，去評估能源部的工程障壁劣化精簡，包括廢棄物包件腐蝕。

評估概念模式不確定性之處理有考慮到場址特性調查數據、實驗室實驗、現場量測、天然類比資訊、及在過程階段的模擬研究。如果採用一個保守模式去處理概念模式的不確定性，則審查者應證實此一選定的概念模式：(1)相對於其它概

念模式是保守，(2)導致保守估計且不可引起非預期的結果(即保守代表某一方面之處置場行為，將減低整體之風險性估計)。

檢查分析工程障壁材劣化之數學模式。檢查與評估排除其它概念模式的根據及其數學模式的限制與不確定性。

審查方法 5：模式的支持

評估從工程障壁劣化精簡的產出結果，比較於綜合實驗室腐蝕試驗數據、與現場量測數據、以及在過程階段模擬研究之數據。評估其敏感性分析以支持於整體系統功能評估之工程障壁劣化精簡。

利用詳細的劣化過程模式去評估整體系統功能評估之工程障壁劣化精簡。實務上，如果選定能源部部分工程障壁劣化之精簡，使用其它方式去評估整體系統功能，並確定其對處置場功能之影響性。比較能源部的精簡結果，接近於相仿的類比系統,工業經驗,實驗之結果。

評估證據以證明所採用的模式，絕不可能低估工程障壁因腐蝕或其它劣化過程之實際劣化與破壞。

在發展模式的支持證據中，證實工程障壁材劣化之數學模式是基於相同環境參數、材料因素、假設、並接近相仿的類比系統,工業經驗,實驗研究之結果。

檢查能源部建構與試驗其數學與數值模式的步驟。

使用其它整體系統功能評估模式，去評估能源部之敏感性與邊界分析，已確認能源部的有採用符合現場調查、實驗室試驗數據、工業及天然類比系統研究之數據範圍。

2.2.1.3.1.3 接受準則

以下接受準則是根據滿足於規範 10 CFR 63.114 (a)-(c)及(e)-(g)等有關工程障壁劣化精簡模式之要求。美國核管會幕僚人員須應用下列接受準則，依照能源部建立之風險等級執照申請。

接受準則 1：系統描述與模式完整是足夠。

- (1) 整體系統功能評估中，結合足夠的重要設計特色、物理現象、耦合作用、並適用一致且適當的假設於工程障壁精簡劣化的整個過程。
- (2) 工程障壁精簡劣化的評估所使用的假設、技術基準、數據、與模式是適切與能源部相關精簡的一致。例如，使用於工程障壁精簡劣化的假設與接觸廢棄

物包件的水量與水化學及廢棄物形式一致；氣候與滲透；廢棄物包件的力學瓦解。支持工程障壁劣化精簡之描述與技術基準是透明且可以追蹤的。

- (3) 工程障壁、設計特色、劣化過程、物理現象、耦合作用等可能影響工程障壁劣化的描述是足夠的。例如，建構工程障壁的材料與方法被納入，及各類劣化過程諸如均勻與局部腐蝕、應力腐蝕破裂、微生物影響的腐蝕、電流交互作用、氫萃化、製造過程溫度老化、與相穩定性等等因素均被考慮在內。
- (4) 於整體系統功能評估精簡中之邊界與初始條件是延續於整個精簡各方法內。例如，使用於工程障壁精簡劣化的條件與假設，均與接觸廢棄物包件的水量與水化學及廢棄物形式一致；氣候與滲透；廢棄物包件的力學瓦解之假設一致。
- (5) 於整體系統安全評估精簡中，有提供充分的技術基準以包含相關工程障壁劣化的 FEP。
- (6) 提供充分的技術基準，以在選擇設計條件使減輕任何潛在衝擊處置場性能之現場包件危險性，包括增加廢棄物包件再活耀的所有 FEP；始減低處置場功能中，對現地廢棄物包件衝擊之危險性，包括增加廢棄物包件活要性的所有 FEP，所有配置等級及潛在核危險的配置；改變工程障壁劣化精簡模式之核種庫存與熱的情況。
- (7) NUREG-1297 及 NUREG-1298 中的準則，或其它可接受規範是被採用的。

接受準則 2：證明模式之數據是充足的。

- (1) 可利用於工程障壁劣化之參數足夠判斷(例如，實驗室腐蝕試驗、處置坑尺度的場址數據、工業應用經驗、其它非特定對象試驗成果等等)。能源部描述這些數據如何使用、解釋、與適當的綜合入參數值。
- (2) 已為工程組件、設計特色、與天然系統中收集充足的數據，以建立工程障壁劣化精簡模式之初始與邊界條件。
- (3) 使用於工程障壁劣化(例如，一般或局部腐蝕、微生物影響的腐蝕、電流交互作用、氫萃化與相穩定性)之精簡模式的數據是根據實驗室量測、特定場址量測、天然類比/天然類比研究、及設計複製 Yucca Mountain 場址可能發生的狀況之試驗。在適當性分析敏感性或不確定性時，使用於支持能源部整體系統功能評估精簡足夠去決定可能的需要額外資料。

- (4) 對工程障壁功能可能是重要的過程之劣化模式是足夠的。例如，能源部模式考慮了工程障壁的可能劣化，包括由於均勻與局部腐蝕、應力腐蝕破裂、微生物影響的腐蝕、電流交互作用、氫萃化、製造過程溫度老化、與相穩定性。

接受準則 3：數據不確定性是被描述的及遍及於整個精簡模式。

- (1) 模式使用的參數值、假設範圍、可靠性分佈、及或邊界假設，技術上是有正當理由的、合理考慮不確定性與變異性、不可能導致低估風險性。
- (2) 對工程障壁功能有重要影響之劣化過程，能源部提供適當的參數，其技術是基於實驗室驗、現場量測、工業類比、及在過程階段模擬研究，在類似於廢棄物包件於處置坑之環境條件。能源部在實驗室與現場試驗也驗證了預測工程障壁劣化的能力。
- (3) 使用於概念與過程階段之工程障壁劣化模式的參數選定，可用以預計於處置場狀況、假設範圍與可靠度分佈不可能低估工程障壁真正腐蝕劣化及破壞。
- (4) 能源部使用適當的非破壞檢測方法去檢查製造工程障壁，以確認製造缺陷的型式、大小與位置，這些可能在工程障壁開始劣化時迅速破壞。能源部具體說明與判斷工程障壁內允許的製造缺陷分佈，並確定檢測不到的缺陷對工程障壁功能之影響。
- (5) 當沒有充足數據時，能源部採取的參數值與概念模式，須是適當利用其它來源，例如是依 NEREQ-1563 的專家建議值。如果以其它方法，能源部應適當地判斷他們的使用。

接受準則 4：模式不確定性是被描述的及遍及於整個精簡模式。

- (1) 其它模擬 FEP 方法已被考慮且符合可用的數據及現今科學認知，其分析結果與限制也已適當考慮於本精簡模式。
- (2) 概念模式不確定性之考慮與場址特性調查數據、實驗室驗、現場量測、自然類比、以及在過程階段模擬研究之數據一致；概念模式不確定性之處理不可導致低估風險性。
- (3) 能源部使用其它符合可用的數據及現今科學認知的模擬方法，且經由對模擬過程敏感之試驗與分析，評估其模式結果與其限制。例如，工程障壁之均勻腐蝕、局部腐蝕與應力腐蝕破裂等過程，能源部考慮以其它方法模擬，以瞭解環境條件與材料因素對劣化過程之重要性。

接受準則 5：精簡模式產出結果被客觀比較所支持。

- (1) 在這對整體系統功能評估精簡模式，提供的模式補充結果與從詳細過程階段模式或經驗觀察(實驗室與現場試驗，及或自然類比)一致；
- (2) 具有足夠代表性計算工程障壁壽命之腐蝕數值模式，其中已考慮預期長期行為中的不確定性、條件的範圍(包含殘餘應力)、及工程障壁製造過程之變異性(包括焊接)。
- (3) 有充分證據，顯示評估功能的模式不可能低估工程障壁因為腐蝕或其它劣化過程之實際劣化與破壞。
- (4) 工程障壁劣化的數學模式是基於相同的環境參數、材料因素、假設、並接近相仿的類比系統或工業應用,與實驗研究。
- (5) 利用接受的與具良好證明的程序，去建構及試驗模擬工程障壁化學環境與工程障壁材劣化之數值模式。
- (6) 經敏感度分析與邊界分析可提供支持本工程障壁劣化精簡模式，其範圍涵蓋場址數據、現場或實驗室實驗與試驗、工業類比。

2.2.1.3.1.4 審查發現

如果，執照申請可提供充分的資訊，且滿足在 2.2.1.3.1.3 節之接受準則，則幕僚人員就推斷幕僚人員評估的部分是可接受的。評審人員，則為整個執照申請撰寫適合包含於安全評估之報告資料。這報告包括一個摘要陳述審查了甚麼、為何審查發現提議可接受。幕僚人員可提供審查證明文件如下：

美國核能管制委員會幕僚人員已審查安全分析報告及支持執照申請的其它資訊，依據功能評估中工程障壁材之劣化精簡模式，以合理考察，發現已滿足 10 CFR 63.114 規範之要求。特別，核管會幕僚人員發現：

- (1) 已使用從場址及鄰近地區的適當的數據、使用合適不確定性與變異性的參數值及其它概念模式，滿足 10 CFR 63.114(a)-(c)規範要求。
- (2) 特定的 FEP 已包含於分析中，已提供適當的技術基準以包含或排出各類情況，滿足 10 CFR 63.114(e)規範要求。
- (3) 特定的劣化、惡化、改變過程已包含於分析，並考慮它們對每年劑量之影響。已提供適當的技術基準以包含或排出各類情況，滿足 10 CFR 63.114(f)規範要求。

(4) 已提供足夠的技術基準於使用模式進行功能評估，滿足 10 CFR 63.114(g)之規範要求。

2.2.1.3.2 工程障壁之力學破壞

工程障壁之力學破壞定義為:工程障壁由於人為或自然的外部事件而部分或整體破壞，即刻或最終導致其設計使用年限或性能之降低，而致核種外洩。例如，落石可能引起廢棄物容器破裂，或撞凹容器而加速其腐蝕，使其破壞比正常情況快速。

審查本節之精簡模式，須考慮美國能源部所依靠工程障壁力學破壞之程度，去驗證其符合度。審查本節此一精簡模式，是針對多重障壁章節(2.2.1.1 節)之風險評估資訊來考慮。例如，如果能源部認為依靠工程障壁來提供延遲核種傳輸以使個人曝露於一合理的最大劑量值是重要的，則須對此一精簡模式進行詳細的審查。另一方面，如果能源部確認此一精簡模式對個人曝露劑量影響不重要，則只對其邊界之假設進行簡化審查。此處提供的審查方法與接受準則是為了詳細審查，對有些簡化審查時可能不需要。此處是利用 2.2.1.4 節之雅卡山審查計畫，來驗證功能性目的之符合程度。

2.2.1.3.2.1 審查範圍

這節是審查工程障壁之力學破壞，審查者將依 10 CFR 63.21(c)(1)-(3)、(9)、(10)、(15)及(19)之要求審查此一有關工程障壁力學破壞資訊。

工程障壁劣化之精簡概念，幕僚人員將以下述 2.2.1.3.2.2 節及 2.2.1.3.2.3 節之評估方法及接受準則，依以下六部分評估：

- (1) 關於與工程障壁在地質與工程方面的力學破壞及其技術描述，是基於能源部所提供支持模型完整性橫跨整體系統性能評估精簡概念；
- (2) 判斷整精簡模式概念的數據與參數之充足程度；
- (3) 能源部使用於描繪數據不確定性與不確定性遍及於整體系統功能評估精簡概念之方法；
- (4) 能源部使用於描繪模式不確定性與不確定性遍及於整體系統功能評估精簡概念之方法；
- (5) 能源部使用於比較整體系統功能評估之產出與在過程階段模式之產出與經驗探討的方式；

(6) 專家意見之使用。

2.2.1.3.1.2 審查方法

為審查工程障壁的力學破壞概念，認識用於整體系統功能評估之模式，可以從高度複雜過程階段的模式到簡化的模式，姑且不論模式的複雜層級，評估模式須具的合適性。

審查方法 1：模式的完整性

檢查能源部執照申請說明有關包含在工程障壁精簡中力學破壞之設計特色、物理現象、與其耦合作用。確定具備足夠技術基準以完成這些描述、及足夠技術結合他們於整體系統功能評估精簡應用於工程障壁力學破壞。

評估在可能影響工程障壁力學破壞的設計特色、物理現象、與其耦合作用之說明是否足夠。證實應用於整體系統功能評估工程障壁力學破壞之條件與假設，與精簡內之數據前後一致。

檢查能源部使用於整體系統功能評估精簡中工程障壁力學破壞之假設、技術基準、數據、模式，以與能源部其他相關精簡一致性。評估說明或技術基準是否提供透明與可追蹤的支持工程障壁力學破壞精簡概念。

確定能源部在工程障壁力學破壞整體系統功能評估精簡中，於整體精簡方式中有將邊界與初始條件予以累計。

檢查於整體系統功能評估精簡中，與工程障壁力學破壞之相關 FEP 如何。

評估能源部之結論是依據對工程障壁完整性之關鍵瞬間衝擊性。

證實能源部的審查有根據 NURED-1297 及 NUREG-1298 之規範(Altman, et al., 1988)，或其他可接受的方法。

審查方法 2：數據與模式的正當性

評估使用在概念模式、過程階段模式、及其他概念模式於整體系統功能評估精簡中工程障壁力學破壞之地質與工程數據的充足性。評估使用在工程障壁力學破壞之物理現象、與耦合作用、地質及工程上等數據之依據。這依據包括技術組合，例如實驗室實驗、場址現地量測、天然類比研究、過程階段模式探討、專家意見。

證實已收集足夠數據予以特徵化自然系統之地質、工程材料、及初始製造缺陷等，去建構評估工程障壁力學破壞精簡之初始及邊界條件。

評估與確認使用在支持能源部為工程障壁力學破壞精簡模式之整體系統功能評估的數據，是基於恰當的技術、且考慮於敏感性/不確定性分析是充足的。評估在進行敏感性分析時額外數據的需求。

證實能源部使用驗證工程障壁之力學破壞事件模式是充足的。

審查方法 3：數據的不確定性

評估用於整體系統功能評估精簡中，使用在概念模式、過程階段模式、及其他概念模式工程障壁力學破壞的參數值、假設範圍、機率分佈及邊界值之技術依據。審查者應證實此一技術基準可支持在功能評估中參數不確定性與變異性之處理。如果，於一方法中之參數不確定性與變異性採取保守值，審查者應證實此一導致風險的保守估計值，不可引起非預期的結果。亦即，保守代表某一方面之處置場行為，將減低整體之風險性；當參數範圍增大到數據可支持的範圍外，採用保守方法將會不適當的淡化所估計的風險。

評估能源部使用於過程階段模式，代表雅卡山處置場處置窖力學破壞事件之正當性。證實能源部之參數足夠包括表雅卡山場址數據，例如不會低估影響工程障壁完整性力學破壞事件。確認能源部在力學破壞事件概念模式之選用參數是與在雅卡山觀察的徵特範圍一致。

證實能源部適當地建立各參數間可能之統計相關性，否則須證實有足夠的技術基準或邊界論證而可忽略相關性。

評估能源部使用的方法有引用專家意見去定義參數值。

審查方法 4：模式的不確定性

評估能源部在發展這精簡中，有為工程障壁力學破壞使用其它概念模式。檢查模式的參數滿足於場址特性調查數據、實驗室試驗、現場量測、天然類比及在過程階段模擬研究，並評估它們的一致性。

哪裡適合採用其它整體系統功能評估模式，去評估能源部的工程障壁力學破壞精簡。

評估概念模式不確定性之處理，有考慮到場址特性調查數據、實驗室實驗、現場量測、天然類比資訊、及在過程階段的模擬研究。如果採用一個保守模式去處理概念模式的不確定性，則審查者應證實此一選定的概念模式：(1)在符合可用之數據及依現在科學理解之下，相對於其它概念模式是否保守，(2)導致的保守估

計，且不可引起非預期的結果(即保守代表某一方面的處置場行為，減低整體之風險性估計)。

檢查分析工程障壁力學破壞之數學模式。檢查與評估排除其它概念模式的根據及其數學模式的限制與不確定性。

審查方法 5：模式的支持

評估從工程障壁力學破壞精簡的產出結果，比較於綜合場址特性調查數據、實驗室試驗、在過程階段模擬研究、與現場量測、以及天然類比研究數據。

利用詳細的地質與工程過程模式去評估整體系統功能評估精簡之工程障壁力學破壞。實務上，如果選定能源部部分工程障壁力學破壞之精簡，使用其它方式去評估整體系統功能，並確定其對處置場功能之影響性。比較能源部的精簡結果，接近於相仿的天然類比系統或實驗系統。

檢查能源部建構與試驗其數學與數值模式的步驟。

使用其它整體系統功能評估模式，去評估能源部之敏感性與邊界分析，並確認能源部有採用符合現場調查數據、實驗室試驗、天然類比研究之數據範圍。

2.2.1.3.2.3 接受準則

以下接受準則是根據滿足於規範 10 CFR 63.114 (a)-(c)及(e)-(g)等有關工程障壁力學破壞精簡模式之要求。美國核管會幕僚人員須應用下列接受準則，依照能源部建立之風險等級執照申請。

接受準則 1：系統描述與模式完整是足夠。

- (1) 整體系統功能評估中，結合足夠的重要設計特色、物理現象、耦合作用、並使用一致且適當的假設於工程障壁精簡力學破壞的整個過程；
- (2) 在設計特色、物理現象、耦合作用等可能影響工程障壁力學破壞的地質與工程方面的描述足夠。例如，建造工程障壁組件所使用的材料、環境因素(例如溫度、水化學、濕度、輻射性等)對這些材料之影響、評估這些材料功能能力之力學破壞過程及其破壞準則。在工程障壁力學破壞精簡中之狀況與假設，均經確認並與描述數據一致；
- (3) 工程障壁力學破壞精簡所使用的假設、技術基準、數據、與模式是適切並與能源部相關精簡一致。例如，使用於工程障壁力學破壞之假設與工程障壁精簡劣化的假設(2.2.1.3.1 節)一致。支持工程障壁力學破壞精簡之描述與技術

基準是透明且可以追蹤的；

- (4) 使於整體系統功能評估力學破壞精簡中之邊界與初始條件是延續於整個精簡各方法內；
- (5) 於此精簡中，有提供充分的數據與技術基準去評估 FEP 的程度；
- (6) 根據工程障壁完整性之關鍵明顯衝擊性之結論是有正當理由的；
- (7) NUREG-1297 及 NUREG-1298 中的準則，或其它可接受規範是被採用的。

接受準則 2：證明模式之數據是充足的。

- (1) 執照申請中使用於工程障壁力學破壞之地質與工程參數值是足夠判斷的。提供足夠有關這些數據如何使用、解釋、與適當綜合入參數的描述；
- (2) 已收集充足的天然系統的地質、工程材料、與初始製造缺陷數據，以建立工程障壁力學破壞精簡之整體功能評估的初始與邊界條件；
- (3) 使用於整體系統功能評估精簡中，有關天然系統的地質、工程材料、與初始製造缺陷之數據是根據恰當的技術。此等技術包括實驗室實驗、特定場址量測、天然類比研究、過程階段模式探討。在適當性分析敏感性或不確定性時，使用於支持能源部整體系統功能評估精簡足夠去決定可能的需要額外資料；
- (4) 對工程障壁力學破壞之模式是足夠的。例如，這些模式考慮了延長曝露於處置窖之預期環境、非特別為雅卡山場址設計或執行的材料試驗結果、工程障壁組件的製造瑕疵。

接受準則 3：數據不確定性是被描述的及遍及於整個精簡模式。

- (1) 模式使用的參數值、假設範圍、可靠性分佈、及或邊界假設，技術上是有正當理由的、合理考慮不確定性與變異性、不可能導致低估風險性；
- (2) 在過程階段模式中，模擬在雅卡山處置窖之力學破壞事件是足夠的。參數值可滿足限制在雅卡山場址數據，以使工程障壁完整性之力學破壞事件作用不被低估。在概念模式中，力學破壞事件的參數與在雅卡山觀察特性之範圍一致；
- (3) 在概念模式、過程階段模式、與其他於發展工程障壁力學破壞評估精簡中所考慮的概念模式之參數不確定性均足具代表性；
- (4) 當沒有充足數據時，能源部採取的參數值與概念模式，須是適當利用其它來源，例如是依 NEREQ-1563 的專家建議值。如果以其它方法，能源部應適當地判斷他們的使用。

接受準則 4：模式不確定性是被描述的及遍及於整個精簡模式。

- (1) 其它模擬 FEP 方法已被考慮且符合可用的數據及現今科學認知，其分析結果與限制也已適當考慮於本精簡模式；
- (2) 概念模式不確定性之考慮與場址特性調查數據、實驗室實驗、現場量測、天然類比資訊、以及在過程階段模擬研究之數據一致；概念模式不確定性之處理不可導致低估風險性；
- (3) 能源部使用其它符合可用的數據及現今科學認知的恰當模擬方法，且經由對模擬過程敏感之試驗與分析，並評估其模式結果與其限制。

接受準則 5：精簡模式產出結果被客觀比較所支持。

- (1) 在這對整體系統功能評估精簡模式，提供的模式補充結果與從詳細過程階段模式或經驗觀察(實驗室與現場試驗，及或自然類比)一致；
- (2) 工程障壁力學破壞精簡的產出合理反映相對於過程階段之模擬、經驗觀察；
- (3) 利用科學界可接受的良好證明程序，所建構及測試數學與數值模式，去模擬工程障壁的力學破壞；
- (4) 經敏感度分析與邊界分析可提供支持整體系統功能評估中工程障壁力學破壞精簡模式，其範圍涵蓋場址數據、現場或實驗室實驗與試驗、天然類比研究。

2.2.1.3.2.4 審查發現

如果，執照申請可提供充分的資訊，且滿足在 2.2.1.3.2.3 節之接受準則，則幕僚人員就推斷幕僚人員評估的部分是可接受的。評審人員，則為整個執照申請撰寫適合包含於安全評估之報告資料。這報告包括一個摘要陳述審查了甚麼、為何審查發現提議可接受。幕僚人員可提供審查證明文件如下：

美國核能管制委員會幕僚人員已審查安全分析報告及支持執照申請的其它資訊，依據功能評估中工程障壁材之力學破壞精簡模式，以合理考察，發現已滿足 10 CFR 63.114 規範之要求。特別，核能管制委員會幕僚人員發現：

- (1) 分析中已使用從場址及鄰近地區的適當的數據、使用合適不確定性與變異性的參數值及其它概念模式，滿足 10 CFR 63.114(a)-(c)規範要求。
- (2) 特定的 FEP 已包含於分析中，且已提供適當的技術基準以包含或排除各類情況，滿足 10 CFR 63.114(e)規範要求。
- (3) 特定的劣化、惡化、改變過程已包含於分析，並考慮它們對每年劑量之影響。

已提供適當的技術基準以包含或排除各類情況，滿足 10 CFR 63.114(f)規範要求。

- (4) 已提供足夠的技術基準於使用模式進行功能評估，滿足 10 CFR 63.114(g)之規範要求。

2.2.1.3.3 工程障壁與廢棄物接觸到的水量與水化學

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.2.1.3.3.1 審查範圍

審查人員依據 10 CFR 63.21(c)(1) - (4)、(9)、(10)、(15)及(19)要求進行評估。

- (1) 美國能源部所提供針對地質、水文與地球化學在工程障壁與廢棄物接觸到的水量與水化學描述及技術基礎，用以支撐模式整合在全系統安全評估的精簡。
- (2) 用以論證模式精簡的資料與參數是否充足。
- (3) 美國能源部用來特徵化資料不確定性的方法，以及誤差在模式精簡過程的傳遞。
- (4) 美國能源部用來特徵化模式不確定性的方法，以及誤差在模式精簡過程的傳遞。
- (5) 美國能源部採用來比較全系統安全審查發現、作用層級(process-level)的模式輸出及以經驗研究(empirical studies)的成果。
- (6) 採用專家引進(expert elicitation)。

2.2.1.3.3.2 審查方法

5 方法：模式整合、資料與模式論證、資料不確定性、模式不確定性、模式支援。

審查方法 1：模式整合

- (1) 檢驗設計功能的描述(包括屏壁滲水、回填、廢棄包裝、位移設計和支撐、熱負載和其他設計的屏障組件)；相應的物理特徵、物理現象和耦合作用，以及未飽和區的地質、水文、地球化學和地質力學方面的描述，包括工程障壁與廢棄物接觸到的水量與水化學的模式精簡。並評估這些描述的技術基礎是充足的，能整合在全系統功能評估並能代表工程障壁與廢棄物接觸到的水量與水化學的模型。
- (2) 評估能否描述水文、地質，地球化學，設計特徵，物理現象和耦合，可能會

影響工程障壁與廢棄物接觸到的水量與水化學是足夠的。驗證條件、假設和技術基礎，用於工程障壁與廢棄物接觸到的水量與水化學的模型精簡，與其他美國能源部相關的模型精簡一致。

- (3) 驗證重要設計特徵，如廢料包裝設計和材料選擇，回填，屏壁滲水，地面支撐，熱負荷策略和退化過程，能被包括在工程障壁與廢棄物接觸到的水量與水化學模型以能確定計算的初始和邊界條件。
- (4) 檢驗空間和時間的精簡，以驗證它們是否適當地解決物理耦合(熱-水-力-化)。
- (5) 評估地質、水文、地球化學和地質力學的技術基礎描述，並將其納入全系統功能評估之熱-水-力-化學耦合效應的模型精簡。確認用於建模假設和近似值的技術基礎已經文件化記錄且足夠。評估這些描述與技術基礎是透明可追溯來支持這些精簡模型。
- (6) 評估工程障壁與廢棄物接觸到的水量與水化學模型精簡，對於廢棄物包件之置放位移，和工程障壁與接觸廢料體內部被破壞處，確認其合理限制在環境條件預期的範圍。
- (7) 評估具有廢棄物包覆設計的詳細信息和其他工程特徵之工程障壁與廢棄物接觸到的水量與水化學的模型精簡一致性。
- (8) 評估與工程障壁與廢棄物接觸到的水量與水化學有關的 FEPs 有包含在全系統安全評估的精簡。
- (9) 驗證在熱水文試驗和實驗中觀察到的過程，對全系統功能評估模型精簡具有重要意義。
- (10) 驗證美國能源部分析廢棄物盛裝容器腐蝕之方法(雅卡山審查計畫第 2.2.1.3.1 節)，能決定工程障壁與廢棄物接觸到的水量與水化學模型分析。評估處理 pH 和碳酸鹽濃度等參數，以及廢棄物包裝腐蝕對工程障壁與廢棄物接觸到的水量與水化學的影響。
- (11) 評估放置位移以及篩選這些事件的相關技術基礎，有關內部關鍵性或外部至封裝關鍵性的模型精簡。
- (12) 確認如果任一事件都包含在全系統功能評估中，美國能源部使用可接受的技術基礎來選擇設計標準減輕封裝內部臨界對處置場功能的潛在影響；識別可能會增加系統內部廢棄物包覆的反應性的特徵、事件和作用；識別對於潛

在核臨界的配置分類；熱條件變化和工程障壁退化已包含在工程障壁與廢棄物接觸到的水量與水化學的模型精簡。

- (13) 驗證美國能源部的審查是否符合 NUREG-1297 的指導和 NUREG-1298(Altman et al., 1988a, b)，或對於使用替代方法作成可接受的案例。

審查方法 2：資料與模式論證

- (1) 評估資料是否足夠支持工程障壁與廢棄物接觸到的水量與水化學的模型精簡之概念模式、作用層級模式、替代概念模式。評估基本數據是否與技術結合，如試驗室實驗、特定場址的現場量測、天然類比研究、作用層級模式研究和專家引進。評估如何使用數據、解釋和合成為參數。評估這些描述與技術基礎是透明可追溯來支撐這些精簡模型。檢查並確認充分性，透明度和可追溯性的數據支持技術基礎特徵、事件和作用，與工程障壁與廢棄物接觸到的水量與水化學已被納入整體系統的模型精簡。
- (2) 驗證是否收集關於天然系統和工程材料特徵，並影響滲流、流動和工程障壁化學環境和放射性核種釋出的化學環境之足夠數據，以建立熱-水-力-化學耦合作用概念模型之初始和邊界條件。
- (3) 驗證美國能源部是否已經使用熱-水文試驗的結果，以識別重要流程並建立處置場條件的溫度範圍以開發其數學模型。驗證數據是否足以支持熱-水文概念模型。
- (4) 評估屏壁滲水、廢棄物包覆、廢料體與水接觸的概念方法之數據是否充足。
- (5) 檢查微生物潛在影響工程障壁化學環境和放射性核種釋出的化學環境之分析數據是否充足。確認數據足以確定支持微生物影響腐蝕的可能性和微生物增強高放射性廢棄物玻璃形式的溶解度。

審查方法 3：資料不確定性

- (1) 評估工程障壁與廢棄物接觸到的水量與水化學模型在全系統安全功能評估中之概念模式、作用模式與替代概念模式所使用參數值、假設範圍、機率分布、限值之技術基礎。
- (2) 確認參數值是從特定場址試驗和現場實驗所得的技術數據。根據需要性，評估參數值和範圍是從天然類比研究或作用層級模式納入至工程障壁與廢棄物接觸到的水量與水化學之模型精簡所得。

- (3) 評估工程障壁與廢棄物接觸到的水量與水化學模型之熱-水-力-化耦合影響的初始和邊界條件值，與提出的數據一致。必要時與美國能源部對於整體系統功能評估已建立參數與輸入值之間進行相關性檢查確認。
- (4) 評估美國能源部對不確定性和變異性的參數評估。確認美國能源部將參數不確定性和時空變異性對熱-水-力-化耦合效應之影響，有被包含在參數範圍內。
- (5) 如果封裝內關鍵性或外部到封裝已含括在全系統功能評估，需審查美國能源部使用的方法和參數以計算有效的中子倍增因子。
- (6) 確認美國能源部合適的建立參數間可能的統計相關性。並確認被忽略的相關性有提供合適的技術基礎或限值論證評估方法。。
- (7) 評估美國能源部對於參數不確定性、模式精簡所使用方法有實施專家引進，並根據 Kotra et al.(1996)的指導方針。

審查方法 4：模式不確定性

- (1) 驗證美國能源部是否考慮適合的替代概念模型。檢查替代概念模型的基礎，已考慮工程障壁與廢棄物接觸到的水量與水化學之模型精簡，以及所選模型的局限性和不確定性。評估在最終分析中沒有考慮到替代建模方法的討論，以及所選模型的限制和不確定性。評估所選模型可用數據的一致性。
- (2) 評估概念模型不確定性有用到場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比與作用層級模式研究。如果採用保守模式作為解決概念模型不確定性的方法，審核人員應驗證選擇的概念模型：(i)是保守的，相對替代概念模式是和可取得資料及目前科學理解具一致性。(ii)結果之保守估計風險，且未造成非故意(unintended)的結果。
- (3) 評估美國能源部關於模型不確定性對功能評估影響的結論。
- (4) 審查美國能源部有關不同的替代概念模型熱-水-力-化耦合作用所考慮的方法。
- (5) 確認美國能源部已經提供足夠的論證示範，包括放射性曝露對合理最大限度曝露個體之影響，和替代概念模型熱-水-力-化耦合作用下之放射性核種釋出至環境之影響。

審查方法 5：模式支援

- (1) 評估工程障壁與廢棄物接觸到的水量與水化學模型精簡的輸出。比較此輸出

結果與組合適當之場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比資料。

- (2) 檢核熱-力分析中使用的解析和數值模型與特定場址或天然類比之數據一致性。評估水文特性的預測變化，以及由熱-力作用下產生的變化幅度和分佈，與地下設施之熱-力分析結果具有一致性。
- (3) 檢核耦合作用對工程障壁與廢棄物接觸水量與水化學影響所精簡之數學模型輸出，與基於近場環境、現場數據和現場觀測之天然變化，及預期的工程材料屬性所推論之概念模型輸出具有一致性。檢查模型精簡結果的使用，和比較數學模型判斷結果的穩健性。評核敏感度分析的可接受性，以支持全系統功能評估之工程障壁與廢棄物接觸水量與水化學的模型精簡。在實際應用中，評核美國能源部使用替代全系統功能評估所選擇的模型精簡，並評估工程障壁與廢棄物接觸水量與水化學對處置場之影響。

2.2.1.3.3.3 接受準則

5 條件：系統描述與模式整合為適當；數據對於模式證明是足夠的；資料的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞；模式的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞；模式精簡的輸出可以由目的之比較得到支持。

接受準則 1：系統描述與模式整合為適當

- (1) 全系統功能評估充分整合來自於，重要的設計特徵、物理現象與耦合，且在工程障壁與廢棄物接觸水量與水化學精簡過程使用一致與合適假設。
- (2) 工程障壁與廢棄物接觸水量與水化學之精簡假設、技術基礎、資料與模式是合適的且與美國能源部其他精簡一致。例如工程障壁與廢棄物接觸水量與水化學精簡的假設與工程障壁的退化、工程障壁的力學崩裂、核種釋放率及溶解限值、氣候與入滲、未飽和區及飽和區流徑的精簡一致。評估這些描述與技術基礎是透明可追溯來支持這些精簡模型。
- (3) 重要設計特徵，如廢料包覆設計和材料選擇、回填、屏壁滲水、地面支撐、熱負荷策略和退化過程，能被包括在工程障壁與廢棄物接觸到的水量與水化學模型以能確定計算的初始和邊界條件。
- (4) 空間和時間的精簡，以驗證它們是否適當地解決物理耦合(熱-水-力-化)。例如美國能源部評估熱-水-力-化作用造成屏壁滲水之潛在影響。
- (5) 為全系統功能評估之假設和近似值提供足夠的技術基礎和理由，以用於熱-水

-力-化學耦合效應對於滲漏和流動、廢料包覆的化學環境和放射性核種釋出的化學環境之模擬，水流分布對於工程障壁與廢棄物接觸的水量之影響，與所有相關的模式精簡具有一致性的描述。

- (6) 包覆廢棄物置放位移、廢料包覆已破壞之內部處、接觸廢料體之環境條件預期範圍，與這些條件隨著時間變化的演變能被鑑定。這些範圍可以被發展，包括：(i)屏壁滲水和回填對水量和化學成分的影響(例如，潛在凝結形成和從屏壁底部滲出)；(ii)工程障壁退化和廢料體溶解的促進條件；(iii)不規則的濕和乾循環作用；(iv) γ -輻射分解；和(v)滲透至工程障壁的分佈和尺寸。
- (7) 工程障壁與廢棄物接觸到的水量與水化學的模型精簡和工程障壁設計和其他工程特徵具有一致性的詳細信息。例如，一致性之證明為：(i)精簡的維度；(ii)各種設計特徵和現場特點；和(iii)替代概念方法。
- (8) 提供充足的技術基礎，包括獨立建模、實驗室或現場數據、或敏感性研究、包括任何熱-水-力-化耦合和特徵、事件和作用。
- (9) 在熱水文試驗和實驗中，對全系統功能評估之影響功能的作用能被觀測到。例如，美國能源部表明，液態水不會回流入地下設施或將回流水納入功能評估計算。限制回流水引起的水力路徑變化的潛在不利影響。
- (10) 容器腐蝕的可能模式(雅卡山審查計畫第 2.2.1.3.1 節)被鑑定和考慮，以確定工程障壁與廢棄物接觸到的水量與水化學模型精簡，與以下參數的描述分析是一致的，例如 pH 和碳酸鹽濃度，以及廢棄物包裝腐蝕對工程障壁與廢棄物接觸到的水量與水化學的影響。
- (11) 有關內部包覆臨界或外部到包覆臨界的模型精簡為這些事件的篩選提供了充分的技術依據。確認如果任一事件都包含在全系統功能評估中，美國能源部使用可接受的技術基礎來選擇設計標準減輕封裝內部臨界對處置場功能的潛在影響；識別可能會增加系統內部廢棄物包覆的反應性的特徵、事件和作用；識別對於潛在核臨界的配置分類；熱條件變化和工程障壁退化已包含在工程障壁與廢棄物接觸到的水量與水化學的模型精簡。
- (12) NUREG - 1297 及 NUREG - 1298 (Altman, et al., 1988a,b)的指引或其他可接受方法有被採用。

接受準則 2：數據對於模式驗證是足夠的。

- (1) 執照申請所使用之地質、水文和地球化學資料有被充分檢驗。並提供充足的描述來說明資料如何使用、詮釋與合適合成為參數。
- (2) 收集了關於天然系統和工程材料特徵的足夠數據，以建立影響滲流、流動和工程障壁化學環境之熱-水-力-化學耦合作用概念模型的初始和邊界條件。
- (3) 熱水文試驗已被設計，對於處置場條件之溫度範圍所觀測到熱-水文作用數據作為數學模型應用。數據是足以驗證熱水文概念模型描述的重要熱水現象。
- (4) 提供足夠的資訊，以分析水接觸屏壁滲水、工程障壁和廢料體之概念方法已被提供。
- (5) 提供足夠的數據來完成營養和能量庫存的計算，若能被用來證明微生物活動對工程障壁化學環境和放射性核種釋出的化學環境之影響。必要時，確認數據足以確定支持微生物影響腐蝕的可能性，例如生產有機物副產物和微生物增強高放射性廢棄物玻璃形式的溶解。

接受準則 3：資料的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞

- (1) 模式所使用參數值、假設範圍、機率分布與限值假設，對於風險估計在技術上是足以解釋說明的，合理的反應不確定性且並沒有造成不足。
- (2) 來自於雅卡山地區數據之參數值、假定範圍、機率分佈和限制假設使用於全系統安全功能評估之工程障壁與廢棄物接觸到的水量與水化學的計算，在技術上是可答覆和合理的(例如，結果來自大量數據、坑道規模試驗加熱器和利基測試)，以及可能的技術組合，包括實驗室試驗、現場量測、天然類比研究和作用層級模式研究。
- (3) 對於雅卡山場址全系統安全功能評估之工程障壁與廢棄物接觸到的水量與水化學計算中使用的輸入值(例如屏壁滲水、廢棄物包覆)，與初始和邊界條件、概念模型的假設條件與設計概念一致。全系統安全功能評估輸入值之間的相關性已由美國能源部適當性建立。已用於定義初始條件、邊界條件，和涉及熱-水-力-化耦合作用對滲流和流動、廢棄物包覆化學環境、放射性核種釋出的化學環境造成影響之敏感度分析計算區域之參數與可用數據一致。合理或保守的參數範圍或建立函數關係。
- (4) 對於概念模型、作用層級模式和替代概念模型發展之參數，可提供天然系統和工程材料特徵之不確定度具有足夠代表性。美國能源部在使用敏感度分析

和保守性限制時，可能會限制這些不確定性的使用。例如，美國能源部演示參數如何使用及描述水流流經工程障壁系統時，限制了回填材料和挖掘引起變化的影響效應。

- (5) 如果臨界性被含括在全系統功能評估，美國能源部將使用適當範圍的輸入參數以計算有效中子倍增因子。
- (6) 如果不存在足夠的數據，則基於其他適當的來源來定義參數值和概念模型，如根據 NUREG-1563(Kotra et al.,1996)建立之專家引進。

接受準則 4：模式的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞

- (1) FEPs 的替代模擬策略，與可取得資料與目前科學理解是否一致，是有被研究。精簡的結果與限制有被合適的考慮。
- (2) 考慮替代建模方法，並選擇建模方法需符合現有數據和當前的科學認識。一段描述需包括對最終分析和選擇模型的局限性和不確定性，需提出未考慮替代建模方法之討論。
- (3) 考慮概念模型的不確定性與可用現場特徵數據、實驗室試驗、現場量測、天然類比資訊和作用層級模式研究具一致性；和概念模型不確定性的處理不會導致風險估計不足的情況。
- (4) 充分考慮熱-水-力-化耦合作用的影響在替代概念模型的評估中。這些效果可能包括：(i)對氣體、水和礦物化學的熱-水文效應；(ii)微生物作用對工程障壁化學環境和放射性核種釋出的化學環境的影響；(iii)水化學變化可能是由於工程障壁腐蝕產物的釋出而產生的工程材料與地下水之間的相互作用；和(iv)變更邊界條件(例如，漂移形狀和尺寸)和水文特性改變，有關於地質力學系統對熱負荷造成的響應；
- (5) 如果美國能源部對全系統功能安全評估的模型精簡使用等效連續性的模型，則對於熱-水-力-化耦合作用影響的計算模型產生保守的估計，需遵守封閉後的公共衛生和環境標準。

接受準則 5：模式精簡的輸出可以由目的之比較得到支撐

- (1) 全系統功能評估精簡所採用之模式結果與細緻作用層級模式結果一致、而且或者與經驗觀測(實驗室及現場試驗、及或天然類比)之結果一致。
- (2) 耦合熱-水-力-化作用影響對滲透和流動、工程障壁化學環境，以及在放射性

核種釋出的化學環境，是基於相同的假設和證明近似適用於作用層級模式或密切類比於天然或實驗系統。舉例，作用的精簡，例如熱誘導的水文特性變化或估計滲透導流來自漂移效應，藉由作用層級模式結果的比較以充分說明，也就是與直接觀察和現場研究具一致性。

- (3) 使用已接受的和有良好記錄的程序來建構和測試數值模擬熱-水-力-化作用對滲透和流動、工程障壁化學環境及放射性核種釋出化學環境之影響。分析和數值模型是被適當支持，精簡模型結果與不同的數學模型進行比較，以判斷結果的穩健性。

2.2.1.3.3.4 審查發現

- (1) 現場和周邊地區的適當數據，參數不確定性和變異性，和替代概念模型已被用於分析，符合 10 CFR 63.114(a) - (c)。
- (2) 特定特徵、事件和作用已被包括在分析中，已經提供適當的技術基礎納入或排除，符合 10 CFR 63.114(e)。
- (3) 分析包含具體的退化、劣化與變異作用，並考慮其對年劑量的影響，且有合適的技術基礎提供納入或剔除依據以符合 10 CFR 63.114(f)。
- (4) 對於功能評估模型使用已提供適當的技術基礎，符合 10 CFR 63.114(g)的要求。

2.2.1.3.4 核種釋出率及溶解度限制

為審查此精簡模式，需考量美國能源部為證明符合封閉後公眾健康及環境標準，所依賴核種釋出率及溶解度限制的程度。審查此模式需考量第 2.2.1.1 節「多重障壁」的風險資訊。例如，若美國能源部的執照申請是依賴核種釋出率及溶解度限制，以顯著抑低合理最大曝露個人劑量，則須對此精簡模式進行詳細的審查。然而，若美國能源部顯示此部分對合理最大曝露個人的個人輻射劑量影響很小，只需對專注於邊界假設進行簡化的審查。這裏所提供的審查方法及接受準則，是提供詳細審查所使用。某些審查方法及接受準則，因這些精簡模式對功能影響很小的簡化審查，可能並不需要，在雅卡山審查計畫第 2.2.1.4 節顯示對功能目標進行了評估。

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.2.1.3.4.1 審查範圍

本節審查核種釋出率及溶解度限制，審查者亦需評估 10 CFR 63.21(c)(1)–(4)、(9)、(10)、(15)及(19)所要求的資訊。

幕僚人員會使用 2.2.1.3.4.2 及 2.2.1.3.4.3 節所使用的審查方法及接受準則，來評估模式的核種釋出率及溶解度限制部分：

- (1) 有關核種釋出率及溶解度限制的地質、水文、地球化學方面的敘述，及美國能源部提供支援全系統功能評估模式的整合；
- (2) 用來正當化全系統功能評估模式的數據及參數之充分性；
- (3) 美國能源部用來評估數據不確定性之特徵化及數據不確定性在全系統功能評估模式之傳遞效應之方法；
- (4) 美國能源部用來評估模式不確定性之特徵化及數據不確定性在全系統功能評估模式傳遞效應之方法；
- (5) 美國能源部用來比較全系統功能評估模式輸出結果、作用級模式輸出結果及經驗研究的方法；及
- (6) 專家引進(expert elicitation)。

2.2.1.3.4.2 審查方法

為審查核種釋出率及溶解度限制的模式，認識到在全系統能評估中使用的模式，可能從高度複雜的作用級模式(process-level models)到簡化模型(例如響應曲面或查表)，無論複雜程度如何，應評估模式的適用性。

審查方法 1：模式整合

檢驗設計特徵的敘述[包括防滴漏護屏(drip shield)、回填、廢棄物包件，廢棄物型態，熱負載及其他工程化的屏障組件等]，相關物理特徵、物理現象及其耦合，以及包括核種釋出率及溶解度限制模式中對未飽和區的地質、水文及地球化學方面的敘述。確認敘述是否足夠，並確定在全系統功能評估模式的條件及假設與對廢棄物隔絕重要的障壁敘述所提供的資訊一致，如雅卡山審查計畫第 2.2.1.1 節所述。

評估這些敘述的技術基礎，並將其納入全系統功能評估模式。在全系統功能評估模式中有關核種釋出率及溶解度限制於化學環境所使用的簡化模式，應確認模式假設及近似的技術基礎已經納入文件並且是適當的。評估這些敘述是否提供

模式透明化及可追溯性的支持，並與其他模式一致。

在評估核種釋出率及溶解度限制所提供的模式中，應評估廢棄物包件及工程障壁的設計資訊，確認資訊是否充分？並確認與其他模式的設計資訊是否一致。

確認美國能源部所敘述廢棄物包件預期內部破損的環境條件，以及廢棄物包件周圍的工程化障壁環境。確認各種情況範圍的敘述是否足夠詳細。

確認美國能源部之作用級概念及數學模式所涉及影響核種自安置坑道釋出的熱力-水文過程之敘述是否足夠完整。

檢驗與核種釋出率及溶解度限制有關的特徵、事件與作用(FEPs)，是否已納入核種釋出率和溶解度限制的全系統功能評估模式中。

評估全系統功能評估中有關處置坑道內廢棄物包件內臨界及廢棄物包件外臨界的模式及這些事件篩選的技術基礎。

確認以上事件是否均已納入全系統功能評估中，美國能源部將使用可接受的技術基礎，且設計標準的選擇是考量能減輕廢棄物包件內臨界對處置場功能的潛在影響。

確認廢棄物包件內可能提高系統反應度(reactivity)的特徵/事件與作用(FEPs)，確認結構分級及可能影響核臨界的結構，包括核種釋出率及溶解度限制模式中熱條件的變化及工程障壁的劣化。

確認美國能源部的評估遵循 NUREG-1297 及 NUREG-1298 的指引(Altman 等人，1988a 及 b)，或使用替代方法作出可接受的情況。

審查方法 2：數據及模式正當化

評估用來支援與考量核種釋出率及溶解度限制有關概念模式、作用級模式及替代概念模式之地質、水文、地球化學方面的敘述是否足夠。評估核種釋出率及溶解度限制模式有關設計特徵的數據基礎(包括防滴漏護屏、回填、廢棄物包件，廢棄物型態，熱負載及其他工程化的屏障組件等)。

檢驗並確認美國能源部對於有關天然系統特徵、概念模式及熱力-水文-化學耦合過程模擬所建立初始及邊界條件的工程材料，提供了充分數據。

檢驗及評估用於支持溶解度限制的精簡模式，並確認符合「高放射性廢棄物隔離之地下水核種溶解度測定，技術立場」(美國核管會，1984 年)之法規指引。

評估美國能源部高放射性廢棄物最終處置之腐蝕及核種釋出的測試計畫，用

於高放射性廢棄物處置。確認對於核種釋出率及溶解度限制模式之廢棄物內包裝及坑道內化學作用，提供一致、足夠及適當的數據，並評估使用雅卡山收集數據以外之測試結果的正當性。

審查方法 3：數據的不確定性

考量全系統功能評估之核種釋出率及溶解度限制模式，評估概念模式、作用模式及替代概念模式中所使用之參數值及其假設範圍、機率分佈、限值(bounding values)的技術基礎。審查者應確認功能評估中處理參數之不確定性及變異性的技術基礎。若使用保守值作為解決不確定性及變異性的方法，則審查者應確認保守的參數值將導致風險的保守估計，並且不會導致意想不到的結果。(即某方面處置場功能的保守表示，將導致風險的總體降低；及參數的範圍超出所支持的數據時，假設某種方法是保守的，評估的風險將會不適當地稀釋)。

審查者應評估參數範圍、機率分佈或限值的技術基礎。審查者應確認參數值是從特定場址的數據所導出的，或納入分析證明參數假設值將導致功能的保守評估。檢驗精簡模式的概念模式、作用級模式及替代概念模式之參數值及其範圍的技術基礎。

檢驗敏感度分析所使用的初始條件、邊界條件及計算，涉及釋出核種的熱力-水文-化學耦合作用，與現有數據一致。

評估美國能源部精簡模式所使用參數的不確定性及變異性。確認影響核種釋出的參數因時間與空間變化導致數據的不確定性，已納入參數範圍。

評估通過及離開工程障壁水流所使用的參數，並確認它們已充分涵蓋回填、開挖引起變化及熱導致力學變化對水流的影響。

如果廢棄物內包裝臨界及外包裝臨界納入全系統功能評估，檢驗美國能源部計算有效中子增殖因數(effective neutron multiplication factor)所使用的方法及參數。

確認美國能源部使用適當時間範圍的溫度、濕度及滴水(dripping)，以限制微生物效應的機率。

確認美國能源部適當的考量天然系統及工程材料特徵的不確定性，如材料種類、數量及反應性，建立影響核種釋出概念模式及熱力-水文-化學耦合過程之初始、邊界條件。

確認美國能源部是否適當地確定了參數間統計學相關性。確認對未建立相關性的參數，提供了足夠的技術基礎或界限論述。

確定此精簡模式是否需採用專家引進作為此數據不確定性的基礎，以及是否依照適當的法規指引。

審查方法 4：模式的不確定性

評估美國能源部全系統功能評估有關核種釋出率及溶解度限制的替代模式，檢驗可用的場址特徵化參數、設計數據(工程障壁系統、廢棄物包件及廢棄物體)、實驗室實驗、現場量測、天然類比研究及作用級模式研究結果)。實際上，使用全系統功能評估的替代模式，評估對處置場功能的影響。

確認美國能源部對於具敏感度的天然及工程系統的作用模式，使用適當的模式、測試及分析。確認概念模式的不確定性有適當的定義及紀錄，並對處置場功能結論的影響進行適當評估。

檢驗熱力-水文-化學效應耦合對核種釋出至化學環境效應的數學模式，評估排除替代概念模式、選定模式的限制及其不確定性的基礎。

根據可用的現場特徵化數據、實驗室實驗、現場量測、天然類比資訊及作用級模式研究結果，評估概念模式不確定性的處理，

如果採用保守模式作為處理概念模式不確定性一種方法，審查者應確認選定的概念模式：(i) 相對於與現有數據及當前科學理解一致的替代概念模式是保守的；(ii) 將導致風險的保守估計，但不會造成意想不到的結果(即處置場某一方面特徵的保守表示，將導致所估計總體風險的降低)。

審查方法 5：模式的支持性

評估核種釋出率及溶解度限制精簡模式的輸出結果，並確認美國能源部將輸出結果與現場特徵化、設計數據、作用級模式、實驗室測試、現場量測及天然類比的適當組合進行了比較。

檢驗熱力-力學分析中所使用的解析及數值模式，是否與場址數據或天然類比數據一致。評估水文特徵的預期變化及熱力-力學作用效應對水文特徵數值大小及分布的改變，是否與處置場地下設施的熱力-力學分析結果一致。更實際一點，使用替代的全系統功能評估模式，來評估美國能源部所選定的精簡模式，並評估與廢棄物包件及廢棄物體接觸水的數量及化學成分對處置場功能的影響。

檢驗精簡模式之核種釋出耦合作用效應的數學模式之輸出結果，是否與概念模式一致。將模式的輸出結果與近場環境、現場數據及場址所觀察到的天然變化及預期工程材料性質之推論作比較。

評估美國能源部是否依賴精簡模式的功能確認，是否使用雅卡山審查計畫第 2.4 節，提出適合進一步的核種監測計畫，來獲得更多的必要資訊，作為功能確認計畫的一部分。

2.2.1.3.4.3 接受準則

以下的接受準則以符合 10 CFR 63.114(a)-(c)及(e)-(g)的要求為基礎，因為它們與核種釋出率及溶解度限制精簡模式有關。美國核管會幕僚人員應根據美國能源部風險告知執照申請的重要程度，採用以下的接受準則：

接受準則 1：系統敘述及模式整合是適當的

- (1) 全系統功能評估適當的納入重要的設計特徵、物理現象及耦合，並在整個核種釋出率及溶解度限制的精簡模式過程中使用一致且適當的假設；
- (2) 核種釋出率和溶解度限制的精簡模式所使用的假設、技術基礎、數據及模式是適當的且與美國能源部其他模式一致。例如，用於精簡模式的假設與「工程障壁劣化」(第 2.2.1.3.1 節)；「廢棄物包件的力學破壞」(第 2.2.1.3.2 節)；「與工程障壁及廢棄物體接觸水體之量體與化學」(第 2.2.1.3.3 節)；「氣候與滲透」(第 2.2.1.3.5 節)；及「未飽和區的水流路徑」(第 2.2.1.3.6 節)。為核種釋出率和溶解度限制模式的敘述提供透明及可追溯的支持；
- (3) 核種釋出率和溶解度限制模式有關廢棄物包件及工程化障壁系統，提供了足夠的及一致的設計資訊。例如，存量計算及核種選定是基於各種類型高放射性廢棄物中關於核種存量分布(包括空間及組成階段)的詳細資訊；
- (4) 美國能源部合理的證明廢棄物包件破裂的預期環境條件以及廢棄物包件周圍的工程障壁環境。例如，美國能源部應對耦合的熱力-水文-力學-化學過程所引起近場水文特徵的變化的模式，提供敘述及充分的技術基礎。
- (5) 熱力-水文過程影響核種從處置坑道中釋出的作用級概念及數學模式的敘述充分完整。例如，若美國能源部不考慮耦合，應證明不考慮耦合的模式預測的限值應涵蓋完全耦合的計算結果，且證明是適當的；
- (6) 任何有關熱力-水文-力學-化學耦合及特徵、事件與作用(FEPs)在核種釋出率

及溶解度限制精簡模式中的技術基礎是足夠的。例如，技術基礎可包括獨立模式、實驗室或現場數據或敏感度研究等活動；

- (7) 在處置坑道內，廢棄物內包裝及廢棄物外包裝的臨界的模式，為事件篩選提供了充分的技術基礎。如果在全系統功能評估中所考量的事件，美國能源部使用可接受的技術基礎，來選擇減輕廢棄物內包裝臨界對處置場功能潛在影響的設計標準；確認可能增加廢棄物內包裝系統反應度的特徵、事件與作用 (FEPs)；確認可能造成核臨界的配置等級(configuration classes)及配置；並且包括在核種釋出率及溶解度限制模式熱條件的改變及工程障壁的劣化；
- (8) 遵循 NUREG-1297 及 NUREG-1298(Altman 等人，1988a, b)的法規指引或其他可接受同儕審查及數據合格的方法。

接受準則 2：模式正當化的數據是充分的

- (1) 執照申請中所使用的地質、水文及地球化學參數值是充分正當的。數據的使用、解釋及如何適當的合成到參數中，應提供適當的敘述；
- (2) 已收集有關天然系統及工程材料特徵的充分數據，以建立概念模式之初始與邊界條件及進行熱力-水文-化學耦合過程的模擬。例如，應提供模式中可能影響核種釋出有關設計特徵(例如材料類型、數量及反應度)的足夠數據。
- (3) 美國能源部採用補充數據來支持溶解度限制的模式，實驗數據支持預期的各種物理化學條件下各部分的預期範圍及各階段配置(美國核管會，1984)；及
- (4) 處置高放射性廢棄物體的腐蝕及核種釋出測試程序，對核種釋出率及溶解度限制模式所使用的包裝及坑道內化學，提供了一致的、充分的及適當的數據。對於預期的環境條件，美國能源部提供了使用測試結果的充分正當性，對於工程障壁組件，例如高放射性廢棄物體、防滴漏護屏及回填等，並非來自雅卡山處置場址所專門收集。

接受準則 3：數據不確定性之特徵化及精簡模式中傳遞

- (1) 模式所使用在技術上可以辯護的參數值、假定範圍、機率分佈及限值假設，合理地解釋不確定性和變異性，不會導致風險低估的情況；
- (2) 在全系統功能評估中核種釋出率及溶解度限制精簡模式中使用的參數值、假設範圍、機率分佈及限值假設，是根據來自雅卡山地區、實驗室測試及天然類比的數據，在技術上具有可辯護性及合理性。例如，參數值、假設範圍、

- 機率分佈及限值假設，適當的反應廢棄物包件破裂時所預期環境條件的範圍；
- (3) 美國能源部使用合理或保守的參數或確定熱力-水文-化學耦合作用對核種釋出效應的功能關係。這些值與雅卡山地區的天然及工程障壁概念模式和設計概念的初始、邊界條件及其假設一致。如果輸入值間存在任何相關性，則在整個系統功能評估中充分的建立。例如，基於熱負荷及通風策略；工程障壁的系統設計(包括坑道襯墊、回填和防滴漏護屏)；以及天然系統之質量及通量與其他精簡模式一致；
 - (4) 在開發核種釋出率及溶解度限制模式考量的概念模式、作用模式及替代概念模式的參數中，通過敏感度分析或限值分析，應將不確定性予以適當表達；
 - (5) 敘述水流流穿及流出工程障壁的參數，應充分涵蓋回填、開挖導致變化及熱誘發力學變化對水流的影響；
 - (6) 若臨界無法排除於全系統功能評估之外，美國能源部為計算有效中子增殖係數，應提供輸入參數的適當範圍；
 - (7) 美國能源部使用適當溫度、濕度及滴水時間關係圖，以限制可能的微生物效應，例如銅系元素錯合基體(complexing ligand)的有機副產物及微生物促進高放射性廢棄物玻璃固化體的溶解；
 - (8) 美國能源部在建立影響核種釋出的熱力-水文-化學耦合作用的概念模式及模擬的初始及邊界條件時，充分考量了天然系統及工程材料特徵，如材料類型、數量和反應度的不確定性；
 - (9) 若數據不夠充分時，可依適當的其他來源進行參數值及概念模式的定義，例如依據 NUREG-1563 進行專家引進 (Kotra 等人，1996)。

接受準則 4：模式不確定性之特徵化及在精簡模式中的傳遞

- (1) 考量特徵、事件與作用(FEPs)的替代模式方法時，並與現有數據及當前科學理解一致，精簡模式的結果及其限制已予適當的考量；
- (2) 在考量核種釋出率及溶解度限制的替代概念模式時，美國能源部使用對天然及工程系統作用敏感的適當模式、測試和分析。概念模式的不確定性被充分定義及文件化，並對功能結論的影響進行了適當的評估。例如，在美國能源部的水流模式及核種自坑道中釋出的模擬中，敘述了重要的離散特徵(如斷層帶)，或在等效連續模式(equivalent continuum model)之結論中顯示對功能的計

算產生保守的效應；

- (3) 概念模式之不確定性應與可用的現場特徵數據、實驗室實驗、現場量測、天然類比資訊及作用級模式研究結果一致；對於概念模式的不確定性處理不會導致風險低估的情況；
- (4) 適當考量可能發生在自然環境、或與工程材料作用或其變化產物(alteration products)之熱力-水文-化學耦合作用對核種釋出的影響。

接受準則 5：精簡模式的輸出結果及客觀比較的支持

- (1) 這個模式在全系統功能評估精簡模式中，提供與詳細作用級模式輸出結果及(或)經驗觀察結果(實驗室、現場測試及(或)天然類比)一致的結果；
- (2) 熱力-水文作用級模式的計算結果，應確認與實驗室、現場規模的熱力-水文測試觀察結果一致。尤其美國能源部證明存在足夠的物理證據，以支持近場熱驅動水流的概念模式；
- (3) 美國能源部採用科學界所接受的良好文件程序，以建構及測試數值模式，用來模擬熱力-水文-化學耦合作用之核種釋出。例如，美國能源部證明高放射性廢棄物的劣化及溶解模式及核種自工程屏蔽系統釋出的數值模式是適當的陳述。包括不確定性的考量、不太可能低估的合理最大個人暴露、核種釋出至人類可接近環境中；
- (4) 如果美國能源部依賴功能確認計畫來評估天然系統及工程材料是否具備預期功能，在執行期間建立了監測廢棄物包件中釋出核種的適當程序，所採用的假設及核種自廢棄物包件釋出的計算結果得到適當的證實(使用雅卡山審查計畫第 2.4 節，審查功能確認計畫的可接受性)。

2.2.1.3.4.4 審查發現

如果執照申請者提供充分的資訊，並且適當地符合第 2.2.1.3.4.3 節的管制接受準則，可結論幕僚人員評估是可以接受的。審查者應撰寫適合納入整個申請案所準備安全評估報告的材料。該報告包括總結說明、審查內容的以及審查者可以接受的理由。幕僚人員可將審查紀錄如下。

美國核管會幕僚人員審了安全分析報告及其他所提交的支持執照申請的資訊，本節有關核種釋出率及溶解度限制的部分，發現並且合理預期其精簡模式符合 10 CFR 63.114 的要求。進行功能評估的核種釋出率及溶解度限制部分符合技

術要求。美國核管會幕僚人員特別發現：

- (1) 分析所使用的場址及其周邊地區的適當數據、參數值之不確定性及變異性 (variability) 以及替代概念模式，均符合 10 CFR 63.114(a)-(c) 的要求。
- (2) 與場址有關的特徵、事件與作用 (FEPs) 已經包含在分析中，且提供納入或排除 FEPs 的適當技術基礎，符合 10 CFR 63.114 (e) 的要求。
- (3) 分析中包括具體的劣化 (degradation)、退化 (deterioration) 及改變過程，考慮其對年劑量的影響，已經提供適當的納入或排除技術基礎，符合 10 CFR 63.114(f) 的要求；及
- (4) 為功能評估中所使用的模式提供了適當的技術基礎，符合 10 CFR 63.114(g) 的要求。

2.2.1.3.5 氣候與入滲

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.2.1.3.5.1 審查範圍

- (1) 美國能源部所提供針對氣候、水文、地質與地球化學在未飽和區的淨入滲描述及技術基礎，用以支撐模式整合在全系統安全評估的精簡。
- (2) 用以論證模式精簡的資料與參數是否充足。
- (3) 美國能源部用來特徵化資料不確定性的方法，以及誤差在模式精簡過程的傳遞。
- (4) 美國能源部用來特徵化模式不確定性的方法，以及誤差在模式精簡過程的傳遞。
- (5) 美國能源部採用來比較全系統安全審查發現、作用層級 (process-level) 的模式輸出、及以經驗研究 (empirical studies) 的成果。
- (6) 採用專家引進 (expert elicitation)。

2.2.1.3.5.2 審查方法

5 方法：模式整合、資料與模式論證、資料不確定性、模式不確定性、模式支援。

審查方法 1：模式整合

- (1) 檢驗氣候與淨入滲的精簡中之物理現象與耦合的描述及地質、水文、地化、史前水文、史前氣候與氣候觀點的描述在圍阻廢棄物的貢獻。並評估這些可

能影響氣候與淨入滲的描述觀點是充足的。評估這些描述與技術基礎是透明可追溯來支撐這些精簡模型。

- (2) 評估與氣候與淨入滲有關的 FEPs 有包含在全系統安全評估的精簡。
- (3) 確認美國能源部的精簡採用具有合適時空變異的模型參數與邊界條件來估計淨入滲量。
- (4) 確認在作用層級的模式所使用的參數平均值在時間與空間尺度是合適供模式離散使用。
- (5) 確認過去 50 萬年的史前氣候資訊有被評估做為未來氣候推估的基礎。

審查方法 2：資料與模式論證

- (1) 評估資料是否足夠支撐此精簡之概念模式、作用層級模式、替代概念模式，以及各模式使用之參數。
- (2) 確認用以估計淨入滲的數學模型具有合適時空尺度。確認淨入滲未被低估。
- (3) 確認裂隙性質、裂隙分布、母岩性質、異質性、時變邊界條件、蒸發散、土壤覆蓋厚度、地表逕流與持續的影響有合適的代表性描述。
- (4) 確認使用合適的敏感度與不確定性分析來評估資料是否充足與驗證額外資料。
- (5) 確認使用合理且完整的作用層級概念與數學模式進行分析。
- (6) 確認數學模型與概念模型及場址特徵具有一致性。
- (7) 確認有提供不同數學模型的計算結果的強健性(robustness)比較。
- (8) 評估美國能源部所使用方法有實施專家引進。

審查方法 3：資料不確定性

- (1) 評估氣候與入滲在全系統安全功能評估中之概念模式、作用模式與替代概念模式所使用參數值、假設範圍、機率分布、限值之技術基礎。
- (2) 審查者應驗證功能評估中支撐處理參數不確定性與變異的技術基礎。
- (3) 如果保守數值被使用來說明不確定性或變異，審查者應驗證採用保守數值所造成的保守估計並未足以造成非故意的結果（也就是說處置設施功能的保守性推估所造成整體風險的降低，當參數值範圍增加超過資料所能支撐而採用保守的方法所造成不合適的稀釋風險估計）。
- (4) 確認資料如果具不確定性，有被包含在參數範圍內。

- (5) 確認美國能源部合適的建立參數間可能的統計相關性。並確認被忽略的相關性有提供合適的技術基礎或限值論證評估方法。
- (6) 確認功能評估有考慮未來氣候對水文的影響，可能改變目前進出未飽和區的淨入滲速率與型態。

審查方法 4：模式不確定性

- (1) 評估美國能源部所使用的替代概念模型有用在發展氣候與淨入滲模型精簡。檢驗模型參數，考慮可取得之場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比與作用層級模式研究。
- (2) 適當的使用一個替代的全系統功能評估模式來評估美國能源部氣候與入滲精簡模型的一部分。
- (3) 確認作用層級模式所造成的不確定性範圍有被充分的反應在此精簡中。
- (4) 評估概念模型不確定的處理有根據可取得的場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比與作用層級模式研究。
- (5) 如果採用保守模式來說明概念模式的不確定性，審查者應驗證所挑選的概念模式。
 - a.是保守的，相對替代概念模式是和可取得資料及目前科學理解具一致性。
 - b.結果之保守估計風險，且未造成非故意(unintended)的結果。

審查方法 5：模式支援

- (1) 評估氣候與淨入滲模型精簡的輸出。比較此輸出結果與組合適當之場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比資料。
- (2) 確認具有足夠驗證與技術來保守限制作用層級模式。特別是，驗證若美國能源部使用精簡模式來預測進出未飽和區之水通量，該精簡模式是否可用於侷限作用層級模式預測之淨入滲量。
- (3) 使用細緻的地質、水文、地化與氣候過程模式來評估氣候與入滲的精簡。
- (4) 評估精簡模式的輸出結果與作用層級模式的結果。實務上，採用一個替代的全系統功能評估模式來評估美國能源部的部分精簡，且評估氣候與入滲對處置設施功能的影響。

2.2.1.3.5.3 接受準則

5 條件:系統描述與模式整合為適當；數據對於模式證明是足夠的；資料的不

確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞；模式的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞；模式精簡的輸出可以由目的之比較得到支持。

接受準則 1：系統描述與模式整合為適當

- (1) 全系統功能評估充分整合或限制來自於，重要的設計特徵、物理現象與耦合，且在氣候與淨入滲精簡過程使用一致與合適假設。
- (2) 影響氣候與淨入滲的地質、水文、地球化學、物理現象與耦合特性有被充分考慮。氣候與淨入滲精簡的假設與條件，是容易被確認且與呈現資料的描述一致。
- (3) 氣候與淨入滲精簡的假設、技術基礎、資料與模式是合適的且與其他美國能源部精簡一致。例如氣候與淨入滲精簡的假設與未飽和區及飽和區流徑的精簡一致。
- (4) 提供充足的資料與技術基礎，足以評估 FEPs 被此精簡所採用的程度。
- (5) 使用足夠時空變異的模型參數與邊界條件來模擬系統的各部分。
- (6) 作用層級的模式所使用的參數平均值在時間與空間尺度是合適供模式離散使用。
- (7) 未來氣候的推估是根據過去 50 萬年的史前氣候資訊。例如若使用數值氣候模型推估未來氣候，應利用史前氣候資料檢定。
- (8) NUREG - 1297 and NUREG - 1298 (Altman, et al., 1988a,b)的指引或其他可接受方法的同儕審查與資料審核有被採用。

接受準則 2：數據對於模式證明是足夠的。

- (1) 執照申請所使用之氣候與水文數值（例如氣候變遷的起始、年平均氣溫、降水、淨入滲量）有被充分檢驗。並提供充足的描述來說明資料如何使用、詮釋與合適成為參數。
- (2) 評估資料是否足夠支撐此精簡之概念模式、作用層級模式、替代概念模式，以及各模式使用之參數。
- (3) 在考慮場址特有氣候、地表與地表下資訊，用以估計目前的淨入滲數學模型在合適的時空尺度下有被合理驗證。
- (4) 裂隙性質、裂隙分布、母岩性質、異質性、時變邊界條件、蒸發散、土壤覆蓋厚度、地表逕流與持續的影響有被考慮，且不會低估淨入滲量進行敏感度

或不確定性評估資料是否充足，並決定是否需要額外資料。

- (5) 使用可接受與充分記載的程序來建構與檢定數值模式。
- (6) 使用合理且完整的作用層級概念與數學模式來分析，特別是，(i)所提供之數學模式與概念模式及場址特徵一致；且(ii)不同數學模式結果的強健性有被比較。
- (7) 任何專家引進的建構符合 NUREG - 1563 (Kotra, et al., 1996) 或其他可接受方法。

接受準則 3：資料的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞

- (1) 模式所使用參數值、假設範圍、機率分布與限值假設，對於風險估計在技術上是足以解釋說明的，合理的反應不確定性且並沒有造成不足。
- (2) 此精簡使用之參數值的技術基礎有提供。
- (3) 參數與此精簡的可能統計相關有被建立。忽略的相關性有提供合適的技術基礎或限值論證。
- (4) 未來氣候對水文的影響，可能改變目前進出未飽和區的淨入滲速率與型態之(因素或特徵)有被討論。這影響可能包含改變土壤深度、裂隙填充物質與植被種類。

接受準則 4：模式的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞

- (1) FEPs 的替代模擬策略，與可取得資料與目前科學理解是否一致，是有被研究。精簡的結果與限制有被合適的考慮。
- (2) 作用層級模式的不確定性範圍有被考慮在此精簡中。
- (3) 所考慮之概念模式的不確定性與可用場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比資訊、及作用層級模式研究一致。概念模式的不確定性處理方式，且並沒有造成不足以表示風險估計。

接受準則 5：模式精簡的輸出可以由目的之比較得到支撐

- (1) 全系統功能評估精簡所採用之模式結果與細緻作用層級模式結果一致、而且或者與經驗觀測(實驗室及現場試驗、及或天然類比)之結果一致。
- (2) 作用層級模式的精簡可以保守的侷限作用層級的預測。
- (3) 提供氣候與入滲精簡模式的輸出與敏感度研究、細緻的作用層級模式、天然類比與經驗觀察的比較，且是合適的。

2.2.1.3.5.4 審查發現

在氣候與入滲、未飽和區流徑、未飽和區核種傳輸、飽和區流徑、飽和區核種傳輸、未飽和區流徑等的技術要求皆符合功能評估所需，且皆有以下 4 點發現：

- (1) 分析有使用合適的場址與鄰近區域資料、不確定性與變異有合理參數值與合適的替代概念模型符合 10 CFR 63.114(a)-(c)。
- (2) 分析採用具體的 FEPs 進行分析，且有合適的技術基礎提供納入或剔除依據以符合 10 CFR 63.114(e)。
- (3) 分析包含具體的退化(degradation)、劣化(deterioration)與變異(alteration)作用，並考慮其對年劑量的影響，且有合適的技術基礎提供納入或剔除依據以符合 10 CFR 63.114(f)。
- (4) 提供合適的技術基礎供功能評估之模式使用以符合 10 CFR 63.114(g)。

2.2.1.3.6 未飽和區之流動路徑

要回顧這種模式精簡化，需考慮美國能源部在未飽和區流動程度以證明符合規定。考慮 2.2.1.1 節(「多重障壁」)中評估的風險資訊審查此模式的精簡化。例如，假設美國能源部依據未飽和區流動路徑，將放射性核種傳輸至合理最大限度暴露個體有顯著的延遲和/或稀釋現象，則對此精簡化(abstraction)進行詳細的審查；反之，如果沒有顯著的影響，則進行簡化審查。這裡提供的審查方法和接受準則是詳細的審查。對於影響較小的情況(簡化審查)，這些審查方法和接受準則可能不是必需的。功能目標的評估是依循雅卡山審查計畫 2.2.1.4 節的審查進行示範。

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.2.1.3.6.1 審查範圍

本節回顧未飽和區流動路徑。審查人員還將評估 10 CFR 63.21(c)、(1)、(9)、(10)、(15)和(19)所要求的資訊，這與未飽和區流動路徑精簡化(abstraction)有關。工作小組將評估以下未飽和區中流動路徑精簡化，使用 2.2.1.3.6.2 和 2.2.1.3.6.3 中的審查方法和接受準則：

- (1) 描述未飽和區流動路徑的水文、地質和熱-水力-力學-化學偶合過程，以及由美國能源部提供的支持整個系統功能評估模式精簡化整合的技術基礎；

- (2) 足夠的資料和參數用於證明整體系統功能評估模式精簡化；
- (3) 美國能源部使用特性資料不確定性的方法，並透過整個系統功能評估模式精簡化用於傳遞這種不確定性的影響；
- (4) 美國能源部使用特性模式不確定性的方法，並通過整個系統功能評估模式精簡化來傳遞這種不確定性的影響；
- (5) 美國能源部比較整個系統功能評估輸出至作用層級模式(process-level model)輸出與實證研究之途徑；
- (6) 使用專家引進。

2.2.1.3.6.2 審查方法

為了審查未飽和區中流動路徑的精簡化(abstraction)，界定整個系統功能評估從高度複雜的作用層級模式到簡化模式的可能範圍。無論複雜程度如何，評估模式的適用性。

審查方法 1：模式整合

審查物理現象和偶合的描述，以及影響廢棄物隔離有關未飽和區流動路徑精簡化的地質、水文、地球化學和熱-水文-力學-化學偶合方面的描述。評估這些描述的技术基礎是否充分，並將其納入精簡化。評估可能影響未飽和區流動路徑的地質、水文、地球化學、物理現象和偶合方面的描述是否足夠。審核此精簡化中使用的條件和假設與描述中呈現的資料一致。

審查美國能源部在此精簡化中使用的假設、技術基礎、資料和模式與其他相關精簡化具有一致性。評估此描述和技术基礎的是否提供透明和可追溯足以支持此精簡化。確認用於描述初始及邊界的條件和假設與此精簡化中的其他條件和假設一致。審核與未飽和區中流動路徑相關的特徵、事件和作用如何包含在整個系統功能評估精簡化中。

審核美國能源部於精簡化採用的模式參數和邊界條件有足夠的空間和時間變異性，進行估計未飽和區的流動路徑、滲透通量(percolation flux)和滲流通量(seepage flux)。

審核在作用層級模式中使用適當的參數估計平均值，並適用於模式離散化。確認由氣候引起水位升高之後，未飽和帶中潛在的降低傳輸距離。

審核美國能源部審核是否遵循諸如 NUREG-1297 和 NUREG-1298(Altman, et

al., 1988a,b)等導則，或使用替代方法進行同儕審查和資料鑑定提供可接受的情況。

審查方法 2：資料和模式合理性

評估用於支持概念模式、作用層級模式和此精簡化中考慮的替代概念模式 (alternative conceptual models) 的資料充分性，以及用於每個模式的參數。評估物理現象、耦合、氣候、地質、水文和地球化學資料的基礎。該基礎可以包含技術的組合，例如實驗室試驗、特定場址、野外量測、自然類比研究、作用層級模擬 (process-level modeling) 研究和專家引進。

審核可接受的技術，包含實驗室試驗、特定場址之野外量測、自然類比研究和作用層級模擬研究，這些技術用於收集和解釋有關未飽和區之地質、水文和地球化學的資料。

確認深部滲流通量率 (deep-percolation flux rates) 的估計值是保守或合理的代表物理系統。審核流場模式是否使用場址特定的水文、地質和地球化學資料進行校準。確認深度滲透通量的數學模式估計值在適當的時間和空間尺度。

審核通過試驗評估合適的熱-水文過程。確認使用足夠的敏感度或不確定性分析來評估資料的有效性，並審核是否需要額外的資料。

審核是否應用足夠的接受和有文件證明的程序來開發及校準數學模式。

審核在分析中使用了相當完整的作用層級 (process-level) 概念和數學模式。審核數學模式與概念模式及場址特徵是一致的。確認設置在從不同的數學模式結果強度的比較。

評估美國能源部進行專家引進的方法。

審查方法 3：資料的不確定性

評估美國能源部對精簡化模式中使用的參數之不確定性和變異性評估。確認未飽和區中影響流動路徑條件的時間和空間變化資料之不確定性被併入參數範圍。

評估未飽和區流動路徑的整體系統功能評估中，考慮概念模式、過程模式 (process models) 和替代概念模式所使用的參數值以及假定範圍、機率分佈和邊界值的技術基礎。審查人員應審核技術基礎是否能夠在功能評估中對這些參數的不確定性和變異性進行處理。如果使用保守值作為解決不確定性和變異性的方法，則審查者應確認保守值導致風險的保守估計，並且不會導致意外的結果。

確認美國能源部適當地建立參數統計的相關性。審核被忽略的相關性提供足夠的技術基礎或論證限制。

檢查敏感度分析和/或類比分析中使用的初始條件、邊界條件和計算域與可用資料一致。審核耦合的熱-水文-力學-化學過程是否得到適當評估。確認考慮到天然系統和工程材料特性的不確定性。

審核美國能源部是否適當地確定參數之間有關統計學的相關性。審核被忽略的相關性提供足夠的技術基礎或論證限制。

確認參數值與初始及邊界條件，以及雅卡山場址概念模式的假設一致。

審查方法 4：模式不確定性

評估美國能源部用於發展未飽和區流動路徑精簡化的替代概念模式。審查模式參數，考慮可用的場址特徵化資料、實驗室試驗、野外量測、自然類比研究和作用層級模擬研究。適當的情況下，使用替代性的整體系統功能評估模式評估美國能源部選定的部分精簡化未飽和區流動路徑。

審核作用層級模式(process-level models)產生的不確定性範圍是否充分反映在此精簡化中。適當的情況下，使用替代的功能評估模式來審核美國能源部的功能評估方法是否反映或限制作用層級模式的不確定性。根據可用的場址特徵化資料、實驗室試驗、野外量測、天然類比資訊和作用層級模擬研究，評估概念模式不確定性。如果採用保守模式作為解決概念模式不確定性的方法，則審查人員應審核選定的概念模式基於以下兩點：(i) 相對於可用資料和目前對於科學認知一致的替代概念模式來說是保守的；(ii) 導致風險的保守估計，並不會造成意外的結果。

審查方法 5：模式的支持

評估精簡化未飽和區中流動路徑的輸出。結果將適當的與場址特徵化資料、實驗室試驗、野外量測、自然模擬資料之組合進行比較。

確認保守的界定作用層級模式有足夠的理由和技術基礎。使用詳細的地質、水文、地球化學以及熱-水文-力學-化學過程模式來評估未飽和區流動路徑的整體系統功能評估精簡化。

根據作用層級模式產生的結果評估精簡化模式的輸出。實際的情況下，使用替代的整體系統功能評估模式來評估美國能源部選定部分的精簡化，並評估未飽

和區中的流動路徑對存處置場功能的影響。

2.2.1.3.6.3 接受準則

以下接受準則是基於滿足 10 CFR 63.114(a) - (c) 和(e) - (g) 未飽和區流動路徑精簡化模式的要求。美國核監管委員會的工作小組應根據美國能源部的風險告知，有關執照申請的重要程度，應用以下接受準則。

接受準則 1：足夠的系統描述和模式整合。

- (1) 整體功能評估充分納入或限制重要的設計特徵、物理現象和偶合(偶合包含熱-水力-力學-化學效應)，並在未飽和區精簡化過程的整個流程中使用一致且適當的假設；
- (2) 充分考慮了可能影響未飽和區流動路徑的地質、水文、地球化學、物理現象和偶合等方面。精簡化未飽和區中的流動路徑中的條件和假設很容易被界定並與描述中呈現的資料體一致；
- (3) 精簡化未飽和區流動路徑所使用的假設、技術基礎、資料和模式與其他美國能源部所提出一致且適當。例如，用於未飽和區中流動路徑的假設與水接觸廢棄物包件和廢棄物形式、氣候和滲透，以及飽和區域中的流動路徑的數量和化學成分一致(分別為「雅卡山審查計畫」2.2.1.3.3、2.2.3.5 和 2.2.1.3.8)。透明的描述和技術基礎已及可追溯場址和設計資料；
- (4) 建模假設的基礎和理由以及未飽和區中放射性核種傳輸的近似值與未飽和區流動路徑模式精簡化以及熱-水文-力學-化學效應一致；
- (5) 提供足夠的資料和技術基礎評估此精簡化中的特徵、事件和作用的程度；
- (6) 作用層級模式中採用模式參數和邊界條件具有充分空間和時間變異性來估計未飽和區的流動路徑、滲透通量(percolation flux)和滲流通量(seepage flux)；
- (7) 作用層級模式中使用的平均參數估計呈現模式中的時間和空間離散度；
- (8) 考慮氣候引起水位升高之後，未飽和帶降低傳輸距離。
- (9) 遵循 NUREG-1297 和 NUREG-1298 (Altman, et al., 1988a,b)中的導則或其他可接受的同儕審查和資料鑑定方法。

接受準則 2：資料足以證明模式的正確性。

- (1) 執照申請中使用充分合理的水文和熱-水文-力學-化學值。充分說明如何使用、解釋和適當地組合所提供的參數；

- (2) 使用可接受的技術收集未飽和區的地質、水力和地球化學資料；
- (3) 估計深部滲流通量率構成的上界，或基於合理物理系統技術上可防護的未飽和區流模式。校準流量模式使用特定位置的水文、地質和地球化學資料。使用適當的模式參數空間和時間變異性，以及考慮氣候引起的土壤深度和植被變化的邊界條件，估算深部滲流通量率；
- (4) 進行適當的熱-水文試驗，可觀察關鍵的熱-水文過程，估計相關參數的值；
- (5) 執行敏感度或不確定性分析以評估資料的充足性，並審核可能需要額外的資料；
- (6) 使用公認和完整的書面程序建構和校準數學模式；
- (7) 在分析中使用合理的作用層級 (process-level) 概念和數學模式。特別需要注意以下兩點：(i) 提供與概念模式和場址特徵化一致的數學模式；(ii) 比較不同數學模式的結果的強度；
- (8) 進行的任何專家引進都符合 NUREG-1563 (Kotra, et al., 1996) 或其他可接受的方法。

接受準則 3：資料不確定性透過模式精簡化來特徵化及傳播。

- (1) 模式使用參數值、假定範圍、機率分佈和技術上可以防範的邊界假設，合理地解釋不確定性和變異性，並且不會導致風險估計不足的情況；
- (2) 提供此精簡化中使用的參數值之技術基礎；
- (3) 精簡化的參數之間建立統計的相關性。為被忽略的相關性提供足夠的技術基礎或論證限制。
- (4) 敏感性分析和/或類比分析中使用的初始條件、邊界條件和計算域與可用資料一致。參數值與初始及邊界條件以及雅卡山場址概念模式的假設一致；
- (5) 偶合過程得到充分描述；
- (6) 考慮了天然系統和工程材料特性的不確定性。

接受準則 4：模式不確定性透過模式精簡化特徵化和傳播。

- (1) 調查可用的資料和目前科學理解相一致的特徵、事件和作用的替代建模方法。精簡化中適當的考慮結果和限制條件；
- (2) 精簡化中考慮作用層級模式產生的不確定性範圍；
- (3) 考慮的概念模式不確定性與可用的場址特徵化資料、實驗室試驗、野外量測、

天然類比資訊和作用層級模擬研究一致；並且對概念模式不確定性的處理不會導致風險的低估。

接受準則 5：模式精簡化輸出由目標對照支持。

- (1) 整個系統功能評估精簡化中執行的模式提供一致的結果，此結果具有詳細的作用層級模式和/或經驗觀察的成果(實驗室和現地試驗和/或天然相似體)；
- (2) 作用層級模式的精簡化保守地限制作用層級的預測；
- (3) 提供未飽和區流動路徑的模式精簡化之輸出與適當的敏感性研究、作用層級模式、自然相似體和經驗觀察結果輸出的比較。

2.2.1.3.6.4 審查發現

如果執照申請時能提供足夠的資訊，並且適當的滿足 2.2.1.3.6.3 節中的接受準則，工作小組評估這部分是可以接受的。審核人員撰寫適合整個申請準備的資料納入安全評估報告。該報告包含所審查內容的概要說明，以及說明為什麼認為提交可被審查人員接受。工作小組可以如下記錄審查。

美國核管理委員會工作小組審查了安全分析報告以及其他支援執照申請的資料，並在合理保證的情況下滿足 10 CFR 63.114 的要求。包含滿足在未飽和區的流動路徑區域進行功能評估的技術要求。特別是美國核管理委員會工作小組發現以下幾點：

- (1) 根據 10 CFR 63.114(a)-(c)，分析中已經使用了場址和周邊地區適當的資料、參數之不確定性和變異性以及替代概念模式；
- (2) 具體特徵、事件和作用已經包含在分析中，根據 10 CFR 63.114(e)，已經提供適當的技術基礎進行納入或排除各類情況；
- (3) 考慮到其對年度劑量的影響，已經將具體的退化、劣化和改變過程納入分析，並根據 10 CFR 63.114(f)提供適當的技術基礎用於納入或排除各類情況；
- (4) 已按照 10 CFR 63.114(g)的要求為功能評估中使用的模式提供足夠的技術基礎。

2.2.1.3.7 未飽和區的核種傳輸

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.2.1.3.7.1 審查範圍

- (1) 能源部所提供針對地質、水文、與地球化學在未飽和區的核種傳輸的描述及

技術基礎，用以支撐模式整合在全系統安全評估的精簡

- (2) 用以論證模式精簡的資料與參數是否充足
- (3) 能源部用來特徵化資料不確定性的方法，以及誤差在模式精簡過程的傳遞
- (4) 能源部用來特徵化模式不確定性的方法，以及誤差在模式精簡過程的傳遞
- (5) 能源部採用來比較全系統安全審查發現、作用層級(process-level)的模式輸出、
及以經驗研究(empirical studies)的成果
- (6) 採用專家引進(expert elicitation)

2.2.1.3.7.2 審查方法

5 方法：模式整合、資料與模式論證、資料不確定性、模式不確定性、模式支援。

審查方法 1：模式整合

- (1) 檢驗未飽和區核種傳輸的精簡中之設計特徵、物理現象與耦合的描述及地質、水文、地化、史前水文、史前氣候與氣候觀點的描述在圍阻廢棄物的貢獻。並評估這些可能影響未飽和區核種傳輸的描述觀點是充足的。評估這些描述與技術基礎是透明可追溯來支撐這些精簡模型。
- (2) 驗證全系統功能評估中未飽和區核種傳輸使用的條件與假設，與資料的描述是一致
- (3) 確認能源部有將未飽和區核種傳輸使用的邊界與初始條件傳遞至其他模式精簡
- (4) 評估與未飽和區核種傳輸有關的 FEPs 有包含在全系統安全評估的精簡

審查方法 2：資料與模式論證

- (1) 評估地質、水文、地化資料是否足夠支撐未飽和區核種傳輸精簡之概念模式、作用層級模式、替代概念模式，以及各模式使用之參數
- (2) 驗證所搜集的自然系統的地質、水文、地化資料之特徵是否充足供建立未飽和區核種傳輸邊界與初始條件
- (3) 評估與確認未飽和區核種傳輸所使用的資料有根據合適的技術，是充足的供敏感度與不確定分析使用
- (4) 根據敏感度分析來評估是否需要額外資料

審查方法 3：資料不確定性

- (1) 評估未飽和區核種傳輸在全系統安全功能評估中之概念模式、作用模式與替代概念模式所使用參數值、假設範圍、機率分布、限值之技術基礎。
- (2) 審查者應驗證功能評估中支撐處理參數不確定性與變異的技術基礎。
- (3) 如果保守數值被使用來說明不確定性或變異，審查者應驗證採用保守數值所造成的保守估計並未足以造成非故意的結果（也就是說處置設施功能的保守性推估所造成整體風險的降低，當參數值範圍增加超過資料所能支撐而採用保守的方法所造成不合適的稀釋風險估計）
- (4) 確認能源部所使用的水流與傳輸參數所依據技術包含來自實驗室、現場觀測、天然類比、作用層級模式研究，是與 Yucca Mountain 的未飽和區條件相關
- (5) 檢驗能源部的現場傳輸試驗結果與提供充足模式
- (6) 如果全系統功能評估有考慮未飽和區的臨界(criticality)，檢查能源部使用於計算有效中子放大因子(effective neutron multiplication factor) 的模式與參數，計算能源部未飽和區的危險影響
- (7) 確認能源部合適的建立參數間可能的統計相關性。並確認被忽略的相關性有提供合適的技術基礎或限值論證評估方法

審查方法 4：模式不確定性

- (1) 評估能源部所使用的替代概念模型有用在發展未飽和區核種傳輸模型精簡。檢驗模型參數，考慮可取得之場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比與作用層級模式研究。
- (2) 適當的使用一個替代的全系統功能評估模式來評估能源部未飽和區核種傳輸精簡模型的一部分
- (3) 確認作用層級模式所造成的不確定性範圍有被充分的反應在此精簡中
- (4) 評估概念模型不確定的處理有根據可取得的場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比與作用層級模式研究
- (5) 如果採用保守模式來說明概念模式的不確定性，審查者應驗證所挑選的概念模式
 - A.是保守的，相對替代概念模式是和可取得資料及目前科學理解具一致性
 - B.結果之保守估計風險，且未造成非故意(unintended)的結果

- (6) 檢驗未飽和區核種傳輸所使用的數學模型。檢驗與評估所排除的替代概念模型與所選模式的限制與不確定性

審查方法 5：模式支援

- (1) 評估未飽和區核種傳輸模型精簡的輸出。比較此輸出結果與組合適當之場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比資料
- (2) 評估用來支撐未飽和區核種傳輸精簡的敏感度分析
- (3) 使用細緻的地質、水文、地化過程模式來評估未飽和區核種傳輸的精簡
- (4) 評估精簡模式的輸出結果與作用層級模式的結果。實務上，採用一個替代的全系統功能評估模式來評估能源部的部分精簡，且評估未飽和區核種傳輸對處置設施功能的影響
- (5) 檢驗能源部所發展與測試其數學與數值模型之程序

2.2.1.3.7.3 描述接受準則

5 條件:系統描述與模式整合為適當；數據對於模式證明是足夠的；資料的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞；模式的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞；模式精簡的輸出可以由目的之比較得到支持。

接受準則 1：系統描述與模式整合為適當

- (1) 全系統功能評估充分整合或限制來自於，重要的設計特徵、物理現象與耦合，且在氣候與淨入滲精簡過程使用一致與合適假設
- (2) 影響未飽和區核種傳輸的地質、水文、地球化學、設計特徵、物理現象與耦合特性有被充分考慮。未飽和區核種傳輸精簡的假設與條件，是容易被確認且與呈現資料的描述一致
- (3) 未飽和區核種傳輸精簡的假設、技術基礎、資料與模式是合適的且與其他能源部精簡一致。例如未飽和區核種傳輸精簡的假設與未飽和區及飽和區流徑的精簡一致。
- (4) 未飽和區核種傳輸精簡的邊界與初始條件有被傳遞在所有精簡過程。例如產生傳輸參數的條件與假設與全系統功能評估中其他地質、水文、地球化學條件一致
- (5) 提供充足的資料與技術基礎，足以評估 FEPs 被此精簡所採用的程度
- (6) NUREG - 1297 and NUREG - 1298 (Altman, et al., 1988a,b)的指引或其他可接

受方法的同儕審查與資料審核有被採用

接受準則 2：數據對於模式證明是足夠的

- (1) 執照申請所使用之地質、水文、地化數值（例如流徑長度、吸附係數、遲滯係數、膠體濃度等）有被充分檢驗。並提供充足的描述來說明資料如何使用、詮釋與合適成為參數。
- (2) 是否充足搜集自然系統特徵資料以建立初始與邊界條件供全系統功能評估的未飽和區核種傳輸精簡
- (3) 全系統功能評估精簡所使用之未飽和區的地質、水文、地化資料(包含結構特徵的影響、裂隙分佈、裂隙性質與層化)有合適科技基礎。這些技術可包含實驗室試驗、特定場址現場觀測、天然類比、作用層級模式研究。所使用之敏感度與不確定分析足以決定是否需要額外資料的可能。

接受準則 3：資料的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞

- (2) 模式所使用參數值、假設範圍、機率分布與限值假設，對於風險估計在技術上是足以解釋說明的，合理的反應不確定性且並沒有造成不足
- (2) 某些核種在全系統功能評估精簡中，發現未飽和區裂隙與母岩傳輸對廢棄物阻絕具有重要性
 - A. 估計水流與傳輸參數是否合適，依據實驗室、現場觀測、天然類比、作用層級模式研究技術，是與 Yucca Mountain 的未飽和區條件相關
 - B. 模式足以充足模擬現場傳輸試驗結果
- (3) 如果全系統功能評估遠場有考慮未飽和區的危險(criticality)，用以計算有效中子放大因子(effective neutron multiplication factor) 的輸入參數需有合理範圍
- (4) 未飽和區核種傳輸的概念模式、作用層級模式、替代概念模式之參數發展有充分表示不確定性。這可以透過敏感度分析或使用保守限值達成
- (5) 且當未有充分資料時，參數值與概念模式可以在符合 NUREG-1563 下適當使用專家引進。如採用其他方法能源部需充分論證其適用性

接受準則 4：模式的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞

- (1) FEPs 的替代模擬策略，與可取得資料與目前科學理解是否一致，是有被研究。精簡的結果與限制有被合適的考慮

- (2) 概念模式的不確定性有充足定義與記載，對功能的結論影響有適當評估
- (3) 所考慮之概念模式的不確定性與可用場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比資訊、及作用層級模式研究一致。概念模式的不確定性處理方式，且並沒有造成不足以表示風險估計
- (4) 合適的替代模式與可用資料與目前科學知識一致，對於其結果與限制有適當考慮，所採用的測試與分析是對作用模式具有敏感度。例如在裂隙核種傳輸，能源部替代模型的發展，有充分了解非飽層裂隙分佈與裂隙水流與傳輸性質。

接受準則 5：模式精簡的輸出可以由目的之比較得到支撐

- (1) 全系統功能評估精簡所採用之模式結果與細緻作用層級模式結果一致、而且或者與經驗觀測(實驗室及現場試驗、及或天然類比)之結果一致。
- (2) 未飽和區核種傳輸的結果精簡可以合理產出，或限制所對應之作用層級模式結果、經驗觀測結果或該二種結果。能源部的非飽層核種傳輸精簡是依據相同的水文、地質假設與近似，必須是適當的或近似類比於天然系統或實試驗系統。
- (3) 程序有充分記載並被科學社群接受作為建立與測試數學與數值模式來模擬非飽層核種傳輸。
- (4) 提供敏感度分析或限值分析來支撐全系統安全評估之非飽層核種傳輸精簡，必須涵蓋場址資料、現場或實驗室試驗 與測試、天然類比研究的範圍一致。

2.2.1.3.7.4 審查發現：滿足 10 CFR 63.114 的要求。

在未飽和區核種傳輸的技術要求皆符合功能評估所需，且皆有以下 4 點發現：

- (1) 分析有使用合適的場址與鄰近區域資料、不確定性與變異有合理參數值與合適的替代概念模型符合 10 CFR 63.114(a) - (c)。
- (2) 分析採用具體的 FEPs 進行分析，且有合適的技術基礎提供納入或剔除依據以符合 10 CFR 63.114(e)。
- (3) 分析包含具體的退化(degradation)、劣化(deterioration)與變異(alteration)作用，並考慮其對年劑量的影響，且有合適的技術基礎提供納入或剔除依據以符合 10 CFR 63.114(f)。
- (4) 提供合適的技術基礎供功能評估之模式使用以符合 10 CFR 63.114(g)。

2.2.1.3.8 飽和區的流動路徑

要回顧這種模式精簡化，考慮美國能源部在飽和區流動路徑的程度證明合規性(compliance)。考慮 2.2.1.1 節(「多重障壁」)中評估的風險資訊，審查此模式精簡化。例如，假設美國能源部依據飽和區的流動路徑，將放射性核種傳輸至合理最大限度暴露個體有顯著的延遲和/或稀釋現象，則進行詳細的審查。反之，如果無顯著影響，則進行簡單的審查。此處提供的審查方法和接受準則是詳細的審查。對於影響較小的情況(簡化審查)可能不是必需的。功能目標的評估是依循雅卡山審查計畫 2.2.1.4 節的審查進行示範。

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.2.1.3.8.1 審查範圍

本節回顧飽和區的流動路徑。審查人員將評估 10 CFR 63.21(c)、(1)、(9)、(15)和(19)所要求的資訊，這與未飽和區流動路徑的精簡化有關。工作小組將評估以下飽和區域中流動路徑的精簡化，使用 2.2.1.3.8.2 和 2.2.1.3.8.3 中的審查方法和接受準則：

- (1) 描述飽和區流動路徑的地質、水文和地球化學等方面，以及美國能源部提供的支持整個系統功能評估模式精簡化整合的技術基礎；
- (2) 足夠的資料和參數證明整體系統功能評估模式精簡化；
- (3) 美國能源部使用特徵化資料不確定性的方法，並透過整個系統功能評估模式精簡化傳遞這種不確定性的影響；
- (4) 美國能源部使用特徵化模式不確定性的方法，並通過整個系統功能評估模式精簡化傳遞這種不確定性的影響；
- (5) 美國能源部用於比較整個系統功能評估輸出至作用層級模式輸出與實證研究之途徑；
- (6) 使用專家引進。

2.2.1.3.8.2 審查方法

為了審查飽和區域中流動路徑的精簡化，界定整個系統功能評估從高度複雜的作用層級模式到簡化模式的可能範圍。無論複雜程度如何，評估模式的適用性。

審查方法 1：模式的完整性

審查設計特徵、物理現象和耦合的描述，以及描述飽和區的地質、水文和地

球化學等方面，包含在飽和區域中影響廢棄物隔離精簡化的流動路徑。評估這些描述技術基礎的充分性，並將其納入飽和區流動路徑的精簡化。

評估可能影響飽和區流動路徑的地質、水文、地球化學、設計特徵、物理現象和偶合方面的描述是否足夠。審核精簡化飽和區流動路徑中使用的條件和假設與描述中呈現的資料一致。審查美國能源部飽和區精簡化所使用的假設、技術基礎、資料和模式與其他美國能源部一致。評估支持飽和區流動路徑精簡化的描述和技術基礎是否透明和可追溯。

確認美國能源部用於精簡化飽和區流動路徑中傳輸的邊界及初始條件。

審查飽和區域中，與流動路徑相關的特徵、事件和作用如何包含在整個系統功能評估精簡化中。審核美國能源部描述飽和區的流動路徑是否考慮到自然場址條件。

審核美國能源部根據已知的氣候週期模式，在第四紀(特別是最近 50 萬年期間)以及其他古氣候資料，評估長期氣候變化。

確認美國能源部對周圍飽和區流量系統有潛在地熱和地震的影響。

認美國能源部考慮預期水位上升對水頭和流向的影響，以及對處置場功能之影響。審核美國能源部的審查是否遵循諸如 NUREG-1297 和 NUREG-1298(Altman, et al., 1988a,b)的導則，或可接受的情況下使用替代方法。

審查方法 2：數據與模式的正當性

飽和區域流動路徑的整個系統功能評估精簡化，評估用於支持概念模式、作用層級模式以及替代概念模式所考慮使用的參數、水文、地球化學和氣候資料之充分性。評估飽和區流動路徑整體系統功能評估精簡化中的物理現象、偶合、氣候、地質、水文和地球化學資料之基礎。該基礎可以包含技術的組合，例如實驗室試驗、特定場址、野外量測、自然類比研究、作用層級模擬研究和專家引進。審核是否充分收集了有關地質、水文和地球化學等自然系統的特徵化資料，為飽和區流域徑流的整體系統功能評估精簡化建立初步及邊界條件。

評估並確認用於支持美國能源部的資料在飽和區流動路徑精簡化之總體系統功能評估是基於適當的技術，並且適用於所附加的敏感性/不確定性分析。根據敏感性分析評估對於補充資料的需求。

審核美國能源部提供足夠的資訊，證實提出的地下水數值建模方法和模式適

用於場址條件。

審查方法 3：數據的不確定性

飽和區流動路徑總體系統功能評估的精簡化中，評估在概念模式、作用層級模擬和替代概念模式中使用的參數值、假定範圍、機率分佈和邊界值的技術基礎。審查人員應審核技術基礎是否能夠於功能評估中對這些參數的不確定性和變異性進行處理。如果使用保守值作為解決不確定性和變異性的方法，則審查人員應確認保守值導致風險之保守估計，並不會產生意外之結果。

基於對古氣候資料的合理調查，確定模式精簡化中氣候變化的水文效應包含不確定性。

審核美國能源部是否適當地確定參數之間的統計相關性。審核為被忽視的相關性提供了足夠的技術基礎或論證限制。

評估美國能源部採用專家引進來定義參數值的方法。

審查方法 4：模式的不確定性

評估美國能源部用於發展飽和區流動路徑精簡化的替代概念模式。審查模式參數，考慮可用的場址特徵化資料、實驗室試驗、野外量測、天然類比資訊和作用層級模擬研究，並評估其一致性。適當的情況下，確認美國能源部是已充分解決了模式精簡化的外部審查意見。

在適當的情況下，使用替代的整體系統功能評估模式來評估美國能源部選定部分對飽和區流動路徑的精簡化。審查替代概念模式對處置場功能的影響，並評估如何定義、記錄和評估模式不確定性。

根據可用的場址特徵化資料、實驗室試驗、野外量測、天然類比資訊和作用層級模擬研究，評估處理概念模式的不確定性。如果採用保守模式作為解決概念模式不確定性的方法，則審查人員應審核選定的概念模式基於以下兩點：(i) 相對於與可用資料和目前科學認知一致的替代概念模式而言是保守的；(ii) 導致風險的保守估計，而不會產生不可預測之結果。

檢查飽和區流動路徑分析中包含的數學模式。另外，檢查和評估排除替代概念模式的基礎，以及所選模式的局限性和不確定性。

審查方法 5：模式的支持

評估精簡化飽和區域流動路徑的輸出，並將結果與場址特徵化資料、實驗室

試驗、野外量測、天然類比資訊和作用層級模擬研究適當組合進行比較。

使用詳細的地質、水文和地球化學過程模式評估飽和區流動路徑的整體系統功能評估精簡化。如果實際使用替代的整體系統功能評估模式評估美國能源部選定部分在飽和區精簡化流動路徑，並評估對處置場功能的影響。將美國能源部的精簡化結果與近似值進行比較，顯示適合於密切相似的天然系統或試驗系統。

審查美國能源部用於開發和試驗數學和數值模式的程序。

適當的時機使用替代的整體系統功能評估模式來評估美國能源部的敏感性或邊界分析，並確認美國能源部已經使用與場址特徵化資料、現地和實驗室試驗以及自然類比研究相一致的範圍。

2.2.1.3.8.3 接受準則

以下接受準則是基於滿足 10 CFR 63.114(a) - (c) 和(e) - (g)飽和區模式精簡化流動路徑的要求。美國核監管委員會的工作小組應根據美國能源部頒布的風險執照申請的重要程度，應用以下接受準則。

接受準則 1：系統描述與模式完整是足夠。

- (1) 整個系統功能評估充分結合了重要的設計特徵、物理現象及耦合，並在飽和區精簡化過程的整個流動路徑中使用一致和適當的假設；
- (2) 描述可能影響飽和區流動路徑的地質、水文、地球化學、設計特徵、物理現象和耦合方面都是足夠的。容易界定飽和區域中流動路徑精簡化的條件和假設，並與描述中呈現的資料一致；
- (3) 飽和區流動路徑精簡化的使用與美國能源部其他相關精簡化相適應和一致的假設、技術基礎、資料和模式。例如，飽和區流動路徑的假設與代表整體系統功能評估精簡化(雅卡山審查計畫 2.2.1.3.12 節)一致。描述和技術基礎是否提供透明和可追溯支持飽和區流動路徑的精簡化；
- (4) 整個系統功能評估中使用的邊界和初始條件在飽和區流動路徑之精簡化是在整體精簡化方法中傳播。例如，精簡化基於與場址尺度建模和死谷(Death Valley)地下水流量系統的區域模式一致的初始和邊界條件；
- (5) 提供足夠的資料和技術基礎評估此精簡化，包含的特徵、事件和作用的程度；
- (6) 考慮自然場址條件，飽和區的流動路徑被充分描述；
- (7) 根據第四紀期間(特別是近 50 萬年)的已知氣候週期模式和其他古氣候資料，

進行充分評估的長期氣候變化；

- (8) 充分描述和考慮周圍飽和區流量系統潛在地熱和地震之影響；
- (9) 充分考慮預期水位上升對水頭和流向的影響，以及對處置場功能之影響。
- (10) 遵循 NUREG-1297 和 NUREG-1298(Altman, et al., 1988a,b)中的導則或其他可接受的同儕審查和資料資格認證方法。

接受準則 2：證明模式之數據是充足的。

- (1) 執照申請中用於評估飽和區的流動路徑所使用的地質、水文和地球化學的值具有充分理由。充分描述如何將資料使用、解釋和適當地組合到參數中；
- (2) 收集足夠自然系統的資料，為飽和區的流動路徑精簡化建立初使和邊界條件；
- (3) 整個系統功能評估精簡化中使用的飽和區的地質、水文和地球化學資料都是基於適當的技術。這些技術可能包含實驗室試驗、特定場址量測、自然類比研究、作用層級模擬研究。適當的美國能源部整體系統功能評估精簡化支持的敏感度或不確定性分析，足以確定可能需要的補充資料；
- (4) 提供足夠的資訊證實提出的地下水數值建模方法和所提出校準後之模式適用於場址條件。

接受準則 3：數據不確定性是被描述的及遍及於整個模式精簡。

- (1) 模式使用參數值、假定範圍、機率分佈和技術上可以防範的邊界假設，合理地解釋不確定性和變異性，並且不會導致風險估計不足的情況；
- (2) 基於合理的對古氣候資料進行完整調查，不確定性被適當地納入到氣候變化的水文效應模式精簡化中；
- (3) 發展飽和區的流動路徑精簡化時考慮的概念模式、作用層級模式和替代概念模式的參數開發中，不確定性已得到充分的描述。這可以透過敏感性分析或使用保守範圍完成。例如，敏感性分析和/或類比分析足以界定預期會顯著影響模式精簡化結果的飽和區域流參數；
- (4) 假設資料量不足的情況下，參數值和概念模式的定義根據 NUREG-1563 (Kotra, et al., 1996)適當的使用專家引進。

接受準則 4：模式不確定性是被描述的及遍及於整個模式精簡。

- (1) 考慮特徵、事件和作用的替代建模方法，並與可用資料和目前的科學理解相一致，精簡化中適當的考慮結果和範圍；

- (2) 概念模式的不確定性被充分定義和記錄，並且對功能結論的影響進行適當的評估。例如，透過分析由場址資料支持的合理概念流量模式(reasonable conceptual flow models)來考慮資料解釋中的不確定性，或通過敏感性研究證明不確定性對處置場功能影響不大；
- (3) 概念模式不確定性的考慮與可用的場址特徵化資料、實驗室試驗、野外量測、天然類比資訊和作用層級模擬研究一致；對概念模式不確定性的處理不會導致風險估計不足的情況；
- (4) 適當的替代建模方法與現有資料和目前科學知識相一致，並適當地考慮其結果和限制，對所建模過程敏感度進行試驗和分析。

接受準則 5：模式精簡產出結果被客觀比較所支持。

- (1) 整個系統功能評估精簡化中執行的模式提供了一致的結果，此結果具有詳細的作用層級模式和/或經驗觀察的輸出(實驗室和現地試驗和/或天然類比)；
- (2) 精簡化飽和區流動路徑輸出合理的產生或限制相應作用層級模式、經驗觀察或兩者的結果；
- (3) 已接受科學界構建完整的書面程序並且試驗數學和數值模式用於模擬飽和區域中的流動路徑；
- (4) 提供敏感度分析或邊界分析，以支持飽和區域中的流動路徑的精簡化，涵蓋與場址特徵化資料、現地和實驗室試驗以及自然類比研究相一致的範圍。

2.2.1.3.8.4 審查發現

如果執照申請時能提供足夠的資訊，並且適當的滿足 2.2.1.3.8.3 節中的接受準則，工作小組評估這部分是可以接受的。審核人員撰寫適合整個申請準備的資料納入安全評估報告。該報告包含所審查內容的概要說明，以及說明為什麼認為提交可被審查人員接受。工作小組可以如下記錄審查。

美國核管理委員會工作小組審查了安全分析報告以及其他支援執照申請的資料，並在合理保證的情況下發現滿足 10 CFR 63.114 的要求。已經滿足飽和區流動路徑進行功能評估的技術要求。特別是美國核管理委員會工作小組發現以下幾點：

- (1) 根據 10 CFR 63.114(a)-(c)，分析中已經使用場址和周邊地區的適當資料、參數的不確定性和變異性以及替代概念模式；

- (2) 具體特徵、事件和作用已經包含在分析中，根據 10 CFR 63.114(e)，已經提供適當的技術基礎進行納入或排除各類情況；
- (3) 考慮到其對年度劑量的影響，已經將具體的退化、劣化和改變過程納入分析，並根據 10 CFR 63.114(f)提供適當的技術基礎用於納入或排除各類情況；
- (4) 已按照 10 CFR 63.114(g)的要求為功能評估中使用的模式提供足夠的技術基礎。

2.2.1.3.9 飽和區的核種傳輸

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.2.1.3.9.1 審查範圍 (area of review)：

- (1) 能源部所提供針對地質、水文、與地球化學在飽和區的核種傳輸的描述及技術基礎，用以支撐模式整合在全系統安全評估的精簡
- (2) 用以論證全系統功能評估模式精簡的資料與參數是否充足
- (3) 能源部用來特徵化資料不確定性的方法，以及誤差在模式精簡過程的傳遞
- (4) 能源部用來特徵化模式不確定性的方法，以及誤差在模式精簡過程的傳遞
- (5)能源部採用來比較全系統安全審查發現、作用層級(process-level)的模式輸出、及以經驗研究(empirical studies)的成果
- (6) 採用專家引進(expert elicitation)

2.2.1.3.9.2 審查方法

5 方法：模式整合、資料與模式論證、資料不確定性、模式不確定性、模式支援。

審查方法 1：模式整合

- (1) 檢驗飽和區核種傳輸的精簡中之設計特徵、物理現象與耦合的描述及地質、水文與地化的描述在圍阻廢棄物的貢獻。並評估這些可能影響飽和區核種傳輸的描述觀點是充足的。評估這些描述與技術基礎是透明可追溯來支撐這些精簡模型。
- (2) 驗證全系統功能評估中飽和區核種傳輸使用的條件與假設，與資料的描述是一致
- (3) 確認能源部有將飽和區核種傳輸使用的邊界與初始條件傳遞至其他模式精簡

(4) 評估與飽和區核種傳輸有關的 FEPs 有包含在全系統安全評估的精簡

審查方法 2：資料與模式論證

- (1) 評估地質、水文、地化資料是否足夠支撐飽和區核種傳輸精簡之概念模式、作用層級模式、替代概念模式，以及各模式使用之參數
- (2) 驗證所搜集的自然系統的地質、水文、地化資料之特徵是否充足供建立飽和區核種傳輸邊界與初始條件
- (3) 評估與確認飽和區核種傳輸所使用的資料有根據合適的技術，是充足的供敏感度與不確定分析使用
- (4) 根據敏感度分析來評估是否需要額外資料

審查方法 3：資料不確定性

- (1) 評估飽和區核種傳輸在全系統安全功能評估中之概念模式、作用模式與替代概念模式所使用參數值、假設範圍、機率分布、限值之技術基礎。
- (2) 審查者應驗證功能評估中支撐處理參數不確定性與變異的技術基礎。
- (3) 如果保守數值被使用來說明不確定性或變異，審查者應驗證採用保守數值所造成的保守估計並未足以造成非故意的結果（也就是說處置設施功能的保守性推估所造成整體風險的降低，當參數值範圍增加超過資料所能支撐而採用保守的方法所造成不合適的稀釋風險估計）
- (4) 確認能源部所使用的水流與傳輸參數所依據技術包含來自實驗室、現場觀測、天然類比、作用層級模式研究，是與 Yucca Mountain 的飽和區條件相關
- (5) 檢驗能源部的現場傳輸試驗結果與提供充足模式
- (6) 如果全系統功能評估有考慮飽和區的危險(criticality)，檢查能源部使用於計算有效中子放大因子(effective neutron multiplication factor) 的模式與參數，計算能源部未飽和區的危險影響
- (7) 確認能源部合適的建立參數間可能的統計相關性。並確認被忽略的相關性有提供合適的技術基礎或限值論證評估方法

審查方法 4：模式不確定性

- (1) 評估能源部所使用的替代概念模型有用在發展飽和區核種傳輸模型精簡。檢驗模型參數，考慮可取得之場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類

比與作用層級模式研究。

- (2) 適當的使用一個替代的全系統功能評估模式來評估能源部飽和區核種傳輸精簡模型的一部分
- (3) 確認作用層級模式所造成的不確定性範圍有被充分的反應在此精簡中
- (4) 評估概念模型不確定的處理有根據可取得的場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比與作用層級模式研究
- (5) 如果採用保守模式來說明概念模式的不確定性，審查者應驗證所挑選的概念模式
 - A. 是保守的，相對替代概念模式是和可取得資料及目前科學理解具一致性
 - B. 結果之保守估計風險，且未造成非故意(unintended)的結果
- (6) 檢驗飽和區核種傳輸所使用的數學模型。檢驗與評估所排除的替代概念模型與所選模式的限制與不確定性

審查方法 5：模式支援

- (1) 評估飽和區核種傳輸模型精簡的輸出。比較此輸出結果與組合適當之場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比資料
- (2) 評估用來支撐飽和區核種傳輸精簡的敏感度分析
- (3) 使用細緻的地質、水文、地化過程模式來評估飽和區核種傳輸的精簡
- (4) 評估精簡模式的輸出結果與作用層級模式的結果。實務上，採用一個替代的全系統功能評估模式來評估能源部的部分精簡，且評估飽和區核種傳輸對處置設施功能的影響
- (5) 檢驗能源部所發展與測試其數學與數值模型之程序

2.2.1.3.9.3 接受準則

5 條件:系統描述與模式整合為適當；數據對於模式證明是足夠的；資料的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞；模式的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞；模式精簡的輸出可以由目的之比較得到支持。

接受準則 1：系統描述與模式整合為適當

- (1) 全系統功能評估充分整合或限制來自於，重要的設計特徵、物理現象與耦合，且在飽和區核種傳輸過程使用一致與合適假設
- (2) 影響飽和區核種傳輸的地質、水文、地球化學、設計特徵、物理現象與耦合

特性有被充分考慮。例如描述飽和區傳輸性質因水與岩體交互作用的改變。

飽和區核種傳輸精簡的假設與條件，是容易被確認且與呈現資料的描述一致

- (3) 飽和區核種傳輸精簡的假設、技術基礎、資料與模式是合適的且與其他能源部精簡一致。例如飽和區核種傳輸的假設與全系統功能評估中核種外釋速率與溶解限制及飽和區流徑的精簡一致。
- (4) 飽和區核種傳輸精簡的邊界與初始條件有被傳遞在所有精簡過程。例如產生傳輸參數的條件與假設與全系統功能評估中其他地質、水文、地球化學條件一致
- (5) 提供充足的資料與技術基礎，足以評估 FEPs 被此精簡所採用的程度
- (6) NUREG - 1297 and NUREG - 1298 (Altman, et al., 1988a,b)的指引或其他可接受方法的同儕審查與資料審核有被採用

接受準則 2：數據對於模式證明是足夠的

- (1) 執照申請所使用之地質、水文、地化數值（例如流徑長度、吸附係數、遲滯係數、膠體濃度等）有被充分檢驗。並提供充足的描述來說明資料如何使用、詮釋與合適成為參數。
- (2) 自然系統特徵是否充足搜集資料以建立初始與邊界條件供全系統功能評估的飽和區核種傳輸精簡
- (3) 全系統功能評估精簡所使用之飽和區的地質、水文、地化資料(包含結構特徵的影響、裂隙分佈、裂隙性質與層化)有合適科技基礎。這些技術可包含實驗室試驗、特定場址現場觀測、天然類比、作用層級模式研究。所使用之敏感度與不確定分析足以決定是否需要額外資料的可能。

接受準則 3：資料的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞

- (2) 模式所使用參數值、假設範圍、機率分布與限值假設，對於風險估計在技術上是足以解釋說明的，合理的反應不確定性且並沒有造成不足
- (2) 某些核種在全系統功能評估精簡中，發現飽和區裂隙與母岩傳輸對廢棄物阻絕具有重要性
 - A. 估計水流與傳輸參數是否合適，依據實驗室、現場觀測、天然類比、作用層級模式研究技術，是與 Yucca Mountain 的未飽和區條件相關
 - B. 模式足以充足模擬現場傳輸試驗結果

- (3) 如果全系統功能評估遠場有考慮飽和區的危險(criticality) ，用以計算有效中子放大因子(effective neutron multiplication factor) 的輸入參數需有合理範圍
- (4) 飽和區核種傳輸的概念模式、作用層級模式、替代概念模式之參數發展有充分表示不確定性。這可以透過免感度分析或使用保守限值達成
- (5) 且當未有充分資料時，參數值與概念模式可以在符合 NUREG-1563 下適當使用專家引進。如採用其他方法能源部需充分論證其適用性

接受準則 4：模式的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞

- (1) FEPs 的替代模擬策略，與可取得資料與目前科學理解是否一致，是有被研究。精簡的結果與限制有被合適的考慮
- (2) 概念模式的不確定性有充足定義與記載，對功能的結論影響有適當評估
- (3) 所考慮之概念模式的不確定性與可用場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比資訊、及作用層級模式研究一致。概念模式的不確定性處理方式，且並沒有造成不足以表示風險估計
- (4) 合適的替代模式與可用資料與目前科學知識一致，對於其結果與限制有適當考慮，所採用的測試與分析是對作用模式具有敏感度。例如在裂隙核種傳輸，能源部替代模型的發展，有充分了解飽層裂隙分佈與裂隙水流與傳輸性質。

接受準則 5：模式精簡的輸出可以由目的之比較得到支撐

- (1) 全系統功能評估精簡所採用之模式結果與細緻作用層級模式結果一致、而且或者與經驗觀測(實驗室及現場試驗、及或天然類比)之結果一致。
- (2) 飽和區核種傳輸的結果精簡可以合理產出，或限制所對應之作用層級模式結果、經驗觀測結果或二者。能源部的飽層核種傳輸精簡是依據相同的水文、地質、地假設與近似，必須是適當的或近似類比於天然系統或實試驗系統。
- (3) 程序有充分記載並被科學社群接受作為建立與測試數學與數值模式來模擬飽和區核種傳輸。
- (4) 提供敏感度分析或限值分析來支撐全系統安全評估之飽和區核種傳輸精簡，必須涵蓋場址資料、現場或實驗室試驗 與測試、天然類比研究的範圍一致。

2.2.1.3.9.4 審查發現

在飽和區核種傳輸的技術要求皆符合功能評估所需，且皆有以下 4 點發現：

- (1) 分析有使用合適的場址與鄰近區域資料、不確定性與變異有合理參數值與合

適的替代概念模型符合 10 CFR 63.114(a) - (c)。

- (2) 分析採用具體的 FEPs 進行分析，且有合適的技術基礎提供納入或剔除依據以符合 10 CFR 63.114(e)。
- (3) 分析包含具體的退化(degradation)、劣化(deterioration)與變異(alteration)作用，並考慮其對年劑量的影響，且有合適的技術基礎提供納入或剔除依據以符合 10 CFR 63.114(f)。
- (4) 提供合適的技術基礎供功能評估之模式使用以符合 10 CFR 63.114(g)。

2.2.1.3.10 廢棄物包件的火成作用破壞

審查本節之精簡模式，須考慮美國能源部所依靠廢棄物包件火成作用破壞之程度，去驗證其符合度。審查本節此一精簡模式，是針對多重障壁章節(2.2.1.1 節)之風險評估資訊來考慮。例如，如果能源部認為依靠廢棄物包件火完整性來提供延遲核種傳輸以使個人曝露於一合理的最大劑量值是重要的，則須對此一精簡模式進行詳細的審查。另一方面，如果能源部確認此一精簡模式對個人曝露劑量影響不重要，則只對其邊界之假設進行簡化審查。此處提供的審查方法與接受準則是為了詳細審查，對有些簡化審查時可能不需要。此處是利用 2.2.1.4 節之雅卡山審查計畫，來驗證功能性目的之符合程度。

2.2.1.3.1.1 審查範圍

這節是審查廢棄物包件火成作用破壞，審查者將依 10 CFR 63.21(c)(1)、(9)、(15)及(19)之要求審查此一有關廢棄物包件火成作用破壞化精簡資訊。廢棄物包件火成作用破壞精簡之概念，將依以下六部分評估：

- (1) 關於與廢棄物包件火成作用破壞及基於能源部提供支持模型完整性的技術相關之地質、水文地質、地化學等方面之描述，跨整體系統功能評估精簡概念；
- (2) 判斷整體系統功能評估精簡模式概念的數據與參數之充足程度；
- (3) 能源部使用於描繪數據不確定性、與這不確定性遍及於整體系統功能評估精簡概念之方法；
- (4) 能源部使用於描繪模式不確定性與不確定性遍及於整體系統功能評估精簡概念之方法；
- (5) 能源部使用於比較整體系統功能評估之產出與在過程階段模式之產出與經

驗探討的方式；

(6) 專家意見之使用。

2.2.1.3.1.2 審查方法

為審查廢棄物包件火成作用破壞精簡概念，認識用於整體系統功能評估之模式，可以從高度複雜過程階段的模式到簡化的模式，姑且不論模式的複雜層級，評估模式須具的合適性。

審查方法 1：模式的完整性

檢查有關設計特色、物理現象、與耦合作用，以及地質、地球物理、地化學等方面之描述包含於廢棄物包件火成作用破壞精簡。確認具備足夠與一致的技術基準，以完成這些描述、及為廢棄物包件火成作用破壞結合它們於整體系統功能評估精簡。確認在評估廢棄物包件火成作用破壞的模式與假設，與在執照申請書其它地方一致。

證實在評估廢棄物包件火成作用破壞之模式與一般在雅卡山地區解釋火成特色之物理進程一致。證實活火山過程與觀察一般活火山特徵之一致。

評估使用於確認工程性處置場系統與火山系統間交互影響之技術基準。

確認能源部的審查有根據 NURED-1297 及 NUREG-1298 之規範(Altman, et al., 1988)，或其他可接受的方法。

審查方法 2：數據與模式的正當性

評估支持使用在概念模式、過程階段模式、及用於整體系統功能評估廢棄物包件火成作用破壞精簡中其他概念模式參數之地質、地球物理、地化學據數的充足性。

確認使用於這些數據的技術基準具足夠的正當性，使用於模擬影響廢棄物包件火成作用破壞過程之數據是盡可能由經充分驗證的技術所導得。

確認有充足數據可使用在整合相關廢棄物包件火成作用破壞之 FEP 於過程階段模式中。確認於最後的精簡模式中，有充分考慮在相關的 FEP 間適當之相互關係與關聯性。

評估能源部之方法有採用專家建議去定義參數值。

審查方法 3：數據的不確定性

檢查使用在概念模式、過程階段模式、及用於整體系統功能評估精簡中廢棄

物包件火成作用破壞其他概念模式之技術基準的參數值、假設範圍、機率分佈及邊界值。審查者應證實此一技術基準支持在功能評估中參數不確定性與變異性之處理。如果，於一方法中之參數不確定性與變異性採取保守值，審查者應證實此一導致風險的保守估計值，且不可引起非預期的結果。亦即，保守代表某一方面之處置場行為，將減低整體之風險性；當參數範圍增大到數據可支持的範圍外，採用保守方法將會不適當的淡化所估計的風險。

確認能源部適當建立各參數間可能之統計關聯性。確認任何被省略的關聯性均有提供充足技術基準與邊界之論證。

評估能源部使用的方法有引用專家意見去定義參數值。

審查方法 4：模式的不確定性

評估能源部有使用其它概念模式為廢棄物包件火成作用破壞而發展整體系統功能評估精簡。檢查模式的參數滿足於場址特性調查數據、實驗室試驗、現場量測、天然類比研究、及在過程階段模擬研究，並評估它們的一致性。

評估概念模式不確定性之處理有考慮到場址特性調查數據、實驗室實驗、現場量測、天然類比資訊、及在過程階段的模擬研究。如果採用一個保守模式去處理概念模式的不確定性，則審查者應證實此一選定的概念模式：(1)相對於其它概念模式是保守，(2)導致保守估計且不可引起非預期的結果。亦即，保守代表某一方面之處置場行為，將減低整體之風險性。

審查方法 5：模式的支持

評估從廢棄物包件火成作用破壞精簡的產出結果，有經比較於適當綜合場址特性調查數據、在詳細的過程階段模擬、實驗室試驗、現場量測、以及天然類比。

確認在精簡模式與相對比較數據間之不一致處有被解釋與量化。確認模式結果有考慮這些不確定性。

2.2.1.3.1.3 接受準則

以下接受準則是根據滿足於規範 10 CFR 63.114 (a)-(c)及(e)-(g)等有關工程障壁劣化精簡模式之要求。美國核管會幕僚人員須應用下列接受準則，依照能源部建立之風險等級執照申請。

接受準則 1：系統描述與模式完整是足夠。

(1) 整體系統功能評估中，結合足夠的重要設計特色、物理現象、耦合作用、並

適用一致且適當的假設於廢棄物包件火成作用破壞的整個過程；

- (2) 評估廢棄物包件火成作用破壞所使用的模式，與一般在雅卡山地區解釋火成特色之物理進程一致、或活火山系統之觀察一致；
- (3) 模式有考慮工程處置場系統可能使火山過程發生改變；
- (4) NUREG-1297 及 NUREG-1298 中的準則，或其它可接受規範是被採用的。

接受準則 2：證明模式之數據是充足的。

- (1) 可利用於廢棄物包件火成作用破壞之參數充足且足以判斷。能源部有提供充分描述這些數據如何使用、解釋、與適當的綜合入參數值；
- (2) 使用於模擬影響廢棄物包件火成作用破壞之數據是由適當的技術導得。這些技術可能包括特定場址量測、天然類比研究、實驗室量測；
- (3) 在整合相關廢棄物包件火成作用破壞之 FEP 於過程階段模式中，有充足數據可使用，包括適當相互關係之判定與關聯性；
- (4) 當沒有充足數據時，能源部採取的參數值與概念模式，須是適當利用其它來源，例如是依 NEREQ-1563 的專家建議值。如果以其它方法，能源部應適當地判斷他們的使用。

接受準則 3：數據不確定性是被描述的及遍及於整個精簡模式。

- (1) 模式使用的參數值、假設範圍、可靠性分佈、及或邊界假設，技術上是有正當理由的、並合理考慮不確定性與變異性、且不可能導致低估風險性；
- (2) 參數之不確定性有定量考慮觀察場址數據值之不確定性、可用文獻(數據之精度)、以及從過程階段模式摘取參數值之不確定性(數據之準度)；
- (3) 當沒有充足數據時，能源部採取的參數值與概念模式，須是適當利用其它來源，例如是依 NEREQ-1563 的專家建議值。如果以其它方法，能源部應適當地判斷他們的使用。

接受準則 4：模式不確定性是被描述的及遍及於整個精簡模式。

- (1) 其它模擬廢棄物包件火成作用破壞方法已被考慮且符合可用的數據及現今科學認知，其分析結果與限制也已適當考慮於本精簡；
- (2) 精簡模式之不確定性已被充分解釋與記錄，在整體系統功能評估中這些不確定性的影響已被確認；
- (3) 概念模式之不確定性考慮，與場址特性調查數據、實驗室驗、現場量測、天

然類比資訊、及在過程階段模擬研究之數據一致；概念模式不確定性之處理不可導致低估風險性。

接受準則 5：精簡模式產出結果被客觀比較所支持。

- (1) 在廢棄物包件火成作用破壞精簡提供的模式補充結果與從詳細過程階段模式或經驗觀察(實驗室與現場試驗，及或自然類比)一致；
- (2) 在精簡模式與相對比較數據間之不一致處有被記錄、解釋與量化。這些導致的不確定性已被考慮於模式結果。

2.2.1.3.1.4 審查發現

如果，執照申請可提供充分的資訊，且滿足在 2.2.1.3.10.3 節之接受準則，則幕僚人員就推斷幕僚人員評估的部分是可接受的。評審人員，則為整個執照申請撰寫適合包含於安全評估之報告資料。這報告包括一個摘要陳述審查了甚麼、為何審查發現提議可接受。幕僚人員可提供審查證明文件如下：

美國核能管制委員會幕僚人員已審查安全分析報告及支持執照申請的其它資訊，依據功能評估中工程障壁材之劣化精簡模式，以合理考察，發現已滿足 10 CFR 63.114 規範之要求。特別，美國核能管制委員會幕僚人員發現：

- (1) 已使用從場址及鄰近地區的適當的數據、使用合適不確定性與變異性的參數值及其它概念模式，滿足 10 CFR 63.114(a)-(c)規範要求。
- (2) 特定的 FEP 已包含於分析中，已提供適當的技術基準以包含或排出各類情況，滿足 10 CFR 63.114(e)規範要求。
- (3) 特定的劣化、惡化、改變過程已包含於分析，並考慮它們對每年劑量之影響。已提供適當的技術基準以包含或排出各類情況，滿足 10 CFR 63.114(f)規範要求。
- (4) 已提供足夠的技術基準於使用模式進行功能評估，滿足 10 CFR 63.114(g)之規範要求。

2.2.1.3.11 核種的氣體傳輸

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.2.1.3.11.1 審查範圍

- (1) 能源部所提供針對地質、水文、地球化學和氣象在核種於空氣中傳輸的描述及技術基礎，用以支撐模式整合在全系統安全評估的精簡。

- (2) 用以論證模式精簡的資料與參數是否充足。
- (3) 能源部用來特徵化資料不確定性的方法，以及誤差在模式精簡過程的傳遞。
- (4) 能源部用來特徵化模式不確定性的方法，以及誤差在模式精簡過程的傳遞。
- (5) 能源部採用來比較全系統安全審查發現、作用層級(process-level)的模式輸出、及以經驗研究(empirical studies)的成果。
- (6) 採用專家引進(expert elicitation)。

2.2.1.3.11.2 審查方法

5 方法：模式整合、資料與模式論證、資料不確定性、模式不確定性、模式支援。

審查方法 1：模式整合

- (1) 檢驗核種於空氣傳輸的精簡中之設計特徵、物理現象與耦合的描述及地質、水文、地化與氣候觀點的描述。並評估這些可能影響核種於空氣傳輸的描述觀點是充足的。評估這些描述與技術基礎是透明可追溯來支撐這些精簡模型。
- (2) 驗證核種於空氣傳輸模型與物理作用過程是否一致，通常由雅卡山地區的火成岩特徵中解釋出來。驗證活動火成作用的模型是否與觀察到活躍火成岩特徵之作用過程是否一致。
- (3) 評價用於評估工程處置場系統對於火成作用過程影響之技術基礎。
- (4) 驗證美國能源部的審查是否符合 NUREG-1297 的指導和 NUREG-1298(Altman 等人，1988a, b)，或使用可接受的情況的替代方法

審查方法 2：資料與模式論證

- (1) 評估地質、地物、地化和氣象資料是否足夠支撐核種於空氣傳輸精簡之概念模式、作用層級模式、替代概念模式，以及各模式使用之參數。
- (2) 驗證這些數據的技術基礎是否足夠合理，且數據用於放射性核種於空氣傳輸模型之作用由充分的記錄技術所推導。這樣的技術，包括特定場址現地量測、天然類比調查和實驗室實驗。
- (3) 確認有足夠的數據可用於整合特徵、事件和作用，與有關放射性核種的空氣中傳輸轉化為作用層級模型。驗證適當相關特徵、事件和作用之間的相互關係和相關性，在模型精簡中得到充分的考慮。
- (4) 評估美國能源部採用專家引進的方法定義參數值。

審查方法 3：資料不確定性

- (1) 檢查參數值、假定範圍、機率分佈，和概念模型、過程模型和替代概念中使用的界限值考慮了放射性核種在空氣中傳輸之技術基礎。審查者應核實該技術基礎在功能評估中支持參數的不確定性和變異性處理。如果保守數值被使用來說明不確定性或變異，審查者應驗證採用保守數值所造成的保守估計並未足以造成非故意的結果（也就是說處置設施功能的保守性推估所造成整體風險的降低，當參數值範圍增加超過資料所能支撐而採用保守的方法所造成不合適的稀釋風險估計）
- (2) 驗證美國能源部是否適當確定可能的統計數據參數之間的相關性。驗證適當技術基礎或界限為被忽視的相關性已有提供論據。
- (3) 評估美國能源部採用專家引進的方法定義參數值。

審查方法 4：模式不確定性

- (1) 評估能源部所使用的替代概念模型有用在發展核種於空氣傳輸模型精簡。檢驗模型參數，考慮可取得之場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比、作用層級模式研究，並評估其一致性。
- (2) 評估概念模型不確定的處理有根據可取得的場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比與作用層級模式研究。如果採用保守模式來說明概念模式的不確定性，審查者應驗證所挑選的概念模式
 - A. 是保守的，相對替代概念模式是和可取得資料及目前科學理解具一致性
 - B. 結果之保守估計風險，且未造成非故意(unintended)的結果

審查方法 5：模式支援

- (1) 評估核種於空氣傳輸模型精簡的輸出。比較此輸出結果與組合適當之場址特徵資料、詳細的作用層級模式、實驗室試驗、現場觀測、天然類比資料。
- (2) 確認精簡模式和比較數據之間的不一致性被解釋並量化。確認在模型結果中考慮到不確定性。

2.2.1.3.11.3 描述接受準則

5 條件:系統描述與模式整合為適當；數據對於模式證明是足夠的；資料的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞；模式的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞；模式精簡的輸出可以由目的之比較得到支持。

接受準則 1：系統描述與模式整合為適當

- (1) 全系統功能評估充分整合或限制來自於，重要的設計特徵、物理現象與耦合，且在核種於空氣傳輸精簡過程使用一致與合適假設。
- (2) 用於評估核種於空氣傳輸的模型與雅卡山地區的火成岩特徵中解釋出來和/或觀察到活躍火成岩系統之物理作用過程是否一致。
- (3) 模型說明火成作用的變化是可能會與工程處置系統的相互作用。
- (4) NUREG - 1297 and NUREG - 1298 (Altman, et al., 1988a,b)的指引或其他可接受方法的同儕審查與資料審核有被採用

接受準則 2：數據對於模式證明是足夠的

- (1) 執照申請中用於評估核種於空氣傳輸的參數值是足夠且充分合理。並提供充足說明資料如何使用、詮釋與合適成為參數。
- (2) 資料使用於核種於空氣傳輸的模型是經由適當的技術所得到。這些技術可能包括特定場址現場觀測、天然類比調查和實驗室實驗。
- (3) 有足夠的數據可用於有關核種於空氣傳輸轉化成作用層級模式之特徵、事件和作用整合，包括確定適當的相互關係和參數相關性。
- (4) 如果不存在足夠的數據，根據 NUREG-1563(Kotra 等，1996)，則定義參數值和相關聯概念模型是由專家導引出進行適當使用。如果使用其他方法，美國能源部須充分證明了他們的使用。

接受準則 3：資料的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞

- (2) 模式所使用參數值、假設範圍、機率分布與限值假設，對於風險估計在技術上是足以解釋說明的，合理的反應不確定性且並沒有造成不足
- (2) 參數不確定性定量考慮源自於場址數據和可用文獻(即數據精度)之參數值的不確定性，以及模式精簡引入的不確定性(即數據精度)。
- (3) 如果不存在足夠的數據，則定義參數值和相關聯不確定性是基於適當使用在符合 NUREG-1563(Kotra 等人，1996)下適當使用專家引進。如採用其他方法能源部需充分論證其適用性。

接受準則 4：模式的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞

- (1) 考慮放射性核種於空氣傳輸的替代模擬策略，與可取得資料與目前科學理解是否一致，是有被研究。精簡的結果與限制有被合適的考慮。

- (2) 概念模式的不確定性有充足定義與記載，對功能的結論影響有適當評估。
- (3) 所考慮之概念模式的不確定性與可用場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比資訊、及作用層級模式研究一致。概念模式的不確定性處理方式，且並沒有造成不足以表示風險估計。

接受準則 5：模式精簡的輸出可以由目的之比較得到支撐

- (1) 在放射性核種於空氣傳輸精簡所採用之模式結果與細緻作用層級模式結果一致、而且或者與經驗觀測(實驗室及現場試驗、及或天然類比)之結果一致。
- (2) 精簡模式與比較數據之間的不一致性須被記錄、解釋和量化。這些產生的不確定性須計算在模式結果內。

2.2.1.3.11.4 審查發現：滿足 10 CFR 63.114 的要求。

在放射性核種於空氣傳輸的技術要求皆符合功能評估所需，且皆有以下 4 點發現：

- (1) 分析有使用合適的場址與鄰近區域資料、不確定性與變異有合理參數值與合適的替代概念模型符合 10 CFR 63.114(a) - (c)。
- (2) 分析採用具體的特徵，事件和作用進行分析，且有合適的技術基礎提供納入或剔除依據以符合 10 CFR 63.114(e)。
- (3) 分析包含具體的退化(degradation)、劣化(deterioration)與變異(alteration)作用，並考慮其對年劑量的影響，且有合適的技術基礎提供納入或剔除依據以符合 10 CFR 63.114(f)。
- (4) 提供合適的技術基礎供功能評估之模式使用以符合 10 CFR 63.114(g)。

2.2.1.3.12 地下水核種濃度

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.2.1.3.12.1 審查範圍

- (1) 能源部所提供針對地質、水文在地下水核種濃度的描述及技術基礎，用以支撐模式整合在全系統安全評估的精簡。
- (2) 用以論證模式精簡的資料與參數是否充足
- (3) 能源部用來特徵化資料不確定性的方法，以及誤差在模式精簡過程的傳遞
- (4) 能源部用來特徵化模式不確定性的方法，以及誤差在模式精簡過程的傳遞
- (5) 能源部採用來比較全系統安全審查發現、作用層級(process-level)的模式輸出、

及以經驗研究(empirical studies)的成果

(6) 採用專家引進(expert elicitation)

2.2.1.3.12.2 審查方法

5 方法：模式整合、資料與模式論證、資料不確定性、模式不確定性、模式支援。

審查方法 1：模式整合

- (1) 檢驗地下水核種濃度的精簡中之設計特徵、物理現象與耦合的描述及地質、水文、地化觀點的描述。用以支撐模式整合在全系統安全評估的精簡。
- (2) 確認在 3000 英畝-英尺[3.715×10^9 升]之放射性核種平均濃度計算中，須包括評估放射性核種每年會遷移至環境邊界之技術基礎是否足夠。
- (3) 評估水文、地質觀點可能影響地下水放射性核種濃度的描述是足夠的。評估這些描述與技術基礎是透明可追溯來支撐這些精簡模型。
- (4) 檢查能源部提出之假設、技術基礎、數據和模型在全系統地下水核種濃度安全評估的精簡方法。以驗證它們是否和能源部相關的精簡方法是具有適合性與一致性。
- (5) 檢查與地下水放射性核種濃度有關的特徵、事件和作用有包含在全系統安全評估的精簡。
- (6) 驗證美國能源部的審查是否符合 NUREG-1297 的指導和 NUREG-1298(Altman 等人，1988a, b)，或使用可接受的情況的替代方法

審查方法 2：資料與模式論證

- (1) 評估氣候和水文量值是否能提供在執照申請中具有足夠的理由，以及數據的使用描述、解釋、並適當地合成到參數中是足夠是透明且可追溯。
- (2) 評估資料及模式中所使用的參數是否足夠支撐此精簡之地下水放射性核種濃度的概念模式。驗證是否有足夠的數據被使用而確認有關之特徵、事件和作用，並結合這些功能、事件和作用至地下水放射性核種濃度的模式精簡。
- (3) 確認數據的品質和數量對於被認為是發展模式精簡的重要參數組是足夠，包括群體之分類和設計、抽取速率、含水層參數和傳輸參數。在適用的情況下，確認可以從相關的數據中獲得可靠的統計估計值。由建立有意義的信賴限度或設置參數數據有意義的界限估計，並確認量測數據的尺度有適當的考慮到

精簡。

審查方法 3：資料不確定性

- (1) 檢查由於水井抽水使地下水中的放射性核種稀釋之全系統安全評估精簡之參數值、假定範圍、機率分佈，和概念模型、過程模型和替代概念中使用的界限值所考慮之技術基礎。審查者應核實該技術基礎在功能評估中支持參數的不確定性和變異性處理。如果保守數值被使用來說明不確定性或變異，審查者應驗證採用保守數值所造成的保守估計並未足以造成非故意的結果（也就是說處置設施功能的保守性推估所造成整體風險的降低，當參數值範圍增加超過資料所能支撐而採用保守的方法所造成不合適的稀釋風險估計）
- (2) 評估這些參數值和分佈與場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比研究是否一致。
- (3) 驗證美國能源部是否適當確定可能的統計數據參數之間的相關性。驗證適當技術基礎或界限為被忽視的相關性已有提供論據。
- (4) 評估美國能源部對於參數不確定性、模式精簡所使用方法有實施專家引進，並根據 Kotra et al.(1996 年)的指導方針。

審查方法 4：模式不確定性

- (1) 評估能源部所使用的替代概念模式有用在發展地下水放射性核種濃度模型精簡。在可用數據中檢驗模型參數。將替代過程模型的結果與美國能源部使用的過程模型的結果進行對比藉以評估不確定性、限制和能源部模式中的保守程度。經由比較以確定能源部模式的任何限制、精簡考慮為足夠的。在適當的情況下，確認美國能源部已經充分針對模式精簡的外部評論中回應。
- (2) 確認合理替代概念模式之結果於精簡中已被適當地考慮，有用在場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比與作用層級模式研究中。特別地，使用替代的全系統安全評估模型來評估替代概念模式對處置場功能之影響。
- (3) 評估概念模式不確定性有用到場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比與作用層級模式研究。如果採用保守模式作為解決概念模式不確定性的方法，審核人員應驗證選擇的概念模型：(i)是保守的，相對替代概念模式是和可取得資料及目前科學理解具一致性。(ii)結果之保守估計風險，且未造成非故意(unintended)的結果(即保守表示處置場特性以總減少估計風險的一種

觀點)。

審查方法 5：模式支援

評估全系統安全評估有關地下水放射性核種濃度模式精簡之輸出，驗證美國能源部有關場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比研究資料之結果。使用細緻的地球化學、水文、地質過程和替代性全系統安全評估模式，以選擇性地探究美國能源部有關全系統安全評估分析，以評估地下水放射性核種濃度的精簡

2.2.1.3.12.3 接受準則

5 條件:系統描述與模式整合為適當；數據對於模式證明是足夠的；資料的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞；模式的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞；模式精簡的輸出可以由目的之比較得到支持。

接受準則 1：系統描述與模式整合為適當

- (1) 全系統功能評估充分整合或限制來自於，重要的設計特徵、物理現象與耦合，且在地下水放射性核種濃度精簡過程使用一致與合適假設。
- (2) 全系統安全評估有關地下水放射性核種濃度模式精簡充分識別和描述。確認在 3000 英畝-英尺[3.715×10⁹ 升]之放射性核種平均濃度計算，確認放射性核種每年遷移至環境邊界之技術基礎與計算。
- (3) 描述水文和地質可能影響地下水放射性核種濃度是足夠的，並且識別這些參數對於精簡是敏感的。
- (4) 全系統安全評估有關地下水放射性核種濃度模式精簡使用假設、技術基礎、數據和模型與美國能源部的其他相關精簡是適當和一致的。
- (5) 全系統安全評估有關地下水放射性核種濃度模式精簡有充分的數據和技術基礎，包括特徵，事件和作用。
- (6) NUREG-1297 和 NUREG-1298 (Altman, et al., 1988a,b)的指引或其他可接受方法的同儕審查與資料審核有被採用。

接受準則 2：數據對於模式證明是足夠的

- (1) 使用於執照申請之氣候和水文參數值是足夠且充分合理(例如:良好的分類和設計、含水層參數、運輸參數等)，並提供充足說明資料如何使用、詮釋與合適成為參數。

- (2) 有足夠的數據(現場、實驗室和/或天然類比數據)使用於全系統安全評估有關地下水放射性核種濃度模式精簡以定義相關參數和概念模式
- (3) 對於發展和率定所精簡模式，包括良好的分類和設計、含水層參數和傳輸參數，所考慮重要參數組合之數據的品質和數量是足夠的。

接受準則 3：資料的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞

- (2) 模式所使用參數值、假設範圍、機率分布與限值假設，對於風險估計在技術上是足以解釋說明的，合理的反應不確定性且並沒有造成不足，符合定義在 10 CFR 第 63 部分之合理最大曝露個體的特徵。
- (2) 使用於估算地下水放射性核種濃度、特性數據、試驗實驗、現場量測和天然類比研究，功能評估和作用模式之參數值和範圍的技術基礎是適當的。
- (3) 經由不確定分析、保守限值、邊界值以發展全系統安全評估有關地下水放射性核種濃度模式精簡之概念模式、作用模式和替代概念模式之不確定性必須是足夠的。
- (4) 對於全系統功能評估和敏感度分析模型精簡之重要參數必須是經過鑑定的。
- (5) 如果不存在足夠的數據，則定義參數值和相關聯不確定性是基於適當使用在符合 NUREG-1563(Kotra 等人, 1996)下適當使用專家引進。如採用其他方法能源部需充分論證其適用性。

接受準則 4：模式的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞

- (1) 考慮地下水放射性核種濃度的替代模擬策略，與可取得資料與目前科學理解是否一致，是有被研究。精簡的結果與限制有被合適的考慮。
- (2) 考慮足夠的證據表明現有替代概念模式的特徵和作用，的並且已經考慮過程，模式模擬與提供的數據一致(例如現地、實驗室和天然類比)和當前的科學理解、這些替代概念模型對全系統功能的影響之審查發現已有充分評估。
- (3) 所考慮之概念模式的不確定性與可用場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比資訊、及作用層級模式研究一致。概念模式的不確定性處理方式，且並沒有造成不足以表示風險估計。

接受準則 5：模式精簡的輸出可以由目的之比較得到支撐

- (1) 在全系統功能評估精簡所採用之模式結果與細緻作用層級模式結果一致、而且或者與經驗觀測(實驗室及現場試驗、及或天然類比)之結果一致。

2.2.1.3.12.4 審查發現：滿足 10 CFR 63.114 的要求。

在地下水放射性核種濃度的技術要求皆符合功能評估所需，且有以下 6 點發現：

- (1) 分析有使用合適的場址與鄰近區域資料、不確定性與變異有合理參數值與合適的替代概念模型符合 10 CFR 63.114(a) - (c)。
- (2) 分析採用具體的特徵，事件和作用進行分析，且有合適的技術基礎提供納入或剔除依據以符合 10 CFR 63.114(e)。
- (3) 分析包含具體的退化(degradation)、劣化(deterioration)與變異(alteration)作用，並考慮其對年劑量的影響，且有合適的技術基礎提供納入或剔除依據以符合 10 CFR 63.114(f)。
- (4) 提供合適的技術基礎供功能評估之模式使用以符合 10 CFR 63.114(g)。
- (5) 用於描述參考生物圈的特徵、事件和作用，生物圈途徑、氣候演變、地質環境的演變與雅卡山當前的區域、條件和過去過程相關的知識是一致的根據，符合 10 CFR 63.305(a)-(d)的要求。
- (6) 美國能源部使用平均水文特徵來確定地下水含水層的位置和尺寸，預測放射性核種之最高濃度。每年的用水量也不超過 3000 英畝-英尺[3.715×10^9 升]3000 英畝符合規定的其他要求 10 CFR 63.332(a)(1)-(3)的要求。

2.2.1.3.13 土壤中核種再分布

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.2.1.3.13.1 審查範圍

- (1) 能源部所提供針對地質、水文、土壤、地化在土壤中核種再分布的描述及技術基礎，用以支撐模式整合在全系統安全評估的精簡。
- (2) 用以論證模式精簡的資料與參數是否充足
- (3) 能源部用來特徵化資料不確定性的方法，以及誤差在模式精簡過程的傳遞
- (4) 能源部用來特徵化模式不確定性的方法，以及誤差在模式精簡過程的傳遞
- (5) 能源部採用來比較全系統安全審查發現、作用層級(process-level)的模式輸出、及以經驗研究(empirical studies)的成果
- (6) 採用專家引進(expert elicitation)

2.2.1.3.13.2 審查方法

5 方法：模式整合、資料與模式論證、資料不確定性、模式不確定性、模式支援。

審查方法 1：模式整合

- (1) 檢驗在不同模式間之設計特徵、物理現象與耦合的描述，在整個精簡過程中確認已納入土壤中核種再分布之精簡與一致性和適當的假設。
- (2) 檢查土壤中放射性核種再分布方面對處置功能重要性已經被確認，並驗證是否合理。評估這些說明的技術基礎，並將其納入全系統功能評估之土壤中放射性核種再分布之精簡，評估這些描述與技術基礎是透明可追溯來支撐這些精簡模型。
- (3) 檢查與土壤中放射性核種再分布有關的特徵、事件和作用有包含在全系統安全評估的精簡。
- (4) 驗證美國能源部的審查是否符合 NUREG-1297 的指導和 NUREG-1298(Altman 等人，1988a，b)，或使用可接受的情況的替代方法。

審查方法 2：資料與模式論證

- (1) 確認在全系統功能評估精簡中使用的土壤、水文和土壤化學數據是基於技術的組合，包括試驗室實驗、特定場址的現場量測、天然類比研究、作用模式研究等。評估如何使用數據、解釋和合成為參數。並驗證其是否已正確完成。
- (2) 評估資料是否足夠支持土壤中放射性核種再分布的模型精簡之概念模式、作用層級模式、替代概念模式。檢查並確認用以支持相關技術基礎之充分性，有關於土壤中放射性核種再分布特徵、事件和作用已被納入全系統的模型精簡。

審查方法 3：資料不確定性

- (1) 檢查參數值、假定範圍、機率分佈，和概念模型、過程模型和替代概念中使用的界限值考慮了土壤中放射性核種再分布之技術基礎。審查者應核實該技術基礎在功能評估中支持參數的不確定性和變異性處理。如果保守數值被使用來說明不確定性或變異，審查者應驗證採用保守數值所造成的保守估計並未足以造成非故意的結果（也就是說處置設施功能的保守性推估所造成整體風險的降低，當參數值範圍增加超過資料所能支撐而採用保守的方法所造成

不合適的稀釋風險估計)。

- (2) 評估美國能源部與美國核能管制委員會之數據輸入值，在可行的情況下進行比較。然而，如果美國核能管制委員會與美國能源部之模式本質不同，則可能無法進行直接比較。
- (3) 檢查用於支持參數值、範圍的技術基礎，並確認所選定的參數範圍和分佈充分代表雅卡山地區。
- (4) 評估不確定性是否已充分出現在土壤中放射性核種再分布精簡之概念模式、作用模式和替代概念模式的參數中，包括從地表面作用和經由參數數據之敏感度分析、保守限值、界線值之數據。評估參數的相關性是否在精簡模式內已經適當建立。
- (5) 評估美國能源部對系統功能之參數值或模式的敏感性已經進行驗證，並說明所需要參數或模式對於系統功能模擬具有影響之需要性。在可行的情況下，對於參數值或模式使用替代的全系統功能評估程式以測試處置場功能之感性分析。
- (5) 驗證美國能源部是否適當確定可能的統計數據參數之間的相關性。驗證適當技術基礎或界限為被忽視的相關性已有提供論據。
- (6) 評估美國能源部對於參數不確定性、模式精簡所使用方法有實施專家引進，並根據 Kotra et al.(1996)的指導方針。

審查方法 4：模式不確定性

- (1) 評估能源部所使用的替代概念模式有用在發展土壤中放射性核種再分布模型精簡。在可用數據中檢驗模型參數。將替代過程模型的結果與美國能源部使用的過程模型的結果進行對比藉以評估不確定性、限制和能源部模式中的保守程度。經由比較以確定能源部模式的任何限制、精簡考慮為足夠的。在適當的情況下，確認美國能源部已經充分針對模式精簡的外部評論中回應。
- (2) 確認合理替代概念模式之結果於精簡中已被適當地考慮，有用在場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比與作用層級模式研究中。特別地，使用替代的全系統安全評估模型來評估替代概念模式對處置場功能之影響。
- (3) 評估概念模式不確定性有用到場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比與作用層級模式研究。如果採用保守模式作為解決概念模式不確定性的

方法，審核人員應驗證選擇的概念模型：(i)是保守的，相對替代概念模式是和可取得資料及目前科學理解具一致性。(ii)結果之保守估計風險，且未造成非故意(unintended)的結果(即保守表示處置場特性以總減少估計風險的一種觀點)。

審查方法 5：模式支援

評估全系統安全評估有關土壤中放射性核種再分布模式精簡之輸出，驗證美國能源部有關場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比研究資料之結果。使用替代性全系統安全評估模式，以選擇性地探究美國能源部有關全系統安全評估分析，以評估土壤中放射性核種再分布的精簡。

2.2.1.3.13.3 接受準則

5 條件:系統描述與模式整合為適當；數據對於模式證明是足夠的；資料的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞；模式的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞；模式精簡的輸出可以由目的之比較得到支持。

接受準則 1：系統描述與模式整合為適當

- (1) 全系統功能評估充分整合或限制來自於，重要的設計特徵、物理現象與耦合，且在土壤中放射性核種再分布精簡過程使用一致與合適假設。
- (2) 全系統安全評估有關土壤中放射性核種再分布模式精簡充分識別和描述。對於處置場功能重要的，例如：精簡應包括土壤污染物質沉積的模擬，確定放射性核種沉積的深度分佈。
- (3) 在土壤中放射性核種再分布模式精簡、地表面作用有關之特徵，事件和作用已經有適當的模擬、充分的技術基礎。
- (4) NUREG-1297 和 NUREG-1298 (Altman, et al., 1988a,b)的指引或其他可接受方法的同儕審查與資料審核有被採用。

接受準則 2：數據對於模式證明是足夠的

- (1) 使用於執照申請之水文和地球化學值是足夠且充分合理(例如：灌溉和降水率，侵蝕速率，放射性核種溶解度值等)，並提供充足說明資料如何使用、詮釋與合適成為參數。
- (2) 有足夠的數據(現場、實驗室和/或天然類比數據)使用於全系統安全評估有關土壤中放射性核種再分布模式精簡以定義相關參數和概念模式。

接受準則 3：資料的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞

- (2) 模式所使用參數值、假設範圍、機率分布與限值假設，對於風險估計在技術上是足以解釋說明的，合理的反應不確定性且並沒有造成不足，符合定義在 10 CFR 第 63 部分之合理最大曝露個體的特徵。
- (2) 全系統功能評估精簡之參數值和範圍的技術基礎與雅卡山地區之數據資料具有一致性[例如，Amargosa Valley 調查(Cannon 調查研究中心，1997 年)，研究 Fortymile Wash 排水流域的地表面作用研究，適用實驗室測試、天然類比或其他有效數據來源。例如土壤類型、作物類型、犁深和灌溉率應與當前農業施作一致。空氣中顆粒物濃度的數據應該在氣候和擾動程度上類似位置，在合於規定期間於合理最大限度之預期個人曝露劑量為基礎。
- (3) 經由不確定分析、保守限值、邊界值以發展全系統安全評估有關土壤中放射性核種再分布模式精簡之概念模式、作用模式和替代概念模式之不確定性必須是足夠的。
- (4) 功能量測和合於規定期間，參數或模式對於處置場功能之最大影響須根據 10 CFR 第 63 部分之規定確認。
- (5) 如果不存在足夠的數據，則定義參數值和相關聯不確定性是基於適當使用在符合 NUREG-1563(Kotra 等人，1996)下適當使用專家引進。如採用其他方法能源部需充分論證其適用性。

接受準則 4：模式的不確定性可特徵化，且在模式精簡中傳遞

- (1) 考慮特徵、事件和作用的替代模擬策略，與可取得資料與目前科學理解是否一致，是有被研究。精簡的結果與限制有被合適的考慮。
- (2) 考慮足夠的證據表明現有替代概念模式的特徵和作用，的並且已經考慮過程，模式模擬與提供的數據一致(例如現地、實驗室和天然類比)和當前的科學理解、這些替代概念模型對全系統功能的影響之審查發現已有充分評估。
- (3) 所考慮之概念模式的不確定性與可用場址特徵資料、實驗室試驗、現場觀測、天然類比資訊、及作用層級模式研究一致。概念模式的不確定性處理方式，且並沒有造成不足以表示風險估計。

接受準則 5：模式精簡的輸出可以由目的之比較得到支撐

- (1) 在精簡所採用之模式結果與細緻作用層級模式結果一致、而且或者與經驗觀

測(實驗室及現場試驗、及或天然類比)之結果一致。

2.2.1.3.13.4 審查發現：滿足 10 CFR 63.114 的要求。

在土壤中放射性核種再分布的技術要求皆符合功能評估所需，且有以下 6 點發現：

- (1) 分析有使用合適的場址與鄰近區域資料、不確定性與變異有合理參數值與合適的替代概念模型符合 10 CFR 63.114(a) - (c)。
- (2) 分析採用具體的特徵，事件和作用進行分析，且有合適的技術基礎提供納入或剔除依據以符合 10 CFR 63.114(e)。
- (3) 分析包含具體的退化(degradation)、劣化(deterioration)與變異(alteration)作用，並考慮其對年劑量的影響，且有合適的技術基礎提供納入或剔除依據以符合 10 CFR 63.114(f)。
- (4) 提供合適的技術基礎供功能評估之模式使用以符合 10 CFR 63.114(g)。
- (5) 用於描述參考生物圈的特徵、事件和作用，生物圈途徑、氣候演變、地質環境的演變與雅卡山當前的區域、條件和過去過程相關的知識是一致的根據，符合 10 CFR 63.305(a)-(d)的要求。

2.2.1.3.14 生物圈特徵

為審查此精簡模式，需考量美國能源部為證明符合法規，所需依賴生物圈特徵的程度。審查此模式需考量第 2.2.1.1 節「多重障壁」的風險資訊。例如，美國能源部執照申請生物圈特徵對功能有很大的影響，則須對此精簡模式進行詳細審查。然而，若美國能源部展示此部分對合理最大曝露個人輻射劑量影響很小，只需專注限值假設進行簡化審查。所提供的審查方法及接受準則，是提供詳細審查使用。部分審查方法及接受準則，因模式對處置場功能的影響很小，簡化審查時可能並不需要。使用雅卡山審查計畫第 3.2.1.4.1 節，確認符合封閉後個人防護標準。

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.2.1.3.14.1 審查範圍

本節審查生物圈特徵，將生物圈中核種濃度轉換為合理最大曝露個人的劑量。審查者亦將依據 10 CFR 63.21(c) (1)、(9)、(15)及(19)的要求與生物圈特徵精簡模式相關資訊進行評估。幕僚人員將使用 2.2.1.3.4.2 及 2.2.1.3.4.3 節所使用的審查

方法及接受準則，評估生物圈特徵如下：

- (1) 有關生物圈特徵的生態、行為、地質學、水文學、地球化學、社會學及經濟學方面的敘述，及美國能源部提供支持全系統功能評估精簡模式整合的技術基礎；
- (2) 用來正當化全系統功能評估模式的數據及參數之充分性；
- (3) 美國能源部透過全系統功能評估精簡模式，評估數據不確定性及不確定性傳遞效應特徵所使用的方法；
- (4) 美國能源部透過全系統功能評估精簡模式，評估模式不確定性及不確定性傳遞效應特徵所使用的方法；
- (5) 美國能源部用來比較全系統功能評估模式輸出結果、作用級模式輸出結果及經驗研究的方法；
- (6) 專家引進。

2.2.1.3.14.2 審查方法

為審查生物圈特徵，需認知全系統能評估中所使用的模式，可能從高度複雜的作用級模式到簡化模型(例如響應曲面或查表)，無論複雜程度如何，應評估模式的適用性。

審查方法 1：系統敘述及模式整合

確認模式包括所有的場址特徵、物理現象及耦合，以及是否通過精簡模式而採用一致且適當的假設。

確認敘述是否足夠，並確認全系統功能評估精簡模式的條件及假設與敘述中呈現的數據體一致。確認這些敘述的技術基礎，將其納入精簡模式是適當的。評估這些敘述是否提供精簡模式透明及可追溯的支持。

考慮重要的物理現象及與其它模式的整合，並檢驗其一致性。

確認美國能源部已採用了可接受的同儕評審方法，例如 NUREG-1297 和 NUREG-1298(Altman 等人，1988a, b)中的指引，或使用替代方法提出可接受的情況。

審查方法 2：數據及模式正當化

確認執照申請所使用的參數值是否合理，並符合 10 CFR 63.312 有關合理最大曝露個人的定義。評估數據如何被使用、解釋及適當地合成到參數中。

評估全系統功能評估生物圈特徵所考量的概念模式、作用級模式及替代概念模式之特徵、事件與作用(FEPs)之數據及參數的充分性。在評估生物圈或生物圈過程的替代概念模式時，審查者應認知 10 CFR 63.305 和 63.312 對生物圈合理最大曝露個人劑量有一組劑量拘束(constraints)的要求。例如，10 CFR 63.312 限制了合理最大曝露個人的飲食和生活方式，以內華達州阿馬爾戈薩谷鎮(town of Amargosa Valley, Nevada)當前的人口來代表。因此，替代概念模式的評估應著重於探討生物圈精簡模式中所納入特徵、事件與作用(FEPs)的變異性和不確定性，並注意管制拘束值。合理最大曝露個人的行為及特徵評估，應強調對阿馬爾戈薩谷鎮當前居民調查研究的解釋，以及如何用數據的不確定性及變異性導出平均值。

確認美國能源部全系統功能評估精簡模式所使用的數據是以技術組合為基礎的。技術組合可能包括實驗室實驗、與場址有關的現場量測、天然類比研究及作用級模式研究。通過執行美國能源部之替代全系統功能評估程式的輸入參數，探討不同模式對劑量的影響及其差異，並將劑量計算結果與美國能源部報告的結果作比較。應確認所選模式間的差異及其限制，在美國能源部的分析中，能顯著降劑量結果是充分合理的。

審查方法 3：數據的不確定性

在全系統功能評估生物圈特徵，檢驗概念模式、作用級模式及替代概念模式中所使用參數值及其範圍的技術基礎。在評估生物圈或生物圈過程替代概念模式時，審查者應認識 10 CFR 63.305 和 63.312 對生物圈合理最大曝露個人劑量有一組劑量拘束的要求。例如，10 CFR 63.312 限制了合理最大曝露個人的飲食和生活方式，以內華達州阿馬爾戈薩谷鎮當前的人口為代表。因此，替代概念模式的評估應著重於探討生物圈精簡模式中所納入特徵、事件與作用(FEPs)的變異性及不確定性，並留意管制拘束值。合理最大曝露個人的行為及特徵評估，應強調對阿馬爾戈薩山鎮當前居民調查研究的解釋，以及如何使用數據的不確定性及變異性來導出平均值。

評估參數的不確定性及變異性，確認美國能源部在技術上有可辯護的基礎，以支持確定合理最大曝露個人的飲食和生活方式是根據內華達州阿馬爾戈薩谷鎮的居民調查獲得數據的平均值，如 10 CFR 63.312 中所述。

檢查生物圈特徵的精簡模式，評估概念模式、作用級模式及替代概念模式中

所使用之參數值及其假設範圍、機率分佈、限值的技術基礎。審查者應確認功能評估中處理參數之不確定性及變異性的技術基礎。若使用保守值作為解決不確定性及變異性的方法，則審查者應確認保守參數值將導致風險的保守估計，並且不會導致意想不到的結果。(即處置場某方面功能的保守表示，將導致總體風險的降低；及當參數超出支持數據的範圍時，假設某種方法是保守的，評估風險將被不適當地稀釋)。

評估全系統功能評估程式運算，包括不確定性及變異性範圍(對於重要參數)的影響。測試可提供關於參數範圍於全系統功能評估(例如敏感度和不確定性分析)中的影響資訊，及(或)展示不同範圍參數對劑量結果的可能影響。確認美國能源部所作分析之差異及其限制，能顯著降低劑量結果是充分合理的。

評估美國能源部使用的方法，進行專家引進來定義參數值。

確認美國能源部是否適當地確定參數之間的統計學相關性。確認對被忽視的相關性提供了足夠的技術基礎或限值論述。

透過根據美國能源部和美國核管會之參數選擇，進行全系統功能審查發現的比較。對已確認參數的差異，檢驗全系統功能審查發現的敏感度。這些參數在生物圈特徵模式中是重要的，如消耗率(consumption rates)、攝入劑量轉換因子，植物和動物轉移因子(transfer factors)，質量負荷因子(mass-loading factors)及作物攔截分率(crop interception fractions)等。

審查方法 4：模式的不確定性

檢驗可用的現場特徵數據、實驗室實驗、現場量測、天然類比研究及作用級模式研究結果的模式參數，在實際且必要的範圍內，使用替代全系統功能評估模式來評估美國能源部所選定的生物圈特徵，並評估替代概念模式對處置場功能的影響。在評估生物圈或生物圈過程的替代概念模式時，審查者應認知 10 CFR 63.305 和 63.312 對生物圈合理最大曝露個人劑量有一組劑量拘束的要求。例如，10 CFR 63.312 限制了合理最大曝露個人的飲食和生活方式，以代表內華達州阿馬爾戈薩谷鎮當前的人口。因此，替代概念模式的評估應著重於探討生物圈精簡模式中所納入特徵、事件與作用(FEPs)的變異性及不確定性，並留意管制拘束值。合理最大曝露個人的行為和特徵評估，應強調對阿馬爾戈薩谷鎮當前居民調查研究的解釋，以及如何使用數據的不確定性及變異性來導出平均值。

確認有足夠證據，證明已於替代概念模式生物圈特徵中考量對隔離廢棄物具有重要性的作用。

根據可用的現場特徵化數據、實驗室實驗、現場量測、天然類比資訊及作用級模式的研究結果，評估概念模式不確定性的處理。如果採用保守模式作為處理概念模式不確定性一種方法，審查者應確認選定的概念模式：(i) 相對於與現有數據及當前科學理解一致的替代概念模式是保守的；(ii) 導致風險的保守估計，但不會造成意想不到的結果(即處置場特徵某一方面保守表示，將導致評估風險總體降低)。

審查方法 5：模式的支持性

評估生物圈特徵模式的輸出結果，並與現場特徵數據、作用級模式、實驗室測試、現場量測及天然類比研究的適當組合進行比較。檢驗全系統功能評估中用於支持生物圈特徵模式的敏感度分析。在實際且必要的範圍內，使用替代的全系統功能評估軟體來評估美國能源部所選定的生物圈特徵模式。比較美國能源部生物圈劑量轉換因子與使用軟體的模式劑量結果，如 GENII-S(Leigh, 等, 1993)及美國能源部的輸入參數數據。審查者應根據需要，使用替代劑量計算軟體及美國能源部輸入參數，進行確認運算結果。

2.2.1.3.14.3 接受準則

以下的接受準則是基於符合 10 CFR 63.114(a)-(c)、(e)-(g)、63.305 及 63.312 與生物圈特徵模式有關的相關要求。美國核管會幕僚人員應根據美國能源部風險告知執照申請的重要程度，採用以下的接受準則：

接受準則 1：系統敘述及模式整合是適當的

- (1) 全系統功能評估適當的納入重要設計特徵、物理現象及耦合，並在整個生物圈特徵精簡模式過程中使用一致且適當的假設；
- (2) 全系統功能評估精簡模式確認並敘述了對處置場功能至關重要的生物圈特徵，並包括這些敘述的技術基礎。例如，參考生物圈應與雅卡山附近乾旱或半乾旱條件相一致；
- (3) 生物圈的特徵模式應與其他精簡模式間的假設是一致的。例如，美國能源部應確保特徵、事件與作用(FEPs)的模式，如氣候變化、土壤種類、吸附係數、火山灰性質及核種的物理化學性質，與其他全系統功能評估精簡模式的假設

一致；

- (4) 遵循 NUREG-1297 及 NUREG-1298 的法規指引(Altman 等人, 1988a, b), 或其他可接受的同儕審查方法。

接受準則 2：模式正當化的數據是充分的

- (1) 在執照申請程序中使用的參數值是合理的。(例如, 內華達州阿馬爾戈薩谷鎮的居民的行為和特徵、參考生物圈的特徵等), 並符合 10 CFR Part 63 中合理最大限度暴露個人的定義。提供如何將數據使用、解釋及適當地合成到參數中的適當敘述；
- (2) 數據應充分到足以評估與生物圈特徵模式相關的特徵、事件與作用(FEPs)特徵化並納入模式的程度。根據 10 CFR Part 63 的規定, 美國能源部應該展示生物圈特徵、事件與作用(FEPs)的敘述, 並符合當前雅卡山地區周圍狀況的了解。適當的是, 美國能源部的敏感度和不確定性分析(包括考慮替代概念模式)足以確定是否需要額外數據, 並且評估額外數據是否提供了使先前模式計算結果無效的新資訊, 並影響參數值或模式對系統功能的敏感度。

接受準則 3：數據不確定性之特徵化及在精簡模式中傳遞

- (1) 模式所使用在技術上可以辯護的參數值、假定範圍、機率分佈及限值假設, 合理地解釋不確定性及變異性, 不會導致風險低估的情況；並符合 10 CFR Part 63 中合理最大限度暴露個人的定義；
- (2) 精簡模式中使用的參數值及其範圍的技術基礎, 如消耗率、植物及動物轉移因數, 質量負荷因數及生物圈劑量轉換因數等, 與場址特徵數據一致, 在技術上具有可辯護性；
- (3) 作用級模式決定生物圈特徵模式參數值, 與實驗室實驗、現場量測及天然類比研究結果一致；
- (4) 在開發生物圈特徵模式時, 必要時通過數據所支持的敏感度分析、保守限制或限值, 適當的表達參數的不確定性。在全系統功能評估中, 輸入值間的相關性得到適當的建立, 精簡模式的執行應在很大程度上不會得到不適當的偏離結果；
- (5) 當數據不充分時, 根據適當的法規指引[如 NUREG-1563(Kotra 等, 1996)], 適當的使用專家引進定義參數值及概念模式。如果使用其他方法, 美國能源

部應充分提出其使用正當性；及

- (6) 根據 10 CFR Part 63 有關功能度量及時間期限的要求，應確定最能影響處置場功能的參數或模式。

接受準則 4：模式不確定性之特徵化及精簡模式中傳遞

- (1) 考量特徵、事件與作用(FEPs)替代模式的方法時，與現有數據及當前科學理解一致，模式運算結果及其限制已予適當的考量；幕僚人員應評估生物圈或生物圈作用的替代概念模式，了解 10 CFR 63.305 及 63.312 對生物圈及合理最大限度暴露的個人提出一組拘束值。替代概念模式的評估應著重於探討生物圈精簡模式中所納入特徵、事件與作用(FEPs)的變異性和不確定性，並留意管制拘束值。合理最大限度暴露個人的行為和特徵評估，應強調對阿馬爾戈薩山鎮當前居民調查研究的解釋，以及如何使用數據的不確定性和變異性來導出平均值。
- (2) 提供充分證據，證明現有替代概念模式中特徵、事件與作用(FEPs)對廢棄物隔絕是重要的，已經考慮了植物對土壤核種的攝取，土壤再懸浮(resuspension)及火成事件的吸入劑量模式；及
- (3) 概念模式不確定性應與現場特徵數據、實驗室實驗、現場量測、天然類比的資訊及作用級模式研究結果一致；對概念模式的不確定性處理不會導致風險低估的情況。

接受準則 5：精簡模式的輸出結果及客觀比較的支持

與全系統功能評估精簡模式有關的劑量計算結果，與詳細的作用級模式及或經驗觀察的結果(例如實驗室測試、現場量測及(或)天然類比)一致。

2.2.1.3.14.4 審查發現

如果執照申請者提供足夠的資訊，並且適當地符合第 2.2.1.3.14.3 節的管制接受準則，幕僚人員可結論這部分幕僚人員評估是可以接受的。審查者應撰寫納入整個申請案所準備安全評估報告的材料。該報告包括總結說明，包括審查內容的以及為何審查者可以接受。幕僚人員可將審查紀錄如下。

美國核管會幕僚人員審查了安全分析報告及其他所提交的支持執照申請的資訊，發現並且合理預期其精簡模式符合 10 CFR 63.114 的要求。功能評估有關生物圈特徵模式的技術要求符合規定。

特別是美國核管會幕僚人員合理預期如下：

- (1) 安全分析報告中之數據、參數值之不確定性及變異性以及替代概念模式，均使用了現場及周邊地區適當數據，符合 10 CFR 63.114(a)-(c)的要求。
- (2) 與場址有關的特徵、事件與作用(FEPs)已經包括在分析中，且提供納入或排除 FEPs 的適當技術基礎，符合依據 10 CFR 63.114 (e)的要求。
- (3) 分析中已經包括了具體的劣化、退化及改變過程，考慮其對年劑量的影響，已經提供納入或排除的適當技術基礎，符合 10 CFR 63.114(f)的要求；及
- (4) 為功能評估中使用的模式提供了適當的技術基礎，符合 10 CFR 63.114(h)的要求。

美國核管會幕僚人員審查了安全分析報告及其它所提供支持執照申請的資訊，合理預期可符合 10 CFR 63.305 的要求。參考生物圈所需特徵已經正當化。美國核管會幕僚人員特別發現：

- (1) 用於敘述參考生物圈、生物圈路徑、氣候演變及地質環境演變的特徵、事件與作用(FEPs)，與當前對於雅卡山地區、條件及過去歷程的認知一致，符合 10 CFR 63.305(a)的要求；
- (2) 根據 10 CFR 63.305(b)的要求，生物圈(氣候除外)、人類生物學及人類知識和技術狀況自執照申請開始即假設不變的，且預測未來亦不改變；
- (3) 氣候演變與 10 CFR 63.305(c)所要求的雅卡山地區周圍地區天然氣候變化的地質紀錄一致；
- (4) 生物圈路徑與 10 CFR 63.305(d)所要求的乾旱或半乾旱條件一致。

美國核管會幕僚人員審查了安全分析報告及其它所提供支持執照申請的資訊，有關生物圈特徵模式及合理最大限度暴露個人特徵，並合理預期符合 10 CFR 63.312 的要求。合理最大限度暴露個人所需特徵是令人滿意的。美國核管會幕僚人員特別發現：

- (1) 合理最大限度暴露的個人是指生活在高污染核種濃度的易接近環境中的假想人群，其飲食和生活方式可代表目前住在內華達州阿馬爾戈薩河谷鎮的人群。合理的最大暴露個人具有的代謝、物理特徵及井水使用模式，符合 10 CFR 63.312(a)-(e)的要求。

2.2.1.4 證明符合封閉後公眾及環境標準

2.2.1.4.1 證明符合封閉後公眾個人防護標準

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.2.1.4.1.1 審查範圍

本節審查處置場功能評估的分析，證明符合封閉後個人防護標準。審查者亦評估 10 CFR 63.21(c) (11)及(12)要求的資訊。10 CFR 63.331 和 63.332 要求使用雅卡山審查計畫第 2.2.1.4.3 節「地下水保護標準」進行符合標準之審查。

為證明符合封閉後個人防護標準，幕僚人員使用第 2.2.1.4.1.3 節及第 2.2.1.4.1.4 節的審查方法及接收準則，評估處置場功能分析：

- (1) 包含在全系統功能評估計算中的情節種類;
- (2) 年劑量曲線的計算; 及
- (3) 全系統功能審查發現的可信度，是以全系統功能評估之假設及參數的理解及不確定性分析的考量為基礎。

2.2.1.4.1.2 審查方法

審查方法 1：用來計算年劑量與時間關係的情節

確認年劑量對時間函數的計算結果，包括決定可能對整體功能有顯著影響的所有情節種類，根據使用「雅卡山審查計畫」第 2.2.1.2 節所進行的審查結果，它們無法自全系統功能評估分析中篩選出去。

確認美國能源部年劑量曲線的計算結果，是否適當地將每個情節種類的劑量乘上情節機率後加總。確認每個情節的年劑量是否正確地解釋該類情節破壞性事件(disruptive events)於該時間造成的後果。另外，確認計算年劑量的事件年發生機率與「雅卡山審查計畫」第 2.2.1.2.2 節一致，年劑量曲線中所有情節發生機率的總和應為 1。

審查方法 2：證明遵循期間任何一年對合理最大暴露個人年劑量不超過封閉後個人防護標準

確認美國能源部使用全系統功能評估計算軟體，對每種情節進行了足夠數量的實現(realization)，以驗證全系統功能審查發現統計上是否穩定。使用替代全系統功能評估電腦軟體進行模擬，協助確認執行適當數量的實現以得到穩定的結果。

確認處置場功能與單一組件或子系統的功能是一致且合理的。證明替代全系統功能評估軟體的分析結果可確認處置場功能。結果應與使用「雅卡山審查計畫」第 2.2.1.1 節「多重障壁系統描述及展示」的檢驗結果一致。確認全系統功能審查發現，在法規遵循期間任何一年處置場功能導致合理最大限度暴露的個人年劑量，不超過封閉後個人防護標準。

審查方法 3：全系統功能評估軟體代表處置場功能的可信度

與精簡模式的審查者(依據「雅卡山區審查計畫」第 2.2.1.3 節)協調，確認全系統功能評估中所使用的假設及參數值或其分佈是可以接受的。

確定每個精簡模式中「重要」假設及參數，在全系統功能評估中得到適當的擷取(captured)。

確認每個精簡模式的實現是以不會對任何單一精簡模式相關參數及假設產生不利影響的方式進行整合的。

評估與其他模式的連結如何影響審查模式中假設、參數值及分布的可接受性，或模式策略的可接受性。

確認全系統功能評估軟體已被適當的確認，以便有信心該軟體可以預期方式對處置場系統中的物理過程進行模式分析(即全系統功能評估軟體各個模組(modules)產生的結果與雅卡山審查計畫第 2.2.1.1，2.2.1.2 及 2.2.1.3 節一致)。確認模組間的數據傳輸是否正確進行(即兩個模組中的單位相同，數據將分配到適當的變量)。使用替代的全系統功能評估軟體確認各個模式的輸出結果。

檢驗美國能源部對功能審查發現的不確定性評估(即年劑量的時間和大小)，並確認這是合理的。考慮到使用雅卡山審查計畫第 2.2.1.2 和 2.2.1.3 節對模式假設和參數值的不確定性進行審查。使用替代的全系統功能評估軟體來協助確認各個模組的計算結果。

確認美國能源部在全系統功能評估軟體在不確定性範圍內，採用適當的參數取樣方法。

2.2.1.4.1.3 接受準則

以下接受準則基於符合 10 CFR 63.113(b)，63.114 和 63.312 的要求，關於處置場功能的分析，證明符合封閉後個人防護標準。

接受準則 1：證明用來計算年劑量與時間關係的情節是適當的

- (1) 所有年劑量對時間函數的各種情節是充份可能或對整體功能有足夠的影響，而無法自全系統功能評估分析中篩選出去的;及
- (2) 年劑量曲線的計算，適當地加總了每個破壞性事件情節種類的貢獻。對每個情節種類計算年劑量的貢獻，正確地解釋了包含情節破壞性事件的發生時間對後果的影響。用於計算年劑量貢獻的事件年發生機率與情節分析的結果一致。包括在計算年劑量曲線中的所有情節的發生機率加總為 1。

接受準則 2：證明遵循期間任何一年對合理最大暴露個人年劑量不超過封閉後個人防護標準是適當的

- (1) 對於每個情節種類，已經獲得足夠數量的實現，使用全系統功能評估軟體來確保計算結果在統計上是穩定的;
- (2) 年劑量曲線包括表示劑量計算不確定性的信賴區間[例如，取 95 及 5 的百分位數(percentile)];
- (3) 處置場功能及單一組件或子系統的功能是一致的且合理的; 及
- (4) 全系統功能審查發現證實，處置場於法規遵循期間任何一年對合理最大暴露個人年劑量不超過封閉後個人防護標準。

接受準則 3：全系統功能評估軟體提供了可信的處置場功能

- (1) 全系統功能評估軟體中的假設，與在軟體不同模組間的假設是一致的。軟體模組間使用不同假設及參數值時，應有適當的記錄;
- (2) 全系統功能評估軟體被正確地確認(verified)，以便有信心該軟體可以預期方式對處置場系統中的物理過程進行模式分析。確認模組間的數據傳輸正確進行;
- (3) 功能審查發現不確定性的評估與模式及參數不確定性一致;
- (4) 全系統功能評估的取樣方法，確保參數在其不確定範圍內被取樣。

2.2.1.4.1.4 審查發現

如果執照申請者提供充分的資訊，並且適當地符合第 2.2.1.4.1.3 節的管制接受準則，可結論此部分幕僚人員評估是可以接受的。審查者應撰寫適合納入整個申請案所準備安全評估報告的材料。該報告包括總結說明、審查內容以及審查者可以接受的理由。幕僚人員可將審查紀錄如下。

美國核管會幕僚人員審查了安全分析報告及其他所提交的支持執照申請的資訊，發現並且合理預期其精簡模式符合 10 CFR 63.113(b)的要求。符合地質處置場永久封閉後的功能目標。特別是：

- (1) 工程障壁設計成與天然障壁結合使用，根據 10 CFR 63.113(b)的要求，合理最大限度暴露個人的年劑量符合永久封閉後第一個 10,000 年內的個人防護標準；及
- (2) 地質處置場限制放射性曝露的功能，通過功能評估已經證明符合 10 CFR 63.114 的要求，並使用 10 CFR 63.305(a)–(e)中所定義的參考生物圈，及根據 10 CFR 63.312(a)–(e)所定義的合理最大限度暴露個人，但不包括人類闖入的影響。

美國核管會幕僚人員審查了安全分析報告及其他所提交的支持執照申請的資訊，發現並且合理預期其精簡模式符合 10 CFR 63.114(a)的要求。功能評估的技術要求符合規定。特別是：

- (1) 安全分析報告中之數據、參數值之不確定性及變異性以及替代概念模式，均使用了現場及周邊地區的適當數據，符合 10 CFR 63.114(a)-(c)的要求。
- (2) 美國能源部已經考量符合 10 CFR 63.114(d)的情況，10,000 年內至少有一次機會發生以上的事件。
- (3) 與場址有關的特徵、事件及作用(FEPs)已經包括在分析中，且提供篩選 FEPs 的適當技術基礎，符合依據 10 CFR 63.114 (e)的要求。
- (4) 分析中已經包括了具體的劣化、退化及改變過程，考慮其對年劑量的影響，已經提供篩選的適當技術基礎，符合 10 CFR 63.114(f)的要求；及
- (5) 功能評估中使用的模式提供了適當的技術基礎，符合 10 CFR 63.114(g)的要求。

2.2.1.4.2 證明符合人類闖入標準

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.2.1.4.2.1 審查範圍

本節回顧了有限度人類闖入事件的功能分析。審查者將評估 10 CFR 63.21(c)(13)要求的資訊。

幕僚人員依據第 2.2.1.4.2.2 節和第 2.2.1.4.2.3 節中的審查方法和接受準則，對有限度人類闖入的事件進行以下項目功能分析進行評估：

- (1) 對人類闖入進行個別的全系統功能的計算結果；
- (2) 決定不知情鑽井工闖入發生時間的技術基礎及和相關分析；及
- (3) 根據全系統功能評估假設、參數、闖入事件特徵的理解及不確定性分析的考量，評估人類闖入事件計算結果的可信度。

2.2.1.4.2.2 審查方法

審查方法 1：評估闖入事件的發生時間

確認人類入侵的發生時間(不知情鑽井工鑽穿劣化的工程障壁)的技術基礎及相關分析是充分及適當的。例如，包括工程障壁系統已劣化至鑽井工可截斷廢棄物包件但鑽井工 卻不知情之時間分析的技術基礎。

審查方法 2：評估闖入事件於法規遵循期間任何一年對合理最大暴露個人年劑量是可接受的

確認人類闖入的全系統功能評估與全系統功能評估分開執行，並符合 10 CFR 63.114 中所規定的功能評估要求。如果暴露於合理最大限度暴露個人在永久封閉後超過 10,000 年發生，人類闖入發生在處置後任何時間，在雅卡山環境影響評估所提供的基礎下，確認人類闖入全系統功能審查發現。

確認人類闖入的全系統功能評估與個人防護的全系統功能評估相同，除了它假設出現如 10 CFR 63.322 中所定義具特徵的人類闖入事件，並且排除了 10 CFR 63.342 所規定不太可能發生的天然特徵、事件及作用(FEPs)。

確認每種情節都運算了足夠數量的結果，使用全系統功能評估軟體來確保計算結果在統計上是穩定的。確認處置場功能審查發現是合理的，且與審查期間使用雅卡山審查計畫第 2.2.1.4 節以假設闖入事件特徵的審查發現一致。使用替代的全系統功能評估軟體的計算結果來確定使用假定闖入事件的處置場功能。

確認有限度人類闖入的年劑量曲線，並確認處置場系統符合 10 CFR 63.321 中所規定的有限度人類闖入事件的功能目標。

審查方法 3：全系統功能評估軟體的闖入事件代表性

與精簡模型審查者(使用雅卡山審查計畫第 2.2.1.3 節)協調，確認在假設闖入事件全系統功能評估中的假設與在全系統功能評估軟體間不同模組間是一致的。

確認軟體模組間使用不同的假設及參數值，均有充分的記錄。

證實全系統功能評估軟體已被確認，使對軟體與假設闖入事件特徵一致的方式模擬處置場系統中的物理過程具有信心。確認軟體模組間數據傳輸是否正確（兩個模組中的單位相同，數據指定為適當數值）。使用替代的全系統功能評估軟體來確認美國能源部的結果，了解各模組的輸出結果。

確認功能審查發現之不確定性(即年劑量的時間及大小)與使用「雅卡山審查計畫」第 2.2.1.2 及 2.2.1.3 節考量假定的闖入事件特徵之不確定性與評估之不確定性(即模式及參數不確定性)是一致的。

確認全系統功能評估的取樣方法可確保假設闖入事件的取樣參數已經在其不確定性範圍內被取樣。

2.2.1.4.2.3 接受準則

以下接受準則係基於符合 10 CFR 63.113(d)的要求，有關有限度人類闖的情況下的功能分析。

接受準則 1：評估闖入事件的時間

(1) 技術基礎及相關分析可充分支持人類闖入發生時間的選定，如 10 CFR 63.321 中所述。

接受準則 2：評估闖入事件於法規遵循期間任何一年對合理最大暴露個人年劑量是可接受的

(1) 人類闖入的全系統功能評估與全系統功能評估分開執行，並符合 10 CFR 63.114 的功能評估要求；

(2) 確認人類闖入的全系統功能評估與個人防護的全系統功能評估相同，除了它假設出現如 10 CFR 63.322 中所定義具特徵的人類闖入事件，並且排除了 10 CFR 63.342 所規定不太可能發生的天然特徵、事件及作用(FEPs)。

(3) 全系統功能評估軟體運算了足夠數量的結果，以確保計算結果在統計上是穩定的。

(4) 確認使用假設闖入事件特徵的處置場功能審查發現是合理的，且與處置場全系統功能審查發現一致。

(5) 有限度的人類闖入的年劑量曲線證實處置場系統符合 10 CFR 63.321 中所規定有限度人類闖入事件的功能目標。

接受準則 3：全系統功能評估軟體的闖入事件代表性

- (1) 在假定闖入事件的全系統功能評估軟體的不同模組間，自破裂廢棄物包件中傳輸方法的假設是一致的。軟體模組之間使用不同的假設及參數值有充分的記錄；
- (2) 證實全系統功能評估軟體已被確認，使對該軟體與假設闖入事件特徵一致的方式模擬處置場系統的物理過程具有信心。確認軟體模組間數據傳輸正確進行。
- (3) 功能審查發現之不確定性與考量假設闖入事件特徵及模式和參數的不確定性是一致的。
- (4) 全系統功能評估的取樣方法可確保假定闖入事件的取樣參數已在不確定性範圍內被取樣。

2.2.1.4.2.4 審查發現

如果執照申請者提供足夠的資訊，並且適當地符合第 2.2.1.4.2.3 節的管制接受準則，幕僚人員可結論這部分幕僚人員評估是可以接受的。審查者應撰寫適合納入整個申請案所準備安全評估報告的材料。該報告包括總結說明，包括審查內容的以及為何審查者可以接受。幕僚人員可將審查紀錄如下。

美國核管會幕僚人員審查了「安全分析報告」及其他支持執照申請的資訊，並以合理預期的方式發現，符合 10 CFR 63.113(d)的要求。在有限度的人類闖入情況下，符合展示處置場的功能要求。

2.2.1.4.3 處置場功能分析證明符合個別的地下水防護標準

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.2.1.4.3.1 審查範圍

本節回顧了符合個別的地下水防護標準的處置場功能分析。審查者將評估 10 CFR 63.21(c)(1), (9), (14) 及 (15)所要求的資訊。

幕僚人員將評估以下部分對處置場功能的分析，使用 2.2.1.4.3.2 和 2.2.1.4.3.3 中的審查方法及接受準則，證明符合個別的地下水防護標準：

- (1) 計算特定核種濃度及劑量作為時間的函數；及
- (2) 確定可接近環境中最高濃度核種位置方法及其假設的可信度及一致性，並估計代表 3000 英畝-英尺[3.715×10^9 升]地下水體積的實體尺寸。

為了審查此分析，評估美國能源部執照申請的適用性，相對於地下水中核種濃度影響美國能源部執照申請程度的評估。審查此分析應考量「雅卡山審查計畫」的多重障壁評估的風險資訊。例如若美國能源部證明跨越可接近環境邊界的重要核種並不包含在決定 3000 英畝-英尺(3.715×10^9 公升)代表性體積地下水核種平均濃度內，需對該分析進行詳細審查。若美國能源部假設在一年中到達要求地點的所有核種包含在 3000 英畝-英尺(3.715×10^9 公升)的代表性體積地下水中，僅需對限值假設簡單審查即可。這裡所提供的審查方法及接受準則是針對詳細審查的。某些審查方法及接受標準可能是不必要的。

2.2.1.4.3.2 審查方法

審查方法 1：證明於法規遵循期間任何一年地下水中放射性及劑量不會超過地下水防護標準

確認美國能源部對地下水代表性體積的地下水放射性含量進行了評估。包括 Ra-226/Ra-228 的組合，總阿伐活度(包括 Ra-226，但不包括氦及鈾)，以及貝它/加馬核種的組合。

確認地下水代表性體積之放射性平均濃度所使用的方法、假設、模式及數據(個別地下水防護標準是不考慮不太可能發生的事件)是與根據 10 CFR 63.342 要求處置後 10,000 年期間未受擾動情況的功能評估計算結果是一致的。確認計算所得的地下水放射性含量，得到功能評估精簡模式「飽和區水流路徑」(第 2.2.1.3.8 節)、「飽和區核種傳輸」(第 2.2.1.3.9 節)及「地下水核種濃度」(2.2.1.3.12 節)等評估的適當技術基礎的支持。

將 10,000 年法規遵循期間內任何一年的地下水放射性計算水平與 10 CFR 63.331 中規定的限值進行比較。

審查方法 2：用於確定地下水代表體積位置與形狀的方法及假設

確認地下水的代表體積是沿著核種遷移路徑是從雅卡山的處置場到可接近環境的。

比較用來決定代表性地下水量位置的水文及傳輸參數，確認方法、假設、模式及數據與處置後 10,000 年期間未受擾動情況的功能評估計算是一致的。確認計算結果得到功能評估精簡模式「飽和區水流路徑」(第 2.2.1.3.8 節)、「飽和區核種傳輸」(第 2.2.1.3.9 節)之適當技術基礎的支持。

確認包含了污染群核種最高濃度地下水代表性體積的位置，與用來定義合理最大暴露個人特徵 10 CFR 63.312(a)的要求一致。

確認地下水代表性體積的位置，包含了污染群(plume contamination)核種最高濃度。確認包含了污染群核種最高濃度地下水代表性體積的位置，與用來定義合理最大暴露個人特徵 10 CFR 63.312(a)的要求一致。確認地下水代表性體積及污染群最高濃度位置與功能評估精簡模式「地下水中核種濃度」(第 2.2.1.3.12 節)一致。

審查方法 3 用於計算地下水代表體積實體尺寸的方法及假設

確認含水層內地下水代表性體積每公升水中含有少於 10,000 毫克總溶解固體，其體積有 3000 英畝-英呎(3.714×10^9 升)。

使用 10 CFR 63.332 中所定義的方法之一，來確認地下水代表性體積的物理尺寸。根據所選方法，確認處置後 10,000 年內未受擾動的情況下，水井特徵、地下水流向及篩選間隔等資訊與處置場功能評估計算中使用的資訊一致，計算結果具有適當的技術基礎支持。例如，評估使用模式方法及參數來決定地下水代表性體積的放射性含量，是否與「飽和區水流路徑」(第 2.2.1.3.8 節)及「飽和區核種傳輸」(第 2.2.1.3.9 節)的功能評估精簡模式一致。

2.2.1.4.3.3 接受準則

以下接受準則基於符合 10 CFR 63.331 的要求，有關符合地下水防護的個別標準，以及 10 CFR 63.332 與代表性地下水量有關的要求。

接受準則 1：適當證明 Ra-226 及 Ra-228 預期綜合濃度、特定阿伐核種預期濃度、及預期貝它/加馬核種全身或器官劑量，於法規遵循期間任何一年地下水中放射性含量及劑量不會超過地下水防護標準。

- (1) 確認美國能源部對代表性地下水量的地下水放射性進行了估算。包括 Ra-226/Ra-228 的組合，總阿伐活度(包括 Ra-226，但不包括氦及鈾)，以及貝它/加馬核種的組合。
- (2) 地下水代表性水量之放射性平均水平所使用的方法、假設、模式及數據與處置後 10,000 年期間未受擾動情況的功能評估計算是一致的，且計算得到適當技術基礎的支持。例如，用模式方法及參數決定代表性水量地下水的放射性，與功能評估精簡模式「飽和區水流路徑」(第 2.2.1.3.8 節)、「飽和區核種傳

輸」(第 2.2.1.3.9 節)及「地下水核種濃度」(2.2.1.3.12 節)一致，排除考慮不太可能發生的天然特徵/事件/作用(FEPs)。

- (3) 10,000 年遵循期內任何一年的地下水放射性平均水平，符合 10 CFR 63.331 所規定的限值。

接收準則 2：用於確定地下水代表量位置之方法及假設是可信及一致的，地下水代表量包括可接近環境污染物的最高濃度水平。

- (1) 如 10 CFR 63.302 的定義，地下水的代表體積是沿著核種遷移路徑是從雅卡山的處置場到可接近環境的。
- (2) 處置後 10,000 年內未受擾動情況的處置場功能評估所使用代表性地下水量的位置與使用平均水文參數決定代表性地下水量的位置一致，得到足夠的支持技術基礎。例如，用來決定代表性地下水量位置之放射性水平的模式方法及參數，與功能評估精簡模式「飽和區水流路徑」(第 2.2.1.3.8 節)、「飽和區核種傳輸」(第 2.2.1.3.9 節)，並排除考量不太可能的自然特徵，事件和過程；及
- (3) 確認地下水代表性體積的位置包含了污染群中核種最高濃度，與用來定義合理最大暴露個人特徵 10 CFR 63.312(a)的要求一致。例如，地下水代表體積及污染群中最高濃度位置與功能評估精簡模式「地下水中核種濃度」(第 2.2.1.3.12 節)一致。

接收準則 3：用於計算地下水代表性體積實體尺寸的方法與假設是可信及一致的

- (1) 含水層內地下水代表性體積每升水中含有少於 10,000 毫克總溶解固體，體積不多於 3000 英畝-英呎(3.714×10^9 升)。
- (2) 使用 10 CFR 63.332 中所定義的方法之一，決定地下水代表性體積的實體尺寸。根據所選方法，資訊包括但不限於地下水流向及篩選間隔等資訊，與處置場處置後 10,000 年內未受擾動的情況下功能評估計算使用資訊一致，計算結果有適當的技術基礎支持。例如，評估使用模式方法及參數來決定地下水代表性體積的放射性含量，在排除考量不太可能的自然特徵、事件及過程下，是否與「飽和區水流路徑」(第 2.2.1.3.8 節)及「飽和區核種傳輸」(第 2.2.1.3.9 節)功能評估精簡模式一致；及
- (3) 地下水的代表性體積與 10 CFR 63.312(c)及 63.312(d)所定義合理最大暴露個

人的用水特徵一致。例如，地下水的代表性體積與「地下水中核種濃度」(第 2.2.1.3.12 節)分析中所使用的每年用水量一致。

2.2.1.4.3.4 審查發現

如果執照申請者提供足夠的資訊，並且適當地符合第 2.2.1.4.3.3 節的管制接受準則，幕僚人員可結論這部分幕僚人員評估是可以接受的。審查者應撰寫適合納入整個申請案所準備安全評估報告的材料。該報告包括總結說明，包括審查內容的以及為何審查者可以接受。幕僚人員可將審查紀錄如下。

美國核管會幕僚人員審查了「安全分析報告」及其他支持執照申請的資訊，發現符合 10 CFR 63.331 及 10 CFR 63.332 的要求。證明符合地下水防護標準的要求。特別是美國核管會幕僚人員發現：

- (1) Ra-226/Ra-228 的組合，總阿伐活度(包括 Ra-226，但不包括氦及鈾)，以及貝它/加馬核種組合的平均濃度符合 10 CFR 63.331 的限值要求。

美國核管會幕僚人員審查了「安全分析報告」和其他支持執照申請的資訊，有關地下水中核種濃度，發現符合 10 CFR 63.332 的要求。並符合地下水代表性體積的特別要求。特別是美國核管會幕僚人員發現：

- (1) 含水層內地下水代表體積在每升水中含有少於 10,000 毫克總溶解固體，符合給定的用水需求。
- (2) 使用與處置場功能評估一致的平均水文特徵來決定地下水含水層的位置和尺寸，並計算包含污染群最高濃度水平代表性體積的平均核種濃度。代表性體積應不超過 3000 英畝-英尺(3.714×10^9 升)，符合 10 CFR 63.332(a)(1) - (3) 的其他要求。
- (3) 使用 10 CFR 63.332(b) (1)- (2)所規定的替代方法之一，計算地下水代表性體積的實體尺寸。

2.3 解決安全問題的研究與發展計畫

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.3.1 審查範圍

本節解決安全問題的研究與發展計畫，這些安全問題涉及隔離廢棄物的安全

和工程或天然障礙的結構、系統與組件。審查者評估資訊時，須符合 10 CFR 63.21(c)(16)。此計畫需要確認、描述和討論更進一步的技術資訊之安全特徵或組成，以確認設計、工程或天然障壁是否夠充分。

幕僚人員為解決安全問題，將使用 2.3.2 和 2.3.3 節中的審查方法和接受標準，以評估研究和開發計畫：

- (1) 安全問題的定義與描述；
- (2) 研究與發展計畫的定義與描述，其包含解決任何與安全有關的結構、系統與組件的安全問題，以及隔離廢棄物的工程與天然障壁；
- (3) 與處置場營運計畫開始時間相關的計畫之時程；
- (4) 如果計畫結果不能給安全問題提供可接受的解決方法，已有設計妥當的替代方案或營運限制內容。

2.3.2 審查方法

審查方法 1：安全問題的定義與描述

確定執照申請中的安全問題定義。若有不足之處，查驗這些解釋以確認是否足夠。

審查方法 2：研究與發展計畫的定義與描述，其包含解決任何與安全有關的結構、系統與組件的安全問題，以及隔離廢棄物的工程與天然障壁

確定每個安全問題，已經制定了詳細的研究與發展計畫。確定具體的技術資訊描述，以證明解決安全問題的方案是可接受的。計畫的描述需足夠詳細，以說明如何獲得資訊。解決安全問題之研究與發展計畫中的準則描述，包含適當的科學或工程技術來解決問題。檢查具體計畫以確認適當的分析、實驗、數據收集、現地試驗、以及其他技術，已經確定其時程與順序。

審查方法 3：與處置場營運計畫開始時間相關的計畫之時程以及執照申請中解決問題的相關修訂

確認解決安全問題的時程，以確定解決問題的時間。時程規劃應適當地包含解決問題所做決定的時間或事件。計畫與時程應詳細地足以顯示處置場設計、施工、以及擬定的時程，包含廢棄物接收與放置以及其他相關活動的時程。進行驗證時，須考慮地下位置、地質處置場營運區的條件、以及其他於結構物可能存在的干擾。評估研究與發展計畫，及其他場址活動或是任何接收與放置廢棄物的時

程，彼此的兼容性。時程必須同時含括：(i)其他場址活動與時程，包含安全確認計畫(10 CFR Part 63 的 F 部分)；(ii)處置場設計；以及(iii)場址特徵。同時，必須滿足以 10 CFR 63.32 及 63.42 建立的任何執照條件要求。

確認執照申請的內容包含解決問題。

審查方法 4：計畫結果不能給安全問題提供可接受的解決方法，可用的營運限制或設計方案

確認是否有替代方案來證明安全問題可接受的解決方法。替代方案中應討論設計方案或營運限制。確認在營運期間內討論任何欲進行的計畫，以證明設計或營運中預期未來變化的可接受性。

2.3.3 接受準則

以下接受準則符合 10 CFR 63.21(c)(16)。

接受準則 1：安全問題的定義與描述是足夠的。

接受準則 2：美國能源部確定並詳細描述了一個研究和開發計畫，在合理時間內解決重要的結構、系統與組件的任何安全問題，以及工程和天然障壁重要的廢棄物隔離。

接受準則 3：美國能源部提供合理的計畫完成日程表，包含處置場營運計畫的開始時間以及預期解決項目的時間。美國能源部承諾將執照申請修正法案中，適當的解決問題。

接受準則 4：計畫結果不能給安全問題提供可接受的解決方法，美國能源部已備妥可用的營運限制或設計方案。

2.3.4 審查發現

如果執照申請提供足夠的資訊與符合 2.2.3 的監管接受準則，這部分的工作是可以被評估的。審查者撰寫適合納入在申請準備安全評估報告的材料。此報告包含審查內容的簡要說明，以及審查人員接受申請的原因。審查的紀錄可如下列說明。

美國核管會部門審查了執照申請中的「安全分析報告」及其他提交的資訊，並滿足 10 CFR 63.21(c)(16)的要求。結構、系統與組件以及工程與天然障壁相關的安全問題之確認與描述滿足要求。美國能源部詳述描述設計解決安全問題的計畫，包含一份日程表，以註明解決問題的時間。如依照所提解決安全問題之規劃

方法/時程仍無法證實可被接受時，申請文件已備妥替代方案或營運限制內容。考慮安全問題的範圍以及其解決方案與時程表，可繼續建設處置場。

2.4 功能確認方案

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.4.1 審查範圍

10 CFR Part 63 的 F 部分提供了功能確認方案(performance confirmation program)的要求。工作小組將功能確認方案定義為測試、試驗和分析，此方案評估功能目標的資訊證明 E 部分是否足夠(參見 10 CFR 63.2)。功能確認方案是高放射性廢棄物處理的獨特之處。這影響地質處置場數千年功能評估的不確定性。永久封閉時，63.51(a)(1)要求美國能源部提供更新的封閉後功能評估。更新的評估包含任何整合的功能確認資料以及封閉後功能相關的資料。美國核管理委員會將判定美國能源部全面性的試驗、監測，並確認此方案是否將按計畫進行。除非美國能源部設計在永久封閉之前，處置場以保留取出廢棄物的選項，美國核管理委員會可以預先採取行動避免不安全的狀況傳給後代。因此，功能確認(performance confirmation)的定義中廣泛參考 E 部分的功能目標在監測地下條件時需要考慮可恢復性(retrievability)，並且保留取出廢棄物之預防功能的要求。功能確認方案的一般性要求不需要試驗和監控，確認其他情況下的隔離功能(即對安全性重要的測試和監控結構、系統和組件)。10 CFR 63.131 的一般性要求著重於地下條件以及處置場運轉所需的自然和工程系統和組件，並且被設計或假設在永久封閉後作為障壁。接受準則的基礎是功能確認的要求，基於 10 CFR Part 63 中的功能。接受準則適用時也有風險告知，因為功能確認著重於這些參數和對廢棄物隔離重要的自然和設計障壁。

工作小組將確認提交符合 10 CFR 63.74(b)和 10 CFR Part 63 F 部分「功能確認方案」所規定的試驗要求。工作小組將根據 10 CFR 63.21(c)(17)的要求評估與功能確認方案相關的資訊，並且需在「安全分析報告」中。

工作小組將使用第 2.4.2 和 2.4.3 節中的審查方法和接受準則對功能確認方案進行評估：

(1) 功能確認方案的一般性要求包含：

(a) 功能確認方案的目標，是透過已界定的現地監測、室內和現地試驗，以

及現場試驗獲取之資料，確認以下兩點是否成立：(i) 施工期間和廢棄物處置作業所發現之實際地下情況(即具體的大地工程及設計參數，包含與地質環境有關的自然過程)和這些條件的變化(包含天然和工程系統之間的任何相互影響)在許可審查期間所允許地下條件變化範圍內；(ii) 被設計或假定的自然和工程系統及其組件於永久封閉後預期成為障壁；

(b) 功能確認(performance confirmation)總進度；

(c) 計劃執行功能確方案，因此此計畫滿足以下幾點：(i)不會對地質處置場中地質和工程要素產生不利影響，達到功能目標；(ii)提供基準資訊和分析，這些資訊關於地質特徵化、施工和運轉可能改變的地質環境參數和自然過程的資訊；(iii)監測和分析可能影響地質處置場功能參數之基準條件變化。

(2) 確認大地工程及設計參數，包含：

(a) 處置場施工和運轉期間的技術量測、試驗和地質測繪程序，確定在永久封閉後被設計或假設作為障壁的自然系統及組件相關的大地工程及設計參數，並且按照預期審核是否正常運作；

(b) 現地監測地下設施的熱力學反應並持續至永久封閉，以確保地質和工程特徵的功能在設計的範圍內；

(c) 根據設計假設評估地下條件的監測計畫，包含以下程序：(i)將測量和觀測結果與原始設計基準和假設進行比較；(ii)確定需要更改設計或施工方法，如果測量和觀察結果與原始設計基礎和假設有顯著差異；(iii) 報告中有關健康和安全的important性的測量和觀察結果以及原始設計基礎和假設之間的顯著差異，並向美國核監管委員會建議變更。

(3) 設計試驗包含：

(a) 在施工初期，除了廢棄物包件以外，技術程序來試驗在設計中使用的工程系統和組件。這包含例如鑽井、豎井密封、回填和滴水屏蔽；

(b) 評估廢棄物包件、回填、滴水屏蔽、母岩，以及未飽和區和飽和區域中水的熱相互作用之技術方案；

(c) 設計中使用的工程系統和組件的啟動試驗時間表；

(d) 計劃永久性回填處置作業開始之前進行試驗，假如美國能源部在處置場設計中包含回填，則評估回填處置作業和壓實程序對設計要求的有效性；

- (e) 計劃在全面封閉前進行試驗以評估鑽井、豎井和運輸坡道密封的有效性。
- (4) 廢棄物包件的監測和試驗，包含：
- (a) 計劃在地質處置場運轉區監測廢棄物的狀況，包含：(i)選擇用於監測廢棄物包件的代表性，(ii)選擇用於監測的廢棄物包件的廢棄物包件環境之代表性；
- (b) 計劃著重於廢棄物包件內部條件的實驗室試驗，包含對實驗室試驗中複製地下設施處置廢棄物包件的環境程度之評估；
- (c) 廢棄物包件監測和試驗程序的持續時間。

2.4.2 審查方法

審查方法 1：符合功能確認方案的一般性要求

- (1) 審核美國能源部功能確認計畫(performance confirmation plan)是否提供了計畫目標。確認這些目標是否足以滿足功能確認方案的一般性要求，包含審核是否有足夠的技術資訊，並且針對具體的現地監測、室內和現地試驗，以及現場試驗進行計劃，界定以落實既定目標。具體而言，審核美國能源部執行功能確認計畫：
- (a) 確認設計或假定在永久封閉後作為障壁的自然和工程系統和組件，包含其具體功能、美國能源部選定的監測和試驗，確保能在預期之情況運作；
- (b) 包含在永久封閉後作為障壁用來選擇天然和工程系統和組件的方法、設計或假設；美國能源部將監測和試驗，確保能在預期之情況運作；
- (c) 確認特定大地工程及設計參數，這些參數與永久封閉後假定作為障壁的自然系統和組件有關，包含自然過程和考慮自然和工程系統及組件之間的任何相互作用，並且為美國能源部已選定的測量或觀察；
- (d) 用於選擇要測量或觀察的特定大地工程及設計參數的方法，其中包含自然過程和考慮天然和工程系統與組件之間的任何相互作用；
- (e) 具體的現地監測、室內和現地試驗，以及現場試驗蒐集所需的資料；
- (f) 指定美國能源部將應用所選定的現地監測、室內和現地試驗或現場試驗方法：(i)大地工程及設計參數，包含與自然系統有關的自然過程，以及永久封閉後作為障壁的組件；(ii)設計或假定在永久封閉後作為障壁的工程系統和組件；(iii)自然和工程系統與組件之間的相互作用；

- (g) 選定之大地工程及設計參數基準的預期變化(即設計基礎和假設) , 包含自然過程、涉及自然系統以及被認為在永久封閉後作為障壁的組件, 包含自然過程, 並考慮到施工和廢棄物處置作業或自然和工程系統之間的相互作用的結果;
- (h) 選定的天然和工程系統及組件之預期設計基礎, 這些設計或假設在永久封閉後作為障壁。
- (2) 審核美國能源部執行功能確認計畫是否包含計畫的時間表, 並評估進度是否足以滿足功能確認方案的一般性要求;
- (3) 評估美國能源部的方法來執行功能確認方案。其中包含審核美國能源部執行功能確認計畫中包含必要資訊, 以確定美國能源部是否會根據需要執行該程序, 並使用本節的審查方法 2、3 和 4 完成詳細的技術審查。具體而言, 審核美國能源部的功能確認計畫包含:
- (a) 確保功能確認作業不會對地質處置場的自然和設計要素滿足功能目標的規定產生不利之影響;
- (b) 選定的大地工程及設計參數之基準資訊, 包含自然過程、涉及自然系統以及被認為在永久封閉後作為障壁的組件;
- (c) 確定大地工程及設計參數基準資訊的選定方法, 包括自然過程、涉及自然系統和被認為在永久封閉後作為障壁的組件;
- (d) 承諾監測和分析與選定的大地工程及設計參數(包含自然過程)的基準條件相關的變化, 這些變化與自然系統和組件有關, 這些天然系統和組件被認為在永久封閉後作為障壁, 可能影響地質處置場廢棄物的隔離;
- (e) 承諾監測設計或假定在永久封閉後作為障壁的工程系統和組件, 以指示是否按預定和預期運作;
- (f) 定期評估和更新功能確認計畫的條款。
- (4) 審核美國能源部執行功能確認計畫是否包含或列舉有關的記錄和報告、施工記錄、缺陷報告和檢查的行政程序。確認美國能源部執行功能確認方案的行政程序是否足夠。

審查方法 2：符合大地工程和設計參數要求

- (1) 確認美國能源部執行功能確認計畫在處置場施工和營運期間提供可接受的

量測、試驗和地質測繪程序，以確認大地工程及設計參數，包含自然過程、涉及自然系統以及被認為在永久封閉後作為障壁的組件。特別是：

- (a) 評估美國能源部用於大地工程及設計參數以監測和分析的選定方法之充分性；
 - (b) 審核美國能源部選定的大地工程及設計參數清單是否合理和完整；
 - (c) 評估美國能源部用於確定所選大地工程及設計參數基準的方法是否合適；
 - (d) 審核由美國能源部建立的每個選定的大地工程及設計參數之基準是合理的；
 - (e) 確認美國能源部對所選大地工程及設計參數的預期變化(即原始設計基準和假設)從基準評估是合理的；
 - (f) 審核監測、試驗或實驗方法適用於美國能源部將監測和分析的每個大地工程或設計參數。
- (2) 審核美國能源部執行功能確認方案是否包含在現地監測地下設施有關熱力學反應，持續至永久封閉，並評估這些計畫的適用性。特別是：
- (a) 評估美國能源部用於選擇現地熱力學反應參數進行監測和分析的方法是否合適；
 - (b) 審核美國能源部選定的現地熱力學反應參數清單是否合理和完整；
 - (c) 評估美國能源部用於建立所選擇的現地熱力學反應參數基準的方法是否合適；
 - (d) 確認美國能源部建立的現地熱力學反應參數的基準是合理的；
 - (e) 審核美國能源部對所選擇的現地熱力學反應參數的預期變化(即原始設計基準和假設)從基準估計是合理的；
 - (f) 確認監測、試驗或實驗方法適用於每個現地熱力學反應參數，美國能源部將對其進行監測和分析。
- (3) 審核美國能源部執行功能確認計畫是否提供了足夠的監控程序，以便根據設計假設監測和評估地下條件。特別是：
- (a) 審核美國能源部執行功能確認計畫包含量測和觀測與原始設計基準和假設進行比較的規定。評估這些方案的充分性；
 - (b) 審核美國能源部執行功能確認計畫是否包含確定對設計或施工方法進行

修改的必要條件，如果量測和觀測結果與原始設計基準和假設之間有顯著差異。評估這些程序的充分性；

(c) 審核美國能源部執行功能確認計畫是否包含規定量測和觀測以及原始設計基準和假設之間的重大差異，其對健康和安全性的重要性，並建議美國核管理委員會的進行修改。評估這些方案的充分性。

審查方法 3：符合設計試驗要求

(1) 確認美國能源部執行功能確認計畫除了廢棄物包件之外，提供了一個足夠的程序來試驗設計中使用的工程系統和組件。特別是：

(a) 評估美國能源部設計或假定在永久封閉後作為障壁的工程系統和組件選定的方法之充分性，美國能源部將進行監測和試驗；

(b) 審核美國能源部選定的工程系統和組件之清單是否合理和完整；

(c) 確認監測、試驗或實驗方法適用於美國能源部將監測或試驗的每個工程系統或組件；

(d) 審核選定的工程系統和組件所預期的設計基礎是否合理。

(2) 審核美國能源部是否包含廢棄物包件、母岩、未飽和區和飽和區域水的熱相互作用效應，以及設計試驗程序中的其他工程系統和組件。確認熱相互作用效應的試驗程序是否足夠。特別是：

(a) 評估美國能源部在設計試驗程序中用於廢棄物包件、母岩、未飽和區和飽和區域水以及其他工程系統和組件的熱相互作用效應的選擇方法是否合適；

(b) 審核美國能源部列出選定的廢棄物包件、母岩、未飽和區和飽和區域水以及其他工程系統和組件中熱相互作用效應之清單合理且完整；

(c) 確認監測、試驗或實驗方法適用於廢棄物包件、母岩、未飽和區和飽和區域水以及其他工程系統和組件的熱相互作用效應，美國能源部將監測或試驗；

(d) 確認所選定的廢棄物包件、母岩、未飽和區和飽和區域水以及其他工程系統和組件熱相互作用效應之預期設計基礎是合理的。

(3) 審核設計中使用的測試工程系統和組件之時間表是否足以滿足設計試驗程序的要求；

- (4) 確認美國能源部執功能確認計畫提供了足夠的試驗程序，以評估回填處置作業和壓實程序對設計要求的有效性(只要如果美國能源部處置場設計中包含回填)。特別是：
- (a) 評估美國能源部在設計試驗程序中用於選擇回填處置作業和壓實程序的方法是否合適；
 - (b) 確認美國能源部選定的回填處置作業和壓實程序之清單合理完整；
 - (c) 審核監測、試驗或實驗方法是否適用於回填和壓實程序，美國能源部將進行監測或試驗；
 - (d) 確認選定的回填處置作業和壓實程序的預期設計基礎是合理的。
- (5) 審核美國能源部的功能確認計畫是否提供了足夠的試驗程序，以便在全面封閉之前評估鑽井、豎井和運輸坡道密封的有效性(只要如果美國能源部處置場設計中包含鑽井、豎井和運輸坡道密封)。特別是：
- (a) 評估美國能源部在設計試驗程序中全面封閉之前，用於試驗程序的選定方法是否足以評估鑽井、豎井和運輸坡道密封的有效性；
 - (b) 確認美國能源部的試驗程序在全面封閉前評估鑽井、豎井和運輸坡道密封的有效性是合理和完整的；
 - (c) 審核監測、試驗或實驗方法是否適用於試驗程序，以評估在全面封閉前鑽井、豎井和運輸坡道密封的有效性；
 - (d) 確認選定的試驗程序之預期設計基準是在全面封閉之前評估鑽井、豎井和運輸坡道密封的有效性是合理的。

審查方法 4：符合廢棄物包件監測和試驗要求

- (1) 確認美國能源部執行功能確認計畫提供一個適當的程序，用於監測地質處置場運轉區的廢棄物包件之狀態。審核計畫需要評估：(i)選擇用於監測的廢棄物包件的代表性；(ii)選擇用於監測的廢棄物包件的廢棄物包件環境的代表性。特別是：
- (a) 評估美國能源部將對材料、設計、結構、製造和檢驗方法進行監測和測試廢棄物包件，以驗證其是否具有代表性；
 - (b) 審核美國能源部對於廢棄物包件環境將監測和測試處置環境之代表性並與安全操作保持一致；

- (c) 確認美國能源部將監測和評估的環境條件包含描述那些水化學(但不限於此)；
 - (d) 審核監控和試驗包含封閉焊接的評估、加工產生的缺陷和加工後的損壞，特別是處置運轉過程中可能發生的損壞；
 - (e) 驗證程序在技術上是可行的，考慮到所提出的方法是否合適和可行，並且要使用的感測器和設備能夠在處置場運轉期間內能夠維持當前的環境條件(例如：溫度、濕度、輻射)或可置換。
- (2) 確認美國能源部執行功能確認計畫提供了一個適用於廢棄物包件內部狀況的實驗室試驗程序。審核計畫包含評估地下設施中的處置廢棄物包件在實驗室中的重複程度，以及確認此評估是否足夠。特別是：
- (a) 審核程序和計畫是否提供確認廢棄物包件功能評估模式和假設所需的資料；
 - (b) 確認腐蝕監測和試驗包含使用腐蝕試樣(coupons)(但不限於此)。
- (3) 確認廢棄物包件監測和試驗程序的時間表足以滿足此類程序的要求。

2.4.3 接受準則

以下接受準則是基於滿足功能確認方案 10 CFR 63.131、63.132、63.133 和 63.134 的要求。

接受準則 1：功能確認方案符合為此計畫設立的一般性要求。

- (1) 功能確認方案的目標與一般性要求一致，因為此方案將提供資料指出是否：
- (i) 施工期間和廢棄物處置運轉所發現之實際地下情況和這些條件的變化在許可審查期間所允許地下條件變化範圍內；(ii)設計或假定在永久封閉後作為障壁的天然和工程系統及組件按預期的狀況運作。功能確認計畫提供了足夠的技術資訊和計畫，包含用於現地監測、室內和現地試驗，以及現場試驗中的目標，特別注意：
- (a) 確定設計或假定在永久封閉後作為障壁的自然和工程系統和組件，包含其特定功能、美國能源部選擇監測和試驗，以確保其按預期的狀況運作；
 - (b) 天然和工程系統及組件之選定方法，這些設計或假設在永久封閉後作為障壁，美國能源部將監測和試驗，以確保其按預定和預期的狀況運作；
 - (c) 確定具體的大地工程及設計參數，涉及自然系統和組件，假定它們在永

- 久封閉後作為障壁，包含自然過程以及天然和工程系統及組件之間的任何相互作用，美國能源部選定進行量測或觀測；
- (d) 包含用於大地工程及設計參數的選定方法，其中包含天然和工程系統及組件之間的任何相互作用，美國能源部將量測或觀察；
- (e) 包含具體的現地監測、室內和現地試驗，以及現場實驗獲取所需資料；
- (f) 規定現地監測、室內和現地試驗或現場試驗方法，美國能源部將選定所適用的：(i)大地工程及設計參數，包含與自然系統有關的自然過程和被認為在永久封閉後作為障壁的組件；(ii)設計或假設在永久封閉後作為障壁的工程系統和組件；(iii)自然和工程系統與組件之間的相互作用；
- (g) 包含所選定之大地工程及設計參數的基準預期變化(即設計基礎和假設)，其中包含自然過程、涉及自然系統和被認為在永久封閉後作為障壁的組件，這些將由施工和廢棄物處置作業所造成；
- (h) 包含所選定的天然和工程系統及組件之預定和預期的設計基礎，其設計或假定在永久封閉後作為障壁。
- (2) 功能確認方案的時間表與一般性要求一致。該方案在場址特徵化期間開始，並將持續到永久封閉。
- (3) 美國能源部將以符合以下一般性要求的方式實施功能確認方案：
- (a) 本方案要求美國能源部在開始任何現地監測、試驗或實驗以獲取資料之前，考慮不利於地質處置場的天然和工程要素之影響，以滿足功能目標；
- (b) 提供與自然系統及組件相關的參數和自然過程資訊之基準資訊和分析，這些系統和組件假定在永久封閉後可能透過場址特徵化、施工和運轉而改變作為障壁；
- (c) 承諾監測和分析可能影響健康和安全的參數和自然過程之基準條件的變化，界定出任何特定參數對此承諾的異常並在技術上合理(請參閱本節的接受準則 2)；
- (d) 承諾監測設計或假定在永久封閉後作為障壁的工程系統和組件，以指出是否按預定和預期狀況運作。對此承諾任何特定系統或組件的異常情況進行鑑定並在技術上合理(請參閱本節的接受準則 2)；
- (e) 提供定期評估和更新功能確認計畫的條款。

(4) 功能確認計畫包含或引用符合 10 CFR 63.71 規定的記錄和報告要求之方案。
接受準則 2：確定大地工程及設計參數的功能確認方案符合為此計畫設立的要求。

(1) 功能確認計畫建立了一個用於測量、試驗和地質測繪的方案，以確認大地工程及設計參數，包含自然過程、涉及自然系統和被認為在永久封閉後作為障壁的組件。美國能源部將在處置場施工和運營期間實施此方案。此方案符合以下要求：

(a) 美國能源部的大地工程及設計參數將使用基於功能的方法進行監測和分析，著重在可能影響健康和安全的參數。美國能源部也考慮到需要保留取出廢棄物的選項；

(b) 功能審查發現確認選定的大地工程及設計參數清單合理完整。美國能源部有理由排除任何大地工程及設計參數。理由包含現有基準資訊，以及由於施工、廢棄物處置作業或自然和工程系統之間的相互作用導致參數具有低變化的可能性；

(c) 所選定之大地工程及設計參數的基準是使用適用於特定參數分析或統計方法；

(d) 選定的大地工程及設計參數之基準為提交時可用的所有資料；

(e) 原始設計基礎和大地工程設計參數假設中考慮施工、廢棄物處置作業以及自然和工程系統之間的相互作用的影响；

(f) 監測、試驗和實驗方法適合於時間、空間、解析度(resolution)和技術方面的各個參數之性質。考慮儀器的可靠性和更換要求；

(2) 此方案包含足夠的計畫關於現地監測地下設施的熱力學反應，持續至永久封閉。此方案符合以下要求：

(a) 美國能源部將使用以功能為基礎的方法進行選擇監測和分析的現地熱力學反應參數，主要重點在可能影響健康和安全性參數。美國能源部也考慮保留取出廢棄物的選項；

(b) 功能審查發現證實，選定的現地熱力學反應參數清單是合理且完整。美國能源部有理由排除任何現地熱力學反應參數。理由包含現有基準資訊，以及由於施工、廢棄物處置作業或自然和工程系統之間的相互作用導致參數具有低變化的可能性；

- (c) 所選定之現地熱力學反應參數的基準是使用適用於特定參數分析或統計方法；
 - (d) 選定的現地熱力學反應參數的基準為提交時可用的所有資料；
 - (e) 原始設計基礎和現地熱力學反應參數的假設中考慮了施工、廢棄物處置作業或自然和工程系統之間的相互作用的影響；
 - (f) 監測、試驗和實驗方法適合於時間、空間、解析度和技術方面的各個參數之性質。考慮儀器的可靠性和更換要求。
- (3) 功能確認計畫根據設計假設設立一個監測程序，以評估地下條件。此程序符合以下要求：
- (a) 包含將量測和觀測與原始設計基準及假設進行比較的規定。比較經常和及時的方式進行，以確保測量和觀察結果與原始設計基礎和假設之間存在顯著差異，對健康和安全性以及對設計變更的需求可以快速而有效地確定；
 - (b) 如果在測量和觀測以及原始設計基礎和假設之間存在顯著差異，則其中包含對設計或施工方法進行修改的必要條件。已經提供了設計基礎和假設設計可以適應之可接受變化，而不會對健康和安全性造成不利影響。如果需要修改施工方法或設計以解決變更的條件，則可以使用設計階段所使用的美國能源部設計控制流程；
 - (c) 包含報告測量和觀察之間的顯著差異以及原始設計基礎和假設，其對健康和安全性的重要性以及對委員會的建議變更的規定。這些規定符合 10 CFR 63.73 規定的缺陷報告之要求。

接受準則 3：設計試驗功能確認方案符合為此計畫設立的要求。

- (1) 功能確認計畫確定了設計試驗程序。此程序符合以下要求：
- (a) 美國能源部將試驗的工程系統和組件使用基於功能的方法進行選擇，該方法著重於對廢棄物隔離重要的系統和組件；
 - (b) 功能審查發現證實，所選定的工程系統和組件之清單是合理且完整。美國能源部有理由排除任何重要的工程系統或組件，以避免與此程序的隔離。可接受的理由是確定系統或組件可以執行其預期功能；
 - (c) 試驗方法適合於在時間、空間、解析度(resolution)和技術方面被試驗的特

定工程系統或組件。試驗方法透過考慮部分地設計工程系統和組件所需的資料來選定。選定試驗位置考慮與組件或系統要運作之環境的兼容性。儀器的可靠性和更換要求已被考慮；

(d) 對預定和預期的設計基礎之估計中考慮了廢棄物處置作業和自然及工程系統之間的相互作用之影響。

(2) 廢棄物包件、母岩、未飽和區和飽和區域水以及設計中使用的其他工程系統和組件的熱相互作用影響包含在設計試驗程序中。此程序符合以下要求：

(a) 廢棄物包件、母岩、未飽和區和飽和區域水，以及其他工程系統及組件的熱相互作用影響，美國能源部將使用以功能為基礎的方法進行試驗，該方法著重於健康和安全的系統和組件；

(b) 功能審查發現證實，選定的廢棄物包件、母岩、未飽和區和飽和區域水，以及其他工程系統及組件熱相互作用之清單是合理且完整。美國能源部有理由排除熱和以上條件。理由是確定系統或組件可以執行其預期之功能；

(c) 試驗方法適用於廢棄物包件、母岩、未飽和區和飽和區域水，以及其他工程系統及組件在時間、空間、解析度(resolution)和技術方面的具體熱相互作用效應。選定試驗位置考慮與組件或系統要運作之環境的兼容性。儀器的可靠性和更換要求已被考慮；

(d) 預期的功能範圍(即設計假設)的估計中考慮廢棄物處置作業和自然及工程系統之間的相互作用之影響。

(3) 設計試驗程序要求在設計中包含回填時，在現地試驗中可以證明回填安置和壓實程序對設計要求的有效性。確定回填材料、分級和安置密度等試驗要求時，考慮回填對長期健康和安全性的重要性，指示回填水的密封性或滲透性。特別注意：

(a) 美國能源部將採用以功能為基礎的方法來選擇回填安置和壓實程序，該方法著重於對廢棄物隔離重要的系統和組件；

(b) 功能審查發現證實，選定的回填安置和壓實程序清單合理完整。美國能源部有理由排除任何程序，這個程序對於廢棄物的隔離很重要。理由是實施安置和壓實程序的經驗基礎，以及肯定達成安置和壓實設計基礎；

(c) 試驗方法適合於在時間、空間、解析度和技術方面進行試驗的特定回填

安置和壓實程序。選定試驗方法部分是透過考慮設計回填安置和壓實程序所需的資料。選定試驗位置考慮與組件或系統運作環境的兼容性。儀器的可靠性和更換要求已被考慮；

(d) 預期的設計基礎之估計中考慮廢棄物處置作業和自然和工程系統之間的回填安置和壓實程序相互作用的影響。

(4) 設計試驗程序要求在完全封閉之前，在試驗中證明鑽井、豎井和運輸坡道密封的有效性。規劃密封試驗程序時考慮密封對處置場長期功能的重要性。特別注意：

(a) 選擇完全封閉之前評估鑽井、豎井和運輸坡道密封有效性的試驗程序，使用以功能為基礎的方法，其著重於那些對廢棄物隔離重要的系統和組件；

(b) 功能審查發現證實，完全封閉之前評估鑽井、豎井和運輸坡道密封有效性試驗方案是合理且完整。美國能源部有理由排除任何試驗，以評估鑽井、豎井和運輸坡道密封在完全封閉前的有效性，這對於廢棄物隔離很重要。可接受的理由是確定密封可以執行其預期之功能，考慮到與密封相關的可用經驗基礎，以及達成密封設計基準的可能性；

(c) 時間、空間、解析度和技術方面，試驗方法適用於特定的試驗程序，以評估鑽井、豎井和運輸坡道密封在完全封閉之前的有效性。部分選定的試驗方法，考慮設計試驗程序所需的資料，以評估完全封閉之前鑽井、豎井和運輸坡道密封的有效性。選定試驗位置考慮與組件或系統要運作之環境的兼容性。儀器的可靠性和更換要求已被考慮；

(d) 預期設計基準的估計中，考慮了廢棄物處置作業的影響，以及在完全封閉之前對自然和工程系統之間的相互作用評估鑽井、豎井和運輸坡道密封的有效性之試驗程序。

接受準則 4：廢棄物包件監測和試驗功能確認方案符合為此計畫設立的要求。

(1) 功能確認計畫建立了一個監測和試驗地質處置場運轉區廢棄物包件狀態的程序。此外，此程序是足夠的，因為：

(a) 美國能源部的廢棄物包件將在材料、設計、結構、製造和檢驗方法方面進行監測和試驗；

(b) 美國能源部對於廢棄物包件環境將進行監測和試驗為典型的處置環境，

並與安全作業保持一致；

(c) 美國能源部將監測和評估的環境條件，包含描述那些水化學之情況(但不限於此)；

(d) 監控和試驗包含封閉焊接的評估、加工產生的缺陷和加工後的損壞，特別是處置作業過程中可能發生的損壞；

(e) 此程序在技術上是可行的，考慮到所提出的方法是否合適和可行，並且要使用的感測器和設備能夠在處置場運轉期間內能夠維持當前的環境條件(例如：溫度、濕度、輻射)或可置換。

(2) 功能確認計畫建立一個方案，此方案重點於廢棄物包件內部條件的實驗室試驗。實際可行的範圍內，於實驗室試驗中複製處置廢棄物包件所經歷的環境。實驗室試驗是足夠的，因為：

(a) 提供設計廢棄物包件所需的資料，並確認功能評估模式和假設；

(b) 腐蝕監測和試驗包含使用腐蝕試樣(但不限於此)。

(3) 廢棄物包件程序的時間表需要在可行的情況下盡快開始監測和試驗。監測和試驗將一直持續到永久封閉階段。

2.4.4 審查發現

如果執照申請時能提供足夠的資訊，並且適當的滿足2.4.3節中的接受準則，工作小組評估這部分是可以接受的。審核人員撰寫適合整個申請準備的資料納入安全評估報告。該報告包含所審查內容的概要說明，以及說明為什麼認為提交可被審查人員接受。工作小組可以如下記錄審查。

美國核管理委員會工作小組審查了安全分析報告以及其他支援執照申請的資料，並在合理保證的情況下發現滿足10 CFR 63.74(b)及10 CFR Part 63中E部分「功能確認方案」的要求。特別是員工發現合理的保證將會進行可接受的功能確認方案，以評估支持授權執照的資訊是否足夠。

美國核管理委員會工作小組審查了安全分析報告以及其他支援執照申請的資料，並在合理保證的情況下發現滿足10 CFR 63.131的要求。將滿足了功能確認方案的一般性要求。特別是美國核管理委員會工作小組發現：

(1) 功能確認方案將提供資料，以說明：(i)實際地下條件和施工過程的變化，以及廢棄物處置在執照審查中假定的限度內；(ii)設計或假定在永久封閉後作

為障壁之天然和工程系統及組件按預期的狀況運作；

- (2) 功能確認方案將包含現地監測、室內和現地試驗以及適當的現場試驗；
- (3) 功能確認方案在場址特徵化期間開始，並將持續到永久封閉；
- (4) 執行功能確認方案將執行：(i) 不會對處置場之地質和工程的功能產生不利影響；(ii) 提供關於可通過場址特徵化、施工及運轉而改變的地質環境之參數和自然過程的充分基準資訊；(iii) 監測和分析可能影響地質處置場功能參數之基準條件變化；(iv) 監控設計或假定在永久封閉後作為障壁的自然和工程系統及組件。

美國核管理委員會工作小組審查了安全分析報告以及其他支援執照申請的資料，並在合理保證的情況下發現滿足 10 CFR 63.132 的要求。確定大地工程和設計參數的要求將得到滿足。特別是美國核管理委員會工作小組發現：

- (1) 將在處置場施工和運轉期間進行適當的測量、試驗和地質測繪的持續計劃，以確定與地質環境有關的大地工程及設計參數(包含自然過程)；
- (2) 將進行充足的程序關於監測或試驗設計或假定在永久封閉後作為障壁的自然系統及組件，以確保其按預定和預期營運；
- (3) 足夠的程序來監測地下設施的熱力學反應，並將持續進行至永久封閉；
- (4) 將根據設計假設進行適當的監測計劃，以監測和評估地下條件。監視程序如下：(i) 將測量和觀測與原始設計基礎和假設進行比較；(ii) 如果測量和觀測與原始設計基礎和假設之間存在顯著差異，則確定需要對設計或施工方法進行修改；(iii) 報告中測量和觀測與原始設計基礎和假設之間的顯著差異，對健康和安全的重要的影響，並建議對委員會進行修改。

美國核管理委員會工作小組審查了安全分析報告以及其他支援執照申請的資料，並在合理保證的情況下發現滿足 10 CFR 63.133 的要求。設計試驗的要求將得到滿足。特別是美國核管理委員會工作小組發現：

- (1) 將進行充足的試驗工程系統和組件程序；
- (2) 將對設計中使用的廢棄物包件、母岩、未飽和區和飽和區域水，以及其他工程系統及組件之熱相互作用效應進行足夠的評估程序；
- (3) 試驗將在施工初期或發展階段開始；
- (4) 永久性回填安置開始之前，回填安置和壓實程序將根據設計要求進行試驗；

(5) 鑽井、豎井和運輸坡道密封的有效性將在全面封閉前進行試驗。

美國核管理委員會工作小組審查了安全分析報告以及其他支援執照申請的資料，並在合理保證的情況下發現滿足 10 CFR 63.134 的要求。廢棄物包件監測和試驗的要求將得到滿足。特別是美國核管理委員會工作小組發現：

- (1) 將在地質處置場運轉區域進行足夠的監測和試驗廢棄物包件狀況程序。廢棄物包件將為典型的處置方式進行處置，環境將為典型的處置環境；
- (2) 廢棄物包件的監測和試驗程序將包含著重於廢棄物包件內部條件之適當的實驗室試驗。實驗室試驗將在可行的範圍內複製處置廢棄物包件的環境；
- (3) 廢棄物包件監測程序將持續至永久封閉之前。

2.5 行政與計畫程序要求

2.5.1 品質保證計畫

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

品質保證包括所有必要的規劃與制度性措施，使具有適當的信心於地質處置場與對安全具有重要性的結構、系統、及組件、對隔離廢棄物具有重要性工程與天然障壁的設計和特徵調查、以及與此有關的措施在服務時的功能將令人滿意。品質保證包括品質管制，此包括有關於材料、結構、系統、或組件的品質保證措施，並備供方法以管制材料、結構、系統、或組件的品質使符合預設的規定。

本項審查的目的在於驗證美國能源部具備品質保證計畫以符合 10CFR 第 63 部的規定。此外，雅卡山審查計畫本節(2.5.1)將用以確認，對於美國核管會所核准品質保證計畫的修訂，將符合 10 CFR 63.144 具體品質保證計畫修訂管制的規定。此項確認的基礎為審查與評估美國能源部遵照 10CFR 第 63 部所提報的品質保證計畫與其修訂。此項審查與評估的結果將記載於安全審查報告。

此項審查計畫容許對安全或廢棄物隔離重要的結構、系統、及組件和障壁且已經被歸類為低安全風險顯著性者，採用分級的品質保證管制。假若美國能源部選擇採用分級品質保證程序，則對於歸類為高安全風險顯著性的結構、系統、及組件和障壁應採用本雅卡山審查計畫所規定的審查條款加以審查。如同本節(2.5.1.2)接受準則 2 的規定，美國能源部對於歸類為低安全風險顯著性的結構、系統、及組件和障壁，所選定的品質保證計畫要點可以提報減低的品質保證管制。此項分類過程必須是風險告知。假若沒有採用分級品質保證，則在雅卡山審查計

畫本節(2.5.1)所規定的審查條款，將適用於所有結構、系統、及組件和障壁等受 10 CFR 第 63 部所規定品質保證條款所涵蓋的所有項目。如同雅卡山審查計畫本節(2.5.1)的規定，美國能源部可以對這些審查條款建議替代方案。

2.5.1.1 審查範圍

本節說明對美國能源部品質保證計畫的審查。審查委員將審查 10 CFR 63.21(c)(20)所規定的資訊，以確定符合 10 CFR 63.21(c)(20)與 10CFR 第 63 部子部 G(10CFR 63.141-144)的規定。

將採用第 2.5.1.2 與 2.5.1.3 節的審查方法與接受準則來審查下列品質保證計畫的要點：

- (1) 品質保證組織；
- (2) 品質保證計畫；
- (3) 設計管制；
- (4) 採購文件管制；
- (5) 指令、程序、及設計圖；
- (6) 文件管制；
- (7) 採購材料、設備、及服務的管制；
- (8) 材料、零件、及組件的識別與管制；
- (9) 特殊製程的管制；
- (10) 檢驗；
- (11) 試驗管制；
- (12) 量測與試驗設備的管制；
- (13) 裝卸、貯存、及運送；
- (14) 檢驗、試驗、及運轉狀態；
- (15) 不合格材料、零件、及組件；
- (16) 改正行動；
- (17) 品質保證紀錄；及
- (18) 稽查。

2.5.1.2 審查方法

應照下列項目執行審查。

將以雅卡山審查計畫第 2.5.1.3 節所闡明的接受準則與雅卡山審查計畫第 2.5.1.5 節所包括的文件和主張，來審查品質保證計畫每一要點的說明。被指派的高放射性廢棄物分組品質保證審查委員，將負責協調其他高放射性廢棄物分組的審查委員，以驗證他們已經記載品質保證計畫所涵蓋結構、系統、及組件和障壁所闡明的可接受度(例如，闡明這些結構、系統、及組件和障壁典型地彙整成一個清單，通常稱為 Q-清單)。進一步而言，假若採用分級的品質保證過程，指派的審查委員將負責協調其他高放射性廢棄物分組的審查委員，以驗證他們已經記載用以支持分級品質保證過程的安全風險顯著性分類過程的可接受度。

假若有必要，高放射性廢棄物分組將處理向美國能源部所提出必要的額外資訊要求，並將回覆的資訊與適當的分組協調以決定其接受與否。品質保證計畫的修訂必須接受審查，以確保此項修訂至少不會使以前所核准的品質保證計畫劣化。在確定此項修訂的可接受度時，亦須考量所修訂範圍內目前的法規主張。在審查過程中，審查委員的判斷必須針對所提報資料所做的評估。對於雅卡山審查計畫章節，包括雅卡山審查計畫第 2.5.1.5 節所引用的文件與主張，任何例外或建議的替代方案，將被審慎審查，以驗證其已經明確定義且有適當的基礎存在而可以被接受。

品質保證計畫的可接受度，依照下列審查程序加以評估：

- (1) 品質保證計畫的說明必須被詳細審查，以確認 10 CFR 63.142 的準則均有解決(藉由品質保證計畫說明如何達成適用的準則)，且確認是否有適當的承諾以符合雅卡山審查計畫第 2.5.1.5 節所列的文件與主張。品質保證計畫的說明應被審查，以驗證美國能源部要達成品質保證準則與承諾的方法是可以被接受的；
- (2) 應評估用以履行 10CFR 63.142 所採行的措施，以確認有管理支援存在(例如，品質保證計畫的管制是否有經管理階層適當的審查、核准、及背書?)；
- (3) 應審查執行品質保證功能人員的任務與權責，以驗證其具有足夠的獨立性來有效地執行這些功能；
- (4) 基於：(i) 審查執照申請文件所提報的資訊與後續品質保證計畫的任何修訂；

- (ii) 與美國能源部的開會討論；(iii) 對現行品質保證計畫的評估；及(iv) 檢驗的結果，因此判定並記載於安全審查報告，美國能源部遵照一份有效的品質保證計畫，能夠履行其品質保證的責任；且
- (5) 審查方案承諾與如何符合承諾的說明、組織的安排、以及達成品質保證的能力，應可獲得如第 2.5.1.4 節所述有關方案可接受度的結論。

此項審查將確認承諾與如何履行承諾的說明，在必要的範圍內，是客觀的且用可以檢驗的條款聲明。

2.5.1.3 接受準則

一般接受準則

在下列介紹性段落的準則與 18 項編號的接受準則，是基於符合 10 CFR 第 21 部、63.21(c)(20)、63.44、63.73、以及 63.141-144 等與品質保證計畫有關法令的相關規定。

美國能源部品質保證計畫說明文件必須說明要如何滿足 10CFR 63.142 適用的規定。

美國能源部品質保證計畫與有關執行措施的品質保證計畫管制和執程序，必須在錯失開始執行前即應備妥。

美國能源部斷言符合或提供某一特別規定，這樣做是不夠的。在執照申請文件中所提報品質保證計畫的說明，以及後續品質保證計畫的任何修訂，必須闡明負責符合特別規定的個人職位與組織，以使審查委員了解美國能源部預期符合具體規定的過程，以及遵照此過程是否會導致符合規定。定義一項過程應包括建立權力、授予責任、以及發布指令和程序。

美國能源部必須針對下列項目建立品質保證計畫：場址特徵調查；試樣與數據的取得、管制、及分析；試驗與實驗；科學研究；設施與設備的設計與建造；設施運轉；功能確認；永久封閉；以及地面設施遵照 10 CFR 63.21(c)(20)與 63.142 規定的除污與拆除。在美國能源部品質保證計畫所包含的適用條款，必須納入主要包商在其適用的工作範圍有關的品質保證計畫。美國能源部的品質保證計畫必須說明如何符合 10 CFR 63.142 所規定的每一項準則。而且，假若美國能源部選擇採用分級品質保證計畫，則必須闡明每一項品質保證計畫要點的具體分級品質保證管制。高放射性廢棄物分組用以審查此項品質保證計畫的接受準則規定於雅

卡山審查計畫本節(2.5.1.3)。接受準則 1-18 的編組反映 10 CFR 63.142 所規定的 18 項準則。

美國能源部必須對直至在地質處置場接收高放射性廢棄物進行處置時所有的措施建立品質保證計畫。這些措施包括場址特徵調查；試樣與數據的取得、管制、及分析；試驗與實驗；科學研究；設施與設備的設計與建造；以及功能確認。在適當的時機，將修訂雅卡山審查計畫，以包括設施運轉、永久封閉、以及地面設施的除污與拆除。美國核管會的官員應確認雅卡山審查計畫的範圍有涵蓋審查中美國能源部品質保證計畫所說明的這些措施。經美國能源部核准，提報給美國核管會的品質保證計畫說明與應用之措施範圍，可能在品質保證計畫與雅卡山專案許可上，加上適當的條件。

接受準則包括要符合雅卡山審查計畫第 2.5.1.5 節所列的文件與主張。當適當時，品質保證計畫的說明可以參考引用符合雅卡山審查計畫第 2.5.1.5 節所闡明文件某一條款所作的承諾，而不必在品質保證計畫中重複文件的文辭。例如，美國能源部對於其品質保證計畫有關紀錄章節的說明，可以顯示遵照雅卡山審查計畫本節(2.5.1)在接受準則 17 所標明的 NQA-1-1983 與例外，就可以了。在某些情況下，當品質保證計畫說明的章節參考引用其他文件(例如，NQA-1-1983)作為承諾時，可能也需要額外的文辭說明，因為在所引用的參考文件中可能沒有述及雅卡山審查計畫章節中的某些條款。因此，承諾為品質保證計畫說明與規定的整體之一部分。

對於這些在雅卡山審查計畫第 2.5.1.5 節所列接受準則、文件、及主張，美國能源部只要能夠證明其可滿足 10 CFR 第 63 部所規定的品質保證計畫，則可以採用例外與替代方案。高放射性廢棄物分組的審查，容許彈性的定義方法與管制，但是仍然滿足相關的法規。假若品質保證計畫說明符合雅卡山審查計畫 2.5.1.3 節適用的接受準則與雅卡山審查計畫第 2.5.1.5 節所包括的承諾，或者提報符合法令規定可接受的例外或替代方案，則該方案將被認為符合美國核管會的相關法規。

特定的接受準則

接受準則 1：負責品質保證方案的組織要點是可以接受的。

(1) 整個品質保證方案的責任仍由美國能源部保留並履行；

- (2) 美國能源部闡明並說明於建立與執行品質保證方案時有關工作的委派或工作的任何部分至其他組織；
- (3) 當美國能源部品質保證方案的主要部分是委派時：
 - (a) 美國能源部說明整個方案的責任是如何被履行。說明管理監督的範圍，包括位置，資格，及執行這些功能的人員個數，以及他們的基礎；
 - (b) 美國能源部評估委派單位的工作功能(敘明每年一次的頻率與方法，雖然對於個別要點的其他評估可以接受較長的周期)；及
 - (c) 在啟動措施前，闡明美國能源部組織內的合格個人職位或組織要點，以負責所委派的工作品質。
- (4) 在美國能源部與主要包商間的品質保證措施，存在有清晰的管理控制與有效的溝通管道，以確保正確的管理、指示、及執行品質保證方案；
- (5) 組織圖清楚闡明所有場址內與場址外執行品質保證方案所認定的組織要點(例如，設計、工程、採購、運送、接收、貯存、製造、建造、檢驗、稽查、試驗、儀表及控制)、工程、維護和封閉前(運轉)、修改、拆除、等；責任範圍；以及說明確定品質保證組織包括檢驗官員的規模之基礎；
- (6) 美國能源部(與主要的包商)對組織圖上所標註的每一組織要點說明其品質保證責任。執行對安全或廢棄物隔離重要的個人職位與組織權責應清楚建立並明文規定；
- (7) 美國能源部(與主要的包商)闡明一項管理職位，以承擔所有的權力與直接責任，來定義、指示、及負責整體品質保證方案的有效性。(通常此項職位為品質保證經理)。此項職位具有下列特徵：
 - (a) 與直接負責執行會影響品質的措施(例如，工程、採購、建造、及運轉)最高階經理，具有相同或更高的組織位階，且獨立於經費與時程之外；
 - (b) 與其他高階管理職位具有有效的溝通管道；
 - (c) 具有核准品質保證手冊的權責；
 - (d) 沒有與品質保證無關的其他職責來妨礙其全心關注品質保證事務；
 - (e) 具有足夠的權力來有效履行其職責；及
 - (f) 充分免除其經費與時程的責任。

對於此一職位的資格規定建立於職位說明，且包括下列先決條件：經由派

任制負責職位的管理經歷；對於品質保證法規、政策、實踐、及標準的深入知識；在核能相關設計、建造、或運轉、或類似技術基礎的工業，具有在品質保證或相關措施適當的工作經驗。此項職位的資格至少要等於美國國家標準研究所/美國核能學會，美國核能學會-3.1-1993，"核能發電廠員工的甄選與訓練"[美國國家標準研究所/美國核能學會，如法規指引 1.8，修訂第 3 版(美國核管會，2000)的管制主張所背書]所說明的。

- (8) 驗證符合既有規定的工作是由品質保證組織內且沒有直接負責執行欲驗證的工作的個人或群組來執行，或是由在品質保證觀念與實踐領域受訓合格且獨立於負責執行任務的組織之外的個人或群組來執行。
- (9) 執行品質保證功能的個人或組織具有直接聯繫管理階層，以確保闡明品質問題的能力；經由指定管道啟動、建議、或提供解決方案；以及驗證解決方案的執行；
- (10) 闡明在組織內具有上述權力的組織與職位名稱，並提供清晰的權責範圍；
- (11) 被指派的品質保證人員，應充分免除經費/時程的直接壓力，明文授權以停止令人不滿意的工作，並管制進一步處理、運送、安裝、或使用不合格的材料，直接正確處置不合格、缺失、或不滿意條件，直至完成。
- (12) 闡明在組織內具有停工權力的職位；
- (13) 由於品質保證人員與其他部門(例如，工程、採購、建造、等)代表間不同的意見，導致有關品質的爭議，必須建立解決此項爭議的條款；
- (14) 指派的品質保證人員參與對安全具有重要性或對廢棄物隔離重要的每日設施措施。例如，品質保證組織例行出席參與每日工作時程與狀態會議，以確保掌握每日的工作任務。有適當的品質保證涵蓋有關的程序與檢驗管制、接受準則、以及品質保證員額和人員資格，以執行品質保證任務；
- (15) 有關執行品質保證方案的政策應記載並強制執行。這些政策應由美國能源部民用放射性廢棄物管理署層級所建立；及
- (16) 假若美國能源部或其主要包商的品質保證組織架構有闡明一個人職位，於建造場址或地質處置場運轉區，負責督導管理現場的品質保證方案，則必須在品質保證方案中闡明此職位的控制機制。這些控制機制必須確保指派至此職位的個人具有：(i) 在組織架構內的適當層級，(ii) 闡明其職責，及(iii) 行

使對品質保證方案正確管制的權力。這些控制機制也必須確保此一個人免除非品質保證的任務，因此，其可全心全力確保在處置場場址的品質保證方案被有效地執行。

接受準則 2：有關於品質保證方案的措施是可以接受的。

(1) 品質保證方案的範圍包括：

(a) 承諾對安全具有重要性的結構、系統、及組件，對廢棄物隔離重要的工程與天然障壁的設計與特徵調查，以及與此有關的措施，將受制於品質保證方案適用的管制。這些措施包括，但不僅限於，場址特徵調查；試樣與數據的取得與分析；試驗與實驗；科學研究；設施與設備的設計與建造；設施運轉；功能確認；永久封閉；以及地面設施的除污與拆除。品質保證方案所涵蓋的結構、系統、及組件、障壁、及相關耗材闡明於 Q-清單中，如雅卡山審查計畫第 2.1.1.6 節，"闡明對安全具有重要性結構、系統、及組件、安全控制、及確保安全系統堪用的措施"與以卡山審查計畫第 2.2.1 節，"功能評估"；

(b) 承諾試運轉試驗方案(在開始進行封閉前運轉之前)將遵照品質保證方案並說明將如何應用品質保證方案；

(c) 承諾對支援安全或廢棄物隔離功能計算機軟體的開發、管制、及使用將遵照品質保證方案執行且說明如何應用品質保證方案；

(d) 承諾當必要時將提供特殊裝備、環境條件、技術、或過程。

(2) 提出美國能源部民用放射性廢棄物管理署品質保證政策的一份簡短摘要。並闡明對每一政策聲明負責的組織群體或個人職位；

(3) 建立條款以確保執行品質保證方案所必要的會影響品質的程序是：(i) 與品質保證方案的承諾和企業政策一致；(ii) 被正確地記載與管制；及(iii) 經由政策聲明或由負責官員簽署的相等文件作為強制命令；

(4) 品質保證組織審查且文件經由這些品質有關的程序所同意；

(5) 在受品質保證方案影響的措施啟動前，應提報主要包商的影響品質程序管制與程序管制的修訂，供申請者以記載的合約來進行審查；

(6) 備有通報美國核管會的條款，以遵照 10CFR 63.144 審查與認可已接受品質保證方案說明的修訂。對美國核管會已經核准品質保證方案的修訂，必須遵

照 10CFR 63.144 適用的規定進行處理，且美國能源部品質保證方案文件的修訂版應函送美國核管會；

美國能源部應告知高放射性廢棄物分組有關品質保證方案中組織要點的修訂，當可能時，於公告後 30 日之內。

- (7) 美國能源部(與其主要包商)承諾遵照：(i) 10CFR 63.44、63.73、及 63.141-144 的規定；與(ii) 雅卡山審查計畫第 2.5.1.5 節所包括的文件和法規主張以及在接受準則中所包括的任何例外。而且美國能源部(與其主要包商)承諾遵照品質保證方案來執行 10CFR 63.73 與 10CFR 第 21 部所訂商業級品項專案認證措施。

品質保證組織與必要的技術組織應在品質保證方案定義階段及早參與，以評估並闡明對廢棄物隔離重要的具體結構、系統、及組件和障壁需要應用品質保證的範圍。此項工作可能包括應對某些結構、系統、及組件採用定義的分級方法，以符合其安全/風險顯著性並影響到下列專業領域：設計、採購、文件管制、檢驗試驗、特殊處理、紀錄、及稽查；

- (8) 分級品質保證過程：假若採用品質保證的分級應用時，美國能源部需要合理說明，並由美國核管會的審查委員所接受。所謂分級品質保證方案是依照其對安全具有重要性或對廢棄物隔離重要的比例之品項或措施，分別採用適合其比例的品質保證措施與管制。必須適當說明應用分級品質保證管制的分級方法。

品質保證方案應基於品項與措施的安全/風險顯著性，來闡明對安全具有重要性或對廢棄物隔離重要的品項與措施以及其重要程度。高安全風險顯著性的品項與措施應具有高階的管制(例如，全面適用品質保證管制)，而較低安全風險顯著性的品項與措施可能具有減低品質管制的應用。然而，美國核管會可以對所有的品項與措施，選擇應用最高階的品質保證管制。

假若美國能源部決定採用分級的品質保證管制，則其品質保證方案必須說明分級品質保證過程的各種不同要點。有關於分級品質保證過程的措施包括：

- (a) 適當說明安全風險顯著性分類過程並且依照雅卡山審查計畫(美國核管會，2001)第 2.1.1.6 節(封閉前)與第 2.2.1(封閉後)加以審查。雖然此項審查採用

雅卡山審查計畫的其他章節，品質保證方案應重點說明安全風險顯著性的分類過程；

也應適當說明，當有新的資訊時，再評估安全風險顯著性的分類之條款。

- (b) 美國能源部可以選用兩種或更多種的安全風險顯著性分類(例如，高、低、或中)。品質保證方案說明每一選用的安全風險顯著性分類。
- (c) 必須適當詳細說明對每一安全風險顯著性分類所要採用的分級品質保證管制選項。法規指引 1.176，"特定發電廠風險告知決策方法：分級品質保證"(美國核管會，1998)第 3.2 節，"執行分級品質保證方案管制的潛在範圍"，對可接受分級品質保證管制的應用提供指引。在擬議減低品質保證管制時，必須謹記下列兩項基本目的：(i) 分級品質保證方案應充分以合理確保設計的完整性與結構、系統、及組件或障壁的功能來成功執行其所預期的對安全具有重要性或對廢棄物隔離重要的功能，與(ii) 分級品質保證方案應包括過程與文件以支援有效改正行動方案。對於品質保證方案的任一要點均可以選擇應用分級品質保證管制；
- (d) 應說明回饋過程的條款以調整分級品質保證管制。也應說明經由不利趨勢或不合格報告所發現有新的資訊時，再評估品質管制的條款；

美國能源部的品質保證方案說明應討論有效改正行動與因果分析有關的具體要點。因為在分級品質保證方案的初期，並不完全了解這些改變最終將如何影響結構、系統、及組件的製造、建造、安裝、試驗、及功能，而且因為分類過程無法定量說明這些改變，因此美國能源部必須備有有效的過程以基於處置場和工業經驗來調整分級品質保證方案。在此範圍內，美國能源部的過程管制應具有能力以決定結構、系統、及組件是否有在分級品質保證方案中已經被正確對待。應遵照美國能源部的改正行動方案闡明低安全風險顯著性的結構、系統、及組件之故障或功能劣化，因此美國能源部可以確認減低的品質保證管制是否已經造成過多的不合格以及結構、系統、及組件和障壁不可接受的功能降低。

美國能源部應採用像監測、監督、及趨勢分析的技術，來闡明當結構、系統、及組件被發現是不可接受，或低安全風險顯著性的結構、系統、及組件的可靠度與堪用度有趨向不可接受的水平。應採用監測結構、系統、

及組件的監測方法來達成此項目標。

- (e) 應說明有效的根本原因分析與經回饋過程而採行改正行動的條款。也應說明評估共同原因/模式故障的條款。美國能源部的改正行動工作中，至少應決定結構、系統、及組件在分級品質保證管制下重複故障的確切原因，以決定是否調整分級品質保證管制。在某些情況下，一項故障可能導致未預期的事件，而引起結構、系統、及組件的分類需要改變；
 - (f) 也必須備有條款規定美國能源部在執行會減低以前承諾的任何品質保證方案改變前，須獲得美國核管會的核准公文；及
 - (g) 對於低安全風險顯著性結構、系統、及組件和相關措施採用減低的取樣計畫時，必須遵照本節接受準則 3 的規定記載。
- (9) 既有或擬議的品質保證程序需闡明反映雅卡山審查計畫第 2.5.1.5 節所包括的文件與法規主張。在 10CFR 第 21 部與 63.73 的規定以及 10CFR 63.142 的每一項準則必須由記載的程序來符合。此外，執行受 10CFR 63.73 所管制的措施與執行受 10CFR 第 21 部所管制商業級品項專案認證措施，均必須符合品質保證方案適用的條款；
- (10) 說明強調將如何正確執行登錄在案的品質保證方案之說明管制，尤其是 10CFR 63.21(c)(20)、63.44、63.73、及 63.141-144 的規定與雅卡山審查計畫第 2.5.1.5 節所包括的文件與管制主張；
- (11) 說明管理階層(比品質保證組織更高或其外)如何定期評估品質保證方案的範圍、狀態、及合適性與其符合 10CFR 第 63 部子部 G。這些評估應包括：(i) 藉由報告、開會、稽查、監督、及觀察經常審查方案的狀態；與(ii) 執行事前規劃記載具有闡明與追蹤改正行動的年度評估；
- (12) 在美國核管會核發執照前即已啟動的品質相關措施(例如，設計與採購)，遵照 10CFR 第 63 部子部 G 的規定以美國核管會所核准品質保證方案進行管制。在措施啟動前即應備有核准的程序與足夠多的訓練有素人員以執行品質保證方案適用的部分；
- (13) 提報摘要說明在任何解除主要包商措施期間，如何將品質相關措施的責任與管制由主要包商轉移至美國能源部；
- (14) 包括一項規定對於封閉前的運轉以建立任何額外的品質保證方案條款，以及

建立應在啟動措施開始前與啟動試驗執行的此類條款；

- (15)對下列各項備供確認：(i) 對於在封閉前所發生的任何設計或現場變更或建造措施，承諾持續執行品質保證方案；與(ii) 在現場變更或建造措施後，在封閉前期間承諾將持續應用試運轉試驗方案或可接受的替代方案；
- (16)建立灌輸、訓練、及認證方案，使得：
- (a) 負責執行會影響品質措施的人員應針對其目的、範圍、及執行教導品質相關手冊、指令、及程序；
 - (b) 驗證會影響品質措施的人員是針對所要執行措施的原理、技術、及規定加以訓練與認證；
 - (c) 對於正式的訓練與認證方案，文件包括目的、方案的內容、出席參與人員、及出席參與日期；
 - (d) 對於執行與驗證會影響品質措施的人員進行能力試驗，並建立接受準則以確定個人已經正確地訓練與認證；
 - (e) 合格證書清晰敘明：(i) 人員經認證要執行的具體功能；與(ii) 對每一功能用以認證人員的準則；
 - (f) 執行與驗證會影響品質措施人員的能力，是藉由再訓練、再試驗、以及如同管理或方案承諾所做決定與/或再認證來維持；
 - (g) 適當的管理人員監督會影響品質措施有關人員的功能並決定是否需要再訓練。一套年度評核系統可以令人滿意地達成此點；
 - (h) 當必要時，合格人員遵照適用的規則與標準進行認證；及
 - (i) 對於檢驗與試驗人員資格，NQA-1-1983，"檢驗與試驗人員資格認證非強制性指引"(美國機械工程師學會，1983)的附錄 2A-1 提供指引。附錄 2A-1 的條款(或接受的替代方案)必須如附件 2-1，"檢驗與試驗人員資格認證的補充規定"的規定來執行並符合。
- (17)已經建立準備好審查方案且備有程序以確保該方案在適當的主要時機點上被執行以補充檢驗方案；及
- (18)建立有條款藉由矩陣系統或替代方案以有效證明 10CFR 63.142 的每一項準則均被正確記載、說明、及由執程序與/或指引述及。

接受準則 3：有關於設計管制的措施是可以接受的。

- (1) 設計管制方案的範圍包括準備與審查設計文件有關的設計措施，包括正確解釋適用的法令規定與設計基準至設計、採購、及程序文件。在此範圍內所包括的措施如現場設計工程；物理(含臨界物理)、地震、應力、熱傳、及水力分析；輻射屏蔽；材料的兼容性；檢驗與試驗接受準則的說明；安全分析報告的事故分析；相關的計算機軟體；易於除污的特徵；合適性；在服務期間檢驗、維護、及修理的可達性；以及品質標準；
- (2) "設計"一詞包括規格；設計圖；設計準則；設計基準；封閉前結構、系統、及組件功能規定；以及處置場系統的天然與工程障壁。其亦包括每一設計發展階段的輸入與輸出(例如，由概念設計至終期設計)。設計資訊與設計措施也是指數據收集與分析和用以支持設計發展與驗證的計算機軟體。設計資訊與措施包括一般計畫與詳細的程序已進行數據收集與分析以及相關的資訊，例如試驗與分析結果。數據分析包括初始步驟、數據歸納、以及廣泛的系統分析(例如，功能評估)，此針對個別參數結合其他的數據與分析。
- (3) 設計管制方案提供將適用的法令規定與設計基準正確解釋進入設計、採購、及程序文件；
- (4) 建立措施以確保適用的法令規定、設計基準、及經由場址特徵調查階段的措施對結構、系統、及組件和軟體等支援安全或廢棄物隔離功能所發展的設計特徵，均正確地解釋進入規格、設計圖、指令、及計畫；
- (5) 建立設計管制措施並應用於：*(i)* 對安全具有重要性結構、系統、及組件的設計；*(ii)* 對廢棄物隔離重要的工程與天然障壁；*(iii)* 說明地質環境與數據收集和分析措施的計畫以產生有關處置場設計的資訊，以供申請執照與功能確認；以及*(iv)* 此種措施所採用的計算機軟體。這些設計措施必須應用至設計輸入、輸出、及場址特徵調查措施以及功能確認措施；
- (6) 說明組織責任以進行準備、審查、核可、及驗證設計文件例如系統說明、設計輸入與準則、設計圖、設計分析、相關的計算機軟體以支援安全或廢棄物隔離功能、規格、以及程序；
- (7) 在核可設計文件，包括設計方法(例如支援安全或廢棄物隔離功能的計算機軟體)，的錯誤與缺失可能嚴重影響對安全具有重要性或對廢棄物隔離重要的結構、系統、及組件，均已經記載並採取措施以確保所有的錯誤或缺失均已經

糾正；

- (8) 闡明正是記載偏離規定的品質標準，並建立程序以確保其管制；
- (9) 建立內部與外部設計界面管制、程序、以及參與設計組織和跨越各技術專業間的溝通管道，並說明以供審查、核准、公布、分發、及修訂有關設計界面的文件，以確保結構、系統、及組件在幾何上、功能上、以及和過程與環境都是兼容的；
- (10) 建立並說明程序規定以執行記載的檢驗來驗證尺寸的準確度和設計圖與規格的完整性；
- (11) 建立並說明程序，規定設計圖與規格須經品質保證組織審查以確保文件是：
 - (i) 遵照美國能源部程序撰擬、審查、及核准；與(ii) 包含必要的品質保證規定例如檢驗與試驗規定，接受規定、以及至何種範圍的檢驗與試驗結果必須加以記載；
- (12) 建立並說明指引或準則已決定設計驗證的方法(例如，設計審查、替代的計算、或試驗)；
- (13) 建立並說明程序，供設計驗證措施，以確保下列各項：
 - (a) 驗證者是經認證合格人員且不直接負責設計(亦即，不是執行者也不是其直接主管)。在例外情況時，設計者的直接主管可以執行驗證的工作，只要：該主管是唯一技術合格人員；此項需求事先個別記載且由該主管的管理階層所核准；以及品質保證稽查涵蓋採用主管作為設計驗證者的頻率與有效性，以防止濫用。
 - (b) 設計驗證，假若不是原型的合格試驗，必須在公布釋出前完成：
 - (i) 以供採購、製造、或建造；或(ii) 至另一組織以使用於其他設計措施。假若無法滿足此項時程時，設計驗證可以延期，只要對此項行動的合理說明被記載且設計輸出文件未驗證的部分和所有的設計輸出文件，基於未驗證的數據，有適當的闡明與管制。有關於設計或設計變更的建造場址措施，不應沒有驗證就超過設施無法回復的點(亦即，需要廣泛的拆除重作)。不論如何，設計驗證必須在廢棄物包件放置入處置場前完成，或者在依賴結構、系統、或組件以執行其功能前完成；
 - (c) 建立程序管制以供反映安全分析報告承諾的設計文件；此項管制區別接受

由跨領域或多個組織團隊正式設計驗證的文件與由單一個人所審查的文件(對於人員認證，簽名與日期為可以接受的文件)。受制於程序管制的設計文件，包括，但不僅限於，規格、計算、支援安全或廢棄物隔離功能相關的計算機軟體、系統說明、安全分析報告作為設計文件的部分、及設計圖、包括流程圖、管路與儀表圖、管制邏輯圖、電機單線圖、對主要設施的結構系統、場址布置、以及設備位置。當獨特徵或特殊設計考量必要時，應採用特殊審查；及

(d) 驗證者的責任、欲驗證的範圍與特徵、欲驗證的相關考量、以及文件記載的範圍均應闡明於程序中。

(14) 假若設計驗證方法僅是由試驗而已，則須包括下列規定：

(a) 提報何時設計驗證應由試驗來執行的準則之程序；

(b) 原型、組件、或特徵試驗應儘早執行，在設施裝備安裝前，在設施變成無法回復前；及

(c) 藉由試驗來驗證須在模擬全部範圍的條件下來執行，包括由分析所決定預期最惡劣的設計條件。

(15) 有關於科學調查的規定包括下列各項：

(a) 對於科學筆記須執行獨立審查，而科學筆記規定要包括：

(i) 目的的聲明與所執行工作的說明；

(ii) 闡明所採用的方法與計算機軟體；

(iii) 闡明所採用的試樣與量測和試驗設備；

(iv) 說明所執行的工作- 所獲結果、執行工作人員的姓名、以及，當適當時，填寫報表人員的簽署與日期；以及

(v) 當適當時，說明對所採用方法的變更。

(b) 數據是以易於回溯至其相關文件與數據認證狀態的方式加以闡明。在數據的整個壽命期間均須維持其識別性與可回溯性。應詳細說明數據歸納的規定，以容許由另一位合格人員獨立再現此數據。直接被依賴用以說明安全或廢棄物隔離的數據，必須由來源加以認證或分類為已經接受的數據。直接被依賴用以說明安全或廢棄物隔離未經認證的數據，必須通過認證否則不得使用於執照申請文件；

- (c) 文件必須透明，闡明所考慮調查的主軸，是清晰可適合於複製、歸檔、以及調閱；及
 - (d) 當適當時，美國能源部品質保制方案的其他規定也應用於科學調查的管制。
- (16) 模式的發展與用以驗證的方法必須規劃、管制、以及記載。建立模式驗證的程序[NUREG-1636(美國核管會，1999)]；
- (17) 建立程序以確保支援安全或廢棄物隔離功能的認證過計算機軟體是合格使用於設計，而且此項使用遵照下列規定闡明：
- (a) 軟體的定義為計算機程式、程序、規則、以及相關的文件，此備發展用來支援安全或廢棄物隔離功能；
 - (b) 用以支援安全或廢棄物隔離功能的軟體應執行所有意圖的功能，提供正確的解答，以及不會執行或引起任何惡劣非意圖的功能；
 - (c) 應建立管制以容許經核准的使用與防止未核准的使用計算機系統；
 - (d) 支援安全或廢棄物隔離功能的軟體驗證及確認措施，必須規劃、記載、並對軟體、軟體改變、以及系統配置等確定會影響軟體的每一項目執行。具體的項目為：
 - (i) 各種不同軟體壽命周期階段(例如，需求、設計、執行、及試驗壽命周期階段)的軟體驗證，必須執行以確保已知壽命周期階段的產品是可以回溯，且滿足前一階段與/或前述個階段的規定；
 - (ii) 驗證審查應闡明審查者與其具體的審查職責；及
 - (iii) 執行軟體驗證與確認措施的人員須不直接參與軟體的發展。假若無法達成此種獨立水平時，與發展軟體有關的個人可以執行這些措施，但是須經交高階管理階層的核准並記載合理說明。
 - (e) 在軟體壽命的開始，對於每一項新的軟體專案，即應備有支援安全或廢棄物隔離功能的軟體品質保證計畫或類似的文件。軟體的計畫闡明：
 - (i) 說明軟體整體的性質與目的；
 - (ii) 要應用軟體產品的項目；
 - (iii) 負責執行工作並達成軟體品質的組織與該組織的任務與責任；
 - (iv) 必要的文件；
 - (v) 指引軟體措施的標準、慣例、技術、以及方法；

- (vi) 規定的軟體審查；以及
 - (vii) 錯誤報告與改正行動的方法。
- (f) 支援安全或廢棄物隔離功能的軟體發展與維護過程應以規劃、可回溯、及有秩序的方式，採用已定義軟體壽命周期的方法來進行，並述及下列各階段：
- (i) 需求階段
 - (A) 軟體需求例如功能、性能、設計限制、屬性、及外部介面均須闡明、記載、及審查。
 - (ii) 設計階段
 - (A) 軟體設計是基於需求文件所述的規定來發展、記載、及審查。
 - (iii) 實作階段
 - (A) 設計必須轉換成原始碼與其結果的可執行程式以執行所需求的功能；
 - (B) 原始碼與其結果可執行程式應附著於設計規格；及
 - (C) 遵照設計應建立、記載、級審核使用者資訊以說明軟體將如何使用。
 - (iv) 試驗階段
 - (A) 在實作階段結束後，應執行、記載、及驗證軟體措施以確保該軟體已經正確安裝並滿足其意圖使用的需求；
 - (B) 照核准的計畫或過程試驗為軟體確認的主要方法，以確保附著於需求並確保軟體對試驗案例產生正確的結果；
 - (C) 軟體確認文件說明任務與闡明準則以在發展周期結束後達成軟體的確認；以及
 - (D) 對已經公布軟體的修訂必須進行迴歸試驗，以偵測在軟體修訂過程中所導入的錯誤，以驗證此項修訂沒有引起非意圖的惡劣效應，以及驗證已修訂的軟體仍然符合闡明的需求。
 - (v) 運轉與維護階段
 - (A) 在可接受軟體的確認後，該軟體被指定為基準並置於配置管理的管制之下。
 - (vi) 安裝與檢驗階段

(A) 當軟體安裝在計算機上時，或當作業系統改變時，應執行並記載軟體安裝與檢驗措施，以確保軟體已經正確安裝並且滿足其意圖使用的需求。

(vii) 退休階段

(A) 結束對軟體產品的支援並防止該軟體的使用。

(g) 應建立支援安全或廢棄物隔離功能的軟體配置管理系統，其包括下列各項：

(i) 配置識別包括：

(A) 每一軟體基準的基準要點之定義；

(B) 每一軟體品項包括版次和修訂的獨特識別將置於軟體配置管理之下；及

(C) 指定獨特的標識符號將基準文件與其相關的軟體品像連結在一起。應維持在基準文件與相關軟體間的交叉引用。

(ii) 配置改變管制包括：

(A) 對基準要點的公布與管制過程；

(B) 正式的過程已管制與記載對基準要點的改變；

(C) 正式評估基準要點或對基準要點的變更，並由負責核准基準要點的組織核准；

(D) 將有關於核准改變的資訊傳送至受此項改變影響的所有組織的過程；以及

(E) 軟體驗證與確認過程，以確保軟體的變更適當地反應在軟體的文件上並確保維持文件的可回溯性。

(iii) 配置狀態紀錄包括：

(A) 已核准的基準要點與獨特標識符的清單；

(B) 對基準要點擬議的、進行中的、或已經核准變更的狀態；以及

(C) 對於軟體品項變更的歷史，包括軟體品項版次間的變更說明。

(h) 建立支援或廢棄物隔離功能軟體採購與服務的管制規定，以確保正確的驗證與確認支援、軟體維護、配置管制、軟體功能稽查、評估、或調查。闡明供應商向購買者報告軟體錯誤的規定，與，當合適時，購買者向供應商

- 報告軟體錯誤；
- (i) 支援安全或廢棄物隔離功能的軟體工程要點必須定義基準文件並保存作為紀錄；
 - (j) 缺失報告與解決的條款規定下列各項：
 - (i) 對支援安全或廢棄物隔離功能的軟體錯誤與故障，執行軟體缺失報告與解決系統，以確保該問題有向受影響組織迅速報告，並確保正式處理問題的解決；以及
 - (ii) 假若缺失確定存在於支援安全或廢棄物隔離功能的軟體，而惡劣影響以前的應用，則記載惡劣影響品質的條件並遵照本節接受準則 16 加以管制。
 - (k) 支援安全或廢棄物隔離功能軟體使用的管制條款規定下列各項：
 - (i) 受影響組織管制並記載已公布軟體品項的使用，經由獨立的過程複製已獲得可比較的結果，並解釋任何差異；
 - (ii) 軟體的使用是經過獨立的審查與核准，以確保所選用的軟體適合於所要解決的問題；及
 - (iii) 由軟體配置管理獲得接收軟體的文件，並針對所有作業中或使用中的軟體保存該文件。
 - (l) 建立程序說明對支援安全或廢棄物隔離功能軟體的品質保證管制，使滿足上述審查的條款；及
 - (m) 當適用時，美國能源部品質保證方案的其他規定應用於支援安全或廢棄物隔離功能軟體的管制。
- (18) 取樣：對結構、系統、及組件和障壁以及與此相關的措施例如檢驗與商業級品項專案認證措施，取樣計畫的基礎包括任何支援分析，規定必須記載。下列各項應用於取樣計畫的使用：(i) 使用於高安全風險顯著性的措施之取樣計畫預期使用的準則為提供 95% 的信賴度在該批量中僅有 5% 的缺陷品項 (95/5)；(ii) 對於低安全風險顯著性的措施可以使用減低的取樣計畫；及(iii) 取樣的批量基本上是均質的。
- (19) 設計規格的變更，包括現場變更，應受制於原始設計適用的相同設計管制；
- (20) 備有措施以確保可能影響其任務功能的設計變更/修訂，有通知到負責處置場

的現場人員；

- (21)說明 10CFR 63.44 適用的變更管制規定；以及
- (22)建立程序說明使用於設計的數據審查與認證方法。當此數據收集時，沒有完全執行 10CFR 第 63 部品質保證方案[NUREG-1298(美國核管會，1988)]。
- (23)建立程序說明使用專家引導。該程序符合 NUREG-1563，"在高放射性廢棄物方案中使用專家引導的分組技術主張"(美國核管會，1996)，如同本審查計畫第 2.5.4 節所述；以及
- (24)建立程序說明使用同儕審查[NUREG-1297(美國核管會，1988)]。

接受準則 4：有關採購文件的管制措施是可以接受。

- (1) 建立程序用以審查採購文件，以決定有正確說明品質規定，且可檢驗、可管制；具有適當的接收與拒絕準則；且採購文件已經遵照品質保證方案的規定進行撰提、審查、及核准。在必要的範圍之內，採購文件應規定包商與分包商提報一份可接受的品質保證方案。在採購文件中所述品質規定合適性的審查與記載的同意，是由在品質保證實踐與概念經訓練且認證合格的人員獨立執行；
- (2) 建立程序以確保採購文件包括包商將執行工作的聲明並闡明其規定，例如：
 - (i) 適用的法令、設計、技術、行政管理、以及報告規定；(ii) 設計圖；(iii) 規格；(iv) 規則與工業標準；(v) 試驗與檢察及驗收規定；(vi) 採購者訪問稽查或檢驗；(vii) 擬提報給採購者或由供應商保留的文件識別(包括任何保留期限)；(viii) 不合格品項的報告與處置規定；以及(ix) 應由供應商遵守的特殊處理指令；以及
- (3) 說明組織責任，以：
 - (i) 採購規劃；(ii) 撰擬、審查、核准、以及管制採購文件；(iii) 選擇供應商；(iv) 審標；(v) 在啟動受方案影響的措施前，審查並同意供應商的品質保證方案。說明品質保證組織的參與。

接受準則 5：有關於指令、程序、及設計圖的措施是可以接受的。

- (1) 說明組織的責任，以確保影響品質的措施是：
 - (i) 以記載的指令、程序、及設計圖描述；與(ii) 藉由執行這些文件來達成；
- (2) 建立程序以確保指令、程序、及設計圖包括定量的(例如，尺寸、容差、作業限值)與定性的(例如，做工樣品)接受準則，以確定重要的措施已經令人滿意

地達成；以及

- (3) 建立程序以管制在場址特徵調查與功能確認中與探索性調查有關的現場或實驗室的程序變更，以確保此項變更被後續記載並及時由權責人員所核准。

接受準則 6：有關於文件管制的措施是可以接受的。

- (1) 說明文件管制方案的範圍並闡明受管制文件的類型。受管制的文件最少包括設計文件(例如，計算、設計圖、規格、分析)，包括發展用來支援安全或廢棄物隔離功能計算機軟體有關的文件；採購文件；對於像製造、建造、修改、安裝、試驗、及檢驗等措施的指令與程序；竣工文件；品質保證與品質管制手冊和影響品質的程序；安全分析報告；不合格/缺失報告；及改正行動報告，以及在此文件所做的變更；
- (2) 建立說明程序來審查、核准、及頒發文件與在文件的變更，以確保技術適當性與在執行前包括適當的品質規定。品質保證組織或是產製文件外的另一個人，但是經品質保證認證合格，審查並同意這些文件中有關品質保證的事項；
- (3) 建立程序以確保文件的變更有經執行初始審查與核准相同的組織所審查與核准，或是由美國能源部所委派其他認證合格的負責組織來審查與核准；
- (4) 建立程序以確保在開始工作前，於將執行措施的地點即有可用的文件；
- (5) 建立並說明程序以確保在工作區域及時將過時或被取代的文件移除，並被適用的修訂版取代；
- (6) 建立一份主要清單或相等的文件管制系統以闡明指令、程序、規格、設計圖、以及採購文件目前的修訂版。當採用此種清單時，必須將其更新並分發至事先決定的負責人員；
- (7) 建立並說明程序以提供準備竣工圖與相關的文件，以及時的方式正確反映實際的處置場設計；以及
- (8) 維護、修改、及檢驗程序是經由具有品質保證專業知識的認證合格人員(通常是品質保證組織)所審查，以確定：(i) 需要檢驗、檢驗人員的身分識別、以及檢驗結果的文件；與(ii) 已經有闡明必要的檢驗規定、方法、以及接受準則。

接受準則 7：管制物質、設備及服務採購有關的活動是可接受的。

- (1) 組織責任的描述包括管制購買的材料、設備，支持安全或廢棄物隔離功能的

- 軟體，以及包括設計、採購及品質保證組織間介面的服務；
- (2) 確認供應商的活動，如製造、檢驗(inspection)、測試(test)過程及材料、設備運送活動，以及品質保證組織依據書面程序以確保組件符合採購要求等之規劃及執行。這些程序適用於採購方法，規定：
 - (a) 特定規格或程序應於予敘明、檢驗、確認及接受；監督方法及所需文件的範圍；負責執行程序的個人職位；及
 - (b) 確保供應商符合品質要求的稽查(audits)，監視(surveillance)或檢驗。品質保證計畫要求評估承包商及分包商品質管制的有效性。
 - (3) 供應商的選擇應製成文件、建檔及保存紀錄；
 - (4) 為結構、系統和組件之備件(spares)或更換零件之採購；對安全具有重要性的部份及對廢棄物隔離具有重要性的工程障壁為現行品質保證計畫、規範及標準的管制，等於或優於原來的技術要求，或排除重複缺陷的要求；
 - (5) 執行接收檢驗以確保：
 - (a) 適當的確認材料、組件及設備，以符合採購文件及接收文件的識別(identification)；
 - (b) 材料、組件及設備及其接受記錄在安裝或使用前符合檢驗指令；及
 - (c) 在設施安裝或使用前，取得特定檢驗、測試及其它紀錄(如材料、組件及設備符合特定要求的符合性測試證明文件)；
 - (6) 根據檢驗狀態，在分發到受管制的貯存區域或釋出以進行安裝或進一步工作之前，應識別接受及釋出的品項；
 - (7) 供應商向買方提供以下記錄：
 - (a) 確認符合採購品項及特定採購要求(如法規、標準及規格)的文件；
 - (b) 識別任何尚未符合的採購要求的文件；及
 - (c) 描述採購要求的不符合情況，被定位為「按原樣接受」或「修復」的要求。
這些文件的審查及接受，應在採購者品質保證方案中加以說明。
 - (8) 商業級產品的檢證(Commercial-grade item dedication)：對於商業「現貨供應」項目，若不能以實用方式進行適當核能應用品質保證管制時，必須建立及描述特定品質的確認要求，以便採購者對可接受品項提供必要的保證；商業級產品的採購，NQA-1-1983 之補充 7S-1 第 10 節「商業級產品」、「管制採購

項目及服務的補充要求」(美國機械工程師協會，1983年)並未適當的處理商業級產品，該導則對商業級產品提供了接受準則。美國能源部按照 10 CFR Part21 的要求選擇購買商業級產品，並用作基本組件。品質保證方案必須提供以下內容，以確保商業級產品可執行預期的安全或廢棄物隔離功能：

- (a) 依根據 10 CFR Part63 適用於設施申照時，商業級產品是指：(i)不受設計或該設施或活動特有的規格要求；(ii)用於設施或活動以外的應用；(iii)依據製造商所公布的產品描述(例如目錄)所訂定的基本規格，從製造商/供應商處訂購。該定義必須符合 10 CFR Part21 所規定的要求；
- (b) 定義了在檢證作業中具特定意義重要術語，例如「關鍵特徵」、「檢證」、「檢證機構」、「商業級產品」等。美國能源部在商業級產品用作基本組件時，應使用以下定義(應注意如「商業級量測」(commercial-grade survey)，可能另需定義)：
 - (i) 「關鍵特徵」是商業級產品的重要設計、材料及功能特徵。一旦經過驗證，對該產品執行其預期安全或廢棄物隔離功能，提供合理的保證；
 - (ii) 「檢證機構」(dedication entity)是指執行檢證程序的組織。由產品製造商、第三方檢證機構或美國能源部均可執行。檢證機構依據 10 CFR Part 21.21(c)的要求，負責識別及評估商業級產品的偏差、缺陷及不符合要求報告，並保存檢證過程的可稽查記錄；及
 - (iii) 「檢證」的目的是對商業級產品用作基本組件時，執行其預期的安全或廢棄物隔離功能的接受程序，以提供合理保證。並且視同依據 10 CFR Part 63 Subpart G 之設計及製造項目的品質保證方案。在所有情況下，檢證過程應根據 10 CFR Part63 Subpart G 的要求來進行。當商業級產品被指定用為基本組件時，其最終檢證是在美國能源部或其承包商接受該產品後所進行的。
- (c) 如果使用這些定義，美國能源部承諾遵守與定義相關的所有規定；
- (d) 其他定義在包含在 10 CFR 21.3 中特別適用於 10 CFR Part 63 的部分，並被要求適用於美國能源部商業級產品的檢證活動；及
- (e) 上述定義是優先使用的。然而，電力研究所(1988)NP-5652 提供了經美國核管會通函 89-02(Generic letter, 89-02)，美國核管會，1989)及通函 91-

05(Generic letter, 91-05，美國核管會，1991)所批准的商業級產品另外定義和指引。雖然這些文件適用於 10 CFR Part50 的持照者(licensees)，這些文件的某些內容可能適用於 10 CFR Part63 商業級產品的檢證活動。

- (9) 商業級產品檢證的抽樣計畫，應符合本節接受準則 3 的抽樣要求；
- (10) 供應商的符合證明(certificate of conformance)應通過稽查、獨立檢驗或測試來定期評估，以確保其有效，並將結果保持記錄備查；
- (11) 品質保證計畫描述了責任、要求的說明書及程序，所接受的服務包括接受第三方稽查及檢驗、工程及諮詢服務、安裝、維修、大修或維修工作；商業級產品的檢證及測試。接受方法可能需要一個或多個類似於以下內容的活動：
 - (i) 數據的技術確認；
 - (ii) 監視，稽查或來源檢驗；
 - 及(iii) 認可供應商的認證及報告之審查；
- (12) 為了購買美國機械工程師協會法規第三節產品項目，美國核管員會認為法規認可的 NQA-1 參考版本與美國機械工程師協會法規第三節中其它品質保證、行政及報告要求之一起適用，是可以接受的。此外，亦須符合美國能源部的品質保證方案及適用條文的規定，並且必須與美國機械工程師協會法規第三節一起適用。及
- (13) 對於美國機械工程師協會法規第三節有關供應商的稽查，美國核管會的第 86-21 號信息公告(information notice)及其兩項補充討論了美國核管會承認美國機械工程師學會的核能級標章(N stamp)持有人認證計畫，美國能源部應採用其中所提供的法規指引。美國能源部使用美國機械工程師協會法規第三節來稽查供應商時，應確認供應商是否能夠令人滿意地執行：
 - (i) 他們認可的美國機械工程師學會的品質保證方案(經美國能源部核准)；
 - (ii) 美國能源部採購訂單所規定的技術和品質條條文；
 - (iii) 美國能源部品質保證方案的適用條款；
 - 及(iv) 法規的適用要求。

接受準則 8：與材料、零件及組件(包括樣品)識別(identification)及管制有關的活動是可接受的。

- (1) 應建立管制程序，敘述識別及控制材料(包括消耗品)、零件及組件，包括樣品及部分製造的次組件等之管制。描述應包括組織責任、物理樣本的識別要求，包括：

- (a) 以符合其預期用途的方式識別(identification)及管制樣品；
 - (b) 對樣本保持識別，或確保已建立或保持識別的方式；
 - (c) 樣品自最初收集至最終使用，均須經識別；
 - (d) 在樣品釋出使用前，對樣品識別進行檢驗及記錄；
 - (e) 樣本識別方法包括使用實體標示(physical markings)；及
 - (f) 如果實體標示是不切實際或不充分時，應採用其他適當手段。例如實體分離、標誌(labels)或標籤(tags)貼在袋子、容器或程序管制上。
- (2) 建立程序，確保產品、軟體或樣品或可追溯紀錄中進行識別，以排除使用不正確或有缺陷的產品。實體樣品的可追溯性要求包括：
- (a) 從樣品到實施文件或其他指定文件，應建立及保持樣品的識別方法，以確保樣品的可追溯性；及
 - (b) 樣品的可追溯性是確保樣品從收集到最終使用及任何測試後的保存，均可隨時追溯。
- (3) 對結構、系統及組件功能之安全重要的材料及零件的識別方法，應以適當文件追溯。例如如圖紙、規格、訂單、技術報告、鑽井位置及井錄[包括延芯(well bore)及深度)、測試記錄、安裝及使用記錄、製造及檢驗文件、偏差報告、物理化學研磨試驗報告；
- (4) 材料、零件及組件之正確識別，是在製造、組裝、運送及安裝之前進行確認及記錄；
- (5) 在釋出使用或分析前，確認樣品的正確識別並製成文件。管制樣品物理標示的要求如下：
- (a) 實體標示提供使用的材料和方法及清楚和清晰的識別；
 - (b) 實體標示不會對樣品含量或形式產生不利影響；
 - (c) 當樣品細分時，實體標示被轉移到每個細分樣品的識別；及
 - (d) 除非有其他識別方式，實體標示不被表面處理或樣品製備所掩蓋或隱藏。識別若有必要歸檔樣品，實施文件指定歸檔的代表性樣本。
- (6) 為提供產品的可追溯性(當法規、標準或規格要求時)，建立以下程序：(i)材料的適用規格及等級；(ii)熱、批次、批量(lot)、零件或序號；(iii)指定的檢驗、測試或其他記錄，如圖紙、採購訂單、偏差報告或不合格報告及其處置；

- (7) 分配責任及產品在長期貯存或不利條件下貯存，其識別保持程序及指令，如下：(i)保護產品標示及識別記錄，避免於環境暴露或不利貯存條件下引起的惡化；及(ii)恢復或更換老化或貯存條件而損壞的標示或識別記錄；
- (8) 分配責任，發布程序書(procedures)或指令：(i)確認產品及其有限日程表或使用壽命週期；(ii)建立庫存壽命(shelf life)、使用壽命(operating life)或剩餘週期(cycle remaining)的記錄；防止使用庫存壽命過期的產品；及防止進一步使用已經達使用壽命或週期結束的產品、組件或材料；
- (9) 裝卸(handling)、貯存及運送要求，包括：
- (a) 裝卸、貯存、清潔、包裝、運送及保存樣品，依據既定文件或其他指定文件來進行；
 - (b) 確認裝卸、貯存、清潔、包裝、運送及保存(preserving)產品的特殊措施，並用於關鍵、敏感、易腐敗的或高價值樣品；
 - (c) 必要時，為適當識別、保持及保存樣品，應建立樣品包裝、運送、裝卸及貯存的標示(marking)或標誌(labeling)措施；
 - (d) 為顯示存在特殊環境或有特殊管制必要時，應採用標示及標誌；
 - (e) 特殊樣品應要求特殊設備(如容器)及特殊保護環境(如惰性氣體、濕度及溫度限制)；
 - (f) 必要時，為確保裝卸安全和適當裝卸，使用及管制特殊裝卸工具及儀器；
 - (g) 在特定的時段，特殊裝卸工具及設備應依據實施文件進行檢驗及測試，以確認工具及設備得到適當的維護保養；及
 - (h) 應規定特殊裝卸及起重設備操作員的經驗及訓練資格；
- (10) 建立管制措施，防止不正確或有缺陷物品之不經意使用，及支持安全或廢棄物隔離功能的軟件或樣品；
- (11) 工作管制文件中敘明不符合品(如工作包、活環(traveler)或工作要求)，依據本節接受準則 15 的要求，進行文件記錄、評估及隔離；
- (12) 應識別及文件記錄不合格樣品的處理情況，並限於「按原樣使用」、「丟棄」或「重做」(rework)；及
- (13) 關於識別及管制材料、零件及組件(包括樣品)，美國能源部的品質保證方案其它要求亦應適用。

接受準則 9：與特殊製程管制相關的活動是可接受的。

- (1) 應敘述決定這些特殊製程的管制標準。若特殊製程之直接檢驗是不可能的或是有害的，應儘可能地提供這些製程的完整清單。特殊製程包括焊接、熱處理、非破壞檢測及化學清洗；
- (2) 組織責任，包括這些品質保證組織，敘述特殊製程、設備及人員條件或合格規定。
- (3) 與特殊製程有關的程序、設備及人員是需合格的，且應符合適用法規、標準、程序及規格；品質保證組織參與合格活動，是確保活動可以令人滿意的執行；
- (4) 應建立相關程序，為特殊製程所使用合格的程序、設備及人員，完成可接受過程的紀錄證據；
- (5) 與特殊製程有關的程序、設備及人員的合格紀錄，應予建立、建檔及隨時更新保存；
- (6) 當無適用法規、標準及規格提及特殊製程與科學調查有關的合格方法時，可考量以下方法：(i)儘可能進行原型測試(prototype test)，以證明製程可維持品質或生產具有品質的產品；(ii)綜合方法如同儕審查(peer review)、技術審查、開發模式及測試，可合理保證製程可維持品質或生產具有品質的產品。在所有情況下，為保證特殊製程及其相關的科學調查是受到管制且經由合格人員使用核定程序而完成的。
- (7) 與非破壞評估有關的特殊製程，應依據美國非破壞檢測協會之 TC-1A(美國非破壞檢測協會，1980 年)之要求來執行。非破壞評估人員的證照及資格應包括功能展示作為實際檢測的一部分。第三級非破壞檢測人員換照期限為 5 年，可替代美國非破壞性試驗協會(TC-1A)所規定的 3 年換照期限。

接受準則 10：與檢驗有關的活動是可以接受的。

- (1) 檢驗方案範圍的敘述，應表示已經建立了一個有效的檢驗方案，用於確認產品或活動符合特定要求。方案之程序提供了判定檢驗設備準確性的要求標準及確定何時需要檢驗的標準，並定義檢驗的執行方式和時間。品質保證組織參與上述的功能；
- (2) 對負責檢驗的組織進行適當的描述。執行檢驗的人員除執行或直接監督檢驗活動人員外，不直接向負責檢驗活動的直屬上司陳報。執行檢驗人員不屬於

品質保證組織的成員，其檢驗程序、人員資格標準，不適當壓力(成本、時程等)的獨立性，應在活動前經品質保證組織審查及認可；

- (3) 建立檢驗人員(包括非破壞檢測人員)資格認定方案，記錄檢驗人員的資格及認證現況；
- (4) 建立檢驗程序、工作說明書或稽查核對表(checklist)如下：確認檢驗活動的特徵；檢驗方法的敘述；依據本接收準則規定確定負責執行檢驗操作的個人或團體；接收及拒收標準；確定所需程序、圖紙、規格及版本；檢驗員或數據記錄員的身分紀錄及檢驗結果；必要的量測及測試設備規格，包括準確度要求；
- (5) 建立及描述程序，在有關文件中確定強制性停留查證點，除非指定的檢驗員進行檢驗，否則不得進行工作；
- (6) 對檢驗結果之記錄及評估，其可接受性由負責的個人或團體決定；
- (7) 當與場地正常運轉相關的檢驗(例如例行維護、監視、測試)由同屬一團體但並非現場執行或直接監督檢驗工作的人員執行時，需進行以下管制：(i)檢驗人員的資格標準，應在檢驗前由品質保證組織進行審查及認可；(ii)若檢驗活動涉及壓力保存產品破裂，可通過功能測試客觀證明其工作品質；及
- (8) 檢驗活動中的現場調查，須遵守本接受準則的要求及其它美國能源部的品質保證方案的規定。現場調查系統是屬於水平及垂直管制的永久性系統；按照實施文件，獲得指定特徵的準確定位及再定位，包括樣品或數據收集的位置；並受到適當的行政管制及方案要求。隨著檢驗工作的進行，相關調查文件的完整性可得到識別、維護及確認。
- (9) 檢驗活動的取樣計畫須符合本節接受準則 3 的取樣要求；及
- (10)對於未完全實施 10 CFR Part 63 品質保證方案 [NUREG-1298(美國核管會，1988 年)]，建立程序描述審查及收集產品之數據合格化的方法。

接受準則 11：與測試管制有關的活動是可以接受的。

- (1) 測試管制方案範圍的敘述，應展示已經建立了一個有效的測試檢驗方案，用於確認產品或活動符合特定的要求，使用中的產品可有令人滿意的功能。測試管制方案包括但不限於以下測試活動：從樣本獲取數據；原型合格測試；生產測試；安裝前進行保證試驗(proof test)；運轉前測試；支持現場特徵測試

(tests supporting site characterization)；支持科學調查測試；支持安全或廢棄物隔離功能的軟體測試；施工階段測試；及運轉測試。方案提供了判定測試設備準確性的要求標準及確定何時需要測試的標準，並確定測試活動的執行方式和時間。測試必須按照確定測試接受準則的書面測試程序執行，並視情況納入設計文件中的要求及接受限值；

(2) 依要求提供程序或指令，如下：

- (a) 適用設計和採購文件中所載明的要求及接受限值；
- (b) 進行測試的指令；
- (c) 測試先決條件，例如儀器的校正、適當的測試設備、儀器(包括準確度要求、待測試產品的完整性、環境條件的適當管制)、以及數據收集和貯存規定；
- (d) 美國能源部、承包商或檢驗員對強制性停留查證點的查證；(必要時)
- (e) 接受和拒收標準；及
- (f) 製成文件或記錄測試數據及結果的方法，以及確保符合測試先決條件的規定。

(3) 評估測試結果應製成文件及進行評估，其接受性由負責的個人或團體決定。

接受準則 12：與量測及測試設備有關的活動是可以接受的。

- (1) 方案內適當描述量測及測試設備的管制範圍，建立需管制的設備類型；
- (2) 為建立、實施及確保校準(calibration)方案的有效性，適當的描述品質保證及其他組織的職掌；
- (3) 詳細建立及描述用於結構、系統及件量測，檢驗及監測之量測與測試設備 [儀器、工具、量具(gages)、固定裝置(fixtures)]，參考與轉換標準以及非破壞檢測設備)的校準(技術及頻率)、維護及控制；
- (4) 描述這些程序的審查及同意記錄，並確認了負責這些功能的組織；
- (5) 確認量測及測試設備，並可追溯校準測試數據；
- (6) 以適當方法描述量測和測試設備被標識(labeled)或標籤(tagged)或「以其他方式管制」，如適當地描述下一次校準到期日這類的管制方法；
- (7) 量測及測試設備依據所要求的精準度、目的、使用程度、穩定特徵以及影響量測的其他條件，以特定時間間隔進行校準。該設備的校準準確度至少符合校準設備所需準確度的四倍，或者在不可能的情況下，具有確保校準設備具

有所需容忍度(tolerance)範圍內的準確性。接受的基礎由負責管理階層記錄及授權，以確認授權執行此功能；

- (8) 校準標準具有比受校準之標準更高的準確度。如果這種準確度可證明滿足要求，則可使用具有相同準確度的校準標準，並且接受的基礎由負責管理階層記錄和授權，確認授權執行此功能；
- (9) 參考與轉換標準具有可追溯到國家承認的標準。如果沒有國家標準，應建立記錄校準基礎的書面文件及記錄規定；
- (10) 當發現量測和測試設備並未校準時，採取措施並記錄以確定先前進行檢驗的有效性，以及自上次校準後檢驗或測試物品的可接受性。對於被判定為可疑的產品重複進行檢驗或檢測；及
- (11) 建立了過程、檢驗及測試所使用的量測和測試設備的選擇程序，其中：(i)適用於量測處理、檢驗或測試產品的特定性質；(ii)具有足夠的範圍、準確性及容忍度，以判定符合特定要求。

接受準則 13：與裝卸、貯存及運送有關的活動是可以接受的。

- (1) 應建立特定的裝卸、保存、貯存、清潔、包裝及運送的要求及程序，並通過適當訓練及適當資格人員，按照既定工作及檢驗指令來完成；
- (2) 建立及描述程序，以管制產品、樣品、材料、組件及系統的清潔、裝卸、貯存、包裝及運輸，按照設計及採購要求，排除溫度或濕度等環境條件造成的損壞(damage)、損失(loss)或劣化(deterioration)；
- (3) 說明化學品(chemicals)、試劑(reagents)、潤滑劑(lubricants)及其他消耗品之貯存規定[包括庫存壽命(shelf life)的管制]；
- (4) 描述了用於確認安全處理產品所需的特殊裝卸工具及設備規定。建立了對這些工具及設備之檢驗及測試規定，包括在規定的時間間隔內實施程序的規定，以驗證這些工具及設備是否受到適當的維護保養；及
- (5) 為了確認產品的目的，描述了用於標示(mark)或標誌(label)運送、裝卸或貯存產品的規定，以及這些品項在特殊環境下所需的管制。

接受準則 14：與檢驗、測試及運轉有關的活動是可以接受的。

- (1) 建立程序，以顯表示整個製造、安裝、測試及運轉中之結構、系統和組件的檢驗、測試及運轉狀態；

- (2) 應在產品上或在產品的追溯文件中確定檢驗及測試活動的狀況，以確保所需的檢驗及測試能夠執行，並確保未經檢驗及測試的產品不會不經意被安裝、使用或運轉；
- (3) 結構、系統及組件的檢驗、測試及運轉狀況應由狀態指標(status indicators)來識別，如實際位置標籤(tags)，標示(markings)，標誌(labels)，活環(travelers)、標章(stamp)、檢驗記錄或其他適當方式；
- (4) 建立程序及權限，描述先前所列出重點(bullet)之檢驗及焊接標章(welding stamp)及狀態指標的應用和移除之管制；
- (5) 建立程序並描述如何控制對廢棄物隔絕及安全重要之所需測試、檢驗及操作。此類活動應受到當初審查及核准相同的管制；
- (6) 不符合、不操作及故障之結構、系統和組件須經紀錄及識別，防止其不經意被使用。應清楚指定負責的組織；及
- (7) 建立程序，以防止不經意使用或操作已停用之結構、系統或組件。可通過控制面板、開關、斷路器或其他可以啟動使用或操作的位置，使用標籤或標示來顯示其操作狀態。

接受準則 15：與不符合材料、零件及組件有關的活動是可以接受的。

- (1) 建立程序書，敘述不符合材料、零件、結構、系統和組件及支持安全或廢棄物隔離功能的服務和電腦軟體，描述識別、記錄、隔離、審查、處理(disposition)及通報受影響的程序。如果處理並非是最後處置，程序規定授權人員對不合格品獨立審查的識別，包括處理及結尾(closeout)；
- (2) 建立防止不經意使用或安裝不合格產品的相關程序；
- (3) 描述與不符合品之管制有關品質保證及其他組織責任，包括確定處理不合格品之授權個人或團體；
- (4) 識別不符合品的書面文件，不合格品的敘述、不合格品之處理情況和檢驗要求；及處理的核准簽名。在不符合品進行運轉前測試方案之前，不合格品應得到改正或解決；
- (5) 重做、修理及替換產品，依照原廠檢驗、測試要求或可接受的替代方案進行檢驗及測試。使用與原始設計相當的設計管制措施，將不合格品處理為「按原樣使用」或「修復」，並記錄處理的技術基礎；

- (6) 不合格報告由品質保證組織定期分析，以顯示品質趨勢，重大結果陳報上級管理階層進行審查及評估；及
- (7) 除非不符合產品的處理建立了替代接受準則，應按照原先之接受準則，對重做或修理產品重新測試或檢驗。(如果是後者，則可能需要設計變更來支持其處理。)

接受準則 16：與改正行動有關的活動是可以接受的。

- (1) 建立有效的改正行動方案的程序。描述品質保證組織審查及同意的程序文件；
- (2) 在確定品質不利的狀況後，啟動改正行動並製成文件，例如材料、設備或樣品的不符合、失效(failure)、故障(malfunction)、不足(deficiency)、偏差(deviation)或缺陷(defect)。對品質的不良影響儘快地確認，並儘快改正。品質保證組織參與了同意改正行動的文件程序。品質保證組織採取後續追蹤行動，以確認改正行動是否適當，並及時結束改正行動；
- (3) 確定不良品質趨勢的程序，包括：(i)評估不符合性及其他相關文件，以確定不良品質趨勢並協助判定根本原因；(ii)及時確定不利趨勢；及(iii)及時向管理層報告不利趨勢；
- (4) 重大的品質不良、狀況原因及排除狀況重複發生措施，製成文件向直屬管理及高層管理階層報告，以進行審查和評估。包括當採取集體行動時，重複狀況較不顯著：
 - (a) 表示執行品質保證方案的程序性失敗；
 - (b) 可能是重大技術缺失或問題的前兆；或
 - (c) 可能降低安全餘裕。

對品質不利的重大條件也包括但不限於：(i)安全或廢棄物隔離功能的損失或可能損失，造成對公眾健康及安全保護程度的降低；(ii)安全或廢棄物隔離功能的損失或潛在的損失，造成對工作人員安全保護程度的降低；(iii)同因失效(common failure)；及(iv)任何不利的品質趨勢。

接受準則 17：與品質保證紀錄有關的活動是可以接受的。

- (1) 品質保證紀錄需對品質提供特定、準備及維護(maintenance)的文件證據。這些記錄必須清晰、可識別及可追溯的。必須建立品質保證記錄的傳送、分發(distribution)、保留(retention)、保持及處理的要求及責任，並製成文件。

- (2) 描述了品質保證記錄方案的範圍。品質保證記錄包括科學、工程及運轉數據和日誌(logs); 審查、檢驗、測試、稽查及材料分析結果；監測工作功能(performance); 維護及修改程序及相關檢驗結果；可報告的事件；支持安全或廢棄物隔離功能的電腦軟體；人員、程序及設備合格條件；以及其他文件例如設計記錄、圖紙、規格、採購文件，校準程序及報告、設計審查報告，同儕審查報告、不合格報告、改正行動報告、建造圖紙(as-built drawings)及運轉前及封閉後操作條件所需的其它紀錄；
- (3) 確定品質保證及其他組織，並敘述其職掌範圍內與品質保證記錄相關活動的定義及實施，特別是在保存(retention)及記錄貯存期間；
- (4) 建立標準，在程序書內敘述判定何時文件成為品質保證記錄的程序，以及此類記錄的保存期限，受到本節的管制；
- (5) 建立敘述文件/記錄、審查及確定品質保證記錄準確性方法的程序，包括實驗室及現場筆記本和日誌、數據表(data sheet)、數據簡化文件及支持安全或廢棄物隔離功能的軟體；
- (6) 檢驗及測試記錄包含以下內容：觀察類型的描述; 檢驗或測試日期及結果; 有關品質不良的訊息; 檢驗員或數據記錄員的識別; 結果可接受性的證據; 解決任何差異所採取的行動；
- (7) 對品質保證記錄的處理情況訂定規定，包括：確定保記錄處理受到最嚴格的管制要求(可能是美國核管會以外機構的要求)；確保供應商的非永久性記錄在所需期間內得到適當的管制及保存；並確保品質保證記錄受到保護，免受損壞、劣化或損失；
- (8) 建立適當的管制措施，在產品進入並貯存於品質保證記錄存儲區域之前，敘述了品質保證記錄的管制、保護及保存措施；
- (9) 描述貯存、保存(preservation)及保管(safekeeping)品質保證記錄的適當設施，符合 NQA-1-1983(美國機械工程師協會，1983 年)補充 17S-1 第 4 節「貯存、保存及保管」的要求，「品質保證記錄的補充要求」；
- (10) 「管制議題總結 2000-18」(美國核管會，2000 年)對於使用電子媒體貯存品質保證紀錄，提供了指引；
- (11) 「雅卡山審查計畫」2.5.1.5 節中，敘述有關可供參考的紀錄規定；

(12) 關於品質保證紀錄，NQA-1-1983(美國機械工程師協會，1983 年)補充 17S-I 「品質保證紀錄補充要求」第 2.8 節「紀錄保存」指出，非永久性紀錄的保留期限需要以書面形式確定。程序性非永久性紀錄應保留至少 10 年或為產品壽命(當產品壽命少於 10 年時)。程序化非永久性紀錄應考量保存期自改正活動完成後起算。設施申照前的產品，其非永久性紀錄應考量保存期自交貨完成後起算。此外，產品及程序化非永久性紀錄應至少保存至運轉期前封閉(preclosure)活動開始為止。「管制指引」1.28(美國核管會，1985 年)的表 1 列出了產品非永久性紀錄、壽命紀錄及保存期限的清單。與「管制指引」1.28 表 1 清單中相似的紀錄，可要求作為處置場紀錄的保存期限。儘管表 1 是一個詳細的清單，但美國能源部的職掌是根據 10 CFR 63.142 的紀錄部分規定，確保自己有足夠紀錄提供影響品質活動的證據。表 1 目前不適用於運轉前測試或運轉階段紀錄，因此時最終設計及操作實務尚未開發。此外，表 1 亦未提到場址特徵紀錄。吾人應該認識到這些紀錄的命名可能有所不同，對於未列入表 1 中的紀錄，此類紀錄大部分敘述討論中的紀錄，應追蹤其保存期限。以下定義適用於紀錄：

- (a) 程序性非永久性紀錄是用來規定影響品質活動的文件，但不被視為永久性紀錄。這些紀錄包括規定影響品質活動的規劃、執行及稽查文件。此類紀錄如稽查清單(audit checklist)、稽查結果及用於人員合格檢定及測試的實際測驗等紀錄；及
- (b) 依據適當要求而設計、建造的處置場特定的結構、系統及組件，其產品的非永久性紀錄文件，沒有必要保存它們作為壽命紀錄。這些紀錄包括設計、確認數據(verification data)、接收紀錄、校準紀錄，保存紀錄、檢驗紀錄、與在職檢驗無關的 X 光片，以及未另行指定為壽命紀錄的測試紀錄。

(13) 此接受準則 (即品質保證紀錄相關的接受準則 17)，可以用於更新場址特徵調查、運轉前測試及運轉紀錄。這項更新取決於美國能源部活動品質保證方案中紀錄的詳細程度。 [注意：潛在的申照條件]

接受準則 18：與稽查(audits)有關的活動是可以接受的。

- (1) 建立相關組織職掌及程序，以記錄及審查稽查結果及指定管理階層審查及評估稽查結果；

- (2) 進行內部及外部稽查，以確保程序及和活動遵守整體品質保證方案由以下方面執行：
- (a) 成立品質保證組織對品質相關程序及活動提供全面的獨立稽查及評估；及
 - (b) 美國能源部(主承包商)驗證及評估供應商的品質保證方案、程序及活動。
[註：內部和外部稽查是由美國能源部及其承包商來進行，以確認產品、服務及活動符合整體品質保證方案的各個方面，並確定品質保證方案的有效性。美國能源部及其承包商應對主承包商(prime contractor)、分包商(subcontractors)、顧問、供應商(vendors)及實驗室進行稽查。
- (3) 稽查方案應處理稽查的規劃及執行情況：(i)確認是否符合影響品質的圖面(drawings)、說明、規格及其他要求；及(ii)判定品質保證方案的有效性；
- (4) 稽查方案是確認要執行的稽查、頻率及時間表。應根據進行執行中的活動狀況及對安全的重要性定期進行稽查，且在設計、採購、製造、建造、安裝、檢驗、測試及功能確認期間，應儘早啟動以確保品質保證的有效性。對稽查的時程安排，NQA-1-1983(美國機械工程師學會，1983年)補充 18S-1 第 2 節「時程安排」，「稽查的補充要求」，要求以提供稽查範圍與進行中的品質保證方案活動進行協調來進行稽查時程安排。「管制指引 1.28」(美國核管會，1985年)第 C.3.1 節「內部稽查」及 C.3.2「外部稽查」所提供的指導原則被認為是可接受的，可應用於稽查時程及其相關活動的安排；
- (5) 稽查包括：(i) 對與品質相關的實務(practices)、程序、指示、活動及品項進行客觀的方案和技術評估；及(ii) 審查文件及記錄，包括支持安全或廢棄物隔離功能的軟體及樣品測試數據。進行稽查計以確保上述(i)和(ii)是可以接受的，並確保品質保證方案有效及適當的執行；
- (6) 訂定規定要求在適用 10 CFR Part 63 所要求的領域進行稽查。經常被忽視但應包括的領域如下：
- (a) 判定影響場址安全的現場特徵(如場址特徵、功能確認、鑽心抽樣，場地及地基準備及方法論)；
 - (b) 早期採購的準備、審查、批准及管制；
 - (c) 教育(indoctrination)及訓練方案；
 - (d) 美國能源部及主承包商間的介面管制；

- (e) 改正行動、校準及不合格品管制系統；
- (f) 安全分析報告的承諾；
- (g) 支持安全或廢棄物隔離功能的電腦軟體之開發及管制；
- (h) 購買美國機械工程師協會第三節法規內產品品項。 [註：為購買這些產品，美國核管會只承認美國機械工程師學會第三節法規(美國機械工程師協會，1998 年)某些版本及增修條文，並且間接承認品質保證法規中所引用的標準。美國核管會認為參考版本的 NQA-1(美國機械工程師協會，1983 年)僅適用於美國機械工程師協會第三節法規內產品的建造，且 NQA-1 與美國機械工程師協會第三節法規中其他的品質保證、行政及報告要求之結合使用是可以接受的，但也須符合美國能源部其他適用的品質保證方案及要求]；
及
- (i) 美國機械工程師協會第三節法規供應商的稽查。 [註：美國核管會信息公告 86-21(美國核管理委員會，1986 年)討論了美國核管會承認美國機械工程師學會核能標章(Nstamp)持有人的認證方案，其中提供的法規指導應由美國能源部使用。
- (7) 稽查資料由品質保證組織及適當的技術人員分析。提出報告描述了品質問題及品質保證方案的有效性，包括需要對有缺失的領域進行稽查，陳報給管理階層進行審查及評估；
- (8) 按照預先建立的書面程序或查核表進行稽查。並由經訓練、合格、有能力的品質保證及具備稽查領域專業知識的技術人員進行稽查，稽查小組成員不得直接參與被稽查的工作；
- (9) 現場品質保證組織不得向場外組織報告：
 - (a) 場外品質保證機構進行充分的稽查，以確認現場品質保證組織進行活動的是當性；
 - (b) 場外品質保證組織審查並同意現場品質保證組織稽查時程及其範圍；及
 - (c) 現場品質保證組織的稽查結果提供給場外品質保證組織審查及評估。
- (10) 建立稽查結果追溯追蹤系統，以確保所有稽查發現結果得到適當的處理、優先排序及趨勢化；
- (11) 被稽查組織提出正式報告敘述稽查發現及其改正行動。該報告提交給稽查

組織及被稽查組織的管理單位；及

(12)建立規定，敘述確保每個稽查發現的原因得到確認及其改善行動，並採取跟催行動以確保缺陷能得到適當的結案。

2.5.1.4 審查發現

如果申請執照提供充分的訊息，並且適當地滿足第 2.5.1.3 節中的管制接受準則，幕僚人員的結論是這部分幕僚人員的評估是可以接受的。評審人員撰寫適合納入整個申請準備的安全評估報告(SER)的材料。報告包括對審查內容的總結說明，以及審查人員為何可以接受。幕僚人員可將審查情況製成文件如下：

審查者將依據滿足與美國能源部與品質保證方案有關的適用法規要求，準備審查發現。如果審查者得出結論，初始申請提供的資訊或隨後的品質保證方案變更敘明品質保證方案符合接受準則(或可接受的替代方案)，品質保證方案應視為可接受的。在審查過程中，美國能源部根據審查者的要求提供更多資訊，而使問題獲得釐清。審查者將證實是否提供了足夠的資訊，審查是否充分完整以支持將以下類型的結論納入安全評估報告。

美國核管會幕僚人員審查了安全分析報告及其他支持申請執照所提出的資訊，並合理保證滿足 10 CFR 21.3 的要求。適當的定義已經適用於美國能源部商業級產品的檢證。

美國核管會幕僚人員審查了安全分析報告及其他提交的支持執照申請的資料，合理保證滿足 10 CFR 63.44 的要求。已經提供了適當的管制變更、測試及實驗的程序。

美國核管會幕僚人員已經審查了安全分析報告和其他提交的支持執照申請的資料，並合理保證滿足 10 CFR 63.73 的要求。已經建立了適當的程序報告缺失。

美國核管會幕僚人員審查了安全分析報告及其他提交的支持執照申請的資料，合理保證滿足 10 CFR 63.21(c)(20)的要求。已經提供了對執照申請所需提交內容的要求，因為已經對安全具有重要性的結構、系統及組件以及對廢棄物隔離具有重要性的工程及和自然障礙的品質保證方案提供的適當描述，包括討論如何滿足 10 CFR. 63.142 的要求。

美國核管會幕僚人員已經審查了安全分析報告和其他提交的支持執照申請

的資料，並合理保證滿足 10 CFR 63.141 的要求。所提供的品質保證方案的描述是在適當的範圍內，包括品質管制。

美國核管會幕僚人員已經審查了安全分析報告和其他提交的支持執照申請許可的資料，並合理保證滿足 10 CFR 63.142 的要求。執照申請資料中描述的品質保證方案滿足申請要求，及適用於對安全具有重要性的所有結構、系統及組件之設計及描述對廢物隔離具有重要性的障壁設計及特徵之特定標準及相關活動。美國核管會幕僚人員已經審查了安全分析報告和其他提交的支持執照申請許可的資料，並合理保證滿足 10 CFR 63.143 的要求。品質保證方案的描述，滿足了依據 10 CFR 63.142 所要求的標準執行方案的要求。

美國核管會幕僚人員已經審查了安全分析報告和其他提交的支持執照申請許可的資料，並合理保證滿足 10 CFR 63.143 的要求。品質保證方案的描述滿足要求，並遵循對以前接受的品質保證方案進行更改的程序，以因應美國核管會批准或不需批准的情況。

根據對美國能源部執照申請所提品質保證方案的詳細審查及評估，美國核管會幕僚人員作人員合理保證發現：

- (1) 執行品質保證功能之個人及組織，具有有效執行品質保證方案的獨立性及授權，並沒有來自品質保證方案之成本及時程直接負責人的不當影響；
- (2) 品質保證方案描述了要求、程序及管制，當正確實施時，符合 10 CFR Part 63 Subpart G 的要求；10 CFR 63.73 的要求；「雅卡山審查計畫」這一節(2.5.1)的標準；以及「雅卡山審查計畫」第 2.5.1 節所提出的管制要求、文件和立場；可提供美國能源部品質保證方案的簡要敘述，還有此方案較重要的方面。
- (3) 品質保證方案涵蓋了影響安全分析報告中所確認對安全具有重要性之結構、系統與組件及對廢棄物隔離重要之障壁的活動。基此，幕僚人員結論認為美國能源部對品質保證的描述符合美國核管會適用法規與工業標準，品質保證方案可在處置場生命週期各階段實施(具體說明：設計、採購、建造，運轉等)；
及
- (4) 美國能源部品質保證方案的描述符合美國核管會的適用規定。

2.5.2 紀錄、報告、試驗、及檢驗

雖然美國能源部在建造執照審核期間，沒有預期要完成紀錄、報告、試驗、

及檢驗的程序與規劃，但是美國能源部應針對 10CFR 63.71 與 63.72 所規定的紀錄保存提出擬採行方案的說明。

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.5.2.1 審查範圍

本節審查紀錄、報告、試驗、及檢驗的程序。審查委員將審查 10CFR 63.21(c)(23)所規定的資訊。美國核管會的官員將採用第 2.5.2.2 與 2.5.2.3 節所述的審查方法與接受準則，來審查美國能源部管理紀錄、報告、試驗、及檢驗程序中與下列項目有關的部分：

- (1) 接收、操作、及處置放射性廢棄物所擬議的紀錄
- (2) 建造紀錄；及
- (3) 確保未來世代使用紀錄的方法。

2.5.2.2 審查方法

審查方法 1：紀錄與報告

確認美國能源部將遵照執照所規定的條件，或美國核管會的法規與命令，來保存紀錄與報告。

確認在地質處置場運轉區接收、操作、及處置放射性廢棄物的紀錄，有提報廢棄物由貨主歷經貯存至處置所有各階段的詳細資訊。

驗證在雅卡山場址地質處置場運轉區的建造紀錄，有適當地詳細說明其建造與結果竣工配置。驗證建造紀錄至少包括下列各項：

- (1) 以易於識別的地面特徵或碑為參考點，來調查地底設施的挖掘、豎井、坡道、以及鑽孔；
- (2) 所遭遇到地質材料與結構的說明；
- (3) 地質圖與地質截面；
- (4) 滲漏的位置與數量；
- (5) 詳細的建造設備、方法、進度、以及工作序列；
- (6) 建造問題的說明；
- (7) 所遭遇到的異常條件；
- (8) 儀器的位置、讀數、及分析；
- (9) 結構支撐系統的位置與說明；

- (10)脫水系統的位置與說明；
- (11)在永久封閉後，用以闡明場址的碑之詳細資料、安置方法、及位置；
- (12)所採用密封的詳細資料、安置方法、及位置；以及
- (13)地質處置場運轉區的設計紀錄例如規格與竣工圖。

確認地質處置場運轉區的建造紀錄與放射性廢棄物的接收、操作、及處置紀錄將遵照 10 CFR 63.51(a)(3)的規定保存，以確保未來世代能夠使用。

2.5.2.3 接受準則

下列的接受準則是基於符合 10CFR 63.71、63.72、63.74、及 63.75 有關紀錄、報告、試驗、及檢驗的規定。

接受準則 1：美國能源部將遵照執照條件或美國核管會的法規與命令，來保存適當的紀錄與報告。

- (1) 美國能源部將遵照執照條件的規定或美國核管會的法規與命令所可能要求，來保存適當的紀錄與報告；
- (2) 放射性廢棄物在地質處置場運轉區的接收、操作、及處置紀錄，應提報廢棄物由貨主歷經貯存至處置所有各階段的詳細資訊；
- (3) 在雅卡山場址地質處置場運轉區的建造紀錄，應適當說明建造的詳細資訊與結果的竣工配置。建造紀錄至少應包括下列各項：
 - (a) 以容易識別的地面特徵或碑為參考點，來調查地底設施挖掘、豎井、坡道、及鑽孔；
 - (b) 所遭遇到地質物質與結構的說明；
 - (c) 地質圖與地質截面；
 - (d) 滲漏的位置與數量；
 - (e) 詳細的建造設備、方法、進度、及工作序列；
 - (f) 建造問題的說明；
 - (g) 所遭遇到的異常條件；
 - (h) 儀器的位置、讀數、及分析；
 - (i) 結構支撐系統的位置與說明；
 - (j) 脫水系統的位置與說明；

- (k) 在永久封閉後，用以闡明場址的碑之詳細資訊、安置方法、及位置；
 - (l) 所採用密封的詳細資訊、安置方法、及位置；以及
 - (m) 設施設計紀錄例如規格與竣工圖。
- (4) 美國能源部將遵照 10CFR 63.51(a)(3)的規定，保存地質處置場運轉區的建造紀錄與放射性廢棄物的接收、操作、及處置紀錄，以確保未來世代能夠使用該紀錄。

2.5.2.4 審查發現

假若執照申請文件提報詳細的資訊，且適當地滿足第 2.5.2.3 節的接受準則，美國核管會的官員結論為此部分的審查，官員可以接受。審查委員撰擬適合包含於為整個申請案所撰寫安全審查報告的資料。此報告包括一摘要說明審查內容為何與為何審查委員認為所提報的資訊可以被接受。官員可以將審查結果記載如下：

美國核管會幕僚人員已經審查安全分析報告與其他用以支持執照申請所提報的文件，且發現其有合理保證滿足 10CFR 63.71 的規定。美國能源部已經提報放射性廢棄物接收、操作、及處置的記錄保存與報告方案之適當說明。這些方案也支持執照條件的規定或美國核管會的其他法規與命令。因此，美國能源部符合處置場作業紀錄保存與報告的規定。

美國核管會已經審查安全分析報告與其他用以支持執照申請所提報的文件，且發現其有合理保證可以符合 10CFR 63.72 的規定。美國能源部已經提報建造紀錄與紀錄保存方案的適當說明。因此，美國能源部符合地質處置場運轉區建造紀錄保存的規定。

2.5.3 人員培訓和認證

在處置場建造許可定案之前的階段，美國能源部預計尚未備妥相關人員培訓和認證的程序與計畫，但是美國能源部將會發展並執行此計畫以達成到或超越本節的接受準則。

2.5.3.1 美國能源部有關地質處置場營運區建造及營運的組織結構

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.5.3.1.1 審查範圍

本節審查美國能源部有關於地質處置場營運區建造及營運的組織結構，審查者將依據 10 CFR 63.21(c)(22)(i)所要求的資訊來進行評估。

幕僚人員依據 2.5.3.1.2 和 2.5.3.1.3 中的審查方法和接受準則，針對美國能源部有關於地質處置場營運區建造及營運的組織結構評估下列項目。

- (1) 美國能源部對於現場與總部幕僚人員、主承包商、分包商、顧問、服務機構、以及其他受影響的組織，界定其職責及決策權；
- (2) 每個組織的辦公室地址以及聯絡窗口的身份；
- (3) 授權程序。

2.5.3.1.2 審查方法

審查方法 1：定義職權

確認美國能源部在地質處置場營運區建造及營運期間，充分界定其職責和決策權，使職責的行使可以追溯到管理和幕僚階層(現場與總部)；承包商；分包商；顧問；服務機構；及其他受影響的組織。

確認在執照申請階段提供之資料，包含各組織辦公室地址、聯絡窗口、電話、傳真號碼或電子郵件地址。

審查方法 2：授權委任程序

確認對日常或緊急情況下有採取行動權責之職位有適當的授權委任程序。確認有明確的一方，具有執行的職責和足夠的權力、及適當的資格。依據雅卡山審查計畫第 2.5.6 節審查本程序的發展與維護。

2.5.3.1.3 接受準則

以下接受準則按照 10 CFR 63.21(c)(22)(i)的要求。

接受準則 1：適當地定義職責

- (1) 美國能源部在地質處置場營運區建造及營運期間，充分界定其職責和決策權，使職權的行使可以追溯到美國能源部的管理和幕僚階層(現場和總部)；承包商；分包商；顧問；服務機構；及其他受影響的組織；
- (2) 在執照申請文件中提供之資料，包含各組織辦公室地址、聯絡窗口、電話、傳真號碼或電子郵件地址。

接受準則 2：適當的授權委任程序

(1) 確認對於日常或緊急情況下有採取行動權力之職位，備有適當的授權委任程序。有明確的一方，具有其執行的職責和足夠的權力、及適當的資格。

2.5.3.1.4 審查發現

如果執照申請文件提供足夠的資訊，且適當地滿足 2.5.3.1.3 節的監管接受準則，則幕僚人員可以得出結論，認為此部分的評估為可接受的。審查者撰寫適合納入安全評估報告的內容，該報告包括一份審查內容的簡要說明，以及審查者接受提交的原因。工作小組可以如下方式記錄審查。

美國核管會幕僚人員審查了安全分析報告和其他支持執照申請的資訊，合理的認為符合 10 CFR 63.21(c)(22)(i) 的要求。美國能源部提供了一個有關於地質處置場營運區建造及營運的適當組織結構，包含授權委任與職責指派。

2.5.3.2 地質處置場營運區安全與營運重要職位之指定職責

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

在建造許可決定階段，美國能源部並無需要重要職位的具體人選。因此，在申請執照時，本節中定義的部分審查可延遲辦理。在申請接收、處理、貯存或處置高放射性廢棄物時，美國能源部需要確定重要職位的具體人選。

2.5.3.2.1 審查範圍

本節審查地質處置場營運區安全與營運重要職位之指定職責。審查者以 10 CFR 63.21(c)(22)(ii) 的要求評估資訊。

幕僚人員將根據 2.5.3.2.2 和 2.5.3.2.3 節中的審查方法及接受準則，針對地質處置場營運區安全和營運重要職位之指定職責進行以下評估。

- (1) 描述地質處置場營運區有關安全重要職位的指定職責，包括每個職位的基本技能和經驗；
- (2) 確定重要職位的代理人。

2.5.3.2.2 審查方法

審查方法 1：重要職位的描述

確認美國能源部充分描述地質處置場營運區每個重要職位，包括每個職位所需的基本技能和經驗。這些職位包含在健康物理學、核臨界安全、培訓和認證、緊急應變計畫、營運、維護、工程、以及品質保證等方面負責者。

依據每個重要職位所需的基本技能和經驗，確定指定有合格的代理人，可在

地質處置場營運區重要職位人選出缺時代理行使其職務。

2.5.3.2.3 接受準則

以下接受準則是基於符合 10 CFR 63.21(c)(22)(ii)的要求。

接受準則 1：地質處置場營運區安全的重要職位被充分描述

- (1) 美國能源部充分地描述在地質處置場營運區每個重要職位，包括每個職位所需的基本技能和經驗；
- (2) 依據每個重要職位所需的基本技能和經驗，已指定合格的代理人，可在地質處置場營運區重要職位人選出缺時代理行使其職務。

2.5.3.2.4 審查發現

如果執照申請文件提供足夠資訊且適當地滿足 2.5.3.2.3 節的接受準則，工作小組的結論為此部分的評估為可接受。審查者撰寫適合納入安全評估報告的內容，該報告包括一份審查內容的簡要說明，以及審查者接受提交的原因。工作小組可以如下方式記錄審查。

美國核管會工作小組審查安全分析報告以及其他執照申請資料，合理的認為符合 10 CFR 63.21(c)(22)(ii)的要求。美國能源部充分說明了地質處置場營運區安全與營運重要職位之指定職責以及擔任這些職位人員的資格。

2.5.3.3 人員資格和培訓要求

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

在建造許可決定之時，美國能源部尚不需要備有美國核管會批准的人員培訓和資格認證計畫。美國能源部必須備妥美國核管會批准的人員培訓和資格認證計畫，方才能接收、持有、處理、貯存或處置高放射性廢棄物。

2.5.3.3.1 審查範圍

本節針對人員資格和培訓要求加以審查，審查者將依 10 CFR 63.21(c)(22)(iii)要求的資訊進行評估。

工作小組將根據 2.5.3.3.2 和 2.5.3.3.3 節中的審查方法及接受準則，評估人員資格和培訓要求的以下內容。

- (1) 人員選擇、培訓和認證的標準；
- (2) 地質處置場營運區的人員培訓、能力測試和認證計畫；
- (3) 管理和維護培訓計畫的程序；

- (4) 營運前及營運放射性物料的培訓計畫；
- (5) 操作員和監管員的培訓和認證計畫以及對安全具有重要性的結構、系統與組件的要求；
- (6) 操作員和監管員的重新認證計畫；
- (7) 設備操作人員的體格要求以及對安全具有重要性的控制；
- (8) 保安人員的選擇和培訓方法；
- (9) 評估操作員測試程序的方法；
- (10)地質處置場營運區對安全具有重要性的的重要職位之人員資格。

2.5.3.3.2 審查方法

審查方法 1：人員選擇、培訓和認證的標準

確認人員選擇、培訓和認證的各種標準是足夠的。例如，美國能源部可以依照 10 CFR 55.4 中所述的系統方式進行培訓。

審查方法 2：地質處置場營運區的人員培訓、能力測試和認證計畫

管制準則 1.8 「核電廠人員資格與培訓」(美國核管會，2000 年)中列有另外的準則，可用於審查核能設施操作員訓練計畫。

確認培訓計畫建立了地質處置場營運區人員資格的基礎，並定義了操作員、監管員以及其他工作人員的資格要求。此計畫的特性應符合美國國家標準協會/美國核能學會 3.1 的第 5.1 節「一般原則」；第 5.3 節「不須美國核管會執照的人員培訓」；第 5.4 節「一般雇用人員培訓」；第 5.5 節「重新培訓」。確認在地質處置場營運區接收廢棄物之前，其培訓計畫獲得美國核管會核准。

確認美國能源部有相關程序，以管理和維護培訓計畫。這些程序應包含負責制定培訓計畫的人員，進行培訓；重新培訓員工(包括新雇用員工)；受過培訓的人員維持狀況以及最新紀錄。程序的發展與維護依據雅卡山審查計畫的第 2.5.6 節審查。

確認美國能源部對每項工作類別有具體的培訓要求。

確認美國能源部會及時安排培訓新雇用人員。

審查方法 3：操作前與操作放射性物質的培訓計畫

藉由管制準則 8.29「職業輻射暴露風險說明」(美國核管會，1996 年)；NUREG-

0713「核反應堆和其他設施的職業輻射暴露」(Raddatz 和 Hagemayer, 1995 年); ASTM E 1168「核能設施供人輻射防護訓練」(ASTM, 1995 年); 管制準則 8.8「確保核電廠職業輻射暴露可能達到合理低值的相關資訊」第 C.1.c 段(美國核管會, 1984 年), 以審查核能設施運作的操作員操作放射性物質之訓練計畫。

確認美國能源部將在執行相關放射性物質操作之前(即操作前培訓)實施放射性物質操作培訓計畫。確認美國能源部接收放射性物質前, 完成操作員的培訓與認證。

確認操作員輻射安全培訓, 包括輻射的性質和來源、控制汙染的方法、輻射與物質間的相互作用、輻射的生物效應、監測設備的使用等相關主題, 以及設施授權進入與造訪的控制、去污程序、個人監測與防護設備的使用、監管和行政暴露與汙染限制、現場危害、危害控制原則等相關可實現的項目。

確認每年接受超過 100 mrem(1 mSv)職業劑量的人員, 依據 10 CFR 19.12 的要求, 有關於接觸放射性物質或輻射的健康保護問題。

根據 10 CFR 20.1206 的內容, 確認在任何特殊暴露情況發生前, 被告知估計劑量及相關風險。

確認美國能源部為所有其職責所需的人員提供輻射防護和設施暴露控制程序的培訓: (i)使用放射性物質; (ii)進入輻射區域; (iii)指導工作環境有放射性物質或進入輻射區域的其他人之活動。

確認其職責係無須進入輻射區域或使用放射性物質的設施工作人員, 在輻射防護和設施相關制度有充分的指示, 說明不須進入這些區域的原因。

審查方法 4: 與安全重要相關的設備和控制操作

確認被認為與安全重要相關的設備和控制操作人員, 對其操作過程進行培訓和認證, 或是經過培訓和認證的人員在旁監管。

確認監管與安全重要相關的設備和控制的監管人員, 在此項操作中進行培訓和認證。

確認操作的培訓包括結構、系統與組件的安裝、設計和操作; 去污程序; 緊急程序。

審查方法 5: 與安全重要相關的結構、系統與組件的操作人員和監管人員重新分配計畫

確認美國能源部針對操作人員、監管人員以及其他工作人員，制定了適當的計畫。

確認培訓和測驗紀錄的頻率、性質和持續時間。確認重新培訓會定期進行，至少每 2 年進行一次。

審查方法 6：身體狀況以及人員健康狀況

此審查的額外島則為管制準則 1.134「核電廠經認證人員的醫療評估」(美國核管會，1998 年)。

選擇操作此項設備和控制的人員時，確認可能會影響判斷或身體協調的任何狀況，以致操作員無法執行與安全重要相關的活動。受到影響的判斷或身體協調的條件不需要明確取消對與安全重要相關的設備與控制之操作，只需要進行適當的規定以適應任何狀況。

審查方法 7：選擇、培訓和認證保安人員

依據 10 CFR 73.55(b)(4)(ii)的要求，選擇保安人員(包括看守人員以及武裝人員等)並描述其認證的過程。這些資訊提供作為實體安全計畫的其中一部份，並依據雅卡山審查計畫第 1.3 節進行審查。確認選擇和培訓的標準符合 10 CFR Part 73 附錄 B 的保安人員標準。管制準則 5.20「警衛和看守人員的培訓、裝備與認證」(美國核管會，1974 年)提供其他準則。

審查方法 8：評估操作員測試程序的方法

確認描述了評估培訓計畫有效性的方法，並藉由與既定目標和標準比較以確定計畫的有效性。

審查方法 9：人員資格

根據維持重要職位所需的最低技能和經驗，評估分配給地質處置場營運區與安全重要相關的重要職位之人員資格。

2.5.3.3 接受準則

以下的接受準則必須滿足 10 CFR 63.151、63.152 以及 63.153 的要求。

接受準則 1：人員選擇、培訓和認證的適用標準。

(1) 人員選擇、培訓和認證的方法，所使用的任何標準是足夠的。

接受準則 2：地質處置場營運區的人員培訓、能力認證和認證計畫是可接受的。

(1) 培訓計畫充分確定了地質處置場營運區的人員資格，確定操作員、監管員以

及其他工作人員的資格要求。此計畫的特性符合美國國家標準協會/美國核能學會 3.1 的第 5.1 節「整體方面」；第 5.3 節「不須美國核管會執照的人員培訓」；第 5.4 節「一般雇用人員培訓」；第 5.5 節「重新培訓」。在地質處置場營運區接收廢棄物之前，確認其培訓計畫得到美國核管會核准；

- (2) 確認美國能源部有相關程序，以管理和維護培訓計畫。這些程序應包含負責制定培訓計畫的人員，進行培訓；重新培訓員工(包括新雇用員工)；受過培訓的人員維持狀況以及最新紀錄；
- (3) 確認美國能源部對每項工作類別有具體的培訓要求；
- (4) 確認美國能源部會及時安排培訓新雇用人員。

接受準則 3：提供可接受之操作前與操作放射性物質的培訓計畫。

- (1) 美國能源部將在執行相關放射性物質操作之前(即操作前培訓)實施放射性物質操作培訓計畫。在美國能源部接收放射性物質前，完成操作員的培訓與認證；
- (2) 操作員輻射安全培訓，包括輻射的性質和來源、控制汙染的方法、輻射與物質間的相互作用、輻射的生物效應、監測設備的使用等相關主題，以及設施授權進入與造訪的控制、去污程序、個人監測與防護設備的使用、監管和行政暴露與汙染限制、現場危害、危害控制原則等相關可實現的項目；
- (3) 每年接受超過 100 mrem(1 mSv)職業劑量的人員，依據 10 CFR 19.12 的要求，有關於接觸放射性物質或輻射的健康保護問題；
- (4) 根據 10 CFR 20.1206 的內容，在任何特殊暴露情況發生前，告知其估計劑量及相關風險；
- (5) 美國能源部為所有其職責所需的人員提供輻射防護和設施暴露控制程序的培訓：(i)使用放射性物質；(ii)進入輻射區域；(iii)指導工作環境有放射性物質或進入輻射區域的其他人之活動；
- (6) 其職責係無須進入輻射區域或使用放射性物質的設施工作人員，在輻射防護和設施相關制度有充分的指示，說明不須進入這些區域的原因。

接受準則 4：與安全重要相關的設備和控制操作，僅限於經過培訓和認證的人員或由具有培訓和認證的人員在旁監管。

- (1) 與安全重要相關的設備和控制操作人員，對其操作過程進行培訓和認證，或

是經過培訓和認證的人員在旁監管；

- (2) 監管與安全重要相關的設備和控制的監管人員，在此項操作中進行培訓和認證；
- (3) 操作的培訓包括結構、系統與組件的安裝、設計和操作；去污程序；緊急程序。

接受準則 5：提供與安全重要相關的結構、系統與組件的操作人員和監管人員重新分配計畫。

- (1) 美國能源部針對操作人員、監管人員以及其他工作人員，制定了適當的計畫；
- (2) 培訓和測驗紀錄的頻率、性質和持續時間。重新培訓會定期進行，至少每 2 年進行一次。

接受準則 6：與安全重要相關的設備和控制操作人員的身體狀況以及人員健康狀況，避免可能危及其他廠內人員或公共衛生和安全的操作性錯誤不會發生。

- (1) 選擇操作此項設備和控制的人員時，可能會影響判斷或身體協調的任何狀況，以致操作員無法執行與安全重要相關的活動。

接受準則 7：選擇、培訓和認證保安人員的方法是可接受的。

- (1) 依據 10 CFR 73.55(b)(4)(ii)的要求，保安人員(包括看守人員以及武裝人員等)的選擇和合格程序是足夠的。選擇和培訓的標準符合 10 CFR Part 73 附錄 B 的保安人員標準。

接受準則 8：評估操作員測試程序的方法是可接受的。

- (1) 描述了評估培訓計畫有效性的方法，並藉由與既定目標和標準比較以確定計畫的有效性。

接受準則 9：適當的人員資格

- (1) 美國能源部根據維持重要職位所需的最低技能和經驗，描述分配給地質處置場營運區與安全重要相關的重要職位之人員資格。

2.5.3.3.4 審查發現

如果執照申請提供足夠資訊且適當地滿足 2.5.3.3.3 節的接受準則，工作小組的結論為此部分的評估為可接受。審查者撰寫適合納入安全評估報告的內容，該報告包括一份審查內容的簡要說明，以及審查者接受提交的原因。工作小組可以

如下方式記錄審查。

美國核管會工作小組審查安全分析報告以及其他執照申請資料，合理的認為符合 10 CFR 63.151 的要求。與安全重要相關之系統和組件的操作必須為通過培訓和認證的人員或是具有此類操作的培訓和認證人員在旁監管。監管人員在其監管的職務中獲得認證。

美國核管會工作小組審查安全分析報告以及其他執照申請資料，合理的認為符合 10 CFR 63.152 的要求。美國能源部已經建立適當的培訓、能力測驗、認證及操作人員和監管人員重新認證的計畫。

美國核管會工作小組審查安全分析報告以及其他執照申請資料，合理的認為符合 10 CFR 63.153 的要求。美國能源部已經建立了一個適當的方案來評估與安全重要相關的操作人員的身體狀況以及人員健康狀況。在選擇操作此項設備和控制的人員時，必須考慮到可能會影響判斷或身體協調的任何狀況。與安全重要相關之重要職位的人員資格是充足的。

2.5.4 專家引進(Expert Elicitation)

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.5.4.1 審查範圍

本章節審查專家引進。審查者依據 10 CFR 63.21(c)(19)的要求評估相關資訊。

美國能源部可以考慮在下列情況下使用專家引進：

- (i) 經驗數據難以取得或執行分析不切實際；
- (ii) 演示符合規範的不確定性大且值得注意；
- (iii) 多個概念模型可以解釋並符合現有數據；
- (iv) 需要進行技術判斷，以評估假設界限或計算是否適當地保守。

幕僚人員將使用 2.5.4.2 和 2.5.4.3 節的審查方法和接受準則，評估以下部分的專家引進。

- (1) 執行專家引進的技巧；
- (2) 以 NUREG-1563「使用專家引進於高放射性廢棄物計畫的部門技術立場」(Kotra 等，1996 年)的指導程序應用於執行專家引進；
- (3) NUREG-1563(Kotra 等，1996 年)的工作人員指引與美國能源部的專家引進作法之間，如有差異的理由。

2.5.4.2 審查方法

審查方法 1：使用 NUREG-1563(Kotra 等，1996 年)或等效程序

確認專家引進是按照 NUREG-1563(Kotra 等，1996 年)中提出的 9 步驟程序進行的，或者使用等效的程序。

- (1) 目標已定義；
- (2) 選擇基準專家和具多專長人才之準則，包含：
 - (a) 擁有所需的知識與專長；
 - (b) 顯示所具有知識與專長的應用能力；
 - (c) 解決問題的方法和獨立的意見被廣泛地代表；
 - (d) 對於所做的判斷，願意公開身分；
 - (e) 潛在的利益衝突，願意公開。
- (3) 參與者解析問題，並將問題分解，使能清楚而精準地指出更聚焦且簡單的子項問題；
- (4) 基本資訊經充分統整編輯並遞送給專家；
- (5) 專家皆接受導入前的訓練，包括：
 - (a) 對主題熟悉；
 - (b) 熟悉導入程序；
 - (c) 在不確定性、概率及專家判斷的表達方面受過訓練；
 - (d) 正式說明其判斷及清楚解釋相關假設和理由的實際經驗；
 - (e) 發現可能不當地影響判斷的偏差。
- (6) 專家引進的執行包括以下：
 - (a) 一個適當的場合；
 - (b) 基準專家和具多專長人才的出席；
 - (c) 問題、定義和假設的綜合說明；
 - (d) 各主題專家的均衡質詢；
 - (e) 答覆的文件記錄。
- (7) 每個主題專家都能及時得到導入小組的回饋。對於導入判斷的任何修改理由，都已詳實記載；
- (8) 如果專家的判斷經過整合，不同的觀點皆依照工作人員指引(Kotra 等，1996

年)所建議的方法適當處理。對於經整合的判斷，審查者應確認：

- (a) 美國能源部提供用於結合不同觀點的技術之理由；
 - (b) 美國能源部提供足夠的文件來追蹤個別專家的判斷對整合後判斷的影響；
 - (c) 美國能源部針對地質處置場運轉區設計或健康與安全之不同觀點的影響進行了討論。美國能源部應該將顯著不同的觀點作為專家引進的個別產出來提出，以便將這些觀點直接用於技術評估或用於調校敏感度分析的極端狀況。
- (9) 美國能源部適當紀錄專家引進，包括做了甚麼、為何而做、以及是誰做的。

確認美國能源部對 NUREG-1563(Kotra 等，1996 年)指引的任何差異提供充分的解釋。

審查方法 2：更新專家引進

確認任何需要更新的專家引進皆被充分紀錄，以提供更新過程、結果判斷、及適當方法使用的透明檢視。

2.5.4.3 接受準則

以下接受準則是為了滿足 10 CFR 63.21(c)(19)的要求。

接受準則 1：美國能源部使用 NUREG-1563(Kotra 等，1996 年)或等效程序。

- (1) 專家引進是按照 NUREG-1563(Kotra 等，1996 年)中提出的 9 步驟程序進行的，即：
- (a) 定義了目標；
 - (b) 選擇基準專家和具多專長的專家之準則，包含：
 - (i) 專家具備所需的知識與專長；
 - (ii) 專家展現了應用本身的知識與專長的能力；
 - (iii) 專家群所代表的獨立意見及應對主題的方法具有廣泛性；
 - (iv) 專家對於所做的判斷，願意公開身分；
 - (v) 專家願意公開潛在的利益衝突。
 - (c) 參與者解析問題，並將問題分解，使能清楚地指出更聚焦且簡單的子項問題；
 - (d) 美國能源部將基本資訊充分統整編輯並遞送給專家；
 - (e) 專家們皆接受了導入前的培訓，包括：

- (i) 對主題熟悉；
 - (ii) 熟悉導入過程；
 - (iii) 在不確定性、概率及專家判斷的表達方面的訓練；
 - (iv) 正式說明其判斷及清楚解釋相關假設和理由的實際經驗；
 - (v) 發現可能不當地影響判斷的偏差。
- (f) 專家引進的行為包括以下內容：
- (i) 一個適當的場合；
 - (ii) 基準專家和具多專長人才的出席；
 - (iii) 問題、定義和假設的綜合說明；
 - (iv) 各主題專家的均衡質詢；
- (v) 答覆的文件紀錄。
- (g) 每個主題專家都能及時得到導入小組的回饋。對於導入判斷的任何修改理由，皆如實記載；
- (h) 如果專家的判斷經過整合，不同的觀點皆依照工作人員指引(Kotra 等，1996 年)所建議的方法適當處理。如：
- (i) 美國能源部提供用於結合不同觀點的技術之理由；美國能源部提供足夠的文件來追蹤個別專家的判斷對整合後判斷的影響；
 - (ii) 美國能源部討論了地質處置場運轉區設計或健康以及安全之不同觀點的影響。美國能源部提出了顯著不同的觀點作為專家引進的個別產出，並將這些觀點直接用於技術評估或用於調校敏感度分析的極端狀況。
- (i) 美國能源部適當紀錄了專家引進，包括做了甚麼、做的原因、以及是誰做的。
- (2) 美國能源部對 NUREG-1563(Kotra 等，1996 年) 指引的差異提供了充分的解釋。

接受準則 2：任何更新的專家引進資訊，皆使用適當方法充分紀錄之。

2.5.4.4 審查發現

如果執照申請文件提供足夠資訊且適當地滿足 2.5.4.3 節的接受準則，工作小組的結論為此部分的評估為可接受。審查者撰寫適合納入安全評估報告的內容，該報告包括一份審查內容的簡要說明，以及審查者接受提交的原因。工作小組可

以如下方式記錄審查。

美國核管會工作小組審查安全分析報告以及其他執照申請資料，合理的認為符合 10 CFR 63.21(c)(19)的要求。美國能源部符合執照申請內容的要求。特別是安全分析報告解釋了專家引進的方法及程度，用以表現下列特性：(i)特徵、事件與作用；(ii)地質力學、水文地質學以及地球化學系統對熱負載的反應；(iii)永久封閉後地質處置場的功能；(iv)處置場工程障壁系統受有限人為入侵的情況下，限制放射性暴露量的能力；(v)任何其他使用專家引進來評估功能的事項。

2.5.5 啟動作為及測試計畫

雖然美國能源部在建造許可授權時，並不會制定啟動作業與測試計畫，但美國能源部將會制定並實施符合本章節接受準則的啟動作業與測試計畫。

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.5.5.1 審查範圍

本章節審查啟動作業與測試計畫。審查者依據 10 CFR 63.21(c)(22)(iv)的要求評估相關資訊。

幕僚人員將使用 2.5.5.2 和 2.5.5.3 所述的審查方法和接受準則，評估以下的啟動作業與測試計畫。

用於評估高放射性廢棄物的接收、持有、處理、貯存和處置之啟動前測試與啟動作業計畫的審查，應該包含地質處置場運轉區的結構、系統與組件之測試與運轉計畫的評估。美國能源部在建造許可授權階段，尚不需要進行測試和啟動作為或是具備詳細的程序。美國能源部在接收廢棄物之前，對於與安全重要相關的結構、系統與組件之測試與啟動作業計畫必須獲得核准。美國能源部在申請高放射性廢棄物接收、持有、處理、貯存或處置時，應已執行過測試和啟動作業或已備妥測試和啟動作業的詳細程序。

- (1) 用於制定、審查、核准和執行個別測試程序，以評估、紀錄和核准測試結果的系統；
- (2) 啟動前測試計畫和目標；
- (3) 設計功能資訊的類型和來源；
- (4) 測試程序和個別測試說明的格式和內容；
- (5) 啟動前測試計畫與管制準則的符合性(如有管制準則時)；

- (6) 使用過往經驗制定啟動前測試；
- (7) 評估初步運轉程序是否會危及工作人員和公眾的健康和安全；
- (8) 對於運轉、緊急應變和監控程序的計畫使用者測試；
- (9) 測試程序有關於第一次燃料接收、重裝、貯存和處置的時程，包含組件和系統測試中任何的重疊；
- (10) 初次啟動的計畫；
- (11) 系統設施功能及相關活動的安全評估。

2.5.5.2 審查方法

審查方法 1：用於制定、審查和批准啟動前測試程序的系統

依據一簡要描述，確認地質處置場運轉區對安全重要的元件而言，用於制定、審查和核准的個別測試程序的系統是可接受的。簡要描述應包含：

- (1) 用於制定、審查和核准測試程序之組織的責任與功能；
- (2) 測試程序發展的責任分配人員之資格要求；
- (3) 對於制定、審查、核准、執行測試與測試結果文件的一般步驟描述。

審查方法 2：啟動前測試程序和目標的總結

基於一簡要描述，確認地質處置場運轉區對安全重要的各個結構、系統與組件之測試計畫和目標是可接受的。針對以下評估其適當性：(i) 執行的測試類型；(ii) 測試的預期反應；(iii) 與預期反應差異之可接受限度；(iv) 測試驗證方法；(v) 對超出預期或不可接受的測試結果所提糾正措施的適當性。

審查方法 3：納入設計功能資訊於啟動前測試計畫中

確認在發展啟動前測試計畫時，已充分考慮建造前功能評估的設計資訊與數據。具體來說，在可行範圍內對安全而言重要的結構、系統與組件的功能或參數進行測試。

審查方法 4：測試程序的格式與內容

評估地質處置場運轉區對安全而言重要的結構、系統與組件之測試程序的格式和內容，並確認是可接受的。

審查方法 5：測試描述

確認對結構、系統與組件所提供的測試描述為：(i) 在地質處置場運轉區技

術規範中，將用於建立安全限值或限制條件的一致性；(ii) 被分類為工程安全性能或用於支持或確保工程安全性能運轉之設計限制內；(iii) 在封閉前安全分析之事件排序分析時，可發揮功能或能被加以引述；(iv) 用於處理、貯存、控制、測量或限制釋出放射性物質。以雅卡山審查計畫第 2.1.1 節的方法，審查封閉前安全分析的作為。

確認測試描述包含每個測試的目標以及含括先決條件、測試方法和接受準則的總結，以確保對安全重要的結構、系統與組件的功能充分，且設計特性可透過測試被展示。

確認測試描述能符合設計要求，並與雅卡山審查計畫第 2.1.1.7 節的審查者確認其設計要求。

確認測試描述包含足夠的資訊，以證明所使用的測試方法為合理，特別是對安全重要的結構、系統與組件的測試方法中，不隸屬於設計運轉條件範圍者。

審查方法 6：測試計畫與適用的監管導則的兼容性

確認地質處置場運轉區的結構、系統與組件之啟動前測試程序符合管制準則 3.48(美國核管會，1989 年)中的適用導則。如果美國能源部的看法與相關導則不一致時，確認已針對其不一致性提供了適當理由。對於特定組件，查看可能有關的管制準則。

審查方法 7：使用類似設施的經驗

確認執照申請文件中提供了對類似設施的測試結果和操作經驗的相關評估。該評估應使用於發展足夠範圍的測試程序。

審查方法 8：工作人員和公眾的保護

確認地質處置場運轉區對安全重要的結構、系統與組件之初始營運的指導程序，以及與此程序相關的前提條件和預防措施，都是可接受的。可依據系統圖示和審查者經驗來進行上述程序評估的分析。初始運轉程序應包含以下：

- (1) 評估結構、系統與組件功能的測試目的和作用；
- (2) 正常準備測試的前提條件，如：
 - (a) 應該進行或檢查的校正；
 - (b) 儀器裝置應到位，以便進行必要的功能評估；
 - (c) 工具和專門設備應到位，以利評估之進行；

- (d) 通知所需生產時間，以避免功能評估中不必要的停工時間；
 - (e) 檢查/設置設備控制(例如，橋式起重機的實體行駛限制)；
 - (f) 檢查輻射、環境或其他監視器具的可接受範圍；
 - (g) 確定試驗對象(例如要裝載的燃料棒、要檢整的容器)；
 - (h) 應完成的日誌與表格。
- (3) 前置功能描述及與功能的關係；
 - (4) 描述一系列操作，包括預期結果、預計時間、預計儀器和儀表讀數，所使用之控制(如扭矩、受壓力時間)和要求緊急動作的門檻限制(如維持、緊急應對順序、通知)；
 - (5) 紀錄上的要求，包括運作時所需完成的表格；
 - (6) 紀錄的處置及性能評估成功與否通知對象的身分；
 - (7) 找出後續性能及其與現行評估性能的關係。

審查方法 9：時程

確認美國能源部提供進行測試計畫各階段的時程，以及這些時程與高放射性廢棄物接收、重裝、貯存和處置的時程相容，包括任何時程的重疊。特別注意啟動順序的時間安排，及測試程序之核准與其預定使用間的可用時間。

審查方法 10：測試和評估結構、系統與組件的性能充足性

確認在接收廢棄物之前，對安全重要的新結構、系統與組件或是未經測試的組件架構，將會被測試及評估，且功能是可接受的。依據雅卡山審查計畫第 2.3.2 節，審查未解決的安全問題之時程和計畫。

審查方法 11：地質處置場運轉區結構、系統與組件的初始啟動計畫和地質處置場運轉區的整體營運計畫

確認美國能源部已針對有關接收、處理、貯存或處置放射性物質的各項操作，備妥可接受的乾式運轉(冷卻測試)計畫。確認美國能源部使用這些結果對設備和程序做必要的修改，以確保公眾和工作人員的健康和安全。

確認美國能源部對高放射性廢棄物容器的承載設備進行全容量荷重試驗，備有可接受的計畫，以確保公眾和工作人員的健康和安全。

對於合理抑低的達成性考量，確認在輻射暴露的來源出現以前，營運前的測試將盡可能地進行多次營運啟動作為。

確認地質處置場運轉區結構、系統與組件的營運啟動計畫，以及整個設施的後續整體營運計畫是可接受的。營運啟動計畫應包含但不限於以下要素：

- (1) 涉及實際放射性來源的程序和暴露時間之測試和確認(例如輻射監測、重裝作業)；
- (2) 桶的直接輻射監測和輻射劑量率、流動及表面熱點的屏蔽；
- (3) 確認散熱程序的有效性；
- (4) 由封閉前安全分析所找出與安全重要相關的結構、系統與組件的測試(查閱雅卡山審查計畫第 2.1.1.6 節與安全重要相關的結構、系統與組件)；
- (5) 結果和測試評估的文件紀錄。

審查方法 12：啟動和測試計畫支持整體地質處置場運轉區之安全

確認地質處置場運轉區工作人員和公眾安全的整體評估，受到啟動計畫作為及相關測試的支持。

2.5.5.3 接受準則

以下接受準則符合 10 CFR 63.21(c)(22)(iv)的要求。

接受準則 1：用於制定、審查和核准啟動前測試程序的系統是可接受的。

- (1) 基於一簡要描述，地質處置場運轉區中對於安全重要的元件而言，用於制定、審查和核准的個別測試程序的系統是可接受的。此簡要描述充分定義：
 - (a) 用於制定、審查和核准測試程序之組織的責任與功能；
 - (b) 測試程序發展的責任分配人員之資格要求；
 - (c) 對於制定、審查、核准、執行測試與測試結果文件的一般步驟描述。

接受準則 2：啟動前測試程序和目標的總結是足夠的。

- (1) 基於一簡要描述，地質處置場運轉區中每個對安全重要的結構、系統與組件，測試程序和目標是可接受的。此簡要描述充分說明：
 - (i) 執行的測試類型；
 - (ii) 測試的預期反應；
 - (iii) 與預期反應差異之可接受限度；
 - (iv) 測試驗證方法；
 - (v) 對超出預期或不可接受的測試結果所提糾正措施的適當性。

接受準則 3：啟動前測試計畫中充分地納入設計功能資訊。

- (1) 發展啟動前測試計畫時，已充分考慮預建造的安全功能評估之設計資訊和數據。具體來說，在可行範圍內對與安全重要相關的結構、系統與組件的功能或參數進行測試。

接受準則 4：測試程序的規格與內容是可接受的。

- (1) 地質處置場運轉區內對安全重要結構、系統與組件之測試程序的規格和內容是可接受的。

接受準則 5：測試描述是可接受的。

- (1) 為結構、系統與組件提供充足的測試描述：(i) 在地質處置場運轉區技術規範中，將用於建立安全限值或限制條件的一致性；(ii) 被分類為工程安全性能或用於支持或確保工程安全性能運轉之設計限制內；(iii) 在封閉前安全分析之事件排序分析時，可發揮功能或能被加以引述；(iv) 用於處理、貯存、控制、測量或限制釋出放射性物質。
- (2) 測試描述包含每個測試的目標以及含括先決條件、測試方法和接受準則的總結，以確保對安全重要的結構、系統與組件的功能充分，且設計特性可透過測試被展示。
- (3) 測試描述符合設計要求。
- (4) 測試描述包含足夠的資訊，以證明所使用的測試方法是合理的，特別是對安全重要的結構、系統與組件的測試方法中，不隸屬於設計運轉條件範圍者。可以達到項目或系統的營運條件設計範圍。

接受準則 6：測試程序與適用的監管導則的兼容性。

- (1) 地質處置場運轉區的結構、系統與組件之啟動前測試程序符合管制準則 3.48(美國核管會，1989 年)中的適用導則。如果美國能源部的看法與相關導則不一致時，確認已針對其不一致性提供了適當理由。

接受準則 7：充分利用類似設施的經驗。

- (1) 執照申請文件中提供了對類似設施的測試結果和操作經驗的相關評估。該評估應使用於發展足夠範圍的測試程序。

接受準則 8：初始營運計畫將保護工作人員和公眾。

- (1) 地質處置場運轉區對安全重要的結構、系統與組件之初始營運的指導程序，以及與此程序相關的前提條件和預防措施，都是可接受的。

接受準則 9：測試計畫的各階段時程是可接受的。

- (1) 美國能源部提供進行測試計畫各階段的時程，以及這些時程與高放射性廢棄物接收、重裝、貯存和處置的時程相容，包括任何時程的重疊。

接受準則 10：於接收廢棄物之前，尚未有使用經驗或未經驗證的結構、系統與組件，或是未經測試的組件架構，皆已被測試及評估。

(1) 在接收廢棄物之前，對安全重要的新結構、系統與組件或是未經測試的組件架構，皆被測試及評估，且功能是可接受的。

接受準則 11：地質處置場運轉區結構、系統與組件的初始啟動計畫和地質處置場運轉區的整體營運計畫是可接受的。

(1) 美國能源部針對有關接收、處理、貯存或處置放射性物質的各項操作，已備妥可接受的乾式運轉(冷卻測試)計畫。這些測試結果將與於對設備和程序做必要的修改，以確保公眾和工作人員的健康和安全；

(2) 美國能源部對高放射性廢棄物容器的承載設備進行全容量荷重試驗，備有可接受的計畫，以確保公眾和工作人員的健康和安全；

(3) 對於合理抑低的達成性考量，在輻射暴露的來源出現以前，營運前的測試已盡可能地進行最多次的營運啟動作為。

(4) 地質處置場運轉區結構、系統與組件的營運啟動計畫，以及整個設施的後續整體營運計畫是可接受的。

接受準則 12：設施啟動和測試計畫充分支持整體地質處置場運轉區的安全。

(1) 對工作人員和公眾安全的整體評估，受到啟動計畫作為及相關測試的支持。

2.5.5.4 審查發現

如果執照申請文件提供足夠資訊且適當地滿足 2.5.5.3 節的接受準則，工作小組的結論為此部分的評估為可接受。審查者撰寫適合納入安全評估報告的內容，該報告包括一份審查內容的簡要說明，以及審查者接受提交的原因。工作小組可以如下方式記錄審查。

美國核管會工作小組審查安全分析報告以及其他執照申請資料，合理的認為符合 10 CFR 63.21(c)(22)(iv) 的要求。執照申請的內容符合要求，特別是接收、持有、貯存和處置用過核子燃料與高放射性廢棄物的地質處置場運轉區中，對安全重要的結構、系統與組件之測試與啟動計畫是可接受的。

2.5.6 維護、監測和定期檢測的一般性計畫

美國能源部在接收和持有廢棄物之前，將制定並實施相關程序與計畫。

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.5.6.1 審查範圍

本章節審查執行一般性計畫，包含維護、監測和定期檢測。審查者依據 10 CFR 63.21(c)(22)(v)的要求評估相關資訊。

幕僚人員將使用 2.5.6.2 和 2.5.6.3 的審查方法和接受準則，評估執行一般性計畫，包含維護、監測和定期檢測。

除其他作業外，地質處置場運轉區的一般作業包含：(i) 接收廢棄物；(ii) 廢棄物重裝以前之貯存；(iii) 重裝廢棄物；(iv) 運輸容器的拆卸/再利用；(v) 處置前重裝廢棄物之貯存；(vi) 處置廢棄物。攸關安全的每個作法都應有一般作業、維護、監測和定期檢測的書面程序：

- (1) 程序和計畫；
- (2) 作為的描述；
- (3) 審查、變更和核准的行政程序；
- (4) 程序發展的獨立審查由營運管理職責以外的人擔任。

2.5.6.2 審查方法

審查方法 1：一般作業之計畫與程序

確認美國能源部針對與安全重要相關的結構、系統與組件之一般作業提供了足夠的書面程序，如雅卡山審查計畫第 2.1 節的封閉前安全分析所要求，包括正常與緊急應變操作以及技術規範的任何程序要求。一般作業程序應包含：

- (1) 程序的目的；
- (2) 人員的職責、培訓和資格；
- (3) 先決條件如：
 - (a) 須執行或檢查的校正；
 - (b) 儀器儀表；
 - (c) 工具和專用設備；
 - (d) 通知其他操作人員相關作業提前期間；
 - (e) 設備或控制裝置的檢查或設置(如橋式起重機的實際行駛限制)；
 - (f) 對輻射、環境或其他監測項目的操作檢查；
 - (g) 與測試相關的日誌和記錄。
- (4) 系列的操作描述，包含預期結果、預期輻射劑量、預計完成時間、預期儀器

和量規讀數、所使用的控制條件(例如扭矩、壓力時間)；以及啟動緊急應變措施的門檻限制(如暫停點、矯正措施程序和通知)；

(5) 操作完成後，紀錄的處理和確定通知方；

(6) 確定任何所需的後續動作。

對於與安全重要相關的結構、系統與組件之一般作業程序的審查、變更、核准，確認其行政程序為充分，且此程序具有足夠的管理控制。

確認用於與安全重要相關的結構、系統與組件的作業程序，是以適當的工業標準或美國核管會的導則為基礎。

確認與安全重要相關的結構、系統與組件之一般作業是按照書面程序來執行，且此書面程序是由獨立於操作管理職能的健康、安全和品質保證人員所審查。對於這些獨立的審查者，應規定其數量和技術領域，且具有整合性的經驗與能力，以針對下列問題進行審查：

(1) 核能工程；

(2) 化學與放射化學；

(3) 冶金；

(4) 非破壞性檢測；

(5) 儀器儀表與控制；

(6) 放射性安全；

(7) 機械、土木、電機工程；

(8) 行政管理和品質保證作法；

(9) 與高放射性廢棄物處置場特性有關的其他適當領域。

個人可能擁有多個專業領域的能力。

審查方法 2：維護的計畫與程序

確認對於與安全重要相關的結構、系統與組件之維護提供了書面程序，包括以下內容：

(1) 維護程序的目的；

(2) 人員的職責、培訓和認證；

(3) 先決條件如：

(a) 須執行或檢查的校正；

- (b) 儀器儀表；
 - (c) 工具和專用設備；
 - (d) 通知其他操作人員相關作業提前期間；
 - (e) 設備或控制裝置的檢查或設置；
 - (f) 對輻射、環境或其他監測儀器進行操作檢查；
 - (g) 與維護相關的日誌和記錄。
- (4) 維護作為的描述，包含預期結果、預期輻射劑量、預計完成時間、預期儀器和量規讀數、所使用的控制條件，以及啟動緊急應變措施的門檻限制。
- (5) 操作完成後，紀錄的處理和確定通知方。

確認與安全重要相關的結構、系統與組件之維護程序的審查、變更和核准，其行政程序為足夠，且此程序具有足夠的管理控制。

確認用於與安全重要相關的結構、系統與組件的維護程序是以適當的工業標準或美國核管會的導則作為基礎。

確認與安全重要相關的結構、系統與組件之維護是按照書面程序來執行，且此書面程序是由獨立於操作管理職能的健康、安全和品質保證人員所審查。對於這些獨立的審查者，應規定其數量和技術領域，且具有整合性的經驗與能力，以針對下列問題進行審查：

- (1) 核能工程；
- (2) 化學與放射化學；
- (3) 冶金；
- (4) 非破壞性檢測；
- (5) 儀器儀表與控制；
- (6) 放射性安全；
- (7) 機械、土木、電機工程；
- (8) 行政管理和品質保證作法；
- (9) 與高放射性廢棄物處置場特性有關的其他適當領域。

個人可能擁有多個專業領域的能力。

審查方法 3：監測的計畫與程序

確認對於與安全重要相關的結構、系統與組件透過監測提供了日常評估的書

面程序，包括以下內容：

- (1) 日常監測的目的；
- (2) 人員的職責、培訓和認證；
- (3) 先決條件如：
 - (a) 須執行或檢查的校正；
 - (b) 儀器儀表；
 - (c) 工具和專用設備；
 - (d) 通知其他操作人員相關作業提前期間；
 - (e) 設備或控制裝置的檢查或設置；
 - (f) 對輻射、環境或其他監測儀器進行操作檢查；
 - (g) 與監測相關的日誌和記錄。
- (4) 監測作為的描述，包含預期結果、預期輻射劑量、預計完成時間、預期儀器和量規讀數，及需評估的控制；
- (5) 完成後，紀錄的處理和確定通知方。

確認如果在監測過程中，發現與安全重要相關的結構、系統與組件之操作超出正常作業的容許誤差範圍，則應採取足夠的程序以確保在最短時間內恢復正常狀態，以保護工作人員和公眾的健康和安全。

確認與安全重要相關的結構、系統與組件之監測程序的審查、變更和核准，其行政程序為足夠，且此程序具有足夠的管理控制。

確認用於與安全重要相關的結構、系統與組件的監測程序是以適當的工業標準或美國核管會的導則作為基礎。

確認與安全重要相關的結構、系統與組件之監測作為是按照書面程序來執行，且此書面程序是由獨立於操作管理職能的健康、安全和品質保證人員所審查。對於這些獨立的審查者，應規定其數量和技術領域，且具有整合性的經驗與能力，以針對下列問題進行審查：

- (1) 核能工程；
- (2) 化學與放射化學；
- (3) 冶金；
- (4) 非破壞性檢測；

- (5) 儀器儀表與控制；
- (6) 放射性安全；
- (7) 機械、土木、電機工程；
- (8) 行政管理和品質保證作法；
- (9) 與高放射性廢棄物處置場特性有關的其他適當領域。

個人可能擁有多個專業領域的能力。

審查方法 4：定期檢測的計畫和程序

確認為了確保對於與安全重要相關的結構、系統與組件於一般作業時能執行其設計功能，已備妥定期測試的書面程序。該檢測應按照規定的時程，且其頻率足以確保工作人員和公眾的安全。審查者應確認與安全重要相關的結構、系統與組件的週期測試程序包括以下內容：

- (1) 測試的目的；
- (2) 人員的職責、培訓和認證；
- (3) 先決條件如：
 - (a) 須執行或檢查的校正；
 - (b) 儀器儀表；
 - (c) 工具和專用設備；
 - (d) 通知其他操作人員相關作業提前期間；
 - (e) 設備或控制裝置的檢查或設置；
 - (f) 對輻射、環境或其他監測儀器進行操作檢查；
 - (g) 與測試相關的日誌和記錄。
- (4) 測試作為的描述，包含預期結果、預期輻射劑量、預計完成時間、預期儀器和量規讀數、所使用的控制條件，以及啟動緊急應變措施的門檻限制；
- (5) 完成後，紀錄的處理和確定通知方。

確認如果在定期檢測時，發現與安全重要相關的結構、系統與組件之操作超出正常作業的容許誤差範圍，則應採取足夠的程序以確保在最短時間內恢復正常狀態，以保護工作人員和公眾的健康和安全。

確認與安全重要相關的結構、系統與組件之定期檢測程序的審查、變更和核准，其行政程序為足夠，且此程序具有足夠的管理控制。

確認用於與安全重要相關的結構、系統與組件的定期檢測程序是以適當的工業標準或美國核管會的導則作為基礎。

確認與安全重要相關的結構、系統與組件之定期檢測作為是按照書面程序來執行，且此書面程序是由獨立於操作管理職能的健康、安全和品質保證人員所審查。對於這些獨立的審查者，應規定其數量和技術領域，且具有整合性的經驗與能力，以針對下列問題進行審查：

- (1) 核能工程；
- (2) 化學與放射化學；
- (3) 冶金；
- (4) 非破壞性檢測；
- (5) 儀器儀表與控制；
- (6) 放射性安全；
- (7) 機械、土木、電機工程；
- (8) 行政管理和品質保證作法；
- (9) 與高放射性廢棄物處置場特性有關的其他適當領域。

個人可能擁有多個專業領域的能力。

2.5.6.3 接受準則

以下接受準則符合 10 CFR 63.21(c)(22)(v) 的要求。

接受準則 1：地質處置場運轉區與安全重要相關的結構、系統與組件之一般作業計畫是可接受的。

- (1) 針對與安全重要相關的結構、系統與組件之一般作業提供了可接受的書面程序，如雅卡山審查計畫第 2.1 節的封閉前安全分析所要求，包括正常與緊急應變操作以及技術規範的任何程序要求。一般作業程序包含：
 - (a) 程序的目的；
 - (b) 人員的職責、培訓和資格；
 - (c) 先決條件如：
 - (i) 須執行或檢查的校正；
 - (ii) 儀器儀表；
 - (iii) 工具和專用設備；

- (iv) 通知其他操作人員相關作業提前期間；
 - (v) 設備或控制裝置的檢查或設置(如橋式起重機的實際行駛限制)；
 - (vi) 對輻射、環境或其他監測儀器進行操作檢查；
 - (vii) 與測試相關的日誌和記錄。
- (d) 須執行的系列作為描述，包含預期結果、預期輻射劑量、預計完成時間、預期儀器和量規讀數、所使用的控制條件(例如扭矩、壓力時間)；以及啟動緊急應變措施的門檻限制(如暫停點、矯正措施程序和通知)；
- (e) 操作完成後，紀錄的處理和確定通知方；
- (f) 確定任何所需的後續作為。
- (2) 對於與安全重要相關的結構、系統與組件之一般作業程序的審查、變更、核准，其行政程序為充分，且此程序具有足夠的管理控制；
- (3) 用於與安全重要相關的結構、系統與組件的作業程序，是以適當的工業標準或美國核管會的導則為基礎；
- (4) 與安全重要相關的結構、系統與組件之一般作業是按照書面程序來執行，且此書面程序是由獨立於操作管理職能的健康、安全和品質保證人員所審查。對於這些獨立的審查者，應規定其數量和技術領域，且具有整合性的經驗與能力，以針對下列問題進行審查：
- (a) 核能工程；
 - (b) 化學與放射化學；
 - (c) 冶金；
 - (d) 非破壞性檢測；
 - (e) 儀器儀表與控制；
 - (f) 放射性安全；
 - (g) 機械、土木、電機工程；
 - (h) 行政管理和品質保證作法；
 - (i) 與高放射性廢棄物處置場特性有關的其他適當領域。

接受準則 2：地質處置場運轉區與安全重要相關的結構、系統與組件之維護計畫和程序是可接受的。

- (1) 對於與安全重要相關的結構、系統與組件之維護，提供了書面程序，包括以

下內容：

- (a) 維護程序的目的；
 - (b) 人員的職責、培訓和資格；
 - (c) 先決條件如：
 - (i) 須執行或檢查的校正；
 - (ii) 儀器儀表；
 - (iii) 工具和專用設備；
 - (iv) 通知其他操作人員相關作業提前期間；
 - (v) 設備或控制裝置的檢查或設置；
 - (vi) 對輻射、環境或其他監測儀器進行操作檢查；
 - (vii) 與維護相關的日誌和記錄。
 - (d) 維護作為的描述，包含預期結果、預期輻射劑量、預計完成時間、預期儀器和量規讀數、所使用的控制條件、及啟動緊急應變措施的門檻限制；
 - (e) 操作完成後，紀錄的處理和確定通知方；
- (2) 與安全重要相關的結構、系統與組件之維護程序的審查、變更和核准之行政程序是足夠的，且此程序具有足夠的管理控制；
- (3) 用於與安全重要相關的結構、系統與組件的維護程序是以適當的工業標準或美國核管會的導則作為基礎；
- (4) 與安全重要相關的結構、系統與組件之維護是按照書面程序來執行，且此書面程序是由獨立於操作管理職能的健康、安全和品質保證人員所審查。對於這些獨立的審查者，應規定其數量和技術領域，且具有整合性的經驗與能力，以針對下列問題進行審查：
- (a) 核能工程；
 - (b) 化學與放射化學；
 - (c) 冶金；
 - (d) 非破壞性檢測；
 - (e) 儀器儀表與控制；
 - (f) 放射性安全；
 - (g) 機械、土木、電機工程；

(h) 行政管理和品質保證作法；

(i) 與高放射性廢棄物處置場特性有關的其他適當領域。

接受準則 3：地質處置場運轉區與安全重要相關的結構、系統與組件之監測計畫和程序是可接受的。

(1) 對於與安全重要相關的結構、系統與組件透過監測提供了日常評估的書面程序，包括以下內容：

(a) 日常監測的目的；

(b) 人員的職責、培訓和資格；

(c) 先決條件如：

(i) 須執行或檢查的校正；

(ii) 儀器儀表；

(iii) 工具和專用設備；

(iv) 通知其他操作人員相關作業提前期間；

(v) 設備或控制裝置的檢查或設置；

(vi) 對輻射、環境或其他監測儀器進行操作檢查；

(vii) 與監測相關的日誌和記錄。

(d) 監測作為的描述，包含預期結果、預期輻射劑量、預計完成時間、預期儀器和量規讀數，及需評估的控制；

(e) 操作完成後，紀錄的處理和確定通知方；

(2) 如果在監測過程中，發現與安全重要相關的結構、系統與組件之操作超出正常作業的容許誤差範圍，則應採取足夠的程序以確保在最短時間內恢復正常狀態，以保護工作人員和公眾的健康和安全；

(3) 與安全重要相關的結構、系統與組件之監測程序的審查、變更和核准，其行政程序為足夠，且此程序具有足夠的管理控制；

(4) 用於與安全重要相關的結構、系統與組件的監測程序是以適當的工業標準或美國核管會的導則作為基礎；

(5) 與安全重要相關的結構、系統與組件之監測作為是按照書面程序來執行，且此書面程序是由獨立於操作管理職能的健康、安全和品質保證人員所審查。對於這些獨立的審查者，應規定其數量和技術領域，且具有整合性的經驗與

能力，以針對下列問題進行審查：

- (a) 核能工程；
- (b) 化學與放射化學；
- (c) 冶金；
- (d) 非破壞性檢測；
- (e) 儀器儀表與控制；
- (f) 放射性安全；
- (g) 機械、土木、電機工程；
- (h) 行政管理和品質保證作法；
- (i) 與高放射性廢棄物處置場特性有關的其他適當領域。

接受準則 4：地質處置場運轉區與安全重要相關的結構、系統與組件之定期檢測計畫和程序是可接受的。

(1) 為了確保對於與安全重要相關的結構、系統與組件於一般作業時能執行其設計功能，已備妥定期測試的書面程序。該檢測應按照規定的時程，且其頻率足以確保工作人員和公眾的安全。審查者應確認與安全重要相關的結構、系統與組件的週期測試程序包括以下內容：

- (a) 測試的目的；
- (b) 人員的職責、培訓和資格；
- (c) 先決條件如：
 - (i) 須執行或檢查的校正；
 - (ii) 儀器儀表；
 - (iii) 工具和專用設備；
 - (iv) 通知其他操作人員相關作業提前期間；
 - (v) 設備或控制裝置的檢查或設置；
 - (vi) 對輻射、環境或其他監測儀器進行操作檢查；
 - (vii) 與測試相關的日誌和記錄。
- (d) 檢測作為的描述，包含預期結果、預期輻射劑量、預計完成時間、預期儀器和量規讀數、所使用的控制條件、及啟動緊急應變措施的門檻限制；
- (e) 操作完成後，紀錄的處理和確定通知方。

- (2) 如果在定期檢測時，發現與安全重要相關的結構、系統與組件之操作超出正常作業的容許誤差範圍，則應採取足夠的程序以確保在最短時間內恢復正常狀態，以保護工作人員和公眾的健康和安全；
- (3) 與安全重要相關的結構、系統與組件之定期檢測程序的審查、變更和核准，其行政程序為足夠，且此程序具有足夠的管理控制；
- (4) 用於與安全重要相關的結構、系統與組件的定期檢測程序是以適當的工業標準或美國核管會的導則作為基礎；
- (5) 與安全重要相關的結構、系統與組件之定期檢測作為是按照書面程序來執行，且此書面程序是由獨立於操作管理職能的健康、安全和品質保證人員所審查。對於這些獨立的審查者，應規定其數量和技術領域，且具有整合性的經驗與能力，以針對下列問題進行審查：
 - (a) 核能工程；
 - (b) 化學與放射化學；
 - (c) 冶金；
 - (d) 非破壞性檢測；
 - (e) 儀器儀表與控制；
 - (f) 放射性安全；
 - (g) 機械、土木、電機工程；
 - (h) 行政管理和品質保證作法；
 - (i) 與高放射性廢棄物處置場特性有關的其他適當領域。

2.5.6.4 審查發現

如果執照申請文件提供足夠資訊且適當地滿足 2.5.6.3 節的接受準則，工作小組的結論為此部分的評估為可接受。審查者撰寫適合納入安全評估報告的內容，該報告包括一份審查內容的簡要說明，以及審查者接受提交的原因。工作小組可以如下方式記錄審查。

美國核管會工作小組審查安全分析報告以及其他執照申請資料，合理的認為符合 10 CFR 63.21(c)(22)(v) 的要求。美國能源部針對進行一般作業已提供適當的計畫，包括對地質處置場運轉區內與安全重要相關的結構、系統與組件之作業、維護、監測和定期檢測。

2.5.7 緊急應變計畫

此審查是為合理保證美國能源部是否提供符合 10 CFR Part 63 第 I 部分要求的緊急應變計畫，以及依據合理可用的資訊所提供緊急情況下可採用之充分的防護措施。

審查職責—高放射性廢棄物部門、燃料循環安全與保防部門、環境與功能評估部門

2.5.7.1 審查範圍

本章節審查緊急應變計畫。審查者依據 10 CFR 63.21(c)(21)的要求評估相關資訊。

幕僚人員將使用 2.5.7.2 和 2.5.7.3 的審查方法和接受準則，評估以下的緊急應變計畫。

- (1) 地質處置場運轉區及附近區域的描述；
- (2) 放射性物質潛在事故的類型和分類；
- (3) 關鍵初始事件和事故情況的檢測方法；
- (4) 減輕事故後果的作為；
- (5) 評估放射性物質外釋的方法和設備；
- (6) 緊急情況下，設施人員的職責；
- (7) 制定、維護和更新緊急應變計畫的職責；
- (8) 通知和協調場址外緊急應變組織的方法；
- (9) 要傳達給場址外組織的資訊；
- (10) 緊急應變的培訓計畫；
- (11) 設施恢復到安全狀態的方法；
- (12) 每季通報檢查的規定；
- (13) 每兩年的緊急應變演習計畫；
- (14) 每半年的放射性/健康物理、醫療和消防演習計畫；
- (15) 根據 1986 年的緊急應變計畫和公共法規，認證設施內危險材料的責任；
- (16) 場址外緊急應變組織對於緊急應變計畫的意見和決議；
- (17) 場址外的援助動作；
- (18) 向公眾提供資訊的安排。

2.5.7.2 審查方法

NUREG-1567 的「用過核子燃料貯存設施的標準審查計畫」(美國核管會, 2000 年)中, 提供了執行本審查的更多導則。可接受的緊急應變計畫的標準列於 10 CFR 73.32(b)。

審查方法 1: 緊急應變計畫

確認美國能源部已列出地質處置場運轉區和附近區域的描述, 並足以支持對緊急應變計畫的評估。

確認申請文件足以辨別每一種類型的放射性物質事故。緊急應變計畫中所認定的放射性緊急情況和事故, 應與雅卡山審查計畫第 2.1.1.4 節所進行的事件序列審查所認定的相同。

確認美國能源部定義了一個適當的分類系統, 將事故分為「警報」或「場址區緊急情況」。

評估檢測關鍵初始事件和事故情況的方法之適當性(儀器、設備、程序等)。評估所布置檢測設施之位置和類型的合理性。

評估計畫的方法是否足以減輕每種類型事故的後果, 包括保護現場工作人員的方法和維護設備的方法。

確認計畫用於評估放射性物質外釋的方法和設備, 足以支持有效的緊急應變。

確認美國能源部明確規定了放射性事故時設施人員的職責, 並確定負責及時通知場址外緊急應變組織和美國核管會的人員。

確認針對場址外緊急應變組織所提供的資訊是否足夠, 包括聯絡點、地址、電話、傳真和電子郵件。

確認美國能源部對制定、維護和更新緊急應變計畫分別指定了職責。

確認美國能源部簡要描述了如何及時通知場址外緊急應變組織和請求場外援助的方法, 包括對受污染傷害的現場工作人員進行治療的醫療援助。確認:

- (1) 建立控制點;
- (2) 部分人員、設施部分和部分設備如不可用, 並不會妨礙向場址外緊急應變組織的通知和協調;
- (3) 美國核管會運轉中心會在緊急情況宣布後 1 小時內被通知。

評估有關地質處置場運轉區狀態、放射性外釋、及建議的保護措施(如有必

要)等相關資訊類型的描述。確認此資訊為足夠，並及時提供給場址外緊急應變組織和美國核管會。

確認向工作人員提供緊急應變的培訓，包括消防、警務、醫療和其他場址外提供的指示和導引服務為足夠，以利有效行動。以雅卡山審查計畫第 2.5.3 節「人員培訓與認證」審查地質處置場運轉區培訓計畫。

確認在事故發生後，將地質處置場運轉區恢復到安全狀態的方法為適當。

確認與場址外緊急應變組織進行之每季通報檢查和每兩年的緊急應變演習已列入計畫，以用於測試對模擬緊急情況的反應，並包含以下：

- (1) 檢查和更新所有必要的電話號碼、傳真號碼和電子郵件；
- (2) 邀請場址外應變組織參加兩年一度的演習(建議場址外組織參加每兩年的演習，但非必要)；
- (3) 使用大多數演習參與者不了解的情境；
- (4) 以沒有直接執行責任的個人對每項工作進行評判的計畫。確認評判將評估計畫的適用性、緊急應變程序、設施與設備、人員培訓和整體反應的有效性；
- (5) 更正評判所發現缺失的規定。

確認模擬緊急情況的現地演習，每兩年進行一次。

確認放射性/健康物理、醫療和消防演習計畫，每半年進行一次。

確認地質處置場運轉區有關設施危險性材料的營運，滿足 1986 年的緊急應變計畫和公共法規。

在緊急應變計畫初次提交遞交給美國核管會之前，確認場址外緊急應變組織被允許有 60 天的時間對計畫進行意見徵詢。如果計畫的後續變更影響到場址外緊急應變組織，確認對此變更提供 60 天的意見徵詢期。確認在 60 天的意見徵詢期間收到任何意見和執照送審者的答覆，皆隨同緊急應變計畫提交給美國核管會。

確認場址外援助的使用計畫包含：

- (1) 要求和有效利用場址外援助的安排，以及依據需要使用其他組織以增強計畫現地反應的規定；
- (2) 主要應對組織與需要在現地反應的場址外人員之間迅速聯繫的規定；
- (3) 提供足夠的緊急應變設施和設備，以支持現地緊急應變；
- (4) 評估和監測放射性緊急情況後果的方法、系統和設備之規範；

- (5) 現場受污染和受傷人員的醫療服務安排；
- (6) 對可能被指派援助緊急情況的場址外人員，進行放射性緊急應對培訓。
確認有對公眾提供即時資訊的適當安排。

2.5.7.3 接受準則

以下接受準則符合 10 CFR 63.161 的要求。

接受準則 1：提供應對地質處置場運轉區潛在放射性物質和其他事故適當的緊急計畫。

- (1) 對地質處置場運轉區和附近區域的描述，足以支持緊急應變計畫的評估；
- (2) 美國能源部確定每種合理類型的放射性物質事故。緊急應變計畫中所確認的放射性緊急情況和事故，與事件序列中所指明的內容相同；
- (3) 將事故分為「警報」或「場址區緊急情況」的分類系統是足夠的；
- (4) 關鍵初始事件和事故情況的檢測方法是足夠的(儀器、設備、程序等等)。所布置的檢測設備之位置和類型的理由是可接受的；
- (5) 減輕每種類型事故後果所計畫的方法，包括保護現場工作人員的方法和維護設備的計畫是足夠的；
- (6) 計畫用於評估放射性物質外釋的方法和設備，足以支持有效的緊急應變作為；
- (7) 發生放射性事故時，設施人員的職責和身分以及負責及時通知場址外應變組織和美國核管會的人員皆已適當定義；
- (8) 為場址外緊急應變組織所提供的資訊是足夠的，包括聯絡點、地址、電話、傳真和電子郵件；
- (9) 制定、維護和更新緊急應變計畫的職責已被清楚定義；
- (10) 簡要描述如何及時通知場址外緊急應變組織和請求援助的方法，包括對受污染傷害的現場工作人員進行治療的醫療援助。其描述包含足夠的資訊以確認：
 - (a) 建立控制點；
 - (b) 部分人員、部分設施或一些設備如不可用，不會妨礙向場址外緊急應變組織的通知和協調；
 - (c) 美國核管會運轉中心會在緊急情況宣布後 1 小時內被通知。
- (11) 提供設施狀況、放射性物質外釋及建議保護措施(如有必要)的資訊類型為足夠，且能及時向場址外緊急應變組織和美國核管會提供此類資訊；

- (12)向工作人員提供緊急應變的培訓，包括消防、警務、醫療和其他場址外提供的指示和導引服務為足夠，以利有效行動；
- (13)在事故發生後，將地質處置場運轉區恢復到安全的狀態的方法為適當；
- (14)與場址外緊急應變組織進行之每季通報檢查和每兩年的緊急應變演習已列入計畫，以用於測試對模擬緊急情況的反應，並包含以下：
- (a) 檢查和更新所有必要的電話號碼、傳真號碼和電子郵件；
 - (b) 邀請場址外應變組織參加兩年一度的演習；
 - (c) 使用大多數參與者不了解的情境；
 - (d) 以沒有直接執行責任的個人對每項工作進行評判的計畫。此評判將評估計畫的適用性、緊急應變程序、設施與設備、人員培訓和整體反應的有效性；
 - (e) 更正評判所發現缺失的規定。
- (15)每兩年進行現地演習，對模擬緊急情況進行測試；
- (16)放射性/健康物理、醫療和消防演習計畫，每半年進行一次；
- (17)地質處置場運轉區的營運滿足 1986 年的緊急應變計畫和公共法規中有關設施內的危險材料；
- (18)在緊急應變計畫初次提交遞交給美國核管會之前，場址外緊急應變組織被允許有 60 天的時間對計畫進行意見徵詢。如果計畫的後續變更影響到場址外緊急應變組織，應提供 60 天的意見徵詢期。在 60 天的意見徵詢期間收到任何意見和執照送審者的答覆，皆隨同緊急應變計畫提交給美國核管會；
- (19)場址外援助的使用計畫包括：
- (a) 要求和有效利用場址外援助的安排，以及依據需要使用其他組織以增強計畫現地反應的規定；
 - (b) 主要應對組織與需要在現地反應的場址外人員之間迅速聯繫的規定；
 - (c) 提供足夠的緊急應變設施和設備，以支持現地緊急應變；
 - (d) 評估和監測放射性緊急情況後果的方法、系統和設備之規範；
 - (e) 現場受汙染和受傷人員的醫療服務安排；
 - (f) 對可能被指派援助緊急情況的場址外人員，進行放射性緊急應對培訓。
- (20)對公眾提供即時資訊的適當安排。

2.5.7.4 審查發現

如果執照申請文件提供足夠資訊且適當地滿足 2.5.7.3 節的接受準則，工作小組的結論為此部分的評估為可接受。審查者撰寫適合納入安全評估報告的內容，該報告包括一份審查內容的簡要說明，以及審查者接受提交的原因。工作小組可以如下方式記錄審查。

美國核管會工作小組審查安全分析報告以及其他執照申請資料，合理的認為符合 10 CFR 63.161 的要求。根據 10 CFR 72.32(b)規定，針對永久封閉處理放射性事故提供了可接受的緊急應變計畫，包括對地質處置場運轉區的地面設施拆除和去汙。這個計畫包含：

- (1) 設施及附近區域描述；
- (2) 放射性物質事故的類型和分類；
- (3) 事故情況的檢測方法；
- (4) 減輕事故後果的方法；
- (5) 對放射性物質外釋的適當評估；
- (6) 緊急情況下，設施人員的職責；
- (7) 制定、維護和更新緊急應變計畫的職責；
- (8) 場址外緊急應對組織的識別；
- (9) 場址外緊急應變組織的通知和協調；
- (10) 要傳達給場址外組織的資訊；
- (11) 緊急應變的培訓計畫；
- (12) 安全狀態恢復；
- (13) 展示在緊急情況下行動就緒的演習；
- (14) 1986 年的緊急應變計畫和公共法規中有關設施內危險化學品的規定；
- (15) 場址外緊急應變組織成員對於緊急應變計畫的意見；
- (16) 場址外援助的需求；
- (17) 向公眾提供資訊的安排。

2.5.8 限制進入管制和土地權使用管理

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.5.8.1 審查範圍

本章節審查限制進入的管制及土地權使用管理。審查者依據 10 CFR 63.21(c)(24)的要求評估相關資訊。

限制進入和管理土地權使用的管制措施，是為了減少不利的人類行為，而可能降低處置場隔離廢棄物的能力。幕僚人員將使用 2.5.8.2 和 2.5.8.3 的審查方法和接受準則，評估以下的限制進入管制和土地權使用管理。

- (1) 地質處置場運轉區徵收土地拆遷的程度和充足性；
- (2) 地質處置場運轉區邊界在地質處置場運轉區之設計與自然特徵的兼容性；
- (3) 用於查明地質處置場運轉區內之產權責任和地表下權利之方法；
- (4) 永久封閉後額外控制的可接受性；
- (5) 永久封閉所需額外控制的可接受性；
- (6) 水權充足性；
- (7) 地表及地表下資產的控制；
- (8) 用於查明地質處置場運轉區外產權責任的方法；
- (9) 紀念碑(Monuments)設計的可接受性。

2.5.8.2 審查方法

審查方法 1：土地所有權

在美國核管會完成審查和執照申請審核通過之前，確認美國能源部權限內的措施，以建立有效的管轄和控制，且立法或其他進行中轉讓行為將會完成。

確認地質處置場運轉區的土地面積是由美國能源部獲得的土地，或是被永久徵收回並保留給美國能源部使用，且由美國能源部所持有，同時也沒有下列的明顯產權責任：(i)根據一般採礦法規所產生的權利；(ii)路權的地役權；(iii)所有其他根據租賃、進入權、契據、專利、抵押、撥付、法規或其他方式產生的權利。

確認地質處置場運轉區的所有權相關法律文件，包括足夠的所有權和(或)控制指標，以滿足採購紀錄，例如：任何土地權利的權狀紀錄，或土地管理局權狀圖中所有紀錄的權利和所有權。

如果法定收回地質處置場運轉區的土地已經頒布，確認執照申請是否包括立法文本，以及法規所包含的土地面積之法律描述和申請書之說明同意。由於建議的處置場場址之土地面積將完全屬於聯邦所有，因此法定收回將組成完整的所有

權文件，但須屬於次要權利。

審查方法 2：永久封閉後的額外控制

評估在地質處置場運轉區或地質處置場運轉區內是否建立了地表和地表下地區任何的 control 措施，以防止可能降低處置場隔離廢棄物的能力之不利的人為行為是可接受並足夠的。此類 control 可以採取以下形式：(i) 所有權權益；(ii) 地役權；(iii) 水權；(iv) 根據一般採礦法收回地點或專利；(v) 土地使用限制。

確認地質處置場運轉區或地質處置場運轉區外的影響區域大小和邊界與設計或自然特徵一致，以確保處置場執行隔離的能力，並降低人類活動可能影響廢棄物隔離的不利風險。審查者依據雅卡山審查計畫之「一般描述」和「永久封閉後之處置場安全」進行場址特性的調查。

確認地質處置場運轉區外的所有權相關法律文件，包括足夠的所有權和(或) control 指標，以滿足採購紀錄，例如：任何土地權利的權狀紀錄，或土地管理局權狀圖中所有紀錄的權利和所有權。

如果地質處置場運轉區之外土地的法定收回尚未頒布，確定美國能源部已採取或計畫在其職權範圍內採取適當步驟，以建立有效的管轄權和控制權。正在進行的立法或其他轉讓行為，應該在美國核管會完成審查和執照申請決議之前完成。

確認存在或可能繼續的任何現有或擬議的合法權利或產權責任，或是應在地質處置場運轉區外建立，並充分評估任何可能在這些權利下容許發生的活動性質。

評估美國能源部管理和控制其所有權或監督土地的計畫。確認針對地質處置場運轉區外的土地區域，用於查明任何現有或將來的產權責任或其他地表或地表下權利的方法為適當，例如權狀搜尋和土地管理局紀錄搜尋。

審查方法 3：永久封閉所需的額外控制

評估任何 control 措施是否滿足 10 CFR 63.111(a) 和 (b) 的要求是可以接受的和足夠的。如果有必要，這種 control 措施應包括土地使用限制和排除公眾權力。

確認地質處置場運轉區和地質處置場運轉區外的影響區域大小和邊界與設計或自然特徵一致，以確保滿足 10 CFR 63.111(a) 和 (b) 的要求。審查者依據雅卡山審查計畫「永久封閉前之處置場安全」，以及「一般描述」和「永久封閉後之處置場安全」進行場址特性的調查。

確認地質處置場運轉區的所有權相關法律文件，包括足夠的所有權和(或)控

制指標，以滿足採購紀錄，例如：任何土地權利的權狀紀錄，或土地管理局權狀圖中所有紀錄的權利和所有權。

如果地質處置場運轉區之外土地的法定收回尚未頒布，確定美國能源部已採取或計畫在其職權範圍內採取適當步驟，以建立有效的管轄權和控制權。正在進行的立法或其他轉讓行為，應該在美國核管會完成審查和執照申請決議之前完成。

確認存在或可能繼續的任何現有或擬議的合法權利或產權責任，或是應在地質處置場運轉區外建立，並充分評估任何可能在這些權利下容許發生的活動性質。

評估美國能源部管理和控制其所有權或監督土地的計畫。確認針對地質處置場運轉區外的土地區域，用於查明任何現有或將來的產權責任或其他地表或地表下權利的方法為適當，例如權狀搜尋和土地管理局紀錄搜尋。

審查方法 4：水權

確認美國能源部已獲得必要的水權，以實現地質處置場運轉區的目的。審查者使用雅卡山審查計畫「永久封閉前之處置場安全」進行地質處置場運轉區設計評估，以評估對用水需求的符合性。

審查方法 5：紀念碑的概念設計

確認計畫在永久封閉後識別場址的紀念碑之概念設計是足夠的。紀念碑應準確地指出處置場的位置，設計為確實可行的情況下永久性地傳達警告，因放射性廢棄物對公眾健康和安全的風險，以防止入侵地下處置場，並且至少具有設計年限達幾百年。

2.5.8.3 接受準則

以下接受準則符合 10 CFR 63.121 和 63.21(c)(24)的要求，涉及限制進入和管理土地使用以及紀念碑的概念設計。

接受準則 1：土地所有權的充分證明。

- (1) 美國能源部權限內建立有效的管轄權和控制權以及立法或其他轉讓行為，有完整的步驟；
- (2) 地質處置場運轉區的土地面積是由美國能源部獲得的土地，或是被永久收回並保留給美國能源部使用，美國能源部免費提供產權責任；
- (3) 地質處置場運轉區的所有權相關法律文件，包括足夠的所有權和控制指標，以滿足採購紀錄；

- (4) 如果法定撤回地質處置場運轉區的土地已經頒布，確認執照申請是否包括立法文本，以及法規所包含的土地面積之法律描述和申請書之說明同意。

接受準則 2：永久封閉的額外控制是可接受的。

- (1) 在地質處置場運轉區或地質處置場運轉區內是否建立了地表和地表下地區任何的 control 措施，以防止可能降低處置場隔離廢棄物的能力之不利的人為行為是可接受並足夠的；
- (2) 地質處置場運轉區或地質處置場運轉區外的影響區域大小和邊界與設計或自然特徵一致，以確保處置場執行隔離的能力，並降低人類活動可能影響廢棄物隔離的不利風險；
- (3) 地質處置場運轉區外的所有權相關法律文件，包括足夠的所有權和(或)控制指標，以滿足採購紀錄，例如：任何土地權利的權狀紀錄，或土地管理局權狀圖中所有紀錄的權利和所有權。
- (4) 如果對於地質處置場運轉區之外土地的法定收撤回尚未頒布，美國能源部在其職權範圍內採取適當步驟，以建立有效的管轄權和控制權。立法或其他轉讓行為是完整的；
- (5) 存在或可能繼續的任何現有或擬議的合法權利或產權責任，或是應在地質處置場運轉區外建立，並適當評估任何可能在這些權利下容許發生的活動性質；
- (6) 用於查明在地質處置場運轉區外的土地區域中，任何現有或將來的產權責任或其他地表或地表下權利的方法，例如權狀搜尋和土地管理局紀錄搜尋是適當的。

接受準則 3：永久封閉造成的額外控制是足夠的。

- (1) 為確保滿足 10 CFR 63.111(a)和(b)的要求所需的任何額外控制是可以接受的和足夠的；
- (2) 地質處置場運轉區和地質處置場運轉區外的影響區域大小和邊界與設計或自然特徵一致，以確保滿足 10 CFR 63.111(a)和(b)的要求；
- (3) 地質處置場運轉區的所有權相關法律文件，包括足夠的所有權和(或)控制指標，以滿足採購紀錄，例如：任何土地權利的權狀紀錄，或土地管理局權狀圖中所有紀錄的權利和所有權；
- (4) 如果法定撤回對於地質處置場運轉區之外的土地沒有頒布，確定美國能源部

已採取或計畫在其職權範圍內採取適當步驟，以建立有效的管轄權和控制權。
立法或其他轉讓行為是完整的；

- (5) 存在或可能繼續的任何現有或擬議的合法權利或產權責任，或是應在地質處置場運轉區外建立，並適當評估任何可能在這些權利下容許發生的活動性質；
- (6) 用於查明在地質處置場運轉區外的土地區域中，任何現有或將來的產權責任或其他地表或地表下權利的方法，例如權狀搜尋和土地管理局紀錄搜尋是適當的。

接受準則 4：水權的描述是足夠的。

- (1) 美國能源部已獲得必要的水權，以實現地質處置場運轉區的目的。

接受準則 5：紀念碑的概念設計是足夠的。

- (1) 計畫在永久封閉後識別場址的紀念碑之概念設計是足夠的。

2.5.8.4 審查發現

如果執照申請文件提供足夠資訊且適當地滿足接受準則，工作小組的結論為此部分的評估為可接受。審查者撰寫適合納入安全評估報告的內容，該報告包括一份審查內容的簡要說明，以及審查者接受提交的原因。工作小組可以如下方式記錄審查。

美國核管會工作小組審查安全分析報告以及其他執照申請資料，合理的認為符合 10 CFR 63.121 和 63.21(c)(24) 的要求。在永久封閉後必須符合場址的土地權利和永久紀念碑使用的所有權和控制之要求。尤其是：

- (1) 地質處置場運轉區將美國能源部管轄和控制下所獲得的土地，或者被永久收回並保留供其使用的土地。這些土地將免費提供，不包括根據一般採礦法所產生的權利、土地使用權、租賃、進入權、契據、專利、抵押、撥付、法規或其他方式產生的權利；
- (2) 額外的控制將用於永久封閉，包括地質處置場運轉區外的區域。這些控制包括管轄權和控制權、地表和地表下權利，以防制可能降低處置場實現隔離目的的能力之人為行為；
- (3) 透過永久封閉，包括對地質處置場運轉區外的地區進行額外控制。美國能源部將根據需要之管轄權，以確保符合 10 CFR 63.111 的功能目標。控制措施

包括排除公眾的權力；

- (4) 美國能源部獲得水權，以達到地質處置場運轉區的目的；
- (5) 美國能源部提供了紀念碑的概念設計，以確定永久封閉後的處置場位置。

2.5.9 放射性廢棄物處置外的地質處置場用途

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

2.5.9.1 審查範圍

本章節審查地質處置場運轉區用於處置放射性廢棄物以外的用途。審查者依據 10 CFR 63.21(c)(22)(vii) 的要求評估相關資訊。

幕僚人員將使用 2.5.9.2 和 2.5.9.3 的審查方法和接受準則，評估地質處置場運轉區用於處置放射性廢棄物的目的。

- (1) 除了高放射性廢棄物的處置及其潛在影響以外之擬定活動；
- (2) 擬定活動的行為程序和持續監督。

2.5.9.2 審查方法

審查方法 1：處置之外的擬定活動

評估除了處置高放射性廢棄物之外的地質處置場運轉區的任何擬定活動，是否會影響與安全重要相關的結構、系統與組件，以及與廢棄物隔離相關的工程與天然障壁。需要考慮的活動包括但不限於以下：

- (1) 高放射性廢棄物的長期暫存；
- (2) 與處置高放射性廢棄物無關之獲批准的用途，例如美洲原住民文化活動、依適當規定保護動植物、娛樂以及資源開採(如礦物、地熱、地下水)；
- (3) 美國核管會或美國能源部之外其他組織的功能監測與確認。

審查方法 2：潛在影響結構、系統與組件的擬定活動之程序

評估持續監督擬定活動的程序是否足夠，而非在地質處置場運轉區處置高放射性廢棄物，可能影響與安全重要相關的結構、系統與組件以及與廢棄物隔離相關的工程與天然障壁。這些程序應包括：(i)活動目的；(ii)活動詳細說明；(iii)工作人員相關輻射安全；(iv)紀錄的處理及活動完畢後須通知的各方。

2.5.9.3 接受準則

以下接受準則符合 10 CFR 63.21(c)(22)(vii) 的要求，關於地質處置場運轉區用於處置放射性廢棄物外的目的之要求。

接受準則 1：處置放射性廢棄物之外的擬定活動是可以接受的。

- (1) 對處置高放射性廢棄物之外的地質處置場運轉區的任何擬定活動進行充分評估，影響與安全重要相關的結構、系統與組件，以及與廢棄物隔離相關的工程與天然障壁是可以接受的。

接受準則 2：處置高放射性廢棄物外的擬定活動之程序是可接受的。

- (1) 持續監督可能影響與安全重要相關的結構、系統與組件，以及與廢棄物隔離相關的工程與天然障壁之擬定活動的程序是充足的。

2.5.9.4 審查發現

如果執照申請文件提供足夠資訊且適當地滿足 2.5.9.3 節的接受準則，工作小組的結論為此部分的評估為可接受。審查者撰寫適合納入安全評估報告的內容，該報告包括一份審查內容的簡要說明，以及審查者接受提交的原因。工作小組可以如下方式記錄審查。

美國核管會工作小組審查安全分析報告以及其他執照申請資料，合理的認為符合 10 CFR 63.21(c)(22)(vii) 的要求。對處置放射性廢棄物以外的地質處置場運轉區用途之計畫充分描述，其計畫於執照申請的內容滿足要求。這些計畫包括分析這些活動對於與安全重要相關的結構、系統與組件，以及與廢棄物隔離相關的工程和天然障壁的可能影響。

2.5.10 執照規格

審查職責—高放射性廢棄物部門、環境與功能評估部門

本章節審查美國能源部確定的變數、條件或其他項目，其可能成為執照規格的主題。審查者依據 10 CFR 63.21(c)(18) 的要求評估相關資訊。

對於執照規格可能主題的變數、條件或其他項目的審查，必須結合雅卡山審查計畫其他部分所進行的審查。所提出的變數、條件和其他項目之可接受性，是在決定處置場安全功能目標是否能達成來共同進行評估，因為這些規格定義或限制了處置場的營運和建造。審查者應特別注意影響地質處置場運轉區最終設計的項目。

2.5.10.1 審查範圍

幕僚人員將使用 2.5.10.2 和 2.5.10.3 的審查方法和接受準則，評估執照規格。

此列表並非全面而完整，所有執照規格的範圍是基於執照申請中所提供的資訊，而非預先排定的表列。

(1) 適用於以下幾個方面提出的執照規格：

- (a) 放射性廢棄物的物理及化學形式和放射性同位素含量；
- (b) 放射性廢棄物包件的形狀、尺寸、材料和施工方法；
- (c) 每單位貯存空間所允許的廢棄物數量；
- (d) 測試、校正、檢查、監視和監測的要求；
- (e) 坑道、滴水屏蔽、回填、通風系統及其他結構、系統與組件的特性；
- (f) 限制進入和避免干擾的管制；
- (g) 行政管制。

(2) 每個提出的變數、條件或其他項目之技術基礎，著重於可能對最終設計有重大影響的項目。

2.5.10.2 審查方法

審查方法 1：執照規格的識別和技術基礎

確認提出的執照規格及其技術基礎已被確認且合理。

審查方法 2：符合執照規格的計畫

確認美國能源部是否提供滿足執照規格的計畫，這些計畫與處置場設計是一致的，這些計畫是根據雅卡山審查計畫第 2.1 節和第 2.2 節的審查結果。

2.5.10.3 接受準則

以下接受準則符合 10 CFR 63.21(c)(18)和 63.43 的要求。

接受準則 1：變數、條件或其他項目規定的執照規格項目，並提供了可接受的技術基準。

接受準則 2：符合執照規格及其技術基礎的計畫已充分界定。

2.5.10.4 審查發現

如果執照申請文件提供足夠資訊且適當地滿足 2.5.10.3 節的接受準則，工作小組的結論為此部分的評估為可接受。審查者撰寫適合納入安全評估報告的內容，該報告包括一份審查內容的簡要說明，以及審查者接受提交的原因。工作小組可以如下方式記錄審查。

美國核管會工作小組審查安全分析報告以及其他執照申請資料，合理的認為

符合 10 CFR 63.21(c)(18)和 63.43 的要求。確定執照申請內容的要求，因為這些變數、條件或其他項目之可能的執照規格主題被證明是合理的。制定了符合執照規格的計畫，且特別注意對地質處置場運轉區的最終設計可能有重大影響的項目。

2.6 參考文獻

- U.S. Department of Energy. 「Topical Report YMP/TR-002-NP: Methodology to Assess Fault Displacement and Vibratory Ground Motion Hazards at Yucca Mountain.」 Revision 1. Washington, DC: U.S. Department of Energy. 1997.
- U.S. Nuclear Regulatory Commission. 「Standard Format and Content for Documentation of Remedial Action Selection at Title I Uranium Mill Tailings Sites.」 Washington, DC: U.S. Nuclear Regulatory Commission. 1989.
- NUREG-0800, 「Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants.」 LWR Edition. Washington, DC: U.S. Nuclear Regulatory Commission. 1987.
- Schumm, S.A. and R.J. Chorley. NUREG/CR-3276, 「Geomorphic Controls on the Management of Nuclear Waste.」 Washington, DC: U.S. Nuclear Regulatory Commission. 1983.
- U.S. Nuclear Regulatory Commission. Regulatory Guide 8.8, 「Information Relevant to Ensuring that Occupational Radiation Exposures at Nuclear Power Stations Will Be As Low As Is Reasonably Achievable.」 Revision 3. Washington, DC: U.S. Nuclear Regulatory Commission, Office of Standards Development. 1978.
- Regulatory Guide 8.10, 「Operating Philosophy for Maintaining Occupational Radiation Exposures As Low As Is Reasonably Achievable.」 Revision 1. Washington, DC: U.S. Nuclear Regulatory Commission, Office of Standards Development. 1977.
- Nuclear Energy Agency. 「An International Database of Features, Events, and Processes [Draft].」 Nuclear Energy Agency Working Group on the 「Development of a Database of Features, Events, and Processes Relevant to the Assessment of Post-Closure Safety of Radioactive Waste Repositories, Safety

Assessment of Radioactive Waste Repositories Series.」 United Kingdom: Safety Assessment Management Limited. June 24, 1997.

- Kotra, et al. NUREG-1563, 「Branch Technical Position on the Use of Expert Elicitation in the High-Level Radioactive Waste Program.」 Washington, DC: U.S. Nuclear Regulatory Commission. 1996.
- U.S. Department of Energy. 「Disposal Criticality Analysis Methodology Topical Report.」 YMP/TR-004Q. Revision 0. Las Vegas, Nevada: U.S. Department of Energy, Office of Civilian Radioactive Waste Management. November 1998.
- U.S. Nuclear Regulatory Commission. 「Draft Safety Evaluation Report on Disposal Criticality Analysis Methodology Topical Report.」 Revision 0. Washington, DC: U.S. Nuclear Regulatory Commission. 2000.
- Altman, W.D., J.P. Donnelly, and J.E. Kennedy. NUREG-1297, 「Generic Technical Position on Peer-Review for High-Level Nuclear Waste Repositories.」 Washington, DC: U.S. Nuclear Regulatory Commission. 1988a.
- NUREG-1298, 「Generic Technical Position on Qualification of Existing Data for High-Level Nuclear Waste Repositories.」 Washington, DC: U.S. Nuclear Regulatory Commission. 1988b.
- U.S. Nuclear Regulatory Commission. 「Determination of Radionuclide Solubility in Ground Water for Assessment of High-Level Waste Isolation, Technical Position.」 Washington, DC: U.S. Nuclear Regulatory Commission. 1984.
- Leigh, C.D., et al. 「User's Guide for GENII-S: A Code for Statistical and Deterministic Simulation of Radiation Doses to Humans from Radionuclides in the Environment.」 SAND 91-0561. Albuquerque, New Mexico: Sandia National Laboratories. 1993.

行政院原子能委員會放射性物料管理局

106 年用過核子燃料處置長期安全評估

審驗技術之研究

子項計畫二：深地層處置設施等效耦合模型之

驗證技術建立

期末報告

受委託單位：社團法人中國土木工程學會

子計畫主持人：張瑞宏

業務委託單位：行政院原子能委員會放射性物料管理局

計畫編號：105FCMA010

中華民國一〇六年十二月

106 年用過核子燃料處置長期安全評估

審驗技術之研究

子項計畫二：深地層處置設施等效耦合模型之 驗證技術建立

受委託單位：社團法人中國土木工程學會

研究主持人：黃偉慶

協同主持人：張瑞宏

研究期程：中華民國 106 年 2 月至 106 年 12 月

研究經費：新台幣陸拾柒萬玖仟伍佰壹拾貳元整

行政院原子能委員會放射性物料管理局 委託研究

中華民國 106 年 12 月

(本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見)

摘要

深層地質處置場近場之配置十分複雜，在多孔設施系統中，各處置孔之幾何與材料性質並不會完全相同；一般而言，由於材料異質特性、處置程序、工程擾動、或是區域裂縫等因素，都可能造成各處置孔間的局部差異。在此情況下，需要採用「處置設施多孔幾何配置」的概念建構分析模型，進行多孔處置場之整體模擬，方能描述實際之差異行為；然而，對三維有限元素分析而言，此概念需消耗大量計算資源，因而侷限分析案例所能容納之處置孔數量。本研究因此擬就 T-H-M 耦合分析所需，建立相應之「等效 T-H-M 耦合數值分析模型」，在設計規範考量的準確需求下，適度降低分析模型之運算自由度，增加模型內之處置孔數量。此外，本研究將與瑞典 SKB 報告、日本 H-12 報告、或相似評估案例之熱傳導多孔配置結果進行比較驗證，以確認本研究模型之可靠性；同時，進一步就局部差異引發之 T-H-M 耦合效應進行初步的模擬演算。另一方面，彙整國際間高放處置計畫階段成果報告，針對其中 T-H-M 效應之國際相關資訊進行研析，提出深地層最終處置設施耦合分析審查重點或注意事項之建議。

在處置設施多孔幾何配置問題的分析上，本年度與 105 年度之研究內容相較，具有更加深入的探討內容，茲說明如下：

1. 105 年度多孔幾何配置分析中，並未考慮不同性質處置設施之情況。
2. 本年度提出等效耦合模型驗證技術之概念，可更為有效率的進行多孔幾何配置的驗證分析。
3. 本年度多孔幾何配置分析中，考慮不同性質之處置設施，更能代表多孔處置設施相異之情形。
4. 本年度與瑞典 SKB 報告對於熱傳導多孔配置結果進行比較分析，可確認本計畫平行驗證技術之執行效能。

目錄

摘要.....	i
目錄.....	iii
圖目錄.....	vii
表目錄.....	xi
第一章、緒論.....	1
1.1 前言.....	1
1.2 研究動機與目的.....	1
1.3 研究主題與方法.....	2
第二章、文獻回顧.....	3
2.1 用過核子燃料的最終處置.....	3
2.2 我國的最終處置評估相關研究.....	3
2.3 各國處置場概念現況.....	5
2.3.1 芬蘭.....	5
2.4 文獻研析.....	7
第三章、處置設施多孔幾何配置.....	17
3.1 前言.....	17

3.2 多重障壁系統.....	17
3.3 代表體積單元.....	19
3.4 分析工具.....	21
3.5 完全耦合熱—水—力學分析	22
第四章、等效熱傳導數值分析驗證技術	25
4.1 前言	25
4.2 軸對稱熱傳導數值驗證技術	25
4.2.1 模型尺寸與材料參數.....	25
4.2.2 初始條件與邊界條件.....	29
4.2.3 軸對稱熱傳導模型案例之驗證.....	30
4.3 等效熱傳導數值驗證技術	32
4.3.1 等效熱傳導分析模型與材料參數.....	32
4.3.2 等效模型熱傳導分析案例及結果驗證	33
第五章、瑞典 SKB 報告多孔幾合配置熱傳導案例之驗證分 析.....	37
5.1 前言	37

5.2 三維多處置孔模型建立與案例介紹	37
5.2.1 網格配置與幾何模型建立.....	37
5.2.2 熱傳導分析材料參數介紹.....	40
5.2.3 初始條件以及邊界條件.....	42
5.3 三維多處置孔模型熱傳導分析結果平行驗證	42
5.3.1 三維多處置孔模型熱傳導分析案例介紹	43
5.3.2 案例 1 熱傳導分析結果.....	43
5.3.3 案例 2 與 3 熱傳導分析結果.....	45
5.3.4 案例 4 熱傳導分析結果.....	51
5.4 小結.....	54
第六章、等效熱-水-力耦合數值分析驗證技術	55
6.1 前言	55
6.2 代表體積單元驗證模型建立	55
6.2.1 初始條件與邊界條件.....	58
6.2.2 完全耦合熱-水-力學分析結果.....	60
6.3 等效模型驗證技術.....	63

6.3.1 等效模型尺寸與材料參數.....	63
6.3.2 等效熱-水-力耦合分析模型之案例評估.....	66
6.4 多孔幾何配置之完全耦合熱-水-力學影響效應研析	68
第七章、審查重點或注意事項之建議.....	76
第八章、結論.....	78
參考文獻.....	80

圖目錄

圖 3-1 處置場配置圖(側視圖).....	16
圖 3-2 長向距離之熱傳對稱面示意圖.....	17
圖 3-3 短向距離之熱傳對稱面示意圖.....	17
圖 3-4 處置場配置幾何示意圖.....	17
圖 3-5 不同位置處置孔之邊界示意圖.....	18
圖 3-6 完全耦合熱-力學分析流程圖.....	19
圖 4-1 全域模型天然障壁尺寸表示[21].....	21
圖 4-2 處置罐內不詳細分佈及凸緣之詳細尺寸與幾何形狀[21].....	21
圖 4-3 處置孔內部材料對應位置關係名稱圖[21].....	22
圖 4-4 左圖：熱衰函數 0 年至 5000 年隨時間變化圖 右圖：熱衰函數 0 年至 100 年隨時間變化圖[21].....	23
圖 4-5 最高溫位置(點 3)示意圖[21].....	24
圖 4-6 案例 1a、1b、1c 文獻與本文前 20 年熱傳導分析比較.....	25
圖 4-7 不同程度簡化之等效模型(紅色為軸對稱模型銅罐上半部):由左 至右分別為上述之一至三型等效模型.....	27
圖 4-8 第一型等效模型與文獻案例 1a-1c 熱傳導曲線圖.....	29
圖 4-9 第二型等效模型與文獻案例 1a-1c 熱傳導曲線圖.....	30
圖 4-10 第三型等效模型與文獻案例 1a-1c 熱傳導曲線圖.....	30
圖 5-1 案例 1 和 2 有限元素軟體模型示意圖.....	32
圖 5-2 案例 3 有限元素軟體模型示意圖.....	33
圖 5-3 案例 4 有限元素模型示意圖.....	33
圖 5-4 處置隧道與處置孔局部放大圖.....	33

圖 5-5 各材料相對應位置	36
圖 5-6 案例 1 與文獻[21]之溫度隨時間變化趨勢比較圖	38
圖 5-7 案例 1 熱傳導分析雲彩圖	39
圖 5-8 中心處置罐熱傳導分析雲彩圖	39
圖 5-9 案例 2 與文獻[21]之溫度隨時間變化趨勢比較圖	41
圖 5-10 案例 3 與文獻[21]之溫度隨時間變化趨勢比較圖(母岩熱傳導 係數 3.16(W/m-K))	42
圖 5-11 案例 3 與文獻[21]之溫度隨時間變化趨勢比較圖(母岩熱傳導 係數 3.48(W/m-K))	42
圖 5-12 案例 2 熱傳導分析雲彩圖	43
圖 5-13 案例 2 中心處置罐熱傳導分析雲彩圖	43
圖 5-14 案例 3 母岩熱傳導係數 3.16(W/m-K)處置隧道之熱傳導分析 雲彩圖	43
圖 5-15 案例 3 母岩熱傳導係數 3.48(W/m-K)處置隧道之熱傳導分析 雲彩圖	44
圖 5-16 案例 3 母岩熱傳導係數 3.16(W/m-K)中心處置罐熱傳導分析 雲彩圖	44
圖 5-17 案例 3 母岩熱傳導係數 3.48(W/m-K)中心處置罐熱傳導分析 雲彩圖	44
圖 5-18 案例 4 與文獻[21]之溫度隨時間變化趨勢比較圖(母岩熱傳導 係數 3.16(W/m-K))	46
圖 5-19 案例 4 與文獻[21]之溫度隨時間變化趨勢比較圖(母岩熱傳導 係數 3.48(W/m-K))	46
圖 5-20 案例 4 母岩熱傳導係數 3.16(W/m-K)處置隧道之熱傳導分析 雲彩圖	47

圖 5-21 案例 4 母岩熱傳導係數 3.48(W/m-K)處置隧道之熱傳導分析雲彩圖.....	47
圖 5-22 案例 4 母岩熱傳導係數 3.16(W/m-K)中心處置罐熱傳導分析雲彩圖.....	47
圖 5-23 案例 4 母岩熱傳導係數 3.48(W/m-K)中心處置罐熱傳導分析雲彩圖.....	48
圖 6-1 模型示意圖	49
圖 6-2 模型局部尺寸放大圖	50
圖 6-3 模型邊界熱對流係數示意圖	52
圖 6-5 力學邊界條件設置示意圖	53
圖 6-6 孔隙壓力模型邊界示意圖	53
圖 6-7 分析之位置	54
圖 6-8 溫度與時間歷時圖	55
圖 6-9 飽和度與時間歷時圖	55
圖 6-10 應力與距離分布圖(第 8 年).....	55
圖 6-11 局部網格圖	57
圖 6-12 溫度與時間歷時圖	58
圖 6-13 飽和度與時間歷時圖	58
圖 6-14 應力與距離分布圖(第 8 年).....	59
圖 6-16 點 2 應力與時間分布圖(第 8 年).....	60
圖 6-17 點 2 應力與時間分布圖(第 10000 年).....	60
圖 6-18 分析位置示意圖	61
圖 6-19 分析位置示意圖	61
圖 6-20 溫度與於時間歷時圖	62
圖 6-21 飽和度與時間歷時圖	63

圖 6-22 非均質廢料罐溫度之雲彩圖	63
圖 6-23 非均質廢料罐於參考線 1 之溫度分佈圖	64
圖 6-24 非均質廢料罐飽和度之雲彩圖	64
圖 6-25 非均質廢料罐於參考線 1 之飽和度分布圖	65
圖 6-26 非均質廢料罐 Mises 應力雲彩圖	65
圖 6-27 非均質廢料罐於參考線 2 之 Mises 應力分布圖	66

表目錄

表 2-1 芬蘭放射性廢棄物計畫與重要里程(已更新 2015 年資訊)[8]	7
表 2-2 緩衝材料再飽和階段材料參數[9]	8
表 2-3 三種孔隙比之緩衝材料飽和度對應熱傳導係數關係[9]	9
表 2-4 飽合狀態不同孔隙比與溫度之緩衝材料水力傳導係數 K [9]	9
表 2-5Abaqus 計算採用之保持曲線[9]	10
表 2-6 降伏函數[9]	10
表 2-7 混凝土構件之水力材料參數[9]	11
表 2-8 破碎岩石構件與母岩之水力材料參數[9]	11
表 2-9 銅罐、鑄鐵及母岩之熱傳導參數[9]	11
表 4-1 熱傳分析所需之各材料參數[21]	22
表 4-2 熱衰變公式 a_i 與時間關係圖[21]	23
表 4-3 各案例描述	24
表 4-4 案例 1a、1b、1c 文獻與本文比較	25
表 4-5 各型等效模型之幾何形狀及材料參數 (以母岩熱傳導係數 $\lambda = 2.5\text{W}/(\text{m} \cdot \text{K})$ 為例)	27
表 4-6 各案例描述	28
表 4-7 第三型等效模型所使用之材料參數	28
表 4-8 案例 1a-1c 三種型式等效模型使用之緩衝材料熱傳導係數	28
表 4-9 案例 1a-1c 三種型式等效模型與文獻熱傳導分析結果對照	29
表 5-1 案例 1 的熱傳導分析之材料參數	34
表 5-2 案例 2 的熱傳導分析之材料參數	35
表 5-3 案例 3 與案例 4 的熱傳導分析之材料參數	35

表 5-4 各處置罐對應最高溫與發生時間	37
表 5-5 本文與文獻[21]案例 1 熱傳導分析結果比較	38
表 5-6 本文與文獻[21]案例 2 熱傳導分析結果比較	40
表 5-7 本文與文獻[21]案例 3 熱傳導分析結果比較	41
表 5-8 本文與文獻[21]案例 4 熱傳導分析結果比較	45
表 6-1 模型分析之材料參數	50
表 6-2 緩衝材料飽和度與熱傳導係數對應關係	51
表 6-3 材料參數	57
表 6-4 達最高溫與飽和度的時間	59
表 6-5 第八年隧道一、隧道二之比較	62

第一章、緒論

1.1 前言

由於用過核子燃料所產生的衰變熱以及其核輻射污染對於生物圈具有相當大的威脅，因此對於用過核子燃料的最終處置方式，國際間一致認為「深層地層處置」是最好的處理方法，將用過核子燃料置入離地表 500 至 1000 公尺深地層的處置隧道，並利用緩衝材料、回填材料、外包件所構成的工程障壁系統以及周圍岩層所構成的天然障壁系統，隔絕用過核子燃料所產生的衰變熱以及其所造成的核污染，兩者合稱多重障壁系統。

深層地質處置場近場之配置十分複雜，在多孔設施系統中，由於各處置孔間的局部差異，需要採用「處置設施多孔幾何配置」的概念建構分析模型，需消耗大量計算資源，因而侷限分析案例所能容納之處置孔數量。本研究因此擬就 T-H-M 耦合分析所需，建立相應之「等效 T-H-M 耦合數值分析模型」。此外，本研究將彙整國際間高放處置計畫階段成果報告，針對其中 T-H-M 效應之國際相關資訊進行研析，提出深地層最終處置設施耦合分析審查重點之建議。

1.2 研究動機與目的

根據用過核子燃料最終處置計畫書，處置場的設置包括潛在場址選擇、概念設計、施工、運轉、封閉、監管等各項工作。在施工前階段，處置場建造前，選定場址之周圍地質環境為平衡且安定的狀態，但受到施工過程的縱向開挖、橫向開挖、抽水、化學灌漿、管幕等施工的影響，使得原本地質環境的平衡狀態改變，場址周圍的母岩受到開挖擾動後，水力及力學性質產生改變，將造成處置場封閉開始運作後安全功能上的疑慮。

進行處置場近場安全評估，主要的研究工作項目為處置區之熱效應、處置場熱-水-力學效應等，此部分研究相當重要但行為與機制複雜，將先蒐集國外文獻進行研析，針對數值模擬審查時的注意要點，為國內審查制度提供建議。

深層地質處置場開始運作後，近場處置區域將受到高放射性廢棄物所釋出的大量衰變熱，影響著處置場與周圍母岩的溫度場；在地下開挖的施工階段會先大

量抽取地下水，使地下水位下降，方便後續的施工，但處置場運作後數十年，由於處置場周圍之母岩飽和度較低，因孔隙壓力差，處置場外部的地下水壓大，地下水將會由遠場逐漸回注至處置場之中，當地下水由母岩向內傳遞至緩衝材料時，整個處置場障壁系統從未飽和狀態直至完全飽和狀態，這個過程稱為再飽和階段，其中各材料之間的水-力學行為相互影響過程複雜，需要了解與探討，以確保障壁系統的安全功能。

深層地質處置場之多孔設施系統中，整個處置場中各個處置孔之幾何與材料性質並不會完全相同；一般而言，由於材料異質特性、處置程序、工程擾動、或是區域裂縫等因素，都可能造成各個處置孔之間的性質上的差異，因此對應這些複雜條件，處置場整體的分析須探討其間之影響，並力求描述實際的差異。

1.3 研究主題與方法

為了使處置場配置之模擬分析更接近真實情況，本研究考慮處置場多孔之情況。當假設高放射性廢棄物都具有相同的性質與熱衰函數、及處置場中各個處置孔都具有相同的材料性質時，可以利用「代表體積單元」的概念，從處置場內部分離出一個具有代表性的處置場來進行分析，以此模型之分析結果作為整個處置場的設計參考依據。但實際上在進行多處置孔分析時，各個處置孔間都存在著部分的局部差異，因此採用「處置設施多孔幾何配置」的概念建構分析模型。用模型進行處置場系統整體環境的分析，才能充分描述實際上複雜的處置孔情況，但其中模型網格數量繁多，大量的元素數目與節點，使分析上受到了限制，至使無法有效的進行分析。因此為了解決這個問題，將採用「等效模型」的概念，將原始複雜的模型簡化與修正，方可進行後續之分析。

第二章、文獻回顧

2.1 用過核子燃料的最終處置

在核子反應爐中經過一段時間反應後不再具有支持核分裂反應的高效能而被排除出核子反應爐的核子燃料，稱作「用過核子燃料」。用過核子燃料會釋放出高放射性輻射且會釋放出大量的衰變熱，如未予以妥善處理，將會對於生物圈造成不可抹滅的輻射災害，因此，要將放射性廢棄物放置在可以遠離生物圈以至於不影響到其生活環境，對於用過核子燃料的最終處置研究是非常重要的。

對於用過核子燃料的最終處置有許多的處置方式，在經過多年國際間的研究，認為「深層地質處置」是最為可行的一種處置方法，深層地層處置能夠有效地將放射性廢棄物與生物圈隔離並將用過核子燃料永久安置以確保環境永續發展。

「深層地質處置」概念來於瑞典 KBS-3 處置概念，是利用深部地層以及人工材料的阻隔性質所組成的「多重障壁」系統，概念是將用過核子燃料埋放於 300 至 1000 公尺深的天然岩層中，再透過人工材料的隔絕，使得用過核子燃料可以在經過長時間的衰變使得其對生物圈的輻射危害可以降低到可以忽略的地步。「多重障壁」是由天然障壁以及人工障壁系統所組成，天然障壁系統就是位於深地層的天然母岩，而人工障壁系統是由廢料罐、緩衝材料以及回填材料所組成。不可預期因素而導致外釋的核輻射以及輻射熱將受到多重障壁系統隔離與阻絕[1]。

2.2 我國的最終處置評估相關研究

處置場的安全性可以藉由事前評估、各國資料蒐集以及適合處置場環境的選定來提高最終處置場的安全性及穩定性，然而在所有國家對於核能的最終處置概念中，以瑞典的 KBS-3 概念較為成熟，並且該國的用過核子燃料特性與規模與我國較為相近，因此我國的深層地質處置設計概念是以 KBS-3 為參考對象，因此對於國際間選用之「深層地質處置」母岩的合適條件便成為關鍵所在。

為了善用國外發展經驗並考量我國地質環境相似的國家，將參考瑞典 SKB 發展的 SR-Site 計畫[2]、日本 H12 報告[3]以及芬蘭 ONKALO 處置設施的成果，以及我國台電報告[1]中提到地質環境、工程障壁系統設計與穩定性研究、安全評估之技術發展規劃如下：

(1)地質環境

- (a) 區域環境地質：處置母岩的選擇相當重要，因此需要進行潛在處置母岩特性資料的蒐集以及調查，以結晶岩具有長期穩定性為佳。此外，該地區需要蒐集區域範圍深井長期觀測的壓力變化，以進行地下水量的估算評估。
- (b) 深層地質特性：對於我國水文地質、水文地球化學、核種傳輸路徑、岩石特性等進行深層地質調查，進而建立地質概念模型(JNC,2000,p.III-7)，並參考瑞典(SKB)最新處置技術(Andersson et al.,2013,p1049)，建立我國各地深層地質參考資料，提供後續對於最終處置場的工程設計與安全評估分析技術發展之基礎；
- (c) 地質處置合適性研究:蒐集我國地質圈長期演化的相關資訊，以便了解地殼及岩體可能造成的影響，內容包括台灣的大地構造、抬升與沉陷作用、氣候與海平面變遷等影響處置環境長期穩定性的影響因子。

(2)工程障壁系統設計與穩定性研究

- (a) 處置設施概念研究：以日本 H12 報告及瑞典 SKB 之 SR-Site 相關技術經驗為重要參考資訊。內容包括整體處置概念及處置概念的影響因子、工程障壁系統及地下處置設施的設計需求等，以此建立國內參考處置概念。
- (b) 處置設施設計研究：彙整國外深層地質處置設施之設計資訊，探討工程障壁的穩定性，包括緩衝材料之再飽和特性、力學穩定特性、受震穩定性及氣體遷移等，並進行工程障壁 THMC 特性實驗/模擬之初期技術發展。
- (c) 工程技術：取得深層設施之建造、運轉、封閉等技術資訊，進行工法經濟效益與影響之探討，並發展處置設施之營運和管理技術。

(3) 安全評估：

目前國內用過核子燃料最終處置設計是以國際間經過多年研究而成熟的 KBS-3 為參考概念，依據我國用過核子燃料最終處置計畫書（2014 年修訂版）的規劃目標，第一階段「潛在處置母岩特性調查與評估階段」於 2017 年完成「用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」（簡稱 SNFD2017 報告），預計完成

此階段之以下目標。(1) 完成我國潛在處置母岩特性調查與評估；(2) 建立潛在處置母岩功能/安全評估技術，並建議下階段(2018年至2028年)候選場址的建議調查區域。

而原能會針對 SNFD2017 報告，要求要達成以下 3 階段目標：(1) 能否找到合適的花崗岩進行地質處置；(2) 地質處置工程技術能力是否完備；(3) 地質處置設施長期安全性之評估。

2.3 各國處置場概念現況

目前國際間對於用過核子燃料都已提出相關之管理政策，且以深地層處置作為主要處置目標，積極於地下實驗室進行試驗，以取得現地之地質參數及試驗結果。彙集國外處置場相關經驗中，即便以都是深地層處置為共同的目標，也會因每個國家不同的文化、政治、歷史、時空和背景的情況，而有各自的計劃過程。因此，掌握各國家對於用過核子燃料之最終處置發展現況、最新動態及消息，可以了解到更多國家的相關分析技術發展。

目前西班牙、比利時、韓國這三個國家處於用過核子燃料處置計畫方法討論階段；日本、中國、加拿大、瑞士、德國、英國更進一步處於處置場公開招募以及文獻蒐集調查階段[4]；法國為已進行精密調查處置場場址階段之國家；而目前發展較為成熟之國家為瑞典、芬蘭、美國已進行安全性審查階段，下一個小節將以芬蘭做為舉例。

2.3.1 芬蘭

芬蘭自 1970 年代後期國內首座核子反應爐開始運轉時，就已經開始為用過核子燃料的最終處置做準備，並於 1983 年首次完成最終處置的時程表，同時也確立用過核子燃料管理的目標與規劃。

在 1994 年通過修改其《核子能源法規 (Nuclear Energy Act)》後，芬蘭境內所產生的用過核子燃料及放射性廢棄物，均必須在芬蘭境內處理、貯存以及處置，生產者則必須負擔所需的費用。因此，芬蘭自 1996 年開始即停止將境內核電廠所生產的用過核子燃料運送至俄羅斯進行再處理，取而代之的是將其暫存在電廠

內的用過核子燃料池內。

自 1990 年起，芬蘭已有低放射性廢棄物的最終處置場在運作，位於兩處核電廠區內。至於用過核子燃料最終處置場址，自 1978 年開始進行處置場址的調查，經過場址初步調查、細部場址調查，到 1999 年~2001 年正式進入法定程序（Decision in Principle, DiP）提出以 Olkiluoto 為放射性廢棄物最終處置場址，並獲得地方及中央政府與議會同意。同時，興建 ONKALO-URL 做為展示及各項安全性實驗之用，將在地下 437 公尺的地方，建立技術研究設施，進行處置相關技術的試驗與探查工作，而最終用過核子燃料的處置地約為地下 500 公尺左右。

芬蘭政府於 2015 年 11 月 12 日核發全球首張深層地質處置場的建築執照，准許放射性廢棄物處理專責公司——Posiva 於芬蘭西南部的 Olkiluoto 島，建造用過核子燃料封裝廠(encapsulation plant)與用過核子燃料最終處置場。預計 2022 年開始營運，芬蘭放射性廢棄物計畫與重要里程如表 2-1 所示。

由文獻[7]中提到芬蘭在放射性廢棄物管理的成功經驗，有幾點如下：

1. 明確的權責與組織架構
2. 明確的決策原則
3. 處置計畫具有彈性的微調策略(“do and see” strategy)與全程規劃
4. 成功的技術研究發展計畫
5. 國際互動與合作
6. 溝通與承諾
7. 健全財務

其中第四點提到，Posiva 公司於 Olkiluoto 電廠之 ONKALO-URL 進行工程開挖及技術驗證，此舉也是做為與公眾溝通的方式之一；最終處置設施概念採用 KBS-3 多重障壁系統，且已長期實際為處置場相關分析進行技術驗證。

表 2-1 芬蘭放射性廢棄物計畫與重要里程碑(已更新 2015 年資訊)[8]

1983年展開高放射性廢棄物相關研究計畫。
1985年完成初步場址篩選。
1987年Olkiluoto核能電廠用過核子燃料貯存設施開始運轉。
1992年完成5處候選場址的初步調查(1987-1992)。
1995年成立POSIVA。
1996年Lovissa電廠停止將放射性廢棄物運送至蘇聯處理。
1999年完成4處場址的詳細調查(1993-1999)。
1999年選定Olkiluoto核能電廠附近之Eurajoki作為用過核子燃料處置場址。
1999年5月POSIVA正式向芬蘭政府提出在Okilouto建造高放性廢棄物深層地質處置場的申請。
2001年5月芬蘭國會以159票贊成對3票反對的壓倒性投票結果，授權政府開始在Okilouto進行深層地質最終處置場的建造。
2004年6月開始建造ONKALO-URL。
2012年12月提出最終處置場建照申請。
2015年11月12日核發深層地質處置場的建築執照，開始興建封裝廠及最終處置場設施。
預定於2020年申請處置場運轉執照。
預定於2050年封閉處置場。

2.4 文獻研析

1. “THM modelling of buffer, backfill and other system components”,TR-10-44[9]

這份報告是對 SR-site 系列研究中所採行材料數據的統合整理，並符合 SKB 的品質要求。報告中列出緩衝材料、回填材料及障壁系統內其他材料在 THM 耦合過程中性質改變的問題。報告中考慮 22 個模擬分析議題，各代表了處置場運作過程中不同方面的問題。報告中列出這些案例中所使用的材料性質數據。這些案例使用了 Code_Bright 跟 ABAQUS 兩個分析軟體。數據資料的重點為緩衝材料與回填材料中的膨潤土，及隧道塞孔與鑽孔中的密封材料。其中與膨潤土相關之材料行為皆使用 MX-80 膨潤土進行處理。

本文亦列出 MX-80 膨潤土所使用相關參數的資料來源，並確認數據的準確性。本文中列出大部分的資料都已更新過，特別是 Code_Bright 所使用的參數。所呈現的數據也經過一系列透明檢測，從測量，通過評估，到參數確定等等。測

量資料盡可能選擇近期的、可追溯的和獨立的。經過這個檢驗程序的數據資料，才可被認為是合格的。

在列出的數據資料中，亦簡要的討論概念不確定性、空間和時間變異性及相關性。更多討論是關於測量之精度、偏差和代表性，以及材料性質在膨脹壓力、水力傳導性、剪力強度、保水性能和熱傳導性所造成的不確定性等等。

使用的資料是經過詳細評估後的測量數據。為了加強確認各參數值的相關性，在參數值評估中考慮了較新的或獨立的測量結果，從最近的測量值重新評估過去使用的膨脹壓力、水力傳導性和剪力強度之間的關係。而保水性質與熱傳導性的獨立量測，證明了所使用的參數值和過去文獻表格中的參數一致。這些參數對水力傳導過程、均質性與溫度峰值的計算是非常重要，特別是對 Code_Bright 中使用的 BBM(Barcelona Basic Mode)力學參數。BBM(Barcelona Basic Mode)是目前最常使用做為分析非飽和土壤彈塑性材料行為之模型，本文獻量化了在不同乾密度下之 BBM 模型參數，包括參考應力(reference stress) P^c 以及土壤常數(soil constant) r 。

至於其他材料資料(銅罐、鑄鐵、母岩、擾動帶、碎石及混凝土)，報告中僅進行部分的定義與討論。報告中列出了採用這些其他材料參數值的主要文件，但由於這些材料在定義上具有不同程度的差異，因此並未進行廣泛的認證程序。應該注意的是，分析模型任務通常不是針對特定場址，而是通過敏感性分析來說明部分參數的可變性。

在 SR-site 模型分析中使用的數據將在報告結尾處彙編成表格(表 2-2、2-3、2-4、2-5、2-6、2-7、2-8、2-9)。

表 2-2 緩衝材料再飽和階段材料參數[9]

Parameter/variable	Value	Comment
Thermal conductivity, λ	$f(S_r, e)$	1)
Specific heat, c	$c = 800/(1+w)+4,200w/(1+w)$	
Hydraulic conductivity, K	$f(S_r, e, T)$	2)
Thermal vapour flow diffusivity, DT_v	$f(S_r, e, T)$	3)
Isothermal vapour flow diffusivity	$D_{pv} = 0$	
Water retention curve	$u = f(S_r)$	4)
Porous elasticity	$\kappa = 0.2$	
Moisture swelling data	$f(S_r)$	5)
Poisson ratio	$\nu = 0.4$	
Friction angle in p-q plane	$\beta = 16^\circ$	Drucker Prager Plasticity model
Cohesion in p-q plane	$d = 100 \text{ kPa}$	Drucker Prager Plasticity model
Dilation angle	$\psi = 2^\circ$	Drucker Prager Plasticity model
Yield function	$\varepsilon_{pl} = f(q)$	6)
Particle density	$2,780 \text{ kg/m}^3$	

表 2-3 三種孔隙比之緩衝材料飽和度對應熱傳導係數關係[9]

Sr	λ (W/m,K) (e=0.5)	λ (W/m,K) (e=0.78)	λ (W/m,K) (e= 1.0)
0	0.4	0.3	0.2
0.2	0.4	0.3	0.2
0.3	0.5	0.4	0.3
0.4	0.65	0.55	0.45
0.5	0.85	0.75	0.65
0.6	1.05	0.95	0.85
0.7	1.2	1.1	1.0
0.8	1.3	1.2	1.1
0.9	1.35	1.25	1.15
1.0	1.4	1.3	1.2

表 2-4 飽合狀態不同孔隙比與溫度之緩衝材料水力傳導係數 K [9]

Void ratio	$K \cdot 10^{13}$ (m/s) (T=20°C)	$K \cdot 10^{13}$ (m/s) (T=40°C)	$K \cdot 10^{13}$ (m/s) (T=60°C)	$K \cdot 10^{13}$ (m/s) (T=80°C)
0.4	0.035	0.05	0.07	0.1
0.6	0.2	0.31	0.44	0.55
0.8	0.65	1.0	1.45	1.8
1.0	1.75	2.75	3.85	4.9

表 2-5Abaqus 計算採用之保持曲線[9]

Suction (MPa)	Sr (-) e=0.56	Sr (-) e=0.636	Sr (-) e=0.78
295.1	0.163	0.143	0.117
149.7	0.458	0.403	0.328
71.2	0.755	0.665	0.542
65.4	0.770	0.680	0.555
54.5	0.800	0.700	0.570
47.5	0.820	0.720	0.590
37.0*	0.849	0.747	0.610
33.6	0.861	0.763	0.625
30.2	0.873	0.780	0.642
25.2	0.892	0.806	0.671
22.0	0.904	0.825	0.694
14.3	0.936	0.877	0.762
11.3	0.949	0.899	0.796
8.4	0.961	0.923	0.836
6.9	0.968	0.935	0.858
5.5	0.974	0.947	0.882
4.1	0.981	0.960	0.908
2.7	0.987	0.973	0.936
1.4	0.994	0.986	0.967
0.7	0.997	0.993	0.983
0	1	1	1

* = Initial value.

表 2-6 降伏函數[9]

q (kPa)	ϵ_{pl}
1	0
50	0.005
100	0.02
150	0.04
200	0.1

表 2-7 混凝土構件之水力材料參數[9]

Parameter		Tunnel plug	Bottom plate	Prefab beams
Porosity	n (-)	0.135	0.135	0.135
Intrinsic permeability	k (m ²)	5E-19	5E-19	1E-15
Relative permeability	k _r (-)		S _r ³	
Water retention curve	P ₀ (MPa)		9	
	λ (-)		0.3	
Elastic parameters	E (GPa)		35	
	ν (-)		0.27	
Aggregates	(-)	0.67	0.67	-

表 2-8 破碎岩石構件與母岩之水力材料參數[9]

Parameter		Crushed rock		Rock materials		EDZ
		Plug filter	Filling	Rock matrix	Fracture material	
Porosity	n (-)	0.35/0.39	0.18	0.003	0.003	0.003
Intrinsic permeability	k (m ²)	1E-15	1E-15	1E-18 – 1E-20	Specified	1E-15
Relative permeability	k _r (-)	1	1	νG: λ=0.6	νG: λ=0.6	νG: λ=0.6
Water retention curve	P ₀ (MPa)	3E-3	3E-3	1.74	1.74	1.74
	λ (-)	0.9	0.9	0.6	0.6	0.6
Elastic parameters	E (MPa)	60/20	-	-	-	-
	ν (-)	0.2				

表 2-9 銅罐、鑄鐵及母岩之熱傳導參數[9]

Parameter		Copper	Cast iron	Rock
Density	ρ (kg/m ³)	8,930	5,700–7,200	2,700
Specific heat	c (J/kgK)	390	500	800
Thermal conductivity	λ (W/mK)	390	30–50	3.5

2. “Independent Calculations for the SRCan Assessment”, SKI Report 2008:12 [10]
SKB 已經對 Forsmark 或 Laxemart 場址進行用過核子燃料深地層處置場的 SR-Can 系列評估，這份報告是正式交付管理之前的最終評估。[10-11]

這份報告進行獨立計算，以確認 SKI 對 SR-Can 的審查。計算類型有：

- (1) 對 SKB 之特定分析進行平行驗證。
- (2) 使用獨立的分析軟體平行驗證 SKB 的分析，以確認 SKB 已完成的結果之正確性，並檢核分析是否已正確記錄。
- (3) 平行驗證，檢核特殊情況案例的安全性。

平行驗證後得到的結果：

- (1) 平行驗證能夠為 SKB 提出的論點提供支持
- (2) SKB 提供的資料不足以讓第三方進行 SR-Can 分析的平行驗證

由於本報告是根據 SKI 對 SR-Can 評估審查的時間表進行撰寫，因此一些平行驗證結果尚未得到充分的記錄。

目前已得出以下部分結論：

- (1) SKB 一直在努力回應對以前績效評估的批評，SR-Can 是一項令人印象深刻的成果。
- (2) 在某些部分，資料不足或不一致，因此不可能完全重現 SKB 的分析，這是 SKB 在 SR-Site 評估中需要改進的重點。
- (3) 需要進一步審查 SKB 對處置場封閉後運作過程的描述，整體而言 SKB 僅有限的考慮系統達到新平衡之前的耦合過程。
- (4) 從熱傳導過程的分析結果得知，某些廢料罐達到接近 100°C 的最大標準溫度，由於處置場配置的方式存在不確定性，因此不可能完全重現由 SKB 提供的分析。
- (5) SKB 的處置場再飽和分析尚具不確定性，在 QPAC-EBS 分析中得到的再飽和時間大致上與 SKB 時間一致，但是在某些組合假設下，得到大於 200 年的時間結果，之後將進行進一步的平行驗證。

3. “Final Report on the Surface-based Investigation Phase(Phase I) at the Mizunami Underground Research Laboratory Project”, 2011 ,JAEA.[12]

日本 JAEA 文獻內容主要針對日本瑞浪地區地下處置研究中心進行事前調

查及量測，並進行後續作業實施規劃。

首先是對於地表與地質的調查與量測，並且將其分成多重步驟進行調查，其中針對地質構造、地下水流量特徵、核種阻隔及傳輸、地下處置隧道數量配置研究、局部應力狀態調查、地下隧道數量與配置、大地應力及空間變異性等等進行調查並說明其注意事項，以確認該地質是否適合置放廢料罐。

經過調查確認後，再針對地下設施進行設計及施工步驟之說明及其注意事項，設計及施工內容包括確認地下水壓力變化、地下水流場變化及分佈、地質力學特性、地球物理探測、水化學調查、流體測井、地球物理測井、流場變化、液壓試驗、探鑽調查、初始應力測量、質量控制以及地質和地下水分析等物裡探測相關說明。

除此之外，針對地下設施挖掘所造成的效應建立分析模型，預測影響範圍以及詳細說明相關事項，並且進行地下設施的設計與施工研究、施工時維持地下設施週遭母岩穩定之基礎配套措施、施工工程環境影響評估、地下坡道設計、抗震的穩定性、觀測施工噪音與震動與限制地下水的侵入等等安全措施的規劃以及評估說明。最後再針對深層地下工程技術的開發以及步驟進行一連串的說明，以便進行地下處置中心建立之實施。

4. “Thermo-Hydraulic Modelling of Buffer and Backfill”, POSIVA2012-48[13]

這份報告利用數值分析方法研究了工程屏障系統中的各項參數的時間演變，例如飽和度、孔隙壓力和溫度等。在本篇報告中進行了一組實驗測試來校準模型分析中使用的參數，分析的模型包含水力分析以及熱-水力分析，這兩項分析所需的各項參數及特徵，都已經收集完成。本報告使用有限元素軟體 CODE_BRIGHT 來進行建模，並採用輔助計算的程式來進行分析。

本報告的主要目標是提高對影響 Olkiluoto 處置場中緩衝材料的熱-水力過程和材料性質的瞭解，並確定分析中各項參數以準確預測此過程，分析的內容包括評估初始廢料罐溫度和間隙對緩衝材料的影響，以及裂縫和位於裂縫之間的岩石對緩衝材料和回填材料再飽和所造成的影響。在熱-水力分析中，最主要是檢查熱流對緩衝材料再飽和過程之影響。對於參數的不確定性、邊界條件的變化、模型幾何和熱-水力現象進行了敏感性分析評估。

對於所有模型分析的案例，本報告都仔細選擇材料參數、模型幾何和假設，

所有模型分析的參數必須與實驗室所測量的結果進行比較和評估。本報告的分析結果表現出地下水流過岩體和岩石裂縫的重要性，以便實現關於緩衝材料飽和度的可靠預測，因為岩石的水文條件不同，飽和時間可能在幾年到幾萬年之間。除了岩石的水力傳導率和裂縫透射率之外，飽和過程也受到緩衝材料和回填材料的材料性質影響，對於熱流和水氣輸送則影響較小。關於溫度變化，處置場內部部件的熱傳導率和緩衝材料中孔隙的行為是關鍵的變數。

5. 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－103 年度成果報告，台灣電力公司[14]

本報告為「用過核子燃料最終處置計畫」於 103 年度工作成果摘要報告。內容涵蓋「地質環境」、「處置技術的研究發展」、「用過核子燃料處置的功能評估」等技術發展成果。在地質環境方面，主要成果包括：(1)運用過去多年整合地質、地球物理、地下水等調查技術，應用於東部結晶岩體規模、地震、沉陷等特性調查之成果，有助於未來以本土特性調查資料評估地質圈對核種傳輸的影響。(2)進行東部結晶岩鑽井岩心的詳細礦物分析，並完成井下裂隙分析，獲致此區地下地質與導水構造的特性相關資料，顯示不僅井下裂隙特性皆順既有構造發育而具相當一致性，且均有地下水帶來的方解石充填物。持續進行離島結晶岩深井之水文地質長期監測；並根據現地特性調查與參數化資料，建構二維水文地質概念模式。(3)建置長期微震及 GPS 監測站，獲致此區結晶岩體及鄰近岩層之地震相對安靜帶分布及短期沉陷趨勢之量測紀錄。在處置設計與工程技術方面，主要成果包括：(1)針對國內用過核子燃料特性，根據瑞典 SKB 提出之 KBS-3 型工程障壁之概念，提出國內工程障壁系統設計需求要項，做為處置設計之功能試驗與工程技術發展之基礎。(2)探討與分析處置概念影響因子，包含重新用過核子燃料之熱與輻射特性與關鍵核種，並針對廢棄罐、緩衝材料與母岩等特性，分析對處置設施的重要影響因子。(3)分別進行處置設施、工程障壁、廢棄物罐等熱-水-力-化耦合特性分析，以發展國內本土化之分析能力。

第三章、處置設施多孔幾何配置

3.1 前言

多孔處置場之配置十分複雜，場內有許多相互平行的隧道，隧道之間距稱為長向距離，沿著隧道各廢料罐之距離則稱為短向距離。在多孔處置場系統中，各處置孔之幾何與材料性質並不會完全相同，甚至由於局部分佈的裂縫、擾動區域的存在、或是材料的變異等因素，都可能造成各處置孔間較大的差異；在此情況下，需要採用「處置設施多孔幾何配置」的概念建構分析模型，直接進行多孔處置場之整體模擬；亦即，在相應的處置參數條件下，直接建構多個廢棄物罐等之模型，以此進行運算。在此概念建構的模型中，可以考慮各處置孔的局部差異。

根據多孔處置場的設計概念，處置孔之間的距離越近，處置場可埋置的廢料罐也越多，然而由於其距離縮短，熱傳空間隨之減小，處置場內的溫度也會隨之升高，在長期高溫下，即可能對其功能造成不良的影響，由此可知處置孔間距尺寸為相關設計中極重要的考量因子。此外，在建立處置場之數值分析模型時，需要考慮的多重障壁系統包含廢料包件、緩衝材料、回填材料、母岩等，分析中使用的熱、水力、變形之材料特性包括熱傳導係數、密度、比熱、彈塑性力學參數等。由於放射性廢棄物最終處置目前在我國仍處於初步規劃階段，處置之場址亦尚未決定，除了上述緩衝材料之各項相關參數之外，其餘均配合我國放射性廢棄物處置場相關分析選用的材料，對於現階段未知參數的選擇，宜考慮一般性的狀況，以作為未來細部設計的參考依據。

3.2 多重障壁系統

多重障壁系統係阻絕廢料罐中的放射性物質與有害物質傳遞到生物圈。在多重障壁系統中，可分為工程障壁與天然障壁，其中工程障壁系統由廢料罐、緩衝材料、回填材料所組成；天然障壁則是自然環境之母岩。關於多重障壁之材料說明如下：

1. 廢料罐：可分為未處理與再處理

- (1) 未處理：即是將核廢料直接放入廢料罐，作後續的處置。

- (2) 再處理：以濕式冶金分離程序，將鈾與鈾元素，分別自溶液中萃取出，與無使用價值的分裂物分離，將分裂物以玻璃固化後密封於不鏽鋼桶中，再進行後續處置。

廢料罐為最先阻絕高階核廢料外洩之材料，以設計的基本要求，應具備條件有：(i)廢料罐本身沒有內部腐蝕問題，外部受到地下水與化學作用侵蝕，必須能阻止與核廢料的接觸；(ii)材料必需堅固且壽命長；(iii)對緩衝材料及母岩的化學性質影響甚少；(iv) 材質不能影響用過核子燃料的溶解與放射性核種在緩衝材料及岩體中的傳輸。故選擇廢料罐材料時，需考慮其耐蝕性、耐壓性、耐熱性、耐放射性及製作性[16]。

2. 緩衝材料：

緩衝材料主要是圍繞著廢料罐的外圍，可以長時間隔離放射性核種的材料。其特性：(i)可以快速傳導廢料罐的熱能進入周圍的母岩；(ii)必須有較低的水力傳導係數，避免地下水與廢料罐本體接觸；(iii)受應力作用時需產生彈性變形之材料且具有回脹特性，可自行修復裂縫與填充孔隙；(iv)對核種有吸附性可遲滯放射性核種遷移。

3. 回填材料：

係用來填充處置場孔隙，目的在於使處置場之環境恢復到開挖前的天然環境，維持自然的平衡。其特性：(i)滲透係數須小於等於周圍母岩，以阻止地下水流，且不可使地下水的品質變壞，長時間保持化學之穩定性；(ii)具有回脹壓力以維持處置系統之穩定性及安全性，必須與母岩緊密接觸避免產生空隙；(iii)具有高密度性及低壓縮性，將緩衝材料固定於處置孔內，避免緩衝材料之膨脹擠壓影響隧道之穩定性。

4. 處置場母岩：

母岩是防止核種遷移的天然障壁，母岩是否適合進行最終處置為處置場選址之首要條件。其特性(i)地下水流動緩慢；(ii)長期地質穩定；(iii)水文穩定。多重障壁系統中各障壁其相對重要性隨母岩之不同而有所不同。例如:母岩為沉積岩

時，天然地質障壁是最重要障壁，其次為回填與密封，再其次為廢料罐與外包裝桶；當母岩為結晶岩時，緩衝材料為最重要障壁，其次為廢料罐與外包裝桶，再其次為地質障壁[17]。以台灣區域環境考量，以結晶岩體之花崗岩為優先調查研究。

3.3 代表體積單元

在處置場模擬分析時，如圖 3-1，處置場內部有許多平行隧道，隧道與隧道的距離稱之長向距離；隧道內廢料罐與廢料罐的距離稱之短向距離由[18]得知，長向間距中央與短向間距中央，如圖 3-2、圖 3-3，皆存在熱傳導對稱面，且在對稱面上沒有熱量流動，因此溫度梯度視為零，對稱面所圍成之體積為「代表體積單元」，如圖 3-4。進行熱傳分析時，對稱面視為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，因此可推得代表體積之長向尺寸(L)、及短向尺寸(S)。

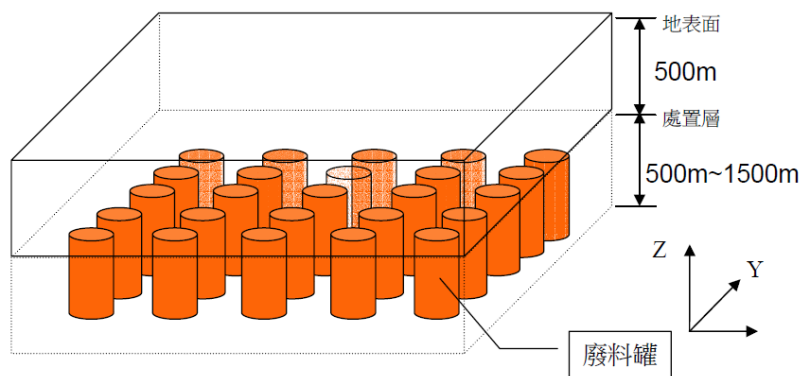


圖 3-1 處置場配置圖(側視圖)

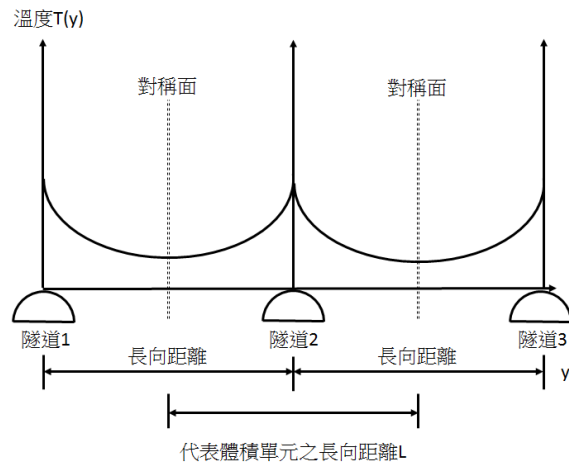


圖 3-2 長向距離之熱傳對稱面示意圖

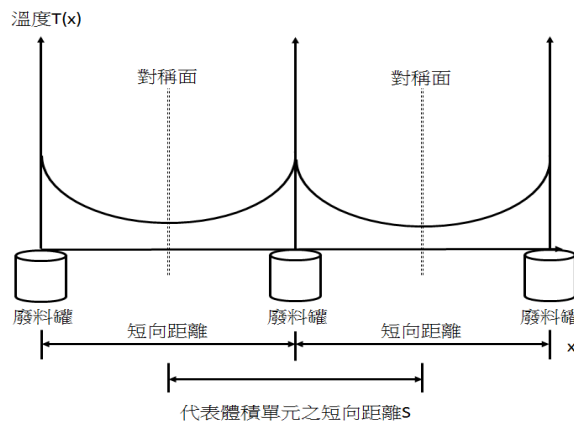


圖 3-3 短向距離之熱傳對稱面示意圖

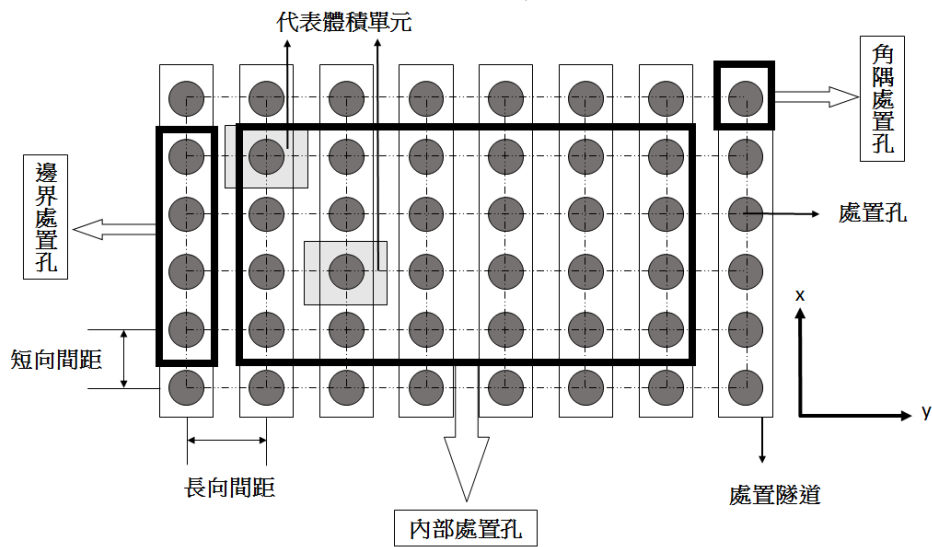


圖 3-4 處置場配置幾何示意圖

處置場中依廢料罐埋設位子不同，可分為內部處置孔、邊界處置孔、角隅處置孔三中類型如圖 3-4，不同類型之位置其邊界也不相同如圖 3-5。1 號處置孔位於短向邊界處，2 號處置孔位於角隅邊界處，3 號處置孔位於內部，4 號處置孔位於長向邊界處。因此藉由改變模型之邊界，即可模擬內部處置孔、邊界處置孔、角隅處置孔。

一般而言，處置孔所放置的廢料罐，其熱源強度皆相同，邊界處置孔與角隅處置孔，具有無限邊界，則其熱傳遞空間範圍較大，所以溫度較低；反之內部處置孔，因其為有限邊界，所以溫度較高[18]。本研究採用溫度較高的情形，即內部處置孔之邊界作為模型建構與分析討論。

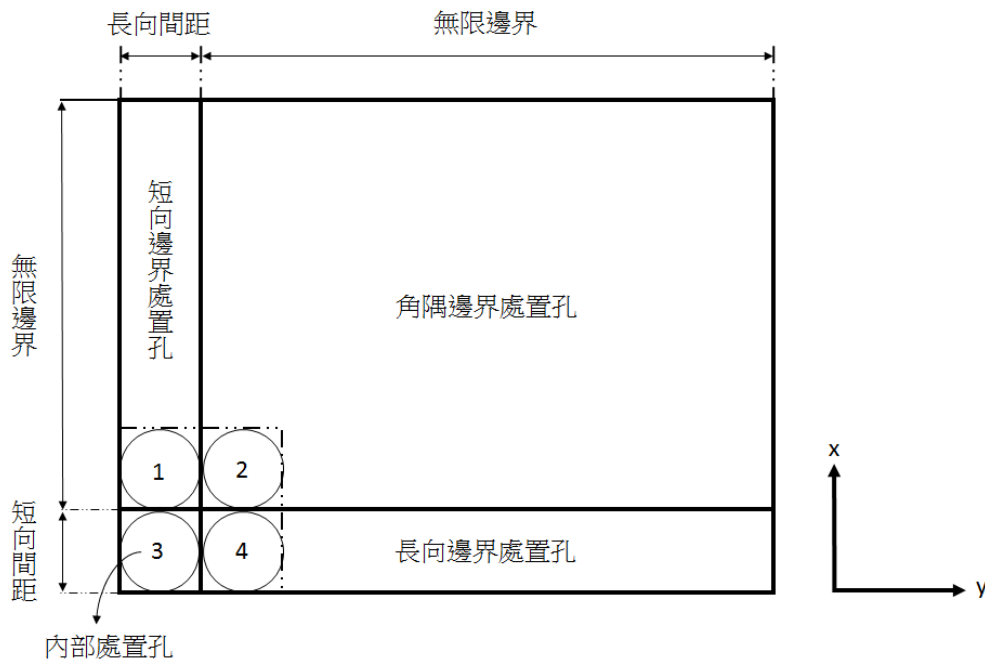


圖 3-5 不同位置處置孔之邊界示意圖

3.4 分析工具

本系列之研究係持續採用 ABAQUS 進行計算。本研究使用目前於工程上廣泛使用的有限元素分析軟體 ABAQUS/CAE 進行模擬，ABAQUS/CAE 是將分析模組整合成一個全 ABAQUS 的環境，將其分為兩個部分[26]：

1. 建立分析模型：建立網格，定義節點、元素編號及元素種類；定義各元素之材料組成模式，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，並進行後處理之分析討論。

3.5 完全耦合熱-水-力學分析

本耦合分析方法，係採用國內外相關研究長期以來最常使用之分析概念 [1][3][9]，內容茲說明如下。

於分析處置場問題時，假設處置場受廢料罐產生的高溫作用，使得水-力參數發生變化，而水-力參數之變化並不影響溫度的結果，此種分析方式稱為「依序耦合熱-水-力分析」。但由於實際上，熱傳參數與水-力學參數間的相互影響甚大，故分析時須藉由水力參數重複迭代之方式達成「完全耦合熱-水-力學之分析」(Fully coupled thermal-hydro-mechanical analysis)，如以下 4 點之步驟敘述[19]:

1. 首先以給定之初始條件設定各材料之水力參數，由其參數間的相互影響關係函數求得初始之熱傳參數值(包括熱傳導係數、比熱)，並以廢料體衰變熱作為熱源進行熱傳導分析。
2. 以熱傳導分析所得之溫度場作為熱載重，接續進行水-力分析，求得應力、孔隙壓力、孔隙比及飽和度等隨時間之分佈變化。
3. 以水-力分析結果之飽和度與孔隙比進行材料參數更新，進一步所得之飽和度與水含量即可求取熱傳分析所需之熱傳係數與比熱。
4. 重複步驟(1)-(3)，以迭代之方式進行依序耦合熱-水-力分析，直到前一次熱傳分析與該次迭代熱傳分析結果之溫度場達收斂為止。

在有限元素軟體 ABAQUS 中，熱傳分析與水-力學分析之間為非耦合，並無直接可進行其交互影響的分析功能，故須藉由重複以上分析步驟，以達到完全耦合熱-水-力學模型之效應。完整分析流程如圖 3-6 所示。

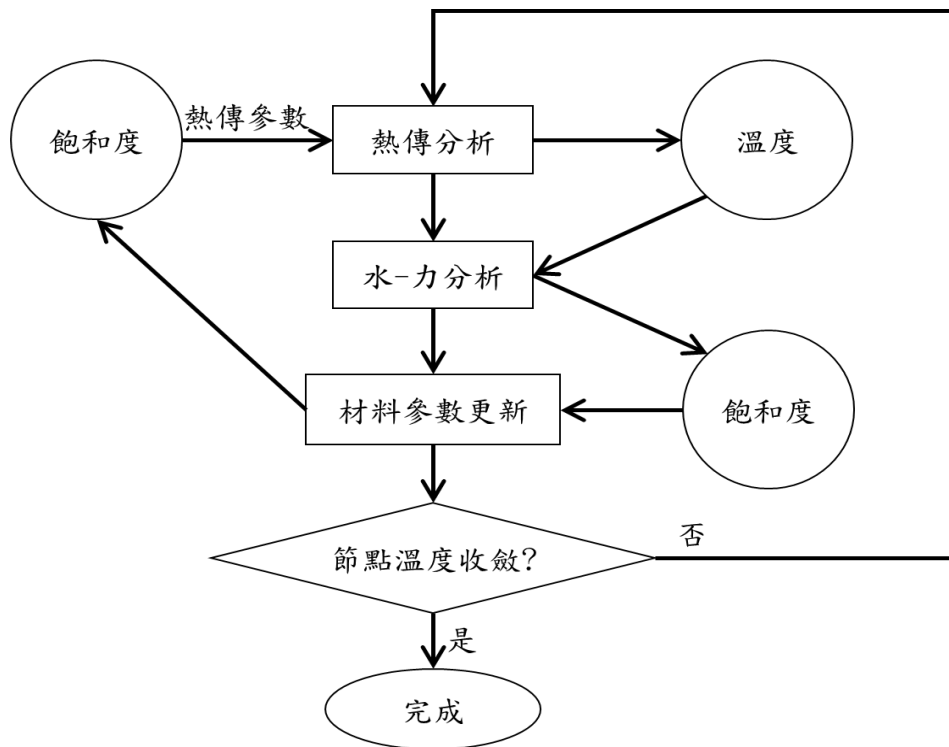


圖 3-6 完全耦合熱-力學分析流程圖

第四章、等效熱傳導數值分析驗證技術

4.1 前言

處置區之衰變熱產生溫度變化，介質內部之熱量傳遞係經由熱傳導及熱對流兩種方式進行，其中熱傳導藉著靜止物體內部粒子間的活化交互作用傳遞熱量，而熱對流則是直接經由粒子的運動傳遞熱能。在本文所考慮之處置場的多重障壁系統中，除了地下水的流動外，其餘各介質均可視為靜止；同時，根據相關研究結果顯示[20]，在處置場的障壁系統中，由地下水流引致的熱對流效應可以忽略，亦即，其熱量傳遞行為主要由熱傳導現象所控制。

4.2 軸對稱熱傳導數值驗證技術

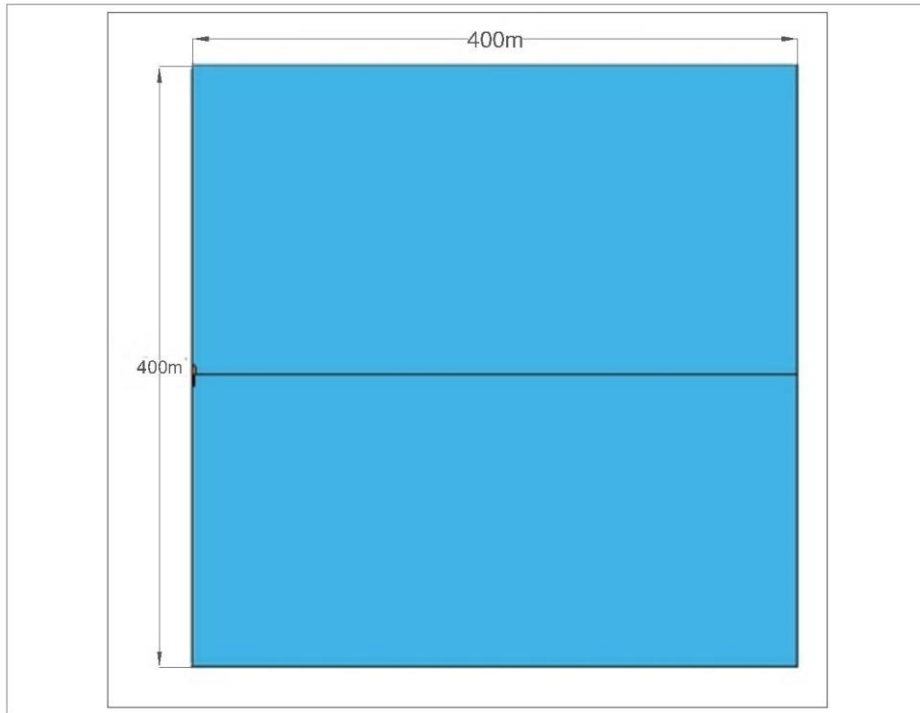
本章節將依據瑞典 SKB 報告[21-23]之案例模型原型作為基礎並對照，及做為 4.3 節中等效熱傳模型建立之基礎。文獻中以母岩之熱傳導係數 $\lambda = 2.0\text{W}/(\text{m} \cdot \text{K})$ 、 $\lambda = 2.5\text{W}/(\text{m} \cdot \text{K})$ 、 $\lambda = 3.0\text{W}/(\text{m} \cdot \text{K})$ 為最基礎之案例，並分別以 1a、1b、1c 代表不同熱傳導係數下案例之分析結果。並以 1a、1b、1c 案例為基礎分別分析緩衝材料參數、回填材料參數、間隙材料及尺寸參數等影響。

本章將針對處置場內相關材料參數的影響行為進行模擬並與文獻[21-23]各結果進行對照，做為等效熱傳模型及後續三維模型建立之基礎。

4.2.1 模型尺寸與材料參數

文獻中利用處置場及處置孔本身對稱性質，在全域的狀況下建立總高度 400 公尺、徑向距離 400 公尺之軸對稱模型來描述處置孔內之分佈情形如圖 4-1 所示，處置孔尺寸為高度 6.98 公尺、半徑 0.875 公尺，廢料罐尺寸為高度 4.575 公尺、半徑 0.525 公尺，熱源外圍以高度 4.83 公尺、厚度 50mm 含有較複雜凸緣之銅罐包覆，處置罐內部設置及凸緣詳細尺寸以圖 4-2 表示，處置孔與緩衝材料間包括高度 4.83 公尺。

軸對稱有限元素模型由 8738 個元素組成，元素形式為 DCAX8 設置，即由 8 個結點所構成之軸對稱熱傳導分析模型。



□

圖 4-1 全域模型天然障壁尺寸表示[21]

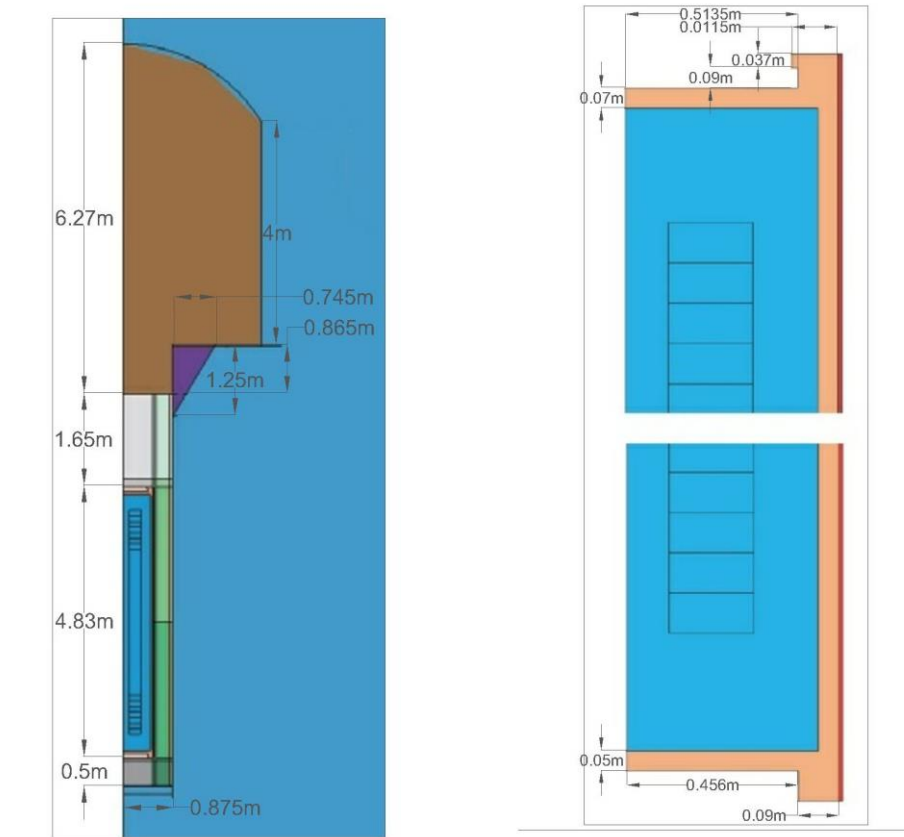


圖 4-2 處置罐內不詳細分佈及凸緣之詳細尺寸與幾何形狀[21]

熱傳分析由文獻中附錄 A 提供之材料參數包括熱傳導係數、密度、比熱[21]，而使用之多重障壁系統包含熱源&外包件(overpack)、銅罐(copper)、緩衝材料(buffer1、2)、回填材料(backfill)、母岩(rock)各詳細數值如表 4-1 中所示。本文使用包括(1)熱源、(2)銅罐、(3)處置罐及緩衝材料間之間隙、(4)熱傳導係數 1.1 之緩衝材料、(5)熱傳導係數 1.0 之緩衝材料、(6)處置孔及母岩間之含粒料間隙、(7)回填材料、(8)翼板、(9)母岩[21]，如圖 4-3。

表 4-1 熱傳分析所需之各材料參數[21]

材料種類

材料性質	熱源&外包件	銅罐	gap1	gap2	緩衝材料	回填材料	母岩
------	--------	----	------	------	------	------	----

熱傳導係數 (W/m-K)	25	390	0.04	1.0	1.1、1.0	0.7	2.5
比熱 (J/kg-K)	500	390	1000	800	800	780	770
密度(kg/m ³)	7200	8930	1.3	2780	2780	2500	2770

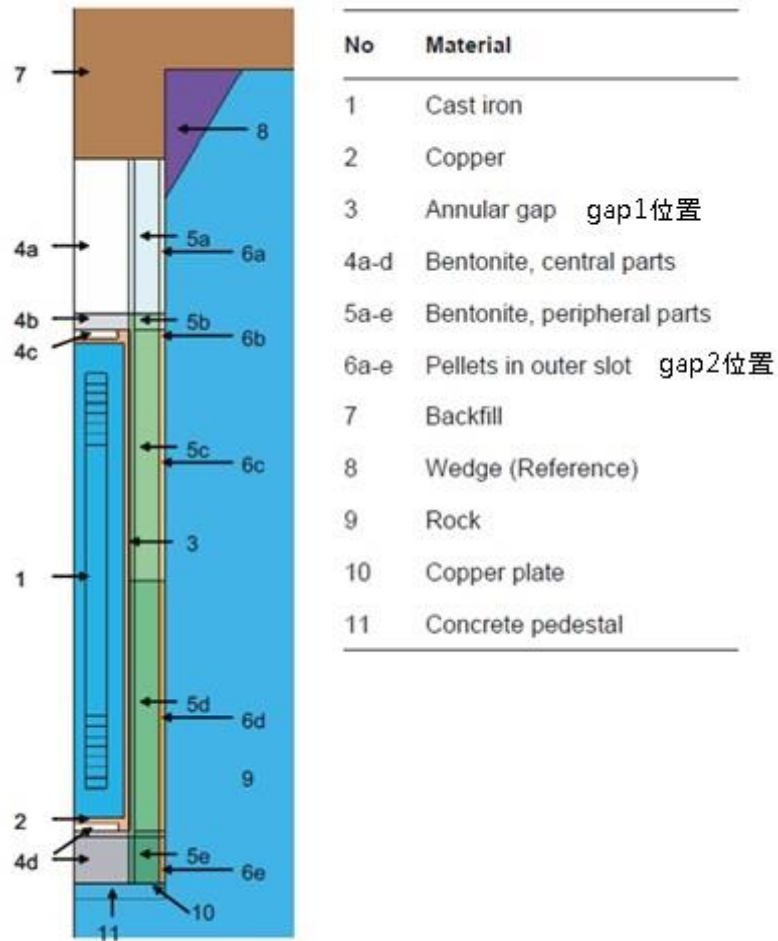


圖 4-3 處置孔內部材料對應位置關係名稱圖[21]

4.2.2 初始條件與邊界條件

本文軸對稱模型與文獻[21-23]相同；初始條件以 10°C 設置均勻分佈於整個模型；不再另外設置熱對流係數及其他相關條件。廢料罐能量由文獻得知為 1700W [21-23]；並分別在高度 4 公尺、半徑 0.105 之表面設置總能量之 $1/3$ 及高度 4 公尺、半徑 0.315 之表面設置總能量之 $2/3$ ，計算出之面積分別為 2.6389m^2 及 7.9168m^2 ，有限元素分析軟體中依單位體積熱源設置分別為 $214.736\text{W}/\text{m}^2$ 及 $143.155\text{W}/\text{m}^2$ 。熱衰函數則由文獻所提供之公式 4.1 及表 4-2 所求得之熱衰變函數輸入隨時間變化之數值，熱衰函數隨時間變化之曲線圖以圖 4-4 表示。

熱衰函數公式：

$$P(t) = \sum_{i=0}^7 a_i \exp(-t/t_i) \quad (4.1)$$

表 4-2 熱衰變公式 a_i 與時間關係圖[21]

i	t_i [years]	a_i [-]	i	t_i [years]	a_i [-]
1	20	0.060147	5	2,000	0.025407
2	50	0.705024	6	5,000	-0.009227
3	200	-0.054753	7	20,000	0.023877
4	500	0.249767			

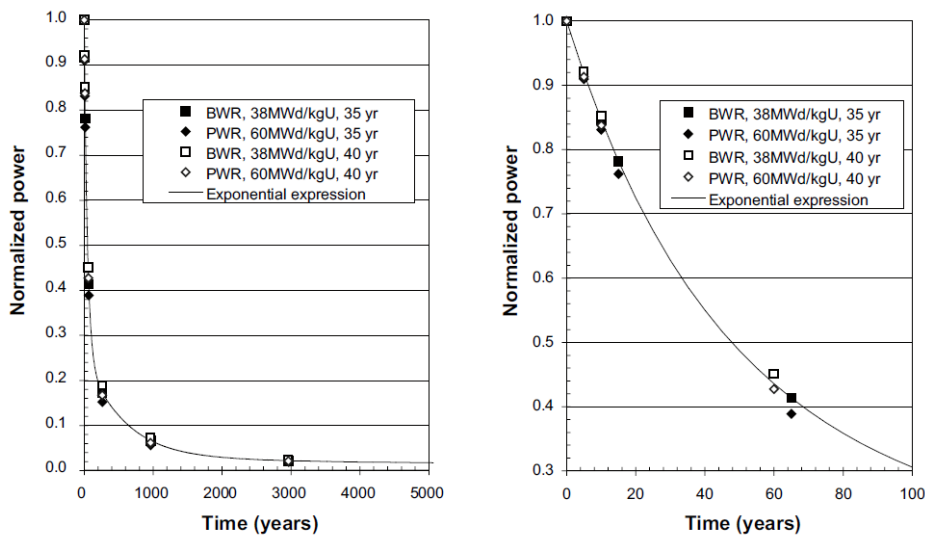


圖 4-4 左圖：熱衰函數 0 年至 5000 年隨時間變化圖

右圖：熱衰函數 0 年至 100 年隨時間變化圖[21]

4.2.3 軸對稱熱傳導模型案例之驗證

此節會將本文與文獻之熱傳分析結果進行結果對照。瑞典報告中最高溫發生位置如圖 4-5 表示，以軸對稱處置孔高度中心延伸線之緩衝材料及母岩交界處(點 1)、文獻中[21-23]求得點 1 與軸對稱處置孔之頂部中心銅罐與緩衝材料交界處之溫度間之差值(點 2)、兩點合即為處置孔中最高溫度(點 3)。本文與文獻對照之點位係以置孔之頂部中心銅罐與緩衝材料交界處，即最高溫發生之點位，(如圖 4-5 中點 3 之溫度值)。

此章節中將進行 3 個不同案例之最高溫結果對照，為 1a~3a：不同母岩傳導係數下之熱傳結果對照，案例描述於表 4-3 列出。

表 4-3 各案例描述

案例	案例描述
Case 1a	使用表 4-1 之材料參數建立之熱傳導分析模型
Case 1b	母岩熱傳導係數 $\lambda = 2.0 \text{ W}/(\text{m} \cdot \text{K})$
Case 1c	母岩熱傳導係數 $\lambda = 3.0 \text{ W}/(\text{m} \cdot \text{K})$

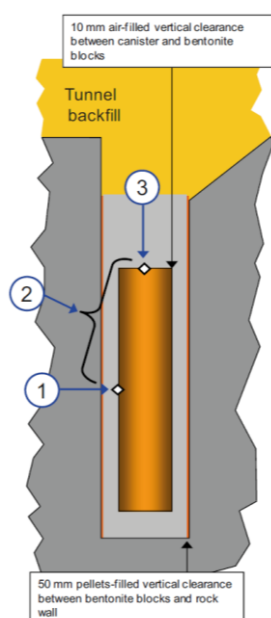


圖 4-5 最高溫位置(點 3)示意圖[21]

文獻中所列之溫度結果是由上述之解析近似求解最高溫方式，本文則藉由有限元素軟體 ABAQUS 以數值分析求解，依文獻所述案例 1a、1b、1c 天然障壁熱傳係數分別為 $\lambda=2.5、2.0、3.0 \text{ W}/(\text{m} \cdot \text{K})$ ，以案例 1a 分析結果為例：最高溫度發生年限為第 2 年，第 2 年銅罐與緩衝材料交界處最高溫為 78°C ，而本文之熱傳分析結果最高溫於第二年時發生最高溫則為 77.79°C ，差異百分比為 0.26%，3 種案例詳細文獻與本文結果比較以表 4-4 圖 4-6 表示。

表 4-4 案例 1a、1b、1c 文獻與本文比較

案例	最高溫發生時間(年)	最高溫度($^\circ\text{C}$)	差異百分比(%)
1a			
文獻	第 2 年	78.00°C	-
本文	第 2 年	77.79°C	0.26
1b			
文獻	第 2 年	84.20°C	-
本文	第 2 年	84.18°C	0.02
1c			
文獻	第 2 年	73.75°C	-
本文	第 2 年	74.04°C	0.4

註：產生最高溫之位置皆為緩衝材與銅罐之交界處。

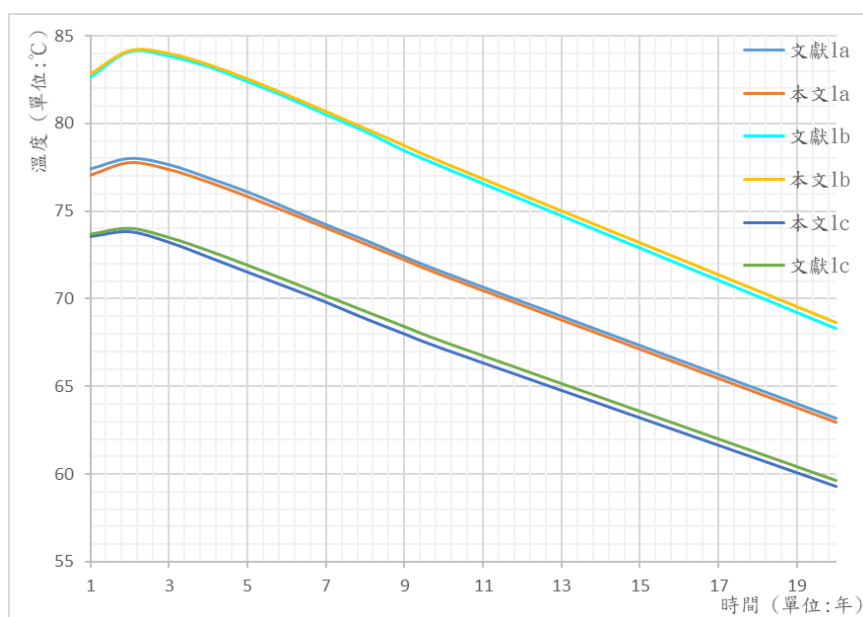


圖 4-6 案例 1a、1b、1c 文獻與本文前 20 年熱傳導分析比較

4.3 等效熱傳導數值驗證技術

現實狀況下，核廢料處置場中有大量處置隧道及大量處置孔，包括相鄰處置孔間距及處置隧道間距都會造成溫度的互相影響，此兩種間距則是一個處置場中能在確保安全的情況下放置多少廢料罐最重要的影響因素，因此分析多個處置孔及隧道之間的影响是使數值分析更接近實際狀況所需克服的課題之一。

本文認為等效模型之建立則是分析多處置孔模型所需先行完成之課題，原因在於分析各處置孔及隧道間互相之影響需要分析大量的處置罐及複雜之幾何形狀，因此藉由等效模型之建立可以有效的將複雜之網格簡化外而不造成分析上之誤差，藉由複合材料的基礎概念將幾何形狀及材料係數的配合得到近乎相同之數值結果。

4.3.1 等效熱傳導分析模型與材料參數

本文於第四章將建立多個軸對稱模型用以分析及對照瑞典 SKB 報告[21-23]，為了詳細模擬 SKB 報告描述之情況，銅罐除上下凸緣不對稱之外，上緣也以文獻提供之不規則形狀建立，而後續分析本文希望藉由將簡化處置場內部之廢料罐幾何結構，包括不規則形狀之銅罐等元素，藉由簡化後得到之同等效力之模型以便於後續章節數值模型熱傳導分析及相關參數分析使用，而後續將簡稱此種模型為等效模型。

本節中建立之等效模型分為三種不同程度之簡化如圖 4-7，第一型等效模型為將銅罐不規則凸緣處簡化為單純矩形凸緣之模型、第二型為不保留銅罐凸緣之模型、第三型為將銅罐及廢料罐完全簡化為一體之分析模型，本文等效模型所使用之緩衝材熱傳導係數是以造成相同溫度效應結果經試誤法求得之參數，不同程度簡化下等效熱傳分析模型所使用之幾何形狀及熱傳導係數於表 4-5 中列出。

表 4-5 各型等效模型之幾何形狀及材料參數
(以母岩熱傳導係數 $\lambda = 2.5\text{W}/(\text{m} \cdot \text{K})$ 為例)

等效模型	第一型	第二型	第三型
幾何形狀 (詳見圖 4-1 表示)	銅罐凸緣簡化	矩形銅罐簡化	無銅罐
材料參數 (熱傳導係數)	第一型	第二型	第三型
母岩	$\lambda = 2.5\text{W}/(\text{m} \cdot \text{K})$	$\lambda = 2.5\text{W}/(\text{m} \cdot \text{K})$	$\lambda = 2.5\text{W}/(\text{m} \cdot \text{K})$
間隙	$\lambda = 0.04\text{W}/(\text{m} \cdot \text{K})$	-	-
回填材料	$\lambda = 0.7\text{W}/(\text{m} \cdot \text{K})$	$\lambda = 0.7\text{W}/(\text{m} \cdot \text{K})$	$\lambda = 0.7\text{W}/(\text{m} \cdot \text{K})$
緩衝材料	$\lambda = 1.05\text{W}/(\text{m} \cdot \text{K})$	$\lambda = 0.55\text{W}/(\text{m} \cdot \text{K})$	$\lambda = 0.54\text{W}/(\text{m} \cdot \text{K})$
銅罐	$\lambda = 390\text{W}/(\text{m} \cdot \text{K})$	$\lambda = 390\text{W}/(\text{m} \cdot \text{K})$	-
廢料罐	$\lambda = 25\text{W}/(\text{m} \cdot \text{K})$	$\lambda = 25\text{W}/(\text{m} \cdot \text{K})$	$\lambda = 25\text{W}/(\text{m} \cdot \text{K})$

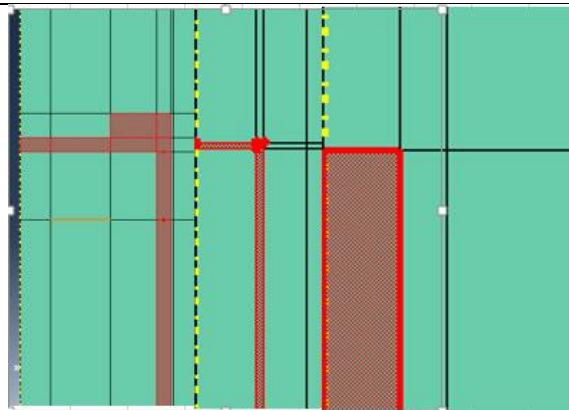


圖 4-7 不同程度簡化之等效模型(紅色為軸對稱模型銅罐上半部):由左至右分別為上述之一至三型等效模型

4.3.2 等效模型熱傳導分析案例及結果驗證

此節中將以等效模型第三型作為熱傳分析結果驗證主要使用之模型，並與文獻中描述之各個案例做熱傳導分析結果之驗證，而各案例內容之描述於下表 4-6 中詳細介紹，本文等效模型第三型所使用之基礎材料參數於表 4-7 列出。

本文所使用之等效模型驗證不同案例結果時以熱源外圍之緩衝材料熱傳導係數做為影響最高溫度之唯一變數，於表 4-8 列出各等效模型於案例 1a-1c 驗證

時所使用之緩衝材料熱傳導係數作為參考，案例 1a-1c 三種型式等效模型與文獻熱傳分析結果對照將於表 4-9 中列出，各分析結果曲線圖以圖 4-8 至 4-10 表示。

表 4-6 各案例描述

案例	案例描述
Case 1a	使用表 4-1 之材料參數建立之熱傳導分析模型
Case 1b	母岩熱傳導係數 $\lambda = 2.0 \text{ W}/(\text{m} \cdot \text{K})$
Case 1c	母岩熱傳導係數 $\lambda = 3.0 \text{ W}/(\text{m} \cdot \text{K})$

表 4-7 第三型等效模型所使用之材料參數
材料種類

材料性質	熱源	緩衝材料 (簡化後廢料罐)	回填材料	母岩
熱傳導係數 (W/m-K)	25	1.1、1.0	0.7	2.5
比熱 (J/kg-K)	500	800	780	770
密度 (kg/m ³)	7200	2780	2500	2770

表 4-8 案例 1a-1c 三種型式等效模型使用之緩衝材料熱傳導係數

案例	第一型	第二型	第三型
Case 1a	1.05 W/(m · K)	0.55 W/(m · K)	0.54 W/(m · K)
Case 1b	1.1 W/(m · K)	0.54 W/(m · K)	0.53 W/(m · K)
Case 1c	1.13 W/(m · K)	0.555 W/(m · K)	0.545 W/(m · K)

表 4-9 案例 1a-1c 三種型式等效模型與文獻熱傳導分析結果對照
 文獻案例 第一型 第二型 第三型
 (最高溫發生時間/最高溫度)

1a(2/78°C)	2/78.67°C	2/77.87°C	2/78.14°C
1b(2/84.2°C)	2/84.18°C	2/84.25°C	2/84.62°C
1c(2/73.75°C)	2/74.85°C	2/73.57°C	2/73.82°C

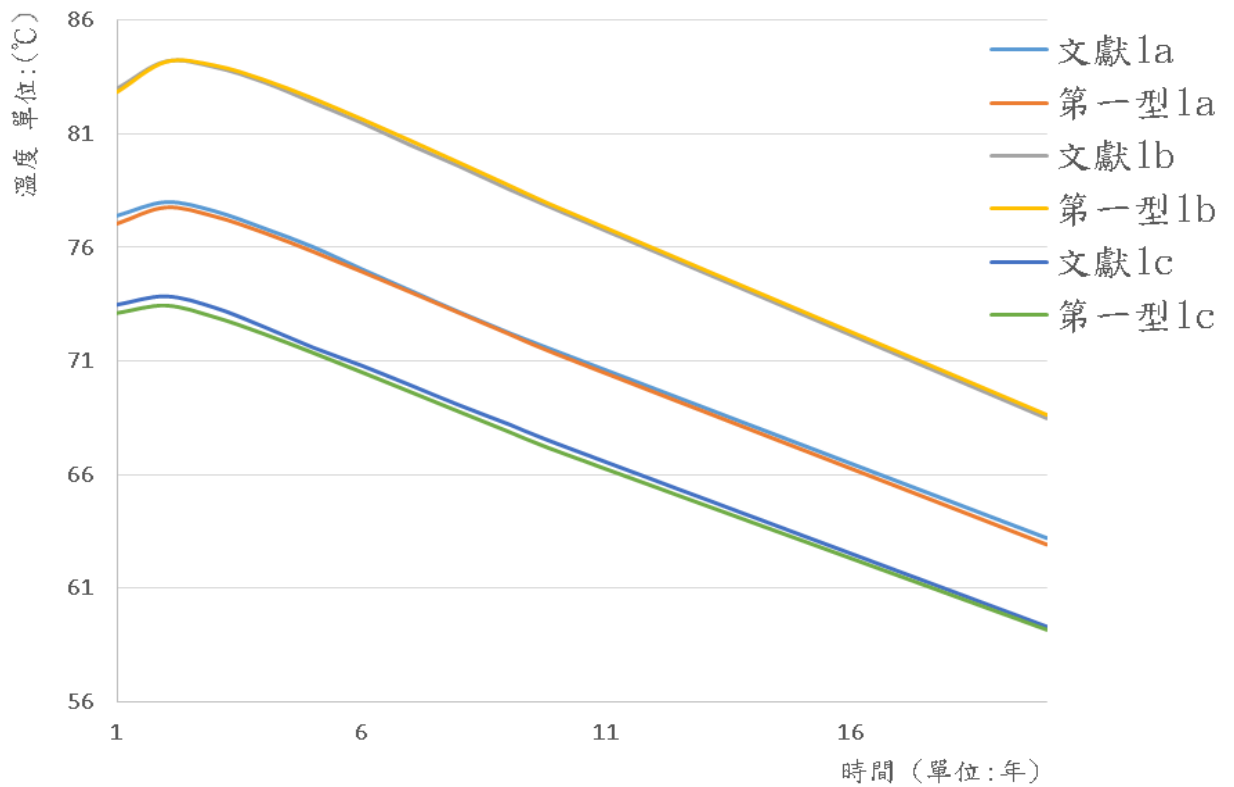


圖 4-8 第一型等效模型與文獻案例 1a-1c 熱傳導曲線圖

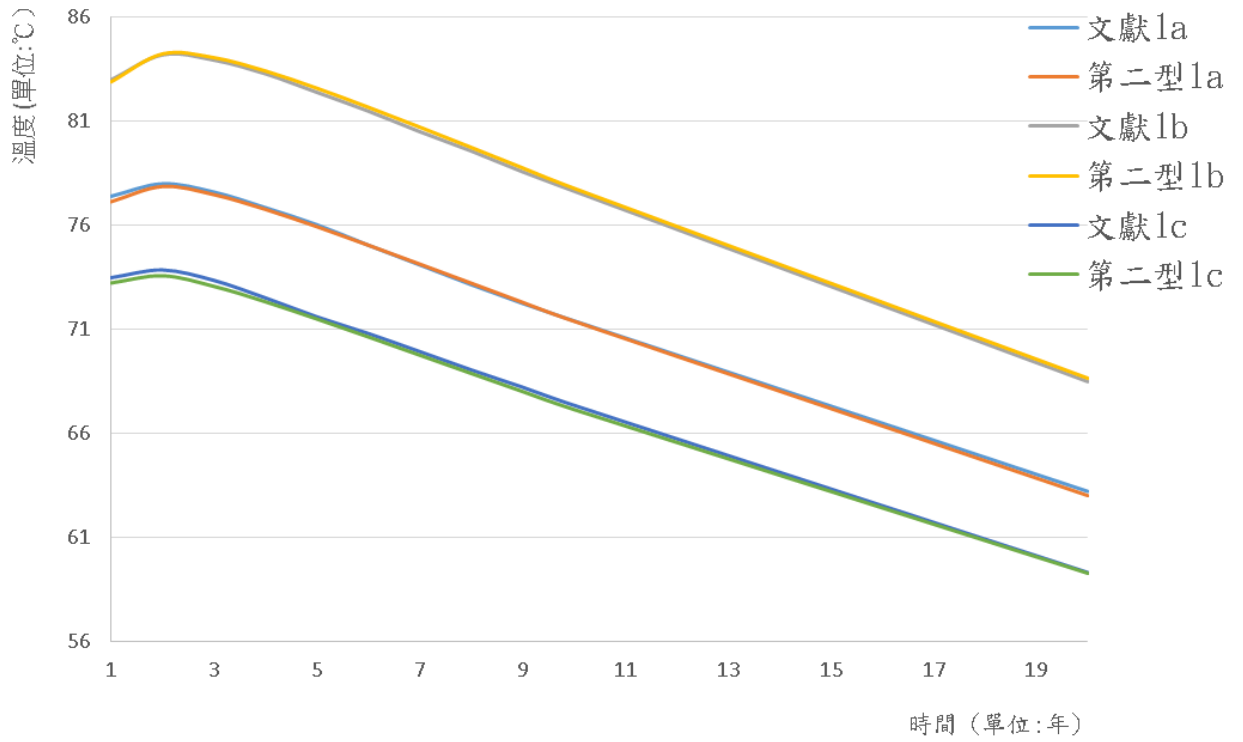


圖 4-9 第二型等效模型與文獻案例 1a-1c 熱傳導曲線圖

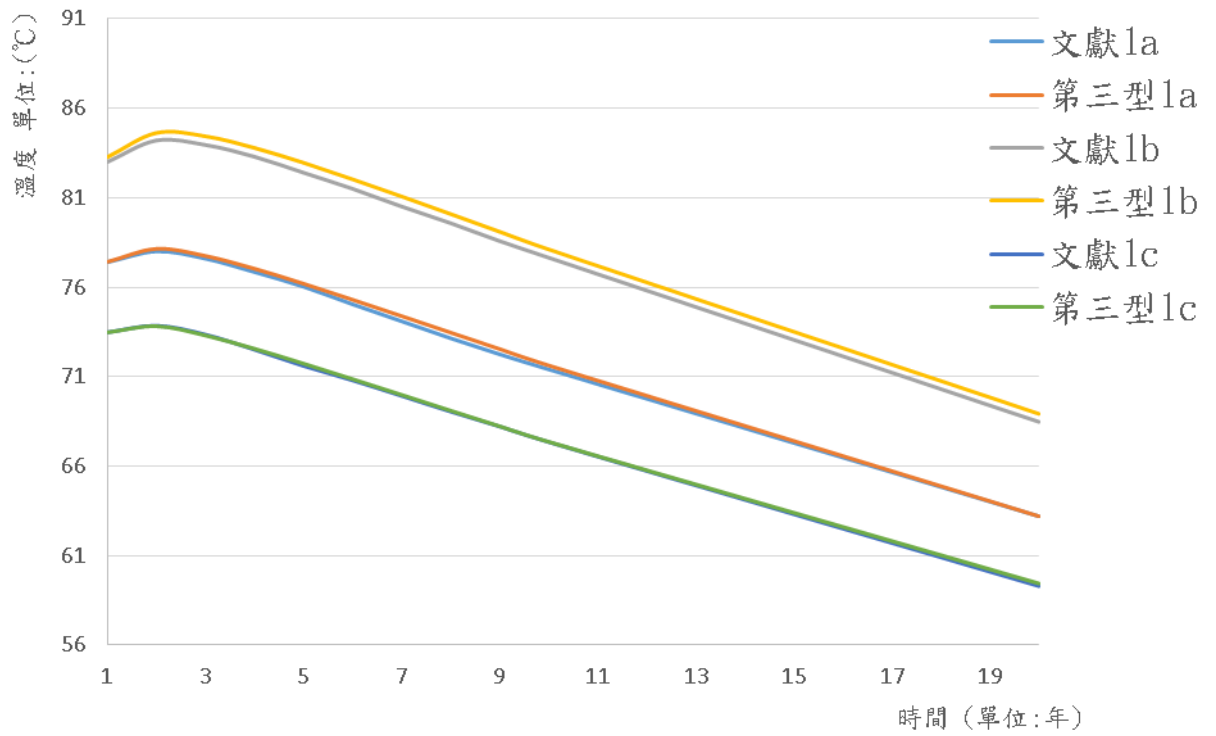


圖 4-10 第三型等效模型與文獻案例 1a-1c 熱傳導曲線圖

第五章、瑞典 SKB 報告多孔幾合配置熱傳導案例之驗證分析

5.1 前言

用過核子燃料最終處置場是一個位於深地層且佔地龐大的建物，內部由大量的處置隧道與處置孔所組成，由於母岩所佔的比例為所有材料中最多的，因此母岩的熱傳導性能對於處置孔內的最高溫影響極為重要。然而，在現實中母岩的材料性值為非均質且分布區域無規則可循，因此選擇放置處置罐的地點相當重要，放到較低熱傳導係數的母岩附近，容易低估處置孔內的最高溫；反之，放到較高熱傳導係數的母岩附近，容易高估處置孔內的最高溫。由於母岩的空間異質性相當複雜，因此本章進行熱傳導分析的母岩熱傳導係數皆為均值。

本章會使用第四章所述的緩衝材料與母岩熱傳導係數的關聯性進行分析之外，也會分析在同一處置場不同母岩的均質熱傳導係數的情況下所得到的處置孔內最高溫以及發生之年限，並且分析之結果會與瑞典 SKB 報告[21-23]的數據做平行驗證。

5.2 三維多處置孔模型建立與案例介紹

三維多處置孔模型之建立將延續第四章所描述的等效模型進行熱傳導分析，模型尺寸以及材料參數皆與相對應的等效模型相同，因此使用的材料參數只有母岩、回填材料、緩衝材料以及處置孔四種。在本節將會研究三種不同的案例進行分析，案例 1 和 2 是使用等效模型第三型的網格以及材料係數配置且只有單一處置隧道的單隧道模型；案例 3 以本報告第三章所敘述之等效模型概念進行分析，是採用有兩個間距為 40 公尺之相鄰處置隧道的雙隧道模型；案例 4 與案例 3 所使用的等效模型以及材料係數皆相同，差別在於案例 4 為縮小處置隧道縱向距離進行分析。

5.2.1 網格配置與幾何模型建立

建立的三維多處置孔模型為參考 SKB 報告[21-23]中所使用的幾何模型。案

例 1 和 2 的單隧道模型是以長 148 公尺、寬 40 公尺、高 120 公尺母岩所建立之矩形模型，模型包含一個處置隧道與九個處置孔，處置隧道填滿著回填材料且尺寸為長 52.6 公尺、寬 4.6 公尺、高 5.405 公尺，並且在每一個處置孔也有占有一個半徑 0.875 公尺、高 0.865 公尺的圓柱，每一個處置隧道包含九個處置孔放置處置罐，而處置孔為高 7.85 公尺、半徑 0.875 公尺之圓柱體，處置孔內包含高 6.985 公尺、半徑 0.875 公尺的緩衝材料以及高 4.675 公尺、半徑 0.535 公尺的圓柱體處置罐，處置隧道間距為 40 公尺且處置孔彼此的間距皆為 6 公尺，第一個處置孔距離處置隧道縱向邊界距離為 60 公尺，而第九個處置孔距離處置隧道相反縱向邊界距離為 40 公尺，處置孔底部距離模型底部為 60 公尺。

案例 3 的雙隧道模型為兩個單隧道案例模型所組成；案例 4 是以長 54 公尺、寬 80 公尺、高 120 公尺母岩所建立之矩形模型，第一個處置孔與第九個處置孔距離處置隧道縱向邊界皆為半個處置孔間距，其餘配置皆與案例二相同。圖 5-1 至 5-3 為案例 1 至案例 4 的有限元素模型示意圖，而更詳細的處置隧道與處置孔配置圖則在圖 5-4 呈現。模型的每個元素為 20 個節點所構成，使用的元素型式為 DC3D20。

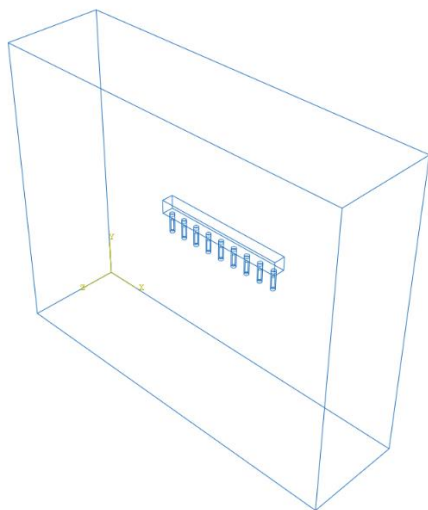


圖 5-1 案例 1 和 2 有限元素軟體模型示意圖

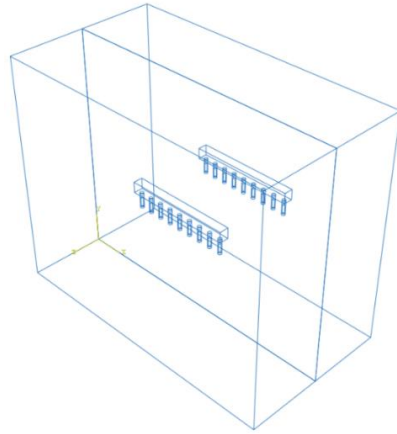


圖 5-2 案例 3 有限元素軟體模型示意圖

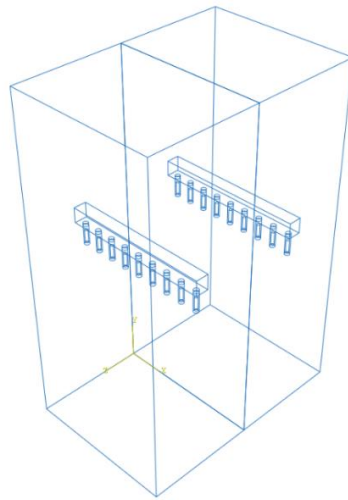


圖 5-3 案例 4 有限元素模型示意圖

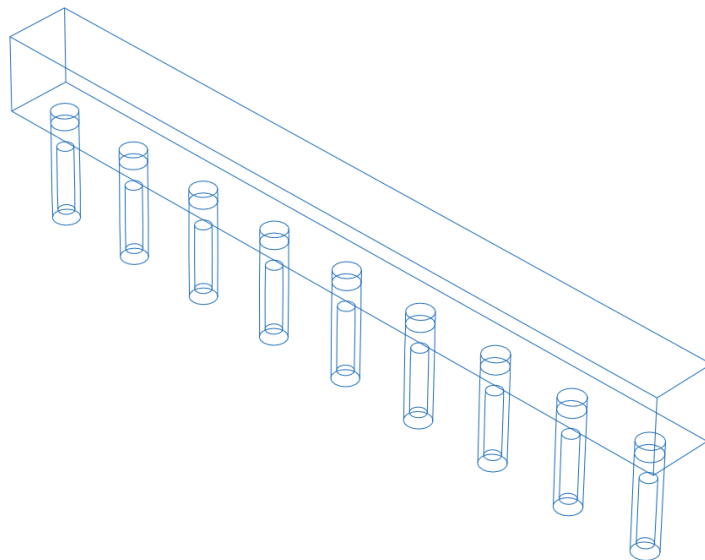


圖 5-4 處置隧道與處置孔局部放大圖

5.2.2 熱傳導分析材料參數介紹

在所有案例使用的材料參數除了文獻[21-23]所提供的母岩熱傳導係數以及熱容量之外，其餘材料參數都與第四章所提及等效模型的材料參數一樣，案例 3、4 的材料係數皆相同，但是與案例 1 的母岩熱傳導係數、緩衝材料熱傳導係數以及熱容量皆不相同。案例 2 為使用文獻[21-23]所給定的材料係數以及初始條件，但是使用單隧道模型進行熱傳導分析；案例 3 則是與案例 2 條件相同，但是是使用雙隧道模型進行熱傳導分析，案例 3 與案例 4 的兩個相鄰隧道周遭母岩熱傳導係數皆有 10% 的差異性。

詳細的案例 1 至案例 4 的材料參數見表 5-1、5-2、5-3(注:案例 3 及案例 4 所使用材料係數相同，已編列於表 5-3)，而各個材料參數在有限元素軟體模型相對應的位置關係圖見圖 5-5。

表 5-1 案例 1 的熱傳導分析之材料參數
材料種類

材料性質	熱源	緩衝材料	回填材料	母岩
熱傳導係數 (W/m-K)	25	0.578	0.7	2.8
比熱 (J/kg-K)	500	800	780	794.224
密度 (kg/m ³)	7200	2780	2500	2770

表 5-2 案例 2 的熱傳導分析之材料參數

材料種類

材料性質	熱源	緩衝材料	回填材料	母岩
熱傳導係數 (W/m-K)	25	0.578	0.7	3.16
比熱 (J/kg-K)	500	800	780	783.4
密度 (kg/m ³)	7200	2780	2500	2770

表 5-3 案例 3 與案例 4 的熱傳導分析之材料參數

材料種類

材料性質	熱源	緩衝材料	回填材料	母岩	
				隧道一	隧道二
熱傳導係數 (W/m-K)	25	0.5755	0.7	3.16	3.48
比熱 (J/kg-K)	500	800	780	783.4	783.4
密度 (kg/m ³)	7200	2780	2500	2770	2770

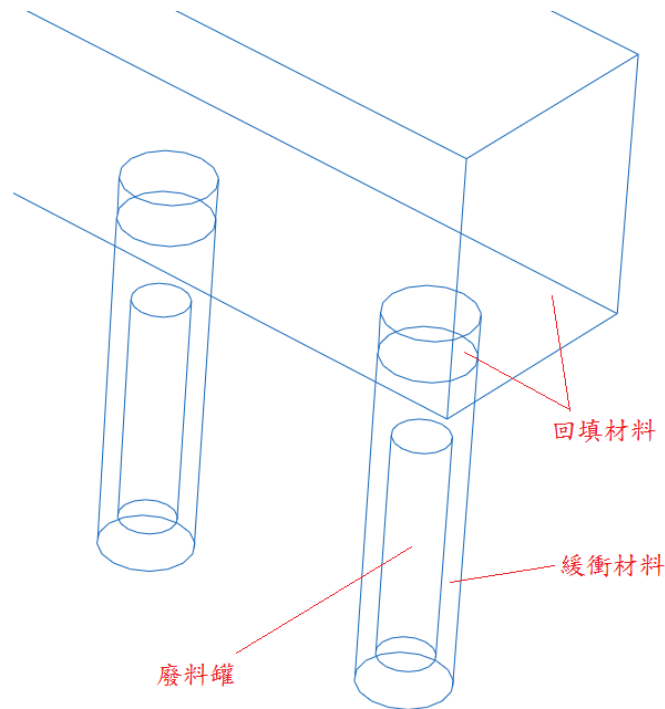


圖 5-5 各材料相對應位置

5.2.3 初始條件以及邊界條件

進行熱傳導分析的初始條件是依照文獻[21-23]所給定的，案例 1 的的初始溫度為 10.6°C ，其餘案例的初始溫度皆為 15°C ，且所有案例皆不再另外設置邊界熱對流係數以及其他相關條件。所有案例的處置罐能量則是使用文獻[21-23]所給的 1700W 並且獨立設置於各熱源中，熱衰函數由公式 3-16 以及表 3-2 所求得，將對應的能量代入該式中求得隨時間能量變化的熱衰變函數。

5.3 三維多處置孔模型熱傳導分析結果平行驗證

本節使用有限元素軟體所建立之三維多處置孔模型進行熱傳導分析，依據瑞典 SKB 文獻所給定的設計規範，將處置罐頂端中心點與緩衝材料交界處得到的峰值溫度為分析要點，並且與瑞典 SKB 文獻的結果做平行驗證[21-23]。

5.3.1 三維多處置孔模型熱傳導分析案例介紹

以下會介紹上述所建立之有限元素模型的三種案例進行熱傳導分析：

案例 1：均質母岩熱傳導係數 2.8(W/m-K)之單隧道熱傳導分析。

案例 2：均質母岩熱傳導係數 3.16(W/m-K)之單隧道熱傳導分析。

案例 3：均質母岩熱傳導係數 3.16 與 3.48(W/m-K)之雙隧道熱傳分析。

案例 4：均質母岩熱傳導係數 3.16 與 3.48(W/m-K)但幾何模型變更之雙隧道熱傳分析。

5.3.2 案例 1 熱傳導分析結果

案例 1 分析模型為單一隧道與九個處置孔所組成，處置罐間距為 6 公尺且隧道中心距離側邊邊界為 20 公尺。計算處置孔內的最高溫是選擇中心點的處置罐周圍的五個處置罐，也就是排除頭尾各兩個處置罐取中間五個處置罐頂端與緩衝材料交界處的溫度取平均並且與文獻進行平行驗證，主要原因在於頭尾各兩個處置孔的最高溫以及發生最高溫之年限與最中心處置罐相差過大（見表 5-4），並且考慮到處置罐中心週遭處置罐之影響而取平均。文獻所提及最高溫發生年限為 10 年以內，因此本文將取 10 年內溫度隨時間變化之數據與文獻對照。

案例 1 與文獻[21-23]熱傳導分析結果於表 5-5 進行對照，案例 1 與文獻[21-23]熱傳導分析結果曲線圖於圖 5-6 表示，圖 5-7 為熱傳導分析雲彩圖，圖 5-8 為中心處置罐熱傳導分析雲彩圖。

表 5-4 各處置罐對應最高溫與發生時間

處置罐	1	2	3	4	5	6	7	8	9
最高溫 (°C)	90.7	96.7	99.0	100	100	100	99.0	96.7	90.7
時間(年)	4.4	5.2	5.8	6.3	6.4	6.3	5.8	5.2	4.4

表 5-5 本文與文獻[21]案例 1 熱傳導分析結果比較

時間(年)	緩衝材料峰值溫度(°C)	
	文獻	本文
0.5	63.9	85.61
1	67.2	91.53
2	69.8	96.24
3	70.9	98.17
4	71.5	99.10
5	71.8	99.53
6	71.9	99.67
7	72.0	99.61
8	71.9	99.41
9	71.8	99.10
10	71.7	98.72

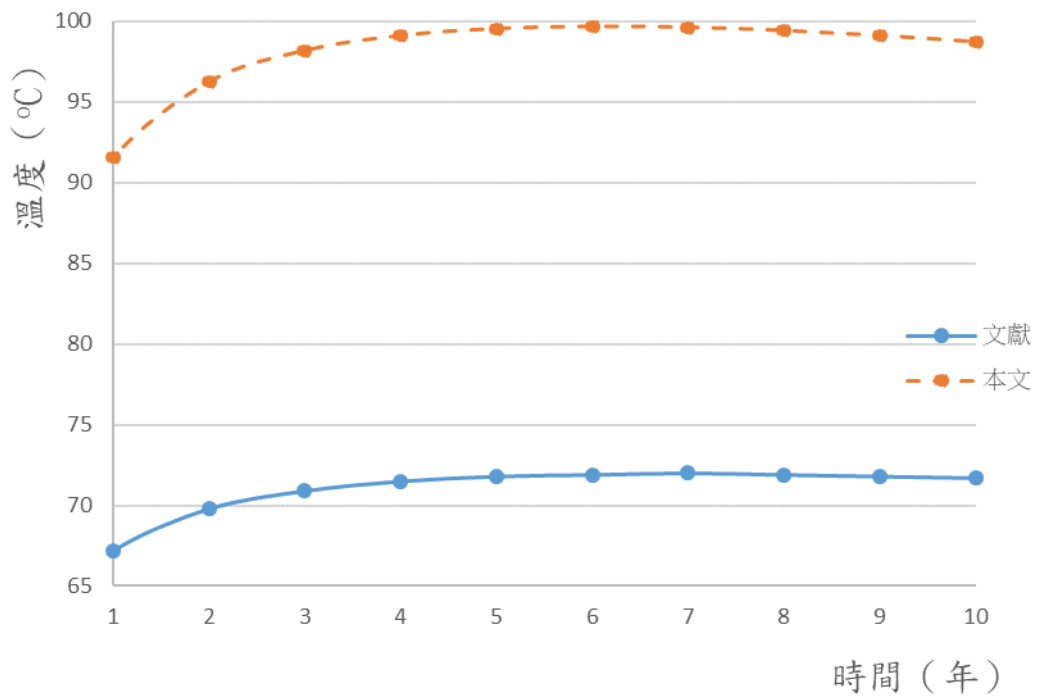


圖 5-6 案例 1 與文獻[21]之溫度隨時間變化趨勢比較圖

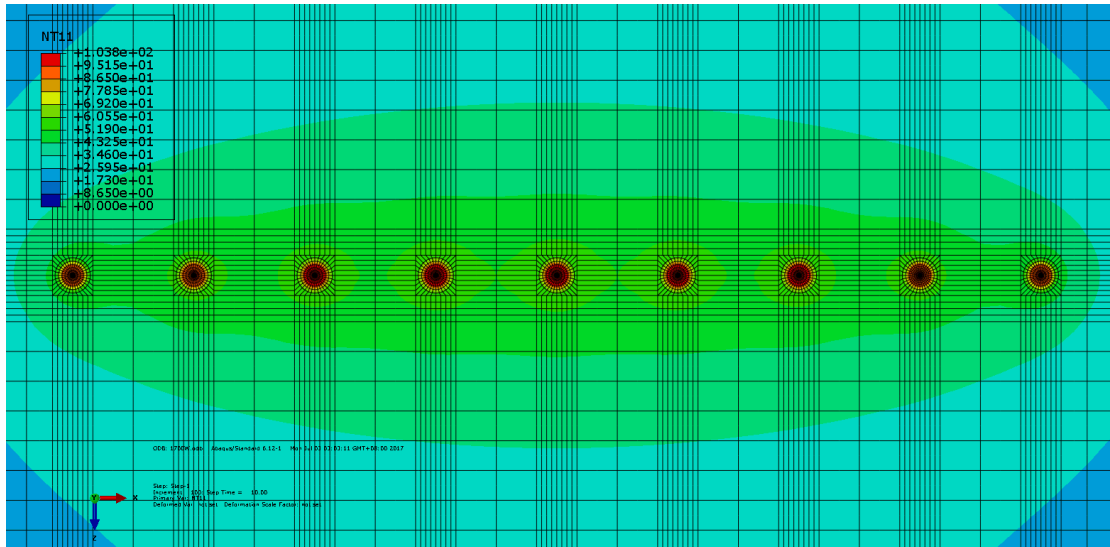


圖 5-7 案例 1 熱傳導分析雲彩圖

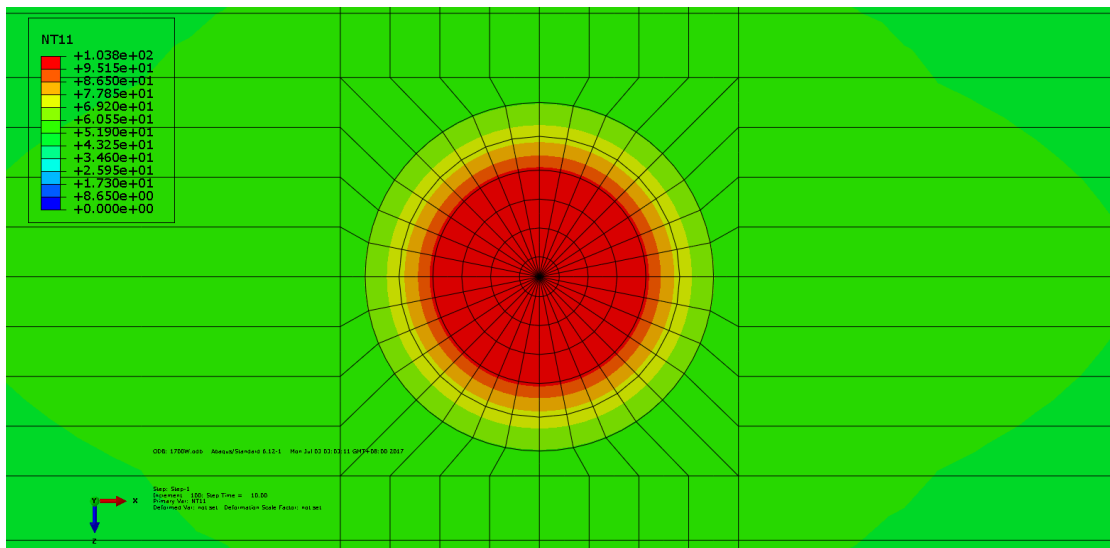


圖 5-8 中心處置罐熱傳導分析雲彩圖

5.3.3 案例 2 與 3 熱傳導分析結果

案例 3 由兩個單處置隧道模型所組成，且每一個處置隧道一樣配有 9 個處置孔，因此整個雙隧道模型一共有 18 個處置孔，並且兩個處置隧道圍繞的母岩熱傳係數不相同，一個母岩的熱傳係數為 $3.16(\text{W/m}\cdot\text{K})$ ，另一個母岩的熱傳係數與相鄰母岩熱傳係數存有 10% 差距，也就是 $3.48(\text{W/m}\cdot\text{K})$ 。兩個案例在計算處置

孔內的最高溫亦是選擇中心點的處置罐周圍的五個處置罐溫度變化與文獻進行平行驗證。

案例 2、3 與文獻[21]熱傳導分析比較結果於表 5-6 與 5-7 進行對照，案例 2、3 與文獻[21-23]熱傳導分析比較結果曲線圖於圖 5-9、5-10、5-11 表示，圖 5-12、5-14、5-15 為熱傳導分析雲彩圖，圖 5-13、5-16、5-17 為中心處置罐熱傳導分析雲彩圖。

表 5-6 本文與文獻[21]案例 2 熱傳導分析結果比較

時間(年)	處置罐頂端中心與緩衝材料交界處溫度(°C)	
	文獻	本文
0.5	79.0	78.96
1	83.8	84.23
2	87.8	88.30
3	89.5	89.92
4	90.3	90.67
5	90.5	91.00
6	90.6	91.06
7	90.8	90.95
8	90.6	90.74
9	90.3	90.38
10	89.9	89.97

表 5-7 本文與文獻[21]案例 3 熱傳導分析結果比較

時間(年)	處置罐頂端中心與緩衝材料交界處溫度(oC)			
	文獻	本文	文獻	本文
	母岩熱傳係數 3.16 之隧道		母岩熱傳係數 3.48 之隧道	
0.5	79.1	78.32	77.4	76.59
1	83.9	83.59	81.7	81.37
2	87.9	87.67	85.3	84.98
3	89.5	89.30	86.7	86.39
4	90.5	90.07	87.4	87.03
5	90.9	90.40	87.7	87.28
6	91	90.48	87.8	87.31
7	90.9	90.37	87.7	87.17
8	90.7	90.13	87.4	86.92
9	90.4	89.80	87.1	86.58
10	90	89.39	86.7	86.17

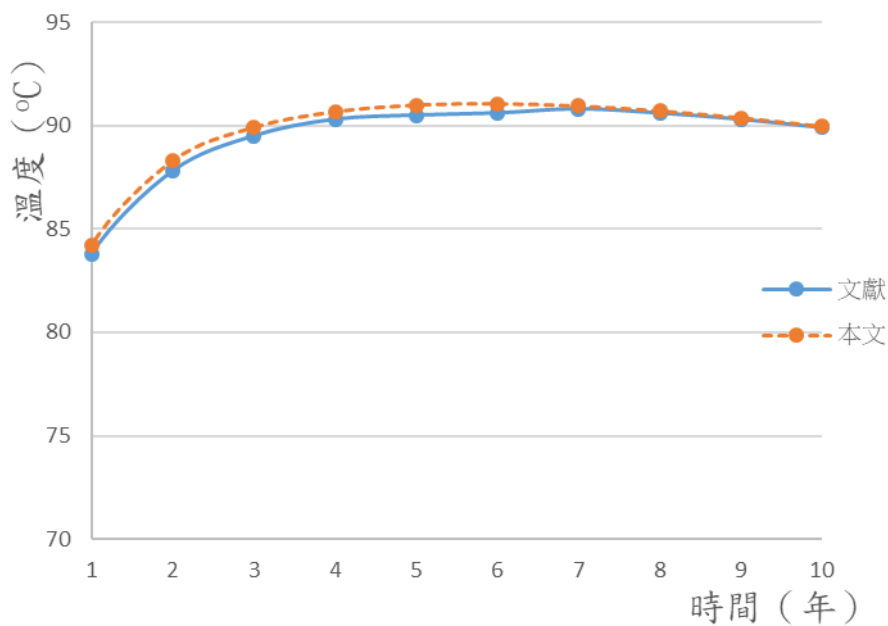


圖 5-9 案例 2 與文獻[21]之溫度隨時間變化趨勢比較圖

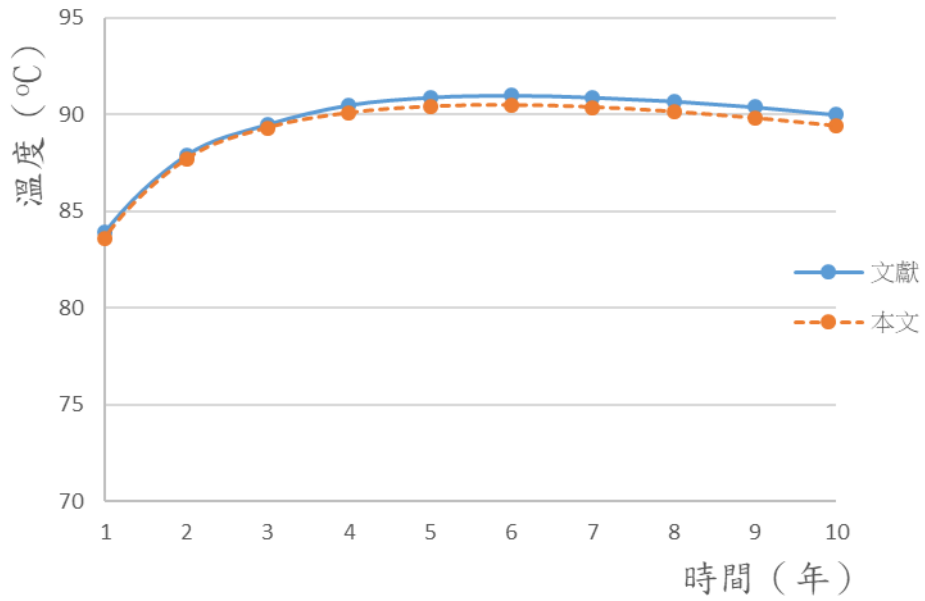


圖 5-10 案例 3 與文獻[21]之溫度隨時間變化趨勢比較圖(母岩熱傳導係數 3.16(W/m-K))

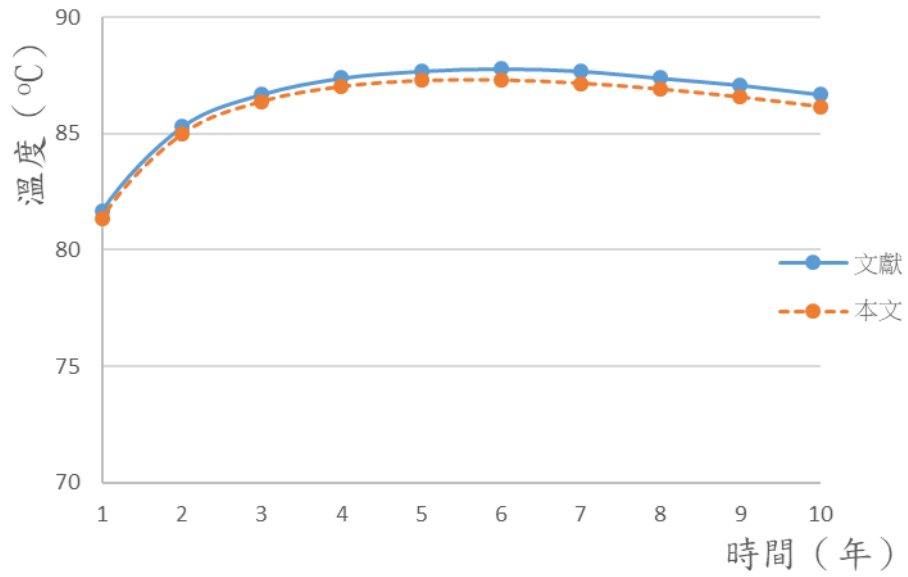


圖 5-11 案例 3 與文獻[21]之溫度隨時間變化趨勢比較圖(母岩熱傳導係數 3.48(W/m-K))

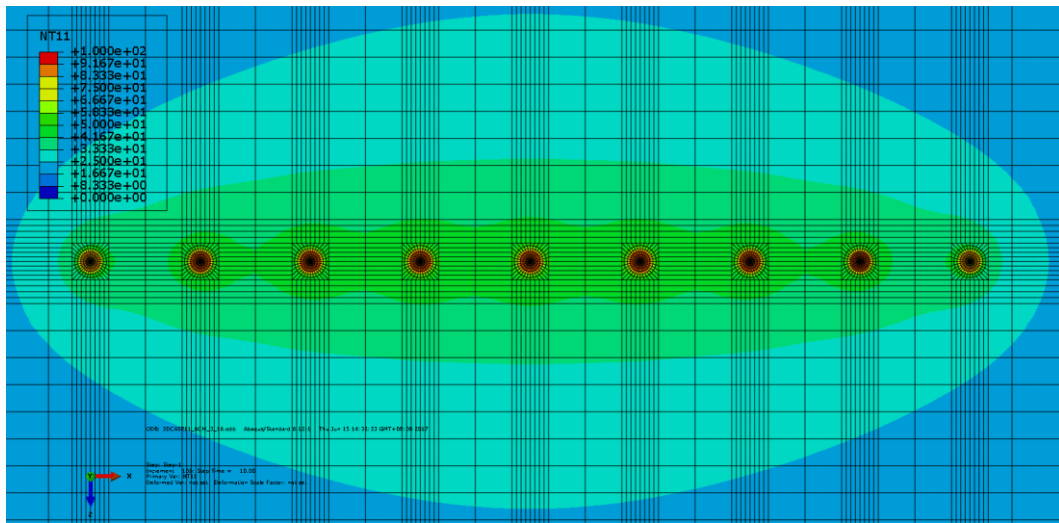


圖 5-12 案例 2 熱傳導分析雲彩圖

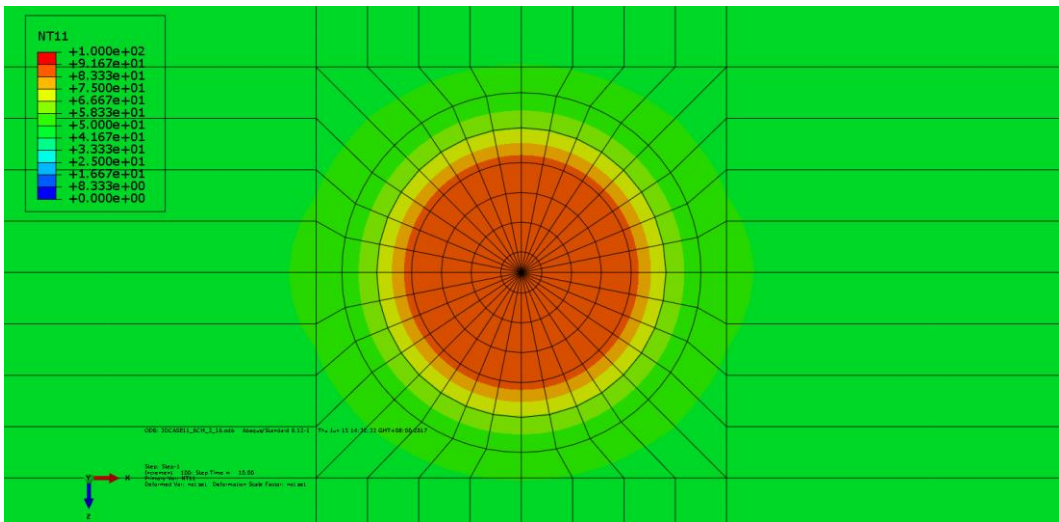


圖 5-13 案例 2 中心處置罐熱傳導分析雲彩圖

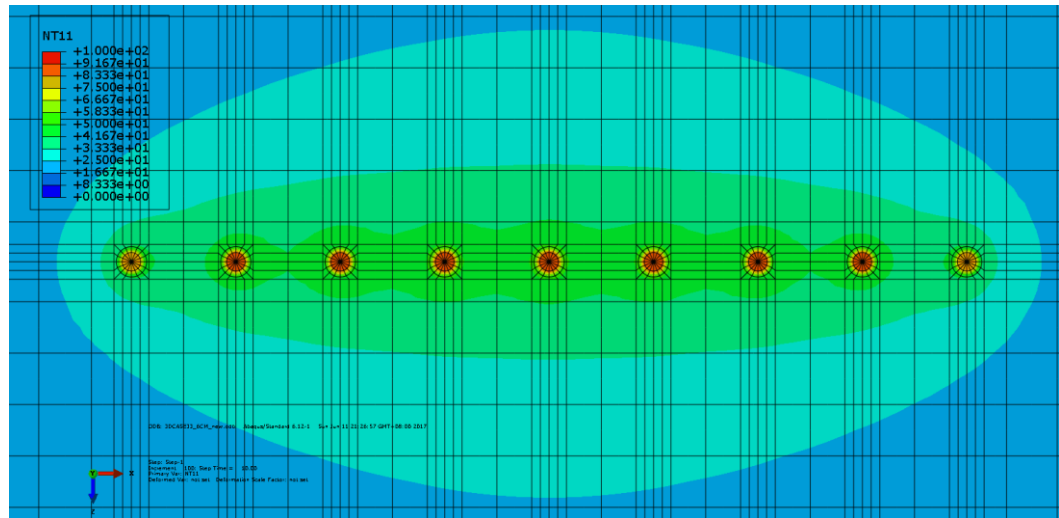


圖 5-14 案例 3 母岩熱傳導係數 3.16(W/m-K)處置隧道之熱傳導分析雲彩圖

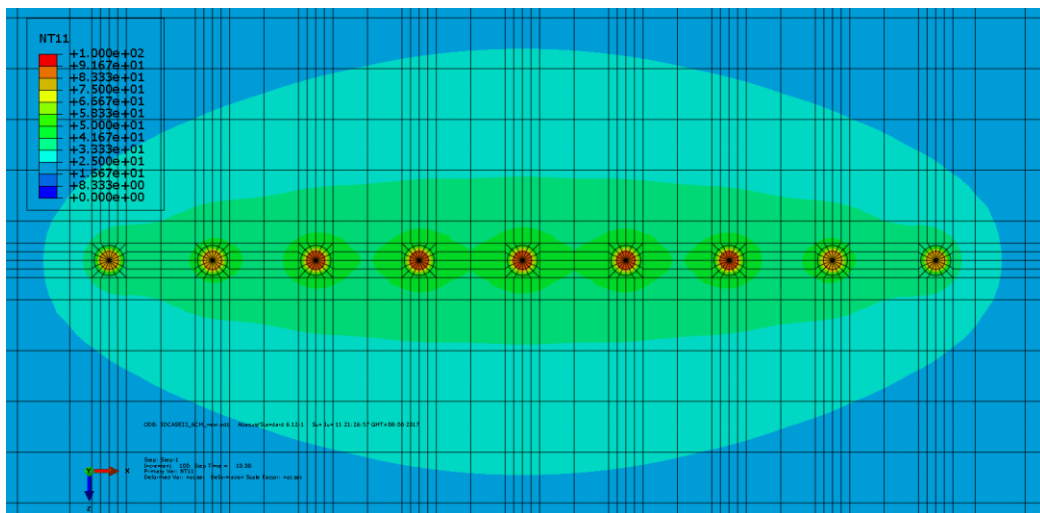


圖 5-15 案例 3 母岩熱傳導係數 3.48(W/m-K)處置隧道之熱傳導分析雲彩圖

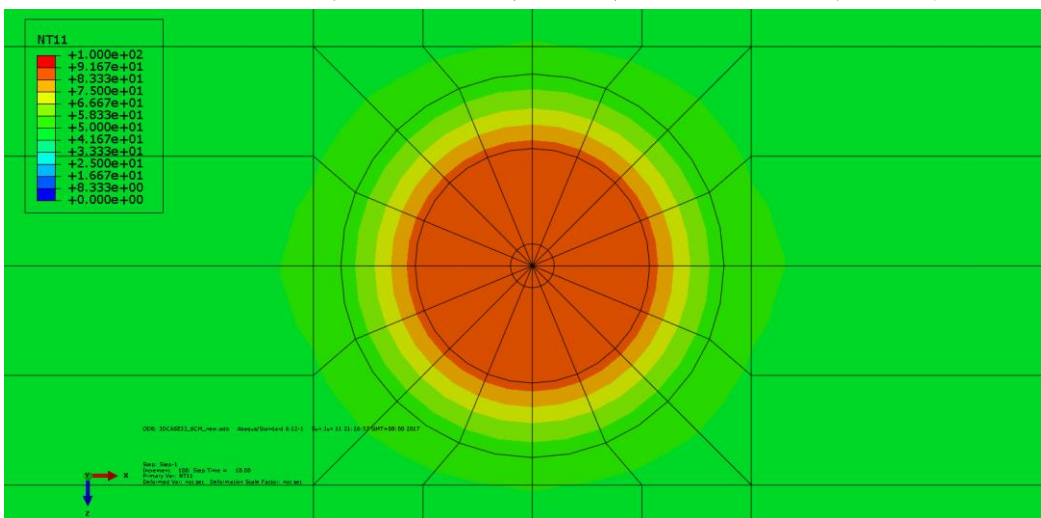


圖 5-16 案例 3 母岩熱傳導係數 3.16(W/m-K)中心處置罐熱傳導分析雲彩圖

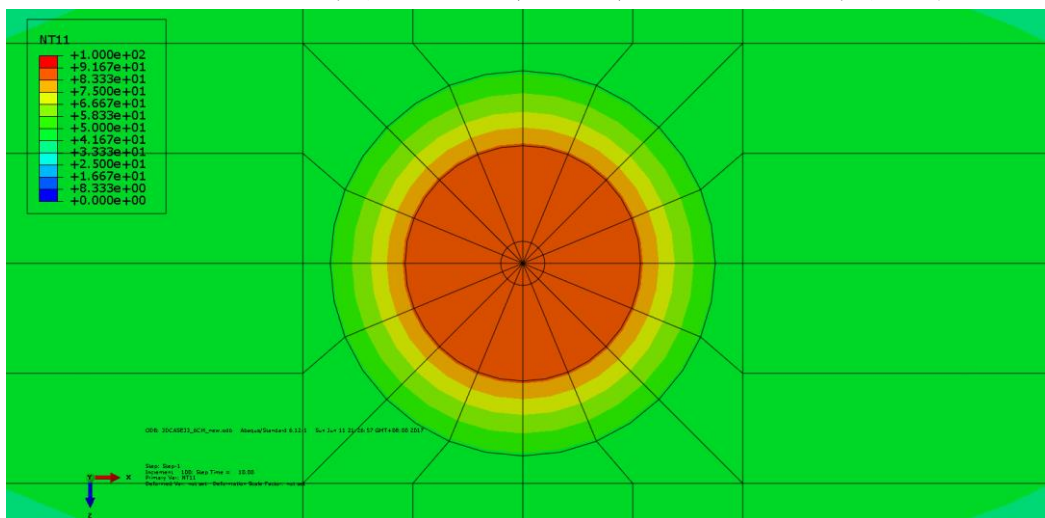


圖 5-17 案例 3 母岩熱傳導係數 3.48(W/m-K)中心處置罐熱傳導分析雲彩圖

5.3.4 案例 4 熱傳導分析結果

案例 4 是以案例 3 的模型為基礎並將處置隧道縱向方向距離邊界縮小的分析模型，也就是第一個與第九個處置罐都離邊界只有半個處置罐的間距的距離，用代表體積單元的概念，案例 4 是以一個連續處置隧道的概念進行分析。案例 4 的材料參數皆與案例 3 的相同，計算處置孔內的最高溫亦是選擇中心點的處置罐周圍的五個處置罐溫度變化與文獻進行平行驗證，而文獻[21-23]的最高溫度約發生在第 12 年，因此案例 4 的熱傳導分析設至最高年限為 13 年，以確保最高溫發生時間。案例 4 與文獻[21-23]熱傳導分析比較結果於表 5-8，案例 4 與文獻[21-23]熱傳導分析比較結果曲線圖於圖 5-18、5-19 表示，圖 5-20、5-21 為熱傳導分析雲彩圖，圖 5-22、5-23 為中心處置罐熱傳分析雲彩圖。

表 5-8 本文與文獻[21]案例 4 熱傳導分析結果比較

時間(年)	處置罐頂端中心與緩衝材料交界處溫度(°C)			
	文獻	本文	文獻	本文
	母岩熱傳係數 3.16 之隧道		母岩熱傳係數 3.48 之隧道	
1	84.0	83.30	81.8	81.12
2	88.0	87.88	85.4	85.24
3	89.9	89.94	87.1	87.08
4	91.0	91.14	88.0	88.15
5	91.8	91.92	88.7	88.86
6	92.3	92.45	89.1	89.35
7	92.7	92.81	89.5	89.68
8	92.9	93.06	89.7	89.90
9	93.0	93.19	89.8	90.03
10	93.1	93.25	89.8	90.09
11	93.1	93.25	89.8	90.10
12	93.1	93.20	89.8	90.05
13	93.0	93.12	89.7	89.99

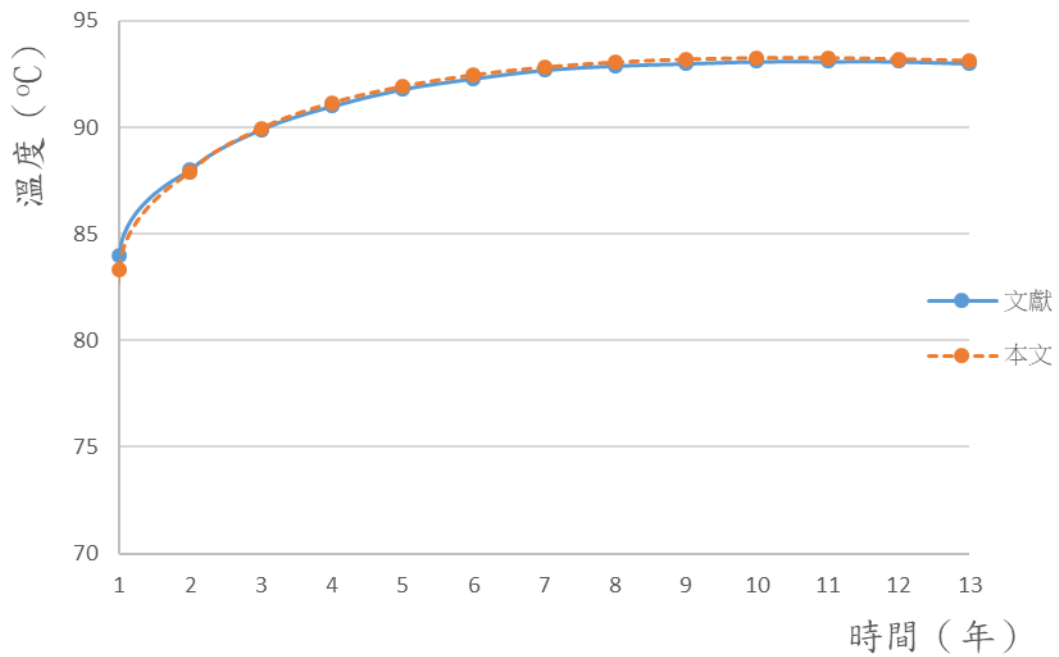


圖 5-18 案例 4 與文獻[21]之溫度隨時間變化趨勢比較圖(母岩熱傳導係數 3.16(W/m-K))

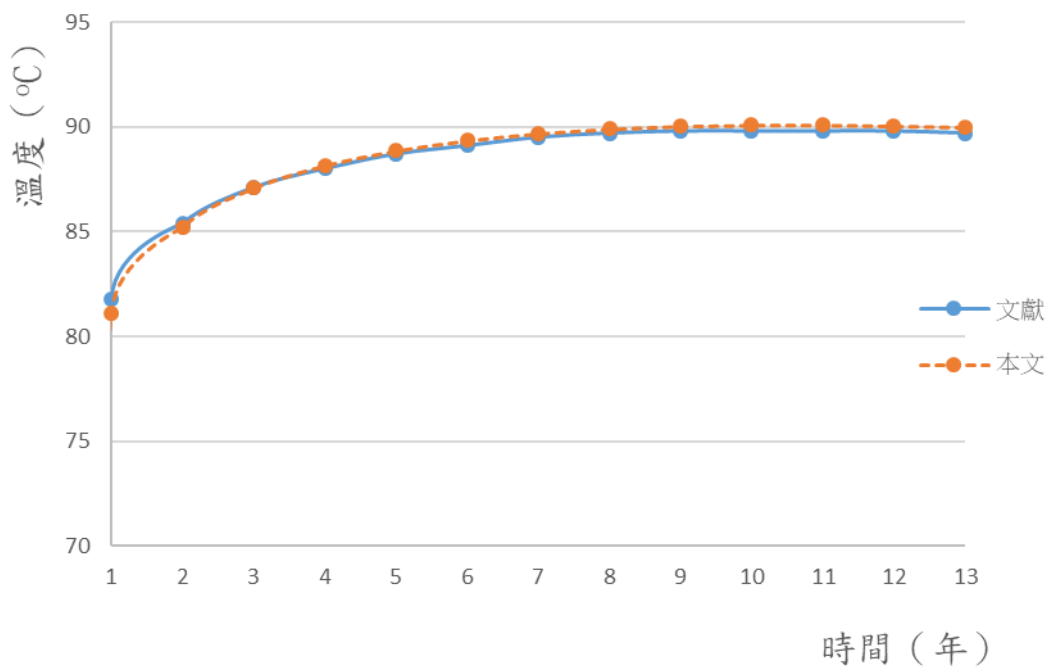


圖 5-19 案例 4 與文獻[21]之溫度隨時間變化趨勢比較圖(母岩熱傳導係數 3.48(W/m-K))

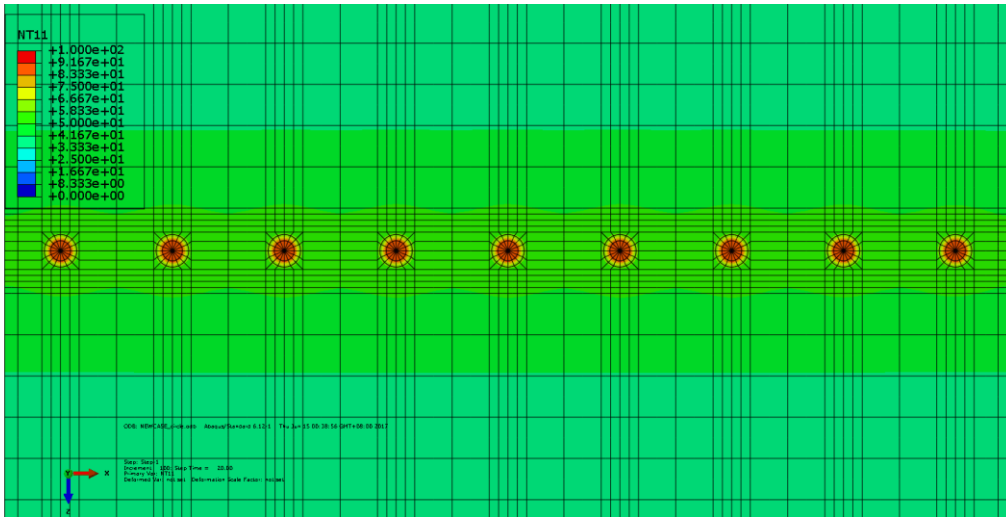


圖 5-20 案例 4 母岩熱傳導係數 3.16(W/m-K)處置隧道之熱傳導分析雲彩圖

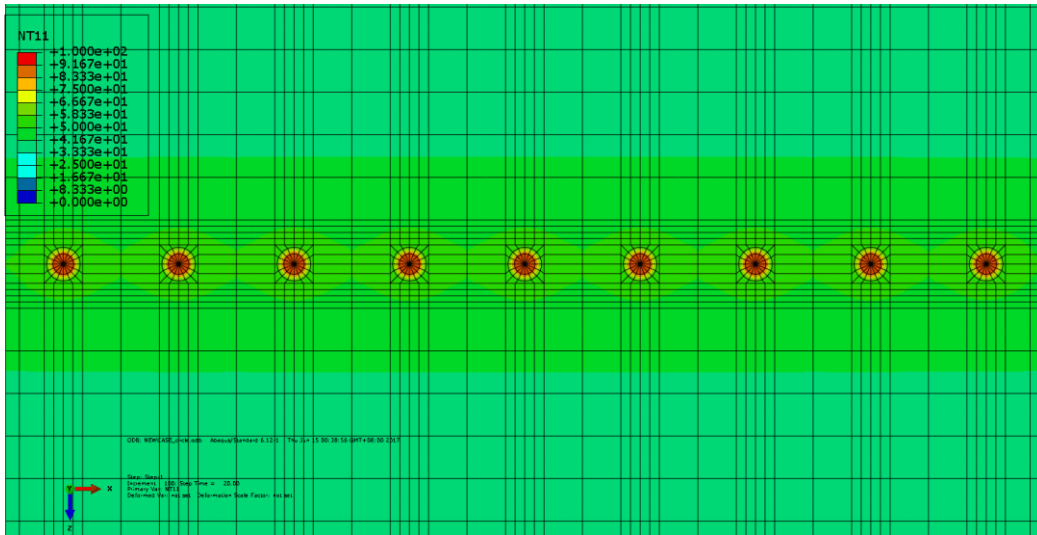


圖 5-21 案例 4 母岩熱傳導係數 3.48(W/m-K)處置隧道之熱傳導分析雲彩圖

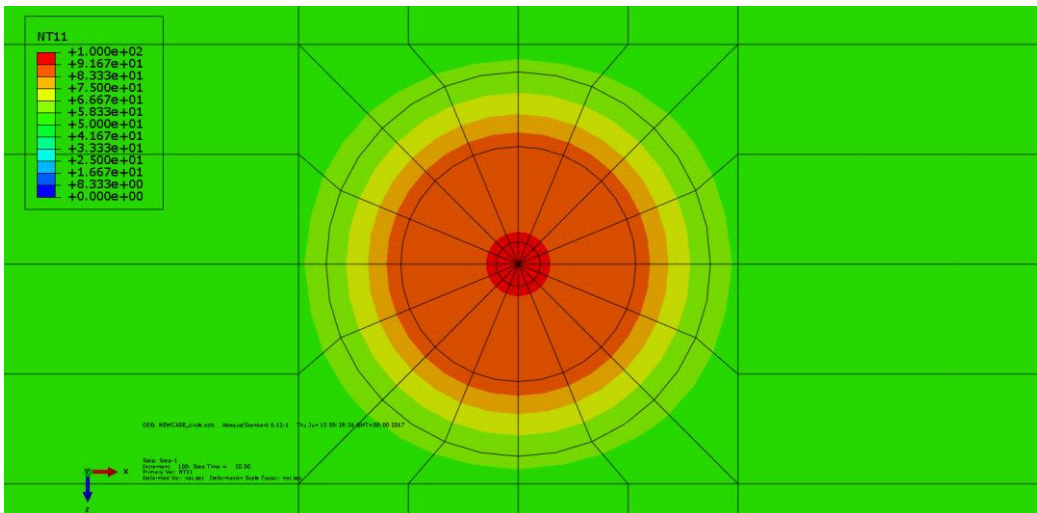


圖 5-22 案例 4 母岩熱傳導係數 3.16(W/m-K)中心處置罐熱傳導分析雲彩圖

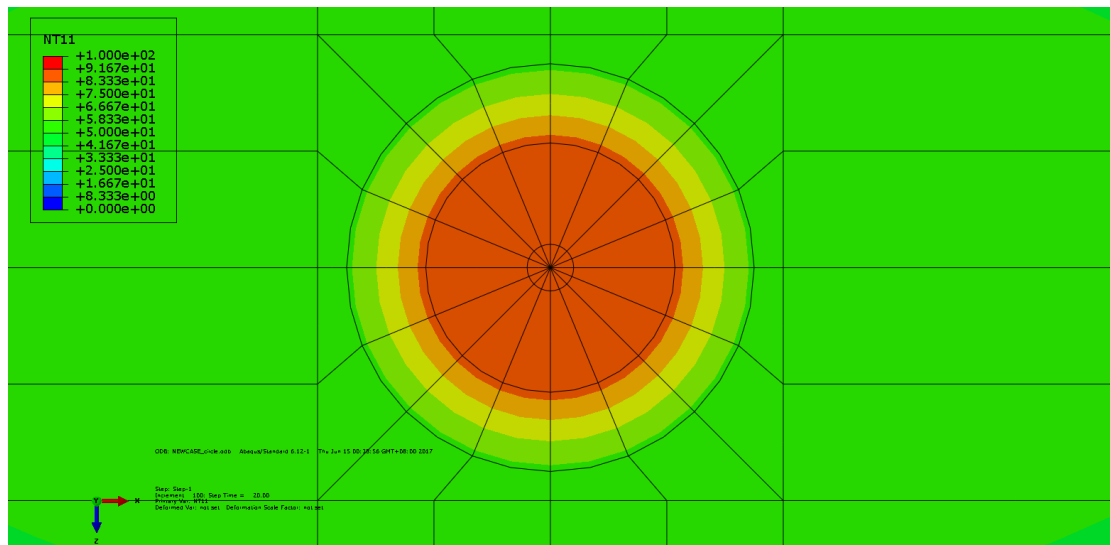


圖 5-23 案例 4 母岩熱傳導係數 3.48(W/m-K)中心處置罐熱傳導分析雲彩圖

5.4 小結

除了案例 1 之外的所有案例皆與文獻[21-23]的結果十分相近，因此案例 1 的處置罐能量的問題需要進行探討。文獻在所有的案例只有描述母岩熱傳導係數、熱容量以及處置場溫度初始條件，並沒有對於處置罐能量進行任何說明，而且文獻講述在深層地質處置場的處置罐的能量要為 1700W 且不得超過，因此使用 1700W 進行多處置孔案例之熱傳導分析，最後發現僅有案例 1 的結果相差非常大。本文認為文獻並無將案例 1 的其餘條件說明完全，以至於其緩衝材料最高溫結果與文獻無法達到相近結果。

第六章、等效熱-水-力耦合數值分析驗證技術

6.1 前言

處置場之衰變熱除了產生溫度變化之外，也會造成內部孔隙水壓、有效應力、及變形場的改變；由於溫度場、水力變數場、及有效應力三者之間會相互影響，形成十分複雜的分佈機制。於分析處置場問題時，處置場受高溫作用使得水力-力學參數發生變化，而熱傳參數與水力-力學參數間的相互影響亦甚大，故分析時須藉由水力參數重複疊代之方式達成完全耦合熱—水—力之分析。

6.2 代表體積單元驗證模型建立

根據核能研究所(2002)[24]之概念設計，其處置場設計尺寸為 40m×6m×1000m(長向×短向×總深度)。依此設計尺寸，在地面下 500 公尺深之處置層開挖許多平行隧道，每條隧道之距離為 40 公尺，沿著隧道方向每隔 6 公尺埋置一個核廢料罐，模型之尺寸長向距離為 40m，短向距離為 6m，如圖 6-1、圖 6-2。其中處置孔半徑 0.875m，深度全長 7.91m；廢料罐半徑 0.525m，廢料罐全長 4.91m，廢料罐、緩衝材料，回填材料及母岩的熱傳導係數、比熱、密度、楊氏模數等。各材料參數如表 6-1，緩衝材料之熱傳導係數隨飽和度變化如表 6-2。

105 年度係採用原始模型進行分析，而本年度則改用等效模型分析，二者結果極為接近，顯示等效模型在運用較少計算資源的情況下仍能得到相近結果，已達成本年度研究之目的。

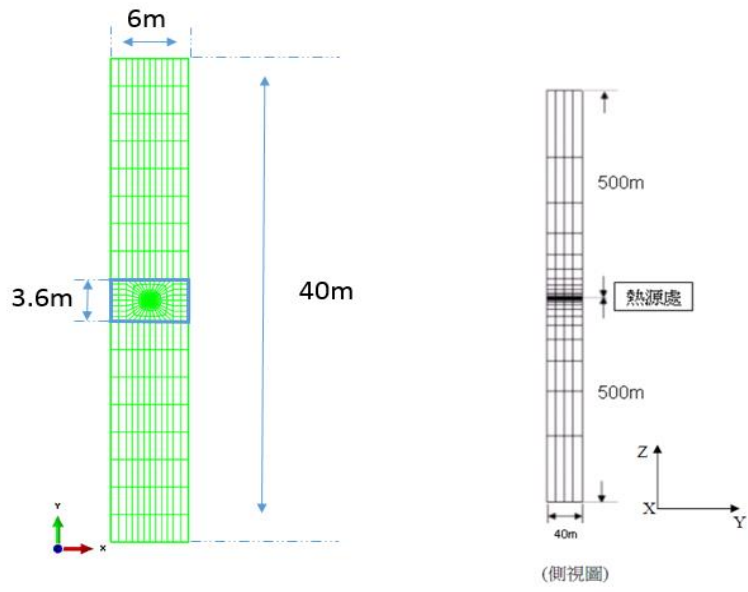


圖 6-1 模型示意圖

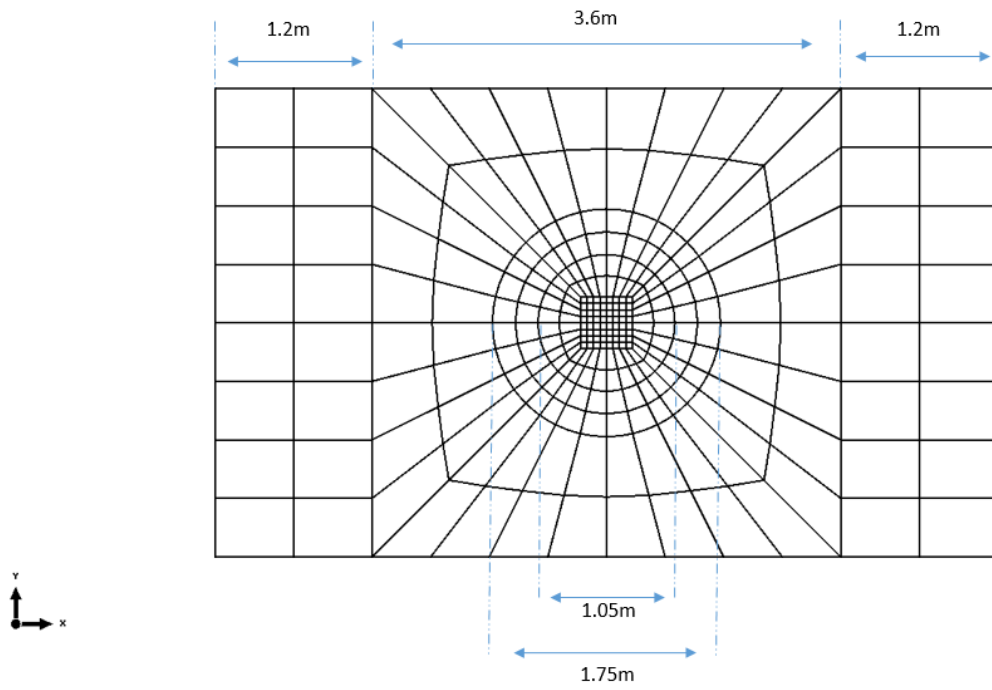


圖 6-2 模型局部尺寸放大圖

表 6-1 模型分析之材料參數

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	1.3	1.25	3
密度 (kg/m ³)	7800	1600	1400	2650
比熱 (J/kg-K)	460	800	800	850
楊氏模數 E (Pa)	2×10 ⁸	2.04×10 ⁴	1.74×10 ³	6×10 ⁷
波松比	0.3	0.3	0.3	0.3
線膨脹係數($\frac{1}{^{\circ}\text{C}}$)	1.4×10 ⁻⁵	1×10 ⁻⁵	1×10 ⁻⁵	1×10 ⁻⁵
滲透係數 (m ²)	---	6.5×10 ⁻²¹	5×10 ⁻¹⁸	6.9×10 ⁻¹⁹
孔隙率	---	0.41	0.63	0.02

表 6-2 緩衝材料飽和度與熱傳導係數對應關係

飽和度	熱傳導係數(W/m-K)
0.2	0.3
0.3	0.4
0.4	0.55
0.5	0.75
0.6	0.95
0.7	1.1
0.8	1.3
0.9	1.35
1.0	1.4

6.2.1 初始條件與邊界條件

在熱傳模型分析，假設地表溫度為 20°C，每向下延伸 100 公尺溫度上升 3 °C，因此廢料罐中心於地表下 500 公尺之初始溫度約為 35°C，本章使用之處置場分析模型，其初始溫度為 35°C。多處置孔分析中，長向距離及短向距離無熱量流動，因此熱對流係數僅設置於模型上、下的兩個水平邊界(圖 6-3)，因此在模型邊界設置對流係數 10W/m² -K。

根據核研所(2002)[24]所提出處置場之單一廢料罐產生之熱能為 1714W，所使用之熱衰減公式如(6.1)式:

$$Q=1714(0.696e^{-0.02t} + (1-0.696)e^{-0.0013t}) \quad (6.1)$$

Q：為隨時間進行而變化之發散熱強度，t:為時間(年)

圖 6-4 為總熱能隨時間之變化趨勢，熱源之發散熱強度將隨時間行進而衰減。

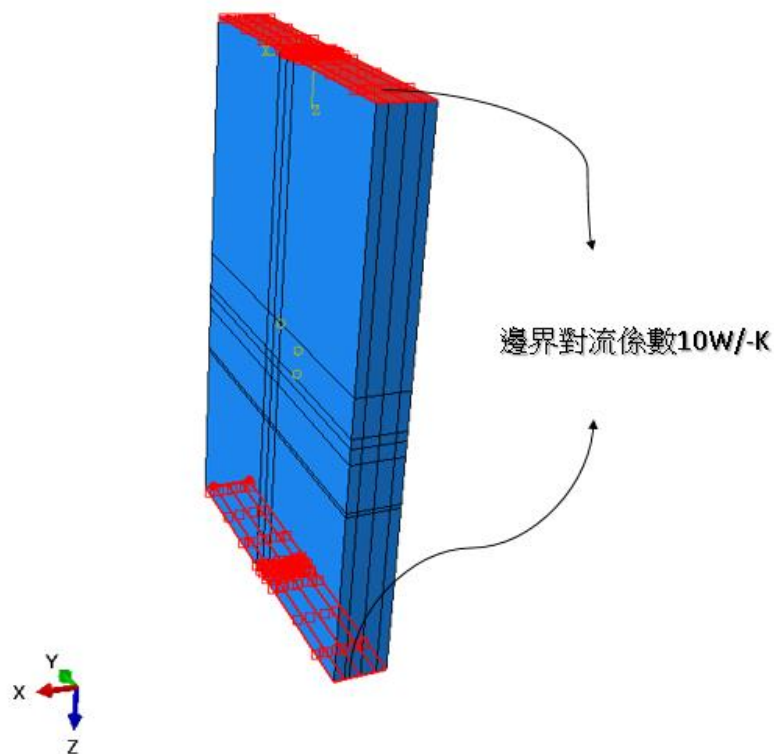


圖 6-3 模型邊界熱對流係數示意圖

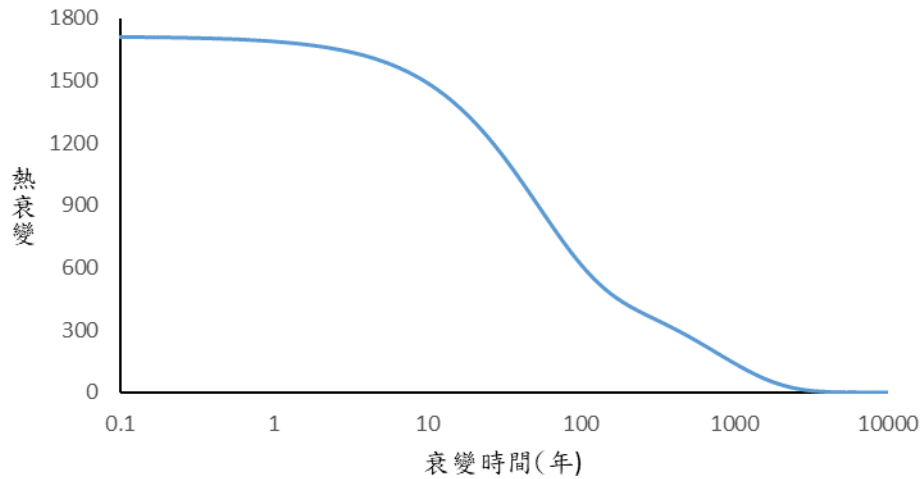


圖 6-4 熱源衰變圖歷時圖

在水力學模型的部分，由於處置場分析模型位於地表下 500 公尺處，承受覆土載重，所以在力學邊界條件上，以滾支承束制模型之垂直向與水平向之位移，如圖 6-5 所示。為使欲分析之水力模型被模擬為處於地下 500 公尺深的位置，於母岩邊界設置 5000kPa 之孔隙水壓邊界條件，如圖 6-6 所示。

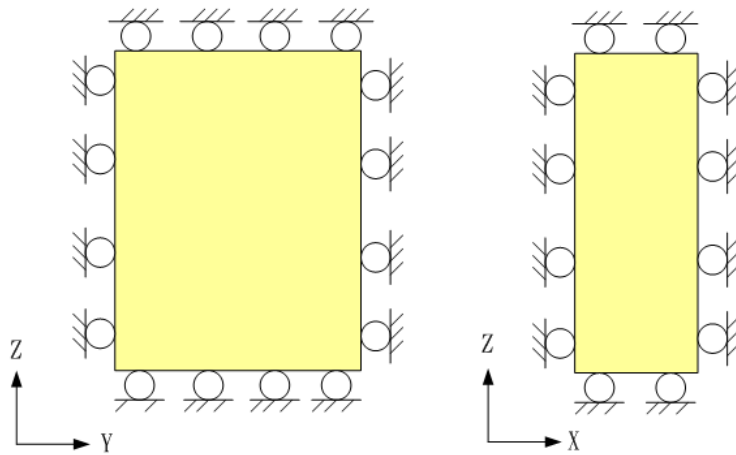


圖 6-5 力學邊界條件設置示意圖

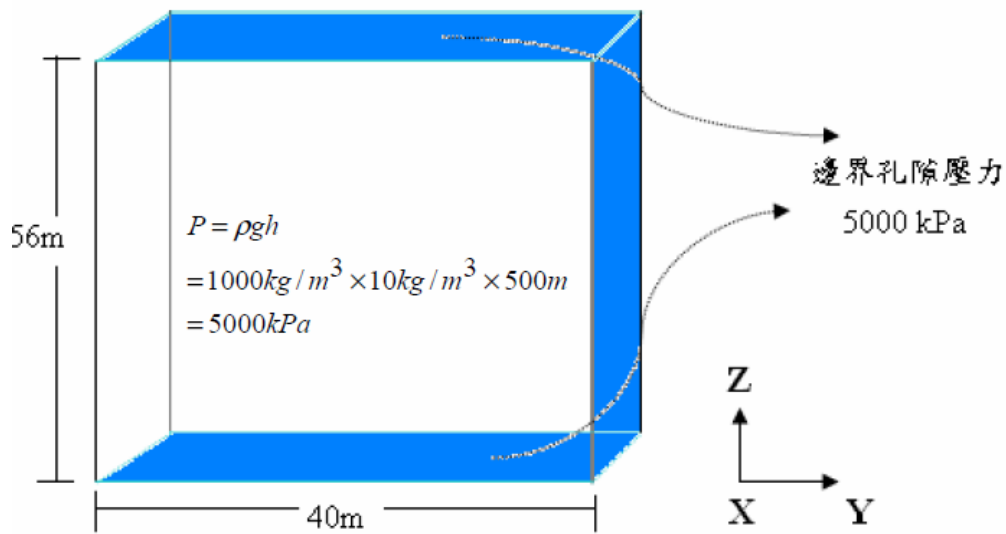
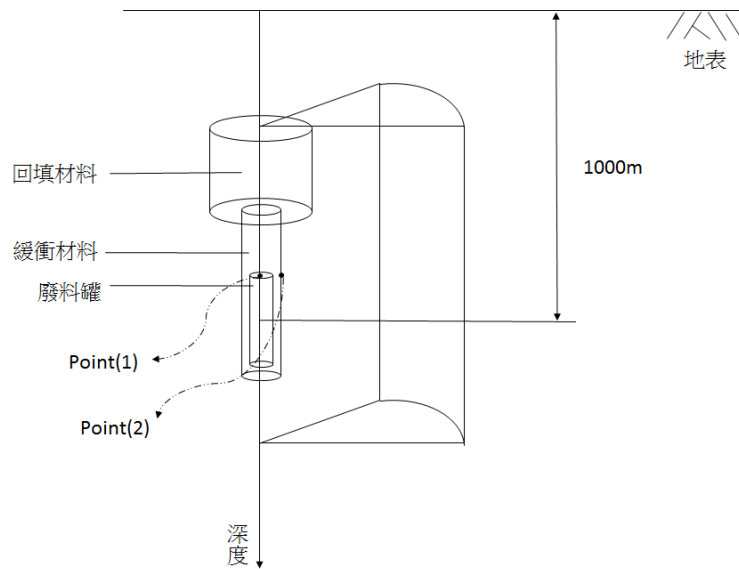


圖 6-6 孔隙壓力模型邊界示意圖

6.2.2 完全耦合熱-水-力學分析結果

本文之完全耦合之溫度分析點在熱源中心上方與緩衝材料交界上點 1，如圖 6-7，分析結果的溫度與時間的歷時圖如圖 6-8，最高在第八年，溫度為 96.89°C。



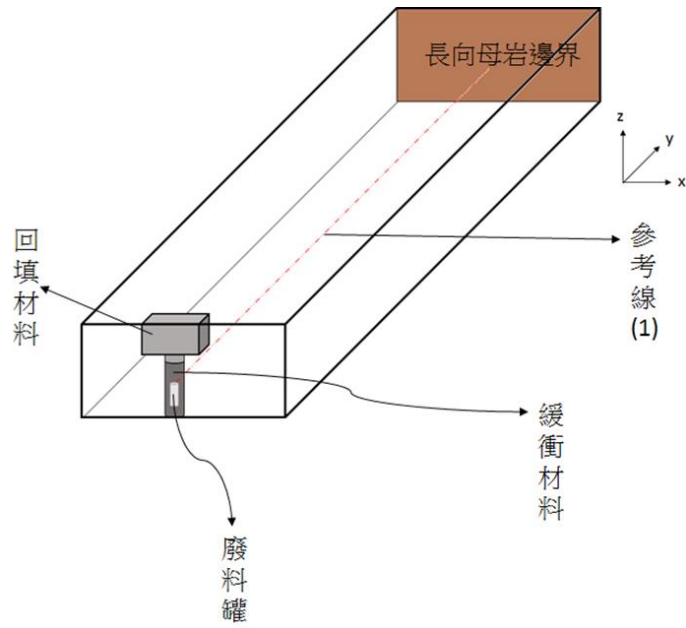


圖 6-7 分析之位置

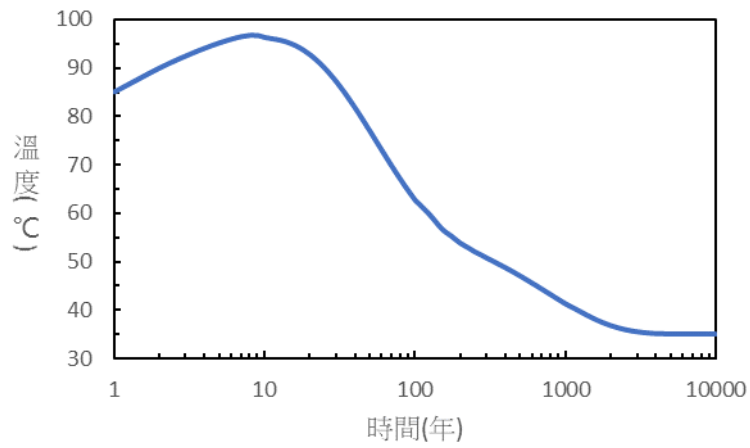


圖 6-8 溫度與時間歷時圖

在點 1 上飽和度與時間歷時圖如圖 6-9，飽和度大於 95% 的時間為 11 年、大於 98% 的時間為 14 年、達到完全飽和時間為 19 年，第八年參考線(1)之應力分析如圖 6-10，由圖可知，處置孔壁與母岩之交界處有應力集中之現象，約為 103MPa。

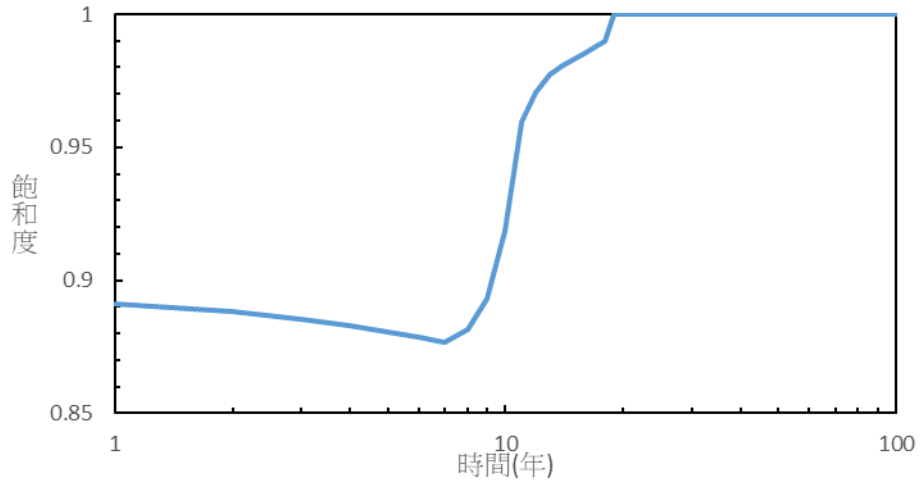


圖 6-9 飽和度與時間歷時圖

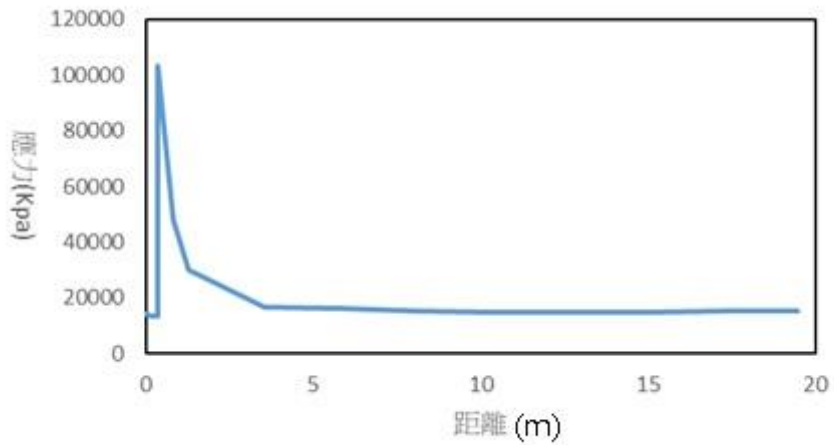


圖 6-10 應力與距離分布圖(第 8 年)

以上計算係採用原始模型進行分析，其分析概念已詳述於 105 年度之計畫報告，以下將進一步提出等效模型之概念，目的在運用較少計算資源的情況下仍能得到相近結果，此為與 105 年度工作內容最主要不同之處。

6.3 等效模型驗證技術

再多處置孔分析中，網格數目繁多，在分析程式上受到了分析之限制，致使無法分析，為了解決這問題，本研究必須作些簡化與修正。

等效模型建立之步驟，須先將有限元素數值模型之網格簡化。但簡化後之分析結果與未簡化模型不同，因此在未簡化之網格模型上，將具有代表性之特定位置上溫度、飽和度、與 Mises 應力之計算結果作為建構等效模型之依據，依此設定簡化有限元素模型之材料參數，使簡化模型與原始模型之數值分析達到相近的結果，其中 Mises 應力又稱為等效應力，其方程式如公式 6.2。

$$\begin{aligned}\sigma_v &= \sqrt{3J_2} \\ &= \sqrt{\frac{(\sigma_{11} - \sigma_{22})^2 + (\sigma_{22} - \sigma_{33})^2 + (\sigma_{33} - \sigma_{11})^2 + 6(\sigma_{12}^2 + \sigma_{23}^2 + \sigma_{31}^2)}{2}}\end{aligned}\quad (6.2)$$

等效模型只適用在特定點位上，因為此模型僅適用於特定位置上之溫度、飽和度、Mise 應力進行比較。

等效模型概念在工程上有許多的應用，如鋼筋混凝土、smear crack model、複合材料等，其概念皆是使複雜與多項的材料、裂縫等，將其等效為單一楊氏模數、剛度等問題，方可後續之處理與運算。

6.3.1 等效模型尺寸與材料參數

尺寸使用 6.2 小節分析的模型大小，等效模型網格與部分的材料參數變動如圖 6-11、表 6-3，其餘條件皆與原始

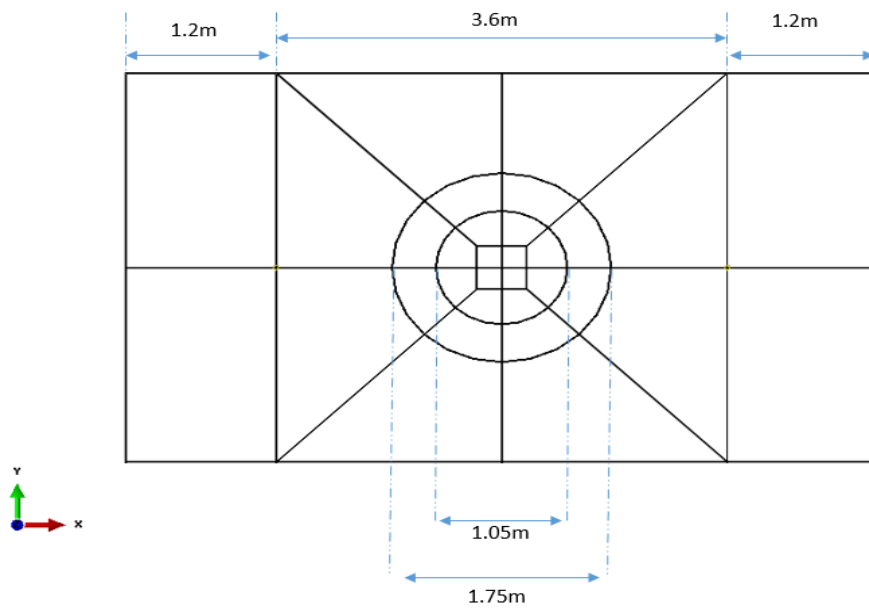
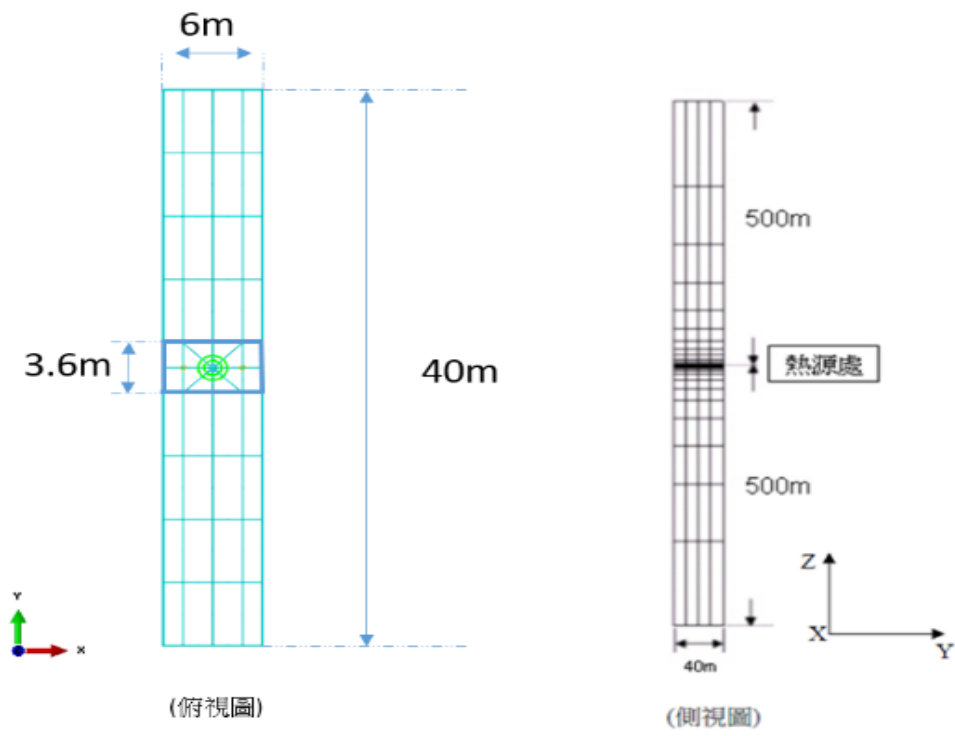


圖 6-11 局部網格圖

表 6-3 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	1.3	1.25	3
密度 (kg/m ³)	7800	1600	1400	2650
比熱 (J/kg-K)	460	800	800	850
楊氏模數 E (Pa)	2×10 ⁸	3.264×10 ⁴	1.74×10 ³	6×10 ⁷
波松比	0.3	0.3	0.3	0.3
線膨脹係數($\frac{1}{^{\circ}\text{C}}$)	1.4×10 ⁻⁵	1×10 ⁻⁵	1×10 ⁻⁵	9×10 ⁻⁶
滲透係數 (m ²)	---	3.28×10 ⁻²¹	5×10 ⁻¹⁸	6.9×10 ⁻¹⁹
孔隙率	---	0.41	0.63	0.02

為了使簡化的模型可以與原始的模型有著相近的分析結果，所以藉由部分材料參數更動設定 (表 6-3 灰底之參數即是)，使得在特定位置上之溫度、飽和度、應力之數值結果相近，即為「等效模型」。

6.3.2 等效熱-水-力耦合分析模型之案例評估

點 1 分析結果的溫度與時間的歷時圖，如圖 6-12，飽和度與時間歷時圖，如圖 6-13，第八年廢料罐頂部徑向延伸至母岩邊界之 Mises 應力分析如圖 6-14，與原始模型分析結果的比較表 6-4，圖 6-15、6-16、6-17 分別於點 2 的應力歷時分析結果。

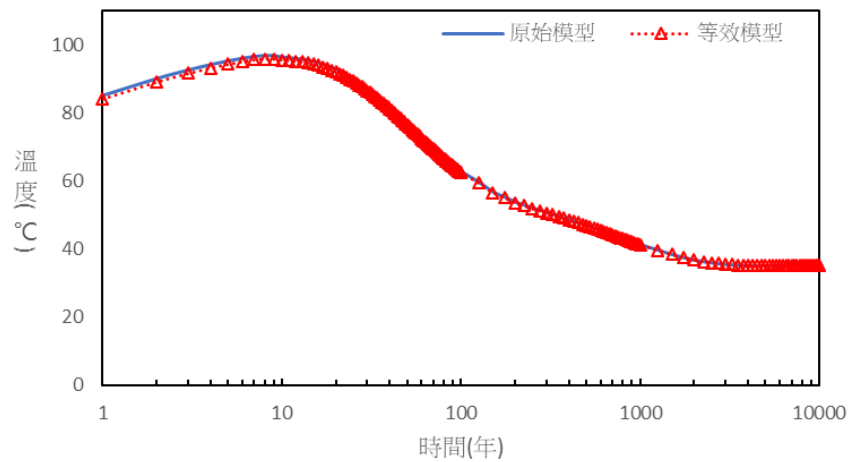


圖 6-12 溫度與時間歷時圖

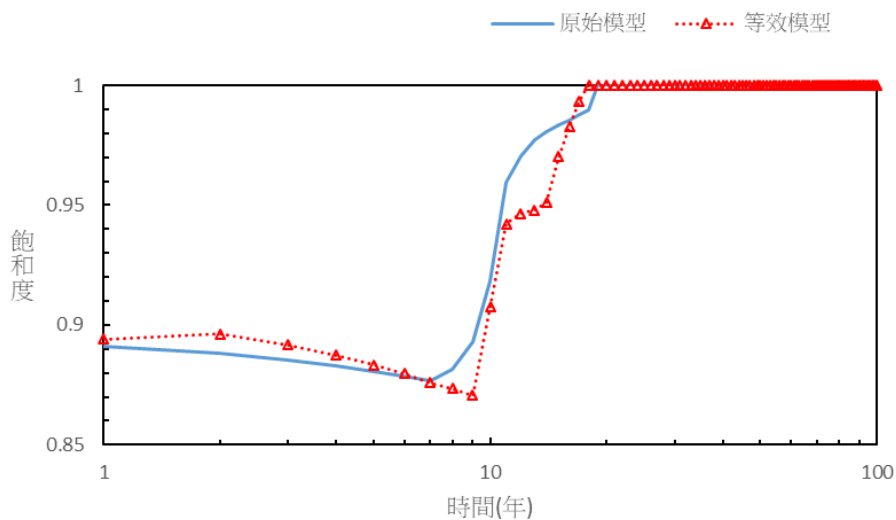


圖 6-13 飽和度與時間歷時圖

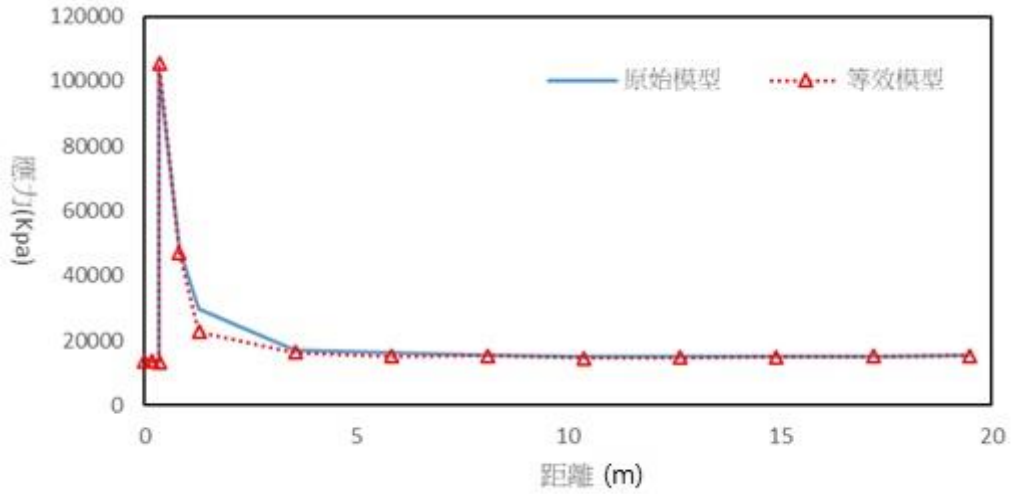


圖 6-14 應力與距離分布圖(第 8 年)

表 6-4 達最高溫與飽和度的時間

	原始模型	等效模型
點 1 發生最高溫度時間(溫度)	第 8 年(96.89°C)	第 8 年(95.89°C)
點 1 飽和度達 95%之時間(年)	11	14
點 1 飽和度達 98%之時間(年)	14	16
點 1 達完全飽和度之時間(年)	19	18

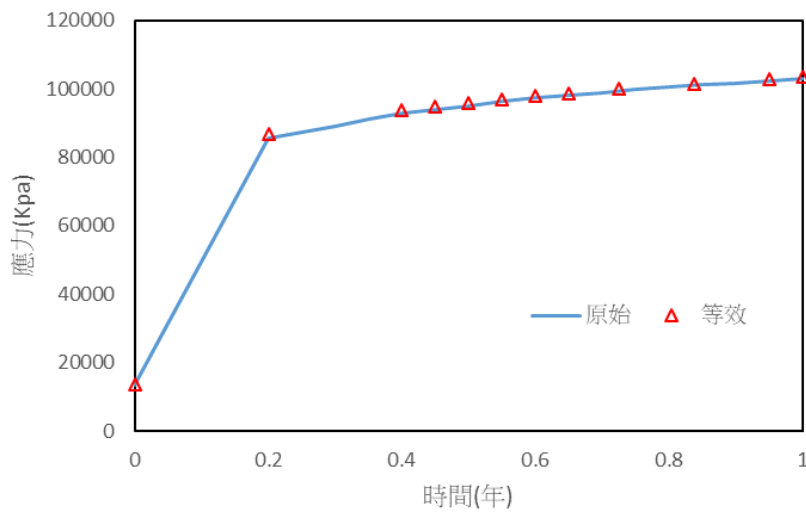


圖 6-15 點 2 應力與時間分布圖(第 1 年)

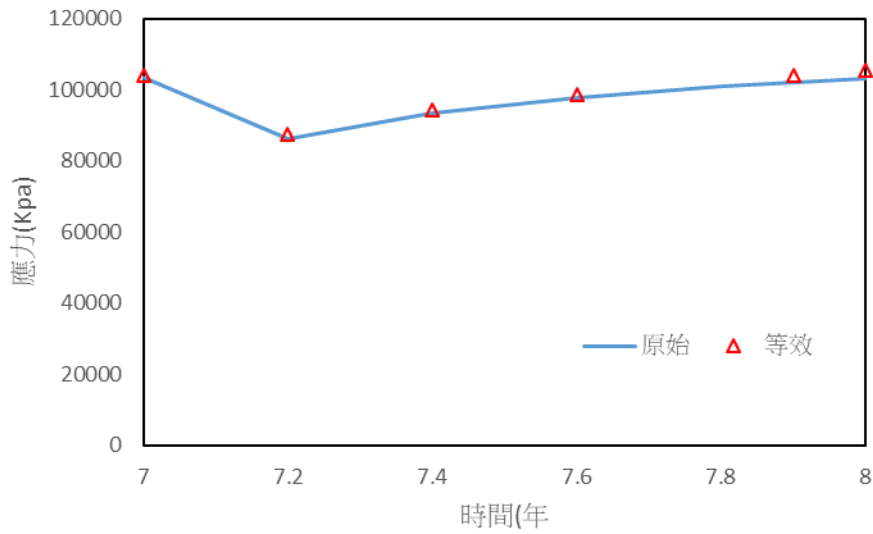


圖 6-16 點 2 應力與時間分布圖(第 8 年)

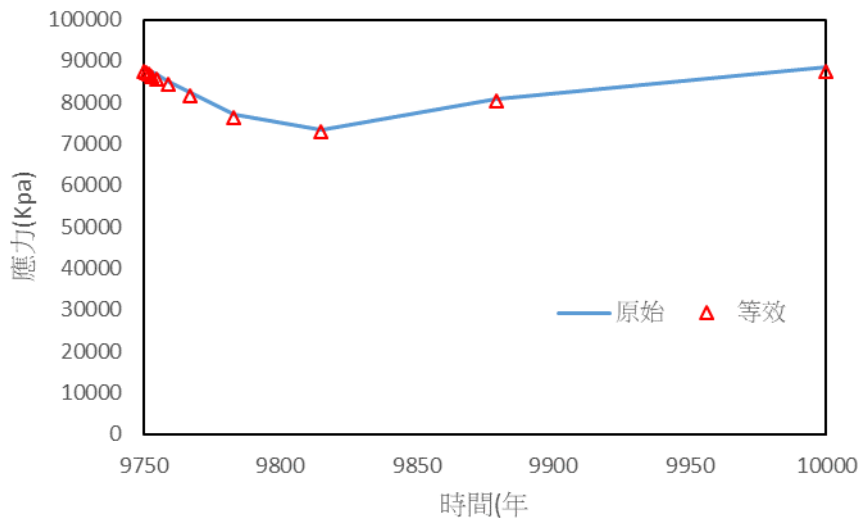


圖 6-17 點 2 應力與時間分布圖(第 10000 年)

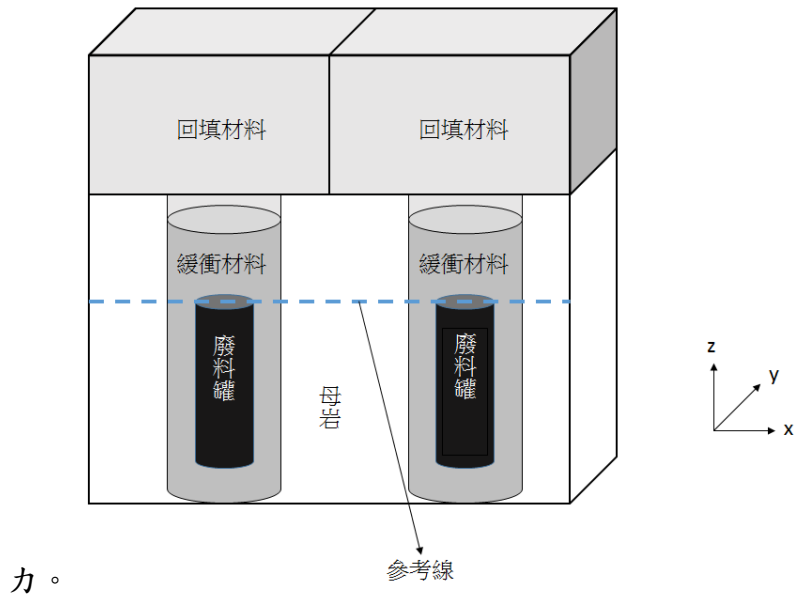
6.4 多孔幾何配置之完全耦合熱-水-力學影響效應研析

在多孔處置場系統中，各處置孔有相近的幾何配置與材料性質時，「代表體積單元」可作為適當及有效的分析模型，但真實的處置場幾何配置與材料性質並不會完全相同，例如有局部分的裂縫、擾動區的存在等因素，在此情況下，「代表體積單元」則不適合作為分析使用，因此採用的模型概念為「處置設施多孔幾

何配置」等效模型進行建立。

模型之尺寸、參數皆與 6.3 節完全相同，不同的是我們將處置孔擺放成兩條的處置隧道，這兩條隧道彼此間互相平行，處置孔數量都為 10 個。

本節分析為第八年之圖形與分析之數據，分析之位置有廢料罐上方沿著短向方向，如圖 6-18 之虛線，處置孔邊緣在廢料罐上方高度與短向方向，如圖 6-19 之虛線，圖 6-18 位子分析有溫度、飽和度，圖 6-19 位置分析有 Mises 應



力。

圖 6-18 分析位置示意圖

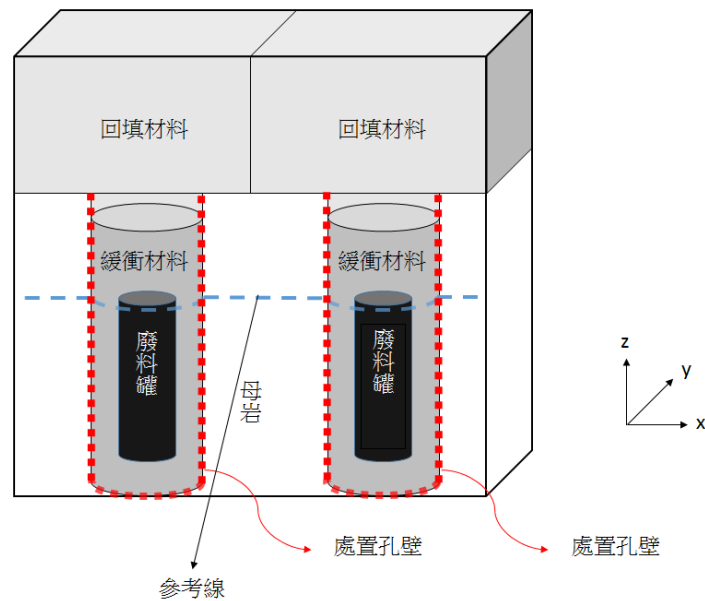


圖 6-19 分析位置示意圖

這裡將分析兩條平行隧道，其周圍的母岩熱傳導係數不同，在隧道一其母岩熱傳導係數為 3 (W/m-K)，隧道二母岩熱傳導係數為 30 (W/m-K)。於 Point(1) 上隧道一其最高溫發生於第七年為 94.67°C，隧道二則是第三年為 58.28°C 如圖 6-20，隧道一達飽和時間為 18 年，隧道二為 19 年如圖 6-21，於第八年參考線 1 上之溫度雲彩圖，如圖 6-22，其溫度分佈圖，如圖 6-23；於第八年參考線 1 之飽和度雲彩圖，如圖 6-24，其飽和度分佈圖，如圖 6-25；於第八年參考線 2 之 Mises 應力雲彩圖，如圖 6-26，其 Mises 應力分布圖，如圖 6-27。於第八年各隧道比較表 6-5。

本年度之雙隧道問題係考慮不同材料性質分析結果(圖 6.23、圖 6.25、圖 6.27)，而 105 年度計畫雙隧道之問題則僅考慮相同材料性質之情況較為單純。

表 6-5 第八年隧道一、隧道二之比較

	隧道一	隧道二
最高溫度(°C)	94.67	57.18
最大飽和度(%)	87.6	87.4
Mises 應力(Mpa)	128	116

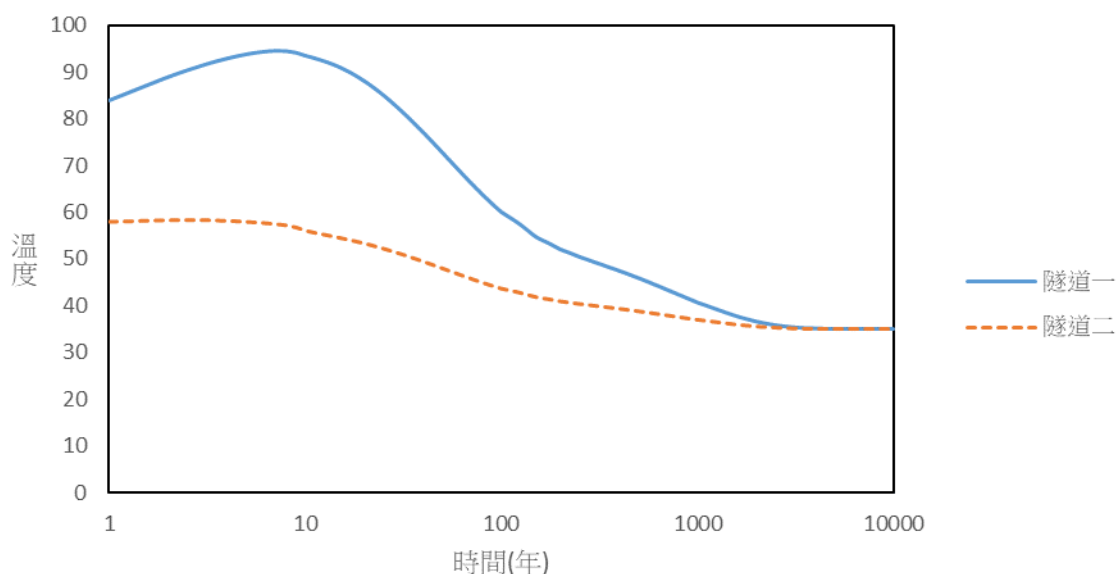


圖 6-20 溫度與於時間歷時圖

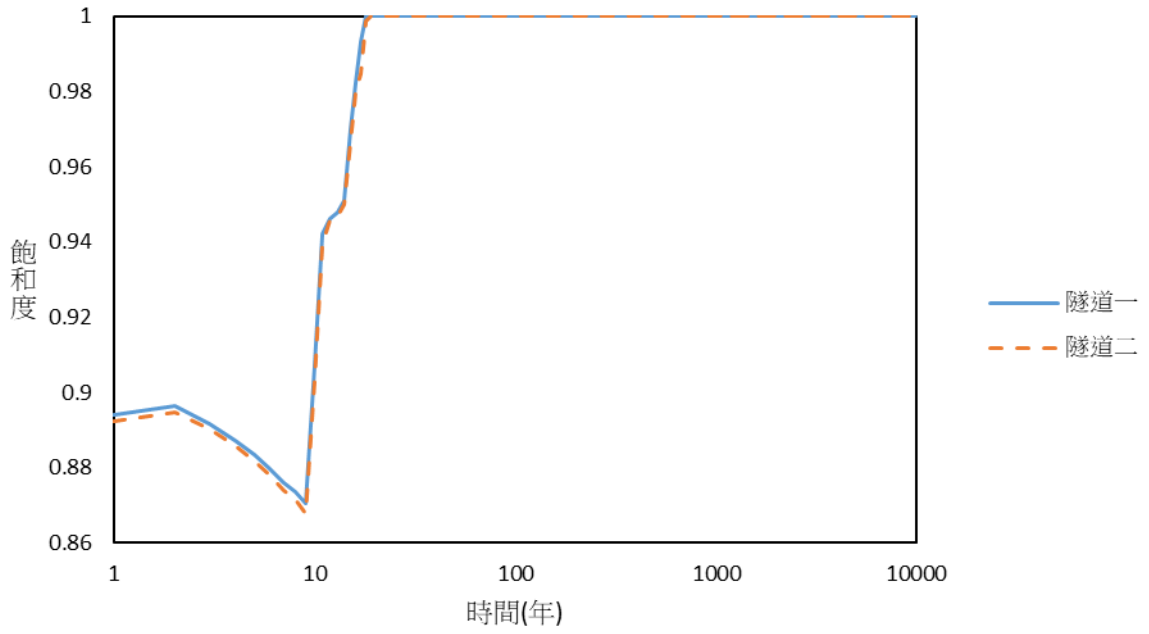


圖 6-21 飽和度與時間歷時圖

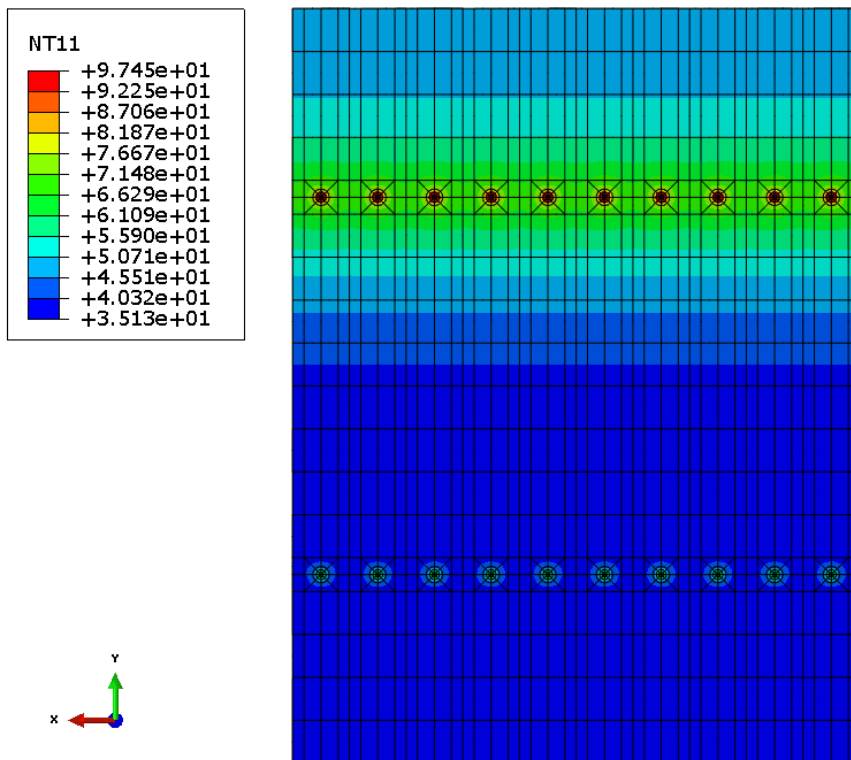


圖 6-22 非均質廢料罐溫度之雲彩圖

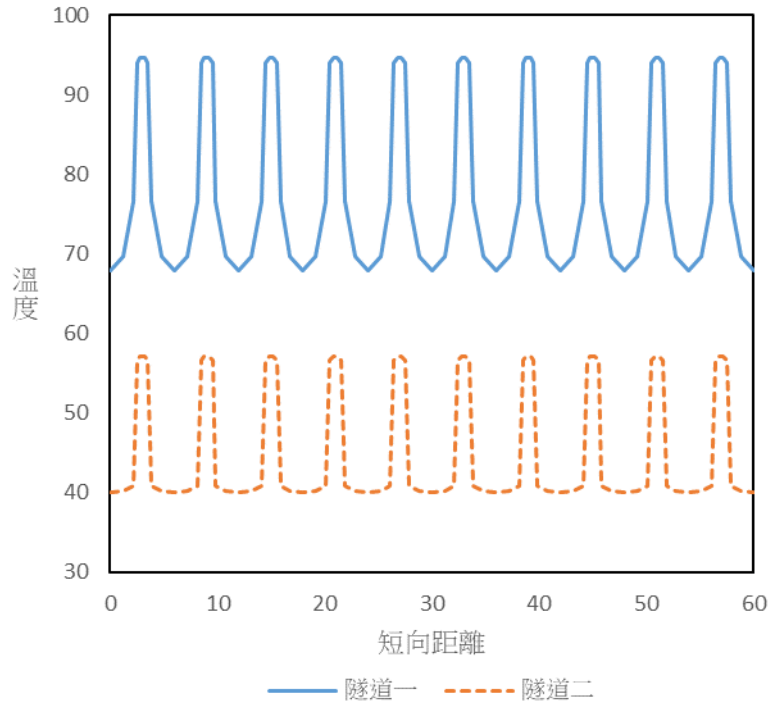


圖 6-23 非均質廢料罐於參考線 1 之溫度分佈圖

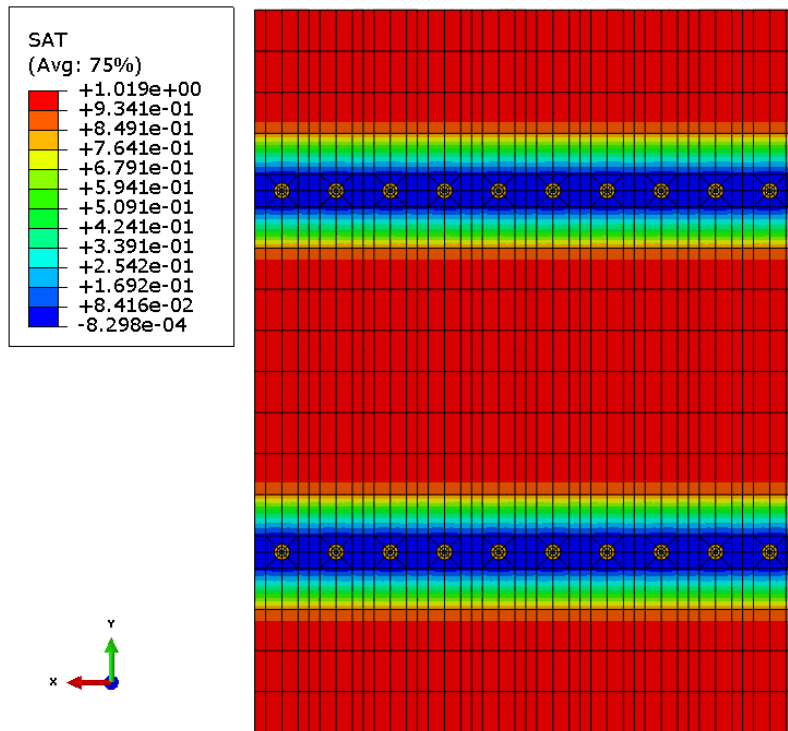


圖 6-24 非均質廢料罐飽和度之雲彩圖

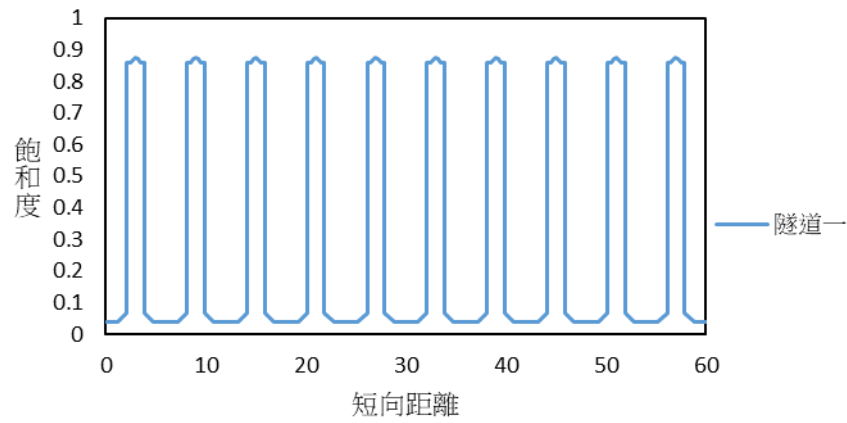
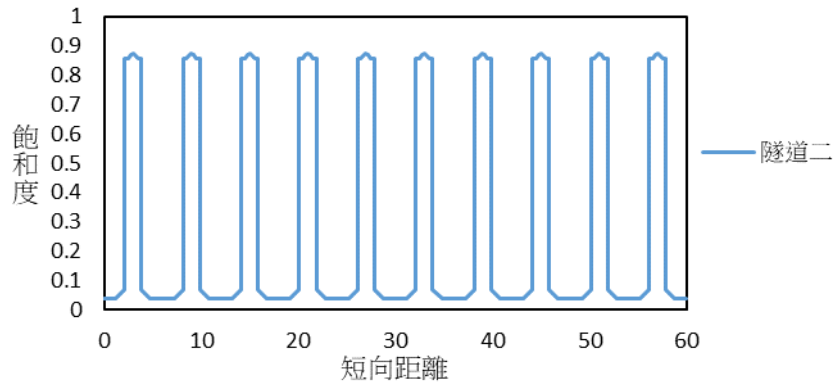


圖 6-25 非均質廢料罐於參考線 1 之飽和度分布圖

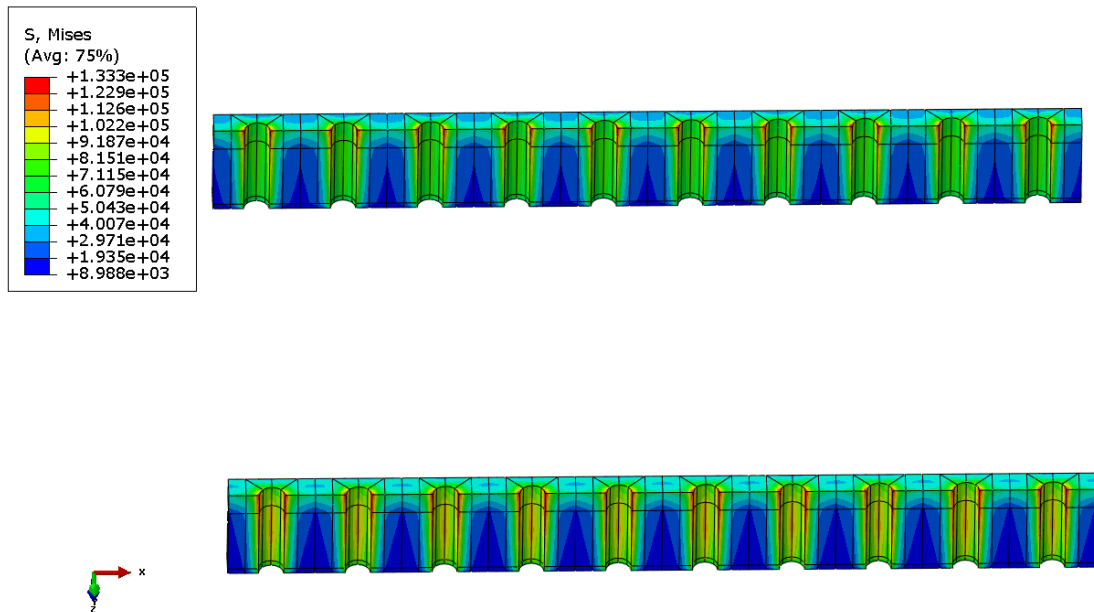


圖 6-26 非均質廢料罐 Mises 應力雲彩圖

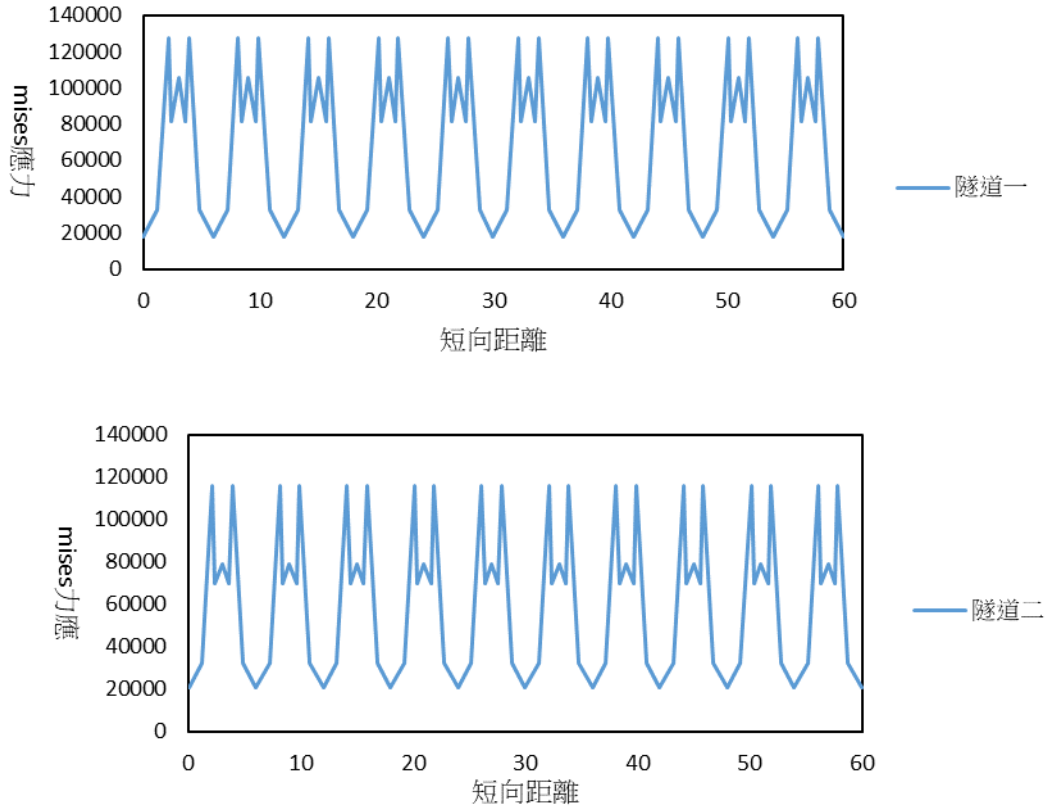


圖 6-27 非均質廢料罐於參考線 2 之 Mises 應力分布圖

第七章、審查重點或注意事項之建議

本文研析國際相關資訊，配合我國將來用過核子燃料最終處置場之可能需要因應發展的情況，針對深地層最終處置設施耦合分析之審查重點，建議以八個分析面向進行討論，茲分別說明如下。

1. 處置場環境演變過程：

須完整描述處置場運轉後周圍環境的演變過程，並依此確認後續分析之重要議題。

了解各種材料在處置過程中，經過輻射、熱傳、水力、力學、化學、生化及外部影響等演變過程，材料性質的改變是否會影響處置場的安全性。如文獻[5]中即針對各材料在演變階段的變化，進行詳細的討論與整理。

2. 分析議題：

須依據處置場環境演變過程確立重點分析議題，各議題之目的、方法及內容須完整描述。

文獻[9]中，將處置場環境的演變過程分成 22 的主要分析議題，各代表了處置場運作過程中不同方面的問題。另外，須嚴謹審視分析時所考慮的假設條件，各項變數如材料性質、幾何配置與條件、使用之分析軟體程式等等也須詳細的說明與討論。

3. 材料性質：

針對處置場各組成主材料(如緩衝材料、回填材料等)所採用之材料參數，須說明其來源並確認其準確性。

一方面可方便未來追蹤數據資料；另一方面為要求數據資料的準確性，亦可提高分析之可信度。文獻[6]中提供緩衝材料相關參數的資料來源與數據品質，這些數據資料都有通過一系列檢測來確認其準確性，而唯有合格的數據資料才會被採用。

4. 幾何配置與條件：

須完整描述處置場各分析案例所使用之配置方式與幾何條件，可確認分析案例是否是針對選定之場址所建立，且要求分析案例要附上完整的模型幾何與配置方式，以利後續之審查與驗證作業。

5. 假設條件：

須完整說明分析案例之假設條件，並確認其是否合理。分析中的假設條件，將直接影響分析結果，因此需要了解假設條件的合理性與對分析結果的敏感性，如邊界條件、有無外力影響、極端條件及簡化分析方法等。

6. 分析軟體程式：

須確定所使用電腦軟體之分析能力，並完整了解其背後之理論基礎，並確認不同軟體的相互影響，以及不同軟體間資料傳遞的方式。

審查時，要確定分析軟體是否適用於分析之目的；有無正確操作使用；軟體程式開發過程是否遵循適當的程序，並且軟體程式分析的結果要準確；且要清楚說明如何在不同的程式之間傳遞分析數據[25]。

7. 分析結果：

須完整描述各分析案例之分析目的、方法及過程，並完整列述分析結果及相關重點討論。

8. 平行驗證：

就上述各項重點，提供第三方單位進行平行驗證之分析依據，有完整之資料，才能重現相同案例之分析。須進行平行驗證，以深入審查的分析結果、識別被忽略問題、並測試和評估各種假設條件的敏感度。

第八章、結論

1. 等效熱傳導數值分析驗證技術之結果
 - (1) 等效熱傳導數值分析模型與瑞典 SKB 報告熱傳分析結果十分相近。
 - (2) 回填材料參數影響分析之結果與文獻結論相近。
 - (3) 各案例中，三組等效模型之熱傳分析結果均十分相近，等效模型之概念可應用於未來相關參數之分析中。
2. 瑞典 SKB 報告多孔幾何配置熱傳導案例之驗證結果

本文依照文獻所給定的條件進行三維多處置孔之四組案例進行平行驗證，其中案例二(包括二子案例)至案例四之結果皆與文獻相當接近，平行驗證相當成功。唯有案例一的分析結果與文獻不符，依此結果研判，係由於文獻對於案例一的條件並沒有完整說明所致。
3. 等效熱-水-力耦合數值分析驗證技術之結果
 - (1) 在具有代表性之特定位置上，針對其溫度、飽和度、與 Mises 應力，建構出適用的功能式等效模型，在這些特定位置上計算得出的結果皆與原始模型極相似。
 - (2) 使用等效模型的建構「處置設施多孔幾何配置」之分析模式，可以更有效率的呈現多處置孔的模擬分析。
4. 本報告針對深地層最終處置設施耦合分析之審查重點，以八個分析面向提出建議。
5. 在處置設施多孔幾何配置問題的分析上，本年度與 105 年度之研究內容相較，具有更加深入的探討內容，茲說明如下；
 - (1) 105 年度多孔幾何配置分析中，並未考慮不同性質處置設施之情況。
 - (2) 本年度提出等效耦合模型驗證技術之概念，可更為有效率的進行多孔幾何配置的驗證分析。
 - (3) 本年度多孔幾何配置分析中，考慮不同性質之處置設施，更能代表多孔處置設施相異之情形。
 - (4) 本年度與瑞典 SKB 報告對於熱傳導多孔配置結果進行比較分析，可確

認本計畫平行驗證技術之執行效能。

6. 在處置設施多孔幾何配置問題的分析上，本年度與 105 年度之研究內容相較，具有更加深入的探討內容，茲說明如下；
 - (1) 105 年度多孔幾何配置分析中，並未考慮不同性質處置設施之情況。
 - (2) 本年度提出等效耦合模型驗證技術之概念，可更為有效率的進行多孔幾何配置的驗證分析。
 - (3) 本年度多孔幾何配置分析中，考慮不同性質之處置設施，更能代表多孔處置設施相異之情形。
 - (4) 本年度與瑞典 SKB 報告對於熱傳導多孔配置結果進行比較分析，可確認本計畫平行驗證技術之執行效能。

參考文獻

- [1] 台灣電力公司，2016，「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-104 年度成果報告」。
- [2] SKB ,2010,“Data report for the safety assessment SR-Site”,TR-10-52.
- [3] JCN ,2000, “H12-Project to Establish the Scientific and Technical Basis for HLW Disposal in Japan”,Japan Nuclear Cycle Development Institute.
- [4] 行政院原子能委員會放射性物料管理局，2016，「深層地質處置設施多孔配置之近場效應分析(期中報告)」
- [5] Svensk Kärnbränslehantering AB,2010, “Buffer, backfill and closure process report for the safety assessment SR-Site”, TR-10-47.
- [6] Svensk Kärnbränslehantering AB ,2010,“Spent nuclear fuel for disposal in the KBS-3 repository.”,SKB, TR-10-13.
- [7] Posiva ,2014, “Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto FEP Screening and Processing”,POSIVA 2014-03.
- [8] 劉文光、蔡富豐、黃秉修、張仁坤，2004，「赴瑞典、芬蘭考察放射性廢棄物營運設施」。
- [9] SKB,2010,“THM modelling of buffer, backfill and other system components”,TR-10-44.
- [10]Philip Maul, Peter Robinson, Alex Bond, Steven Benbow, 2008 ,“Independent Calculations for the SRCan Assessment”, SKI Report 2008:12.
- [11]SKB, “Long-term safety for KBS-3 Repositories at Forsmark and Laxemar - a First Evaluation.” ,TR-06-09.
- [12]JAEA,2011,“Final Report on the Surface-based Investigation Phase(Phase I) at the Mizunami Undergroud Research Laboratory Project”
- [13]POSIVA,“Thermo-Hydraulic Modelling of Buffer and Backfill”,POSIVA 2012-48.
- [14]台灣電力公司，2014，「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－103 年度成果報告」。
- [15]Dassault Systems ,2008,Simulia Corp, “ABAQUS manuals”, ABAQUS Inc.

- [16] 邱太銘, 1999, 「國外用過核燃料/高放射性廢料最終處置現況」, 行政院原子能委員會核能研究所化工組。
- [17] 劉尚志、林鴻旭、焦自強, 1988, 「高放射性廢料深層地質處置」, 原子能委員會核能彙刊, 第二十四卷, 第五期, 第 2-33 頁。
- [18] 謝馨輝, 2003, 「核廢料地下處置之熱傳導及初步熱應變分析」, 國立中央大學, 碩士論文。
- [19] SKB, 2006, “Water saturation phase of the buffer and backfill in the KBS-3V concept”, TR-06-14.
- [20] A.P.S. Selvadurai*, T.S. Nguyenb, 1996, “Scoping analyses of the coupled thermal-hydrological-mechanical behaviour of the rock mass around a nuclear fuel waste repository”.
- [21] SKB, (2009b), “Strategy for thermal dimensioning of the final repository for spent nuclear fuel”, R-09-04.
- [22] Svensk Kärnbränslehantering AB, 2010, “Design, production and initial state of the buffer for the safety assessment SR-Site.”, SKB, TR-10-15.
- [23] Svensk Kärnbränslehantering AB, 2010d. “Design, construction and initial state of the underground openings for the safety assessment SR-Site.”, SKB, TR-10-18.
- [24] 核能研究所 (2002), 「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。
- [25] Svensk Kärnbränslehantering AB, 2010, “Model summary report for the safety assessment SR-Site”, TR-10-51.
- [26] Dassault Systèmes, 2009, “Abaqus 6.9 Online Documentation”

行政院原子能委員會放射性物料管理局

106 年用過核子燃料處置長期安全評估

審驗技術之研究

子項計畫三：緩衝材料飽和回脹

與熱-水耦合特性試驗技術研析

期末報告

受委託單位：社團法人中國土木水利工程學會

子計畫主持人：鐘志忠

業務委託單位：行政院原子能委員會放射性物料管理局

計畫編號：105FCMA010

中 華 民 國 一 〇 六 年 十 二 月

106 年用過核子燃料處置長期安全評估
審驗技術之研究

子項計畫三：緩衝材料飽和回脹
與熱-水耦合特性試驗技術研析

受委託單位：社團法人中國土木工程學會

研究主持人：黃偉慶

協同主持人：鐘志忠

研究期程：中華民國 106 年 2 月至 106 年 12 月

研究經費：新台幣陸拾柒萬玖仟伍佰壹拾貳元整

行政院原子能委員會放射性物料管理局 委託研究

中華民國 106 年 12 月

(本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見)

摘要

先進核能國家一致認同將用過核子燃料進行深層地質處置是目前解決高放射性廢棄物最可行的方法，而其用過核子燃料深層處置場之近場組成包括廢棄物包件、緩衝材料、回填材料等工程障壁，以及相鄰岩體。其中工程障壁材料如緩衝材料及回填材料屬於土石材料，其受水分入侵時之行為與所處環境溫度場相關。此外，由於各工程障壁元件皆緊密圍束於處置坑及連通隧道內，其力學行為亦受環境溫度及水分所影響，故對熱-水力-力學 (T-H-M) 耦合作用相關課題進行研究，其重點分成三個部份。第一部分為國外緩衝材料相關性質收集與彙整，針對國外 T-H-M 階段性報告進行研析；第二部分為緩衝材料回脹特性初步分析，對不同模擬環境下緩衝材料回脹行為的表現，第三部分為改善小型熱-水耦合室內試驗模型，並透過試驗初步觀察緩衝材料之熱-水耦合效應。盼能有助於用過核子燃料最終處置計畫之工程障壁相關審查工作。

目錄

目錄.....	iii
圖目錄.....	vii
表目錄.....	xv
1. 第一章 緒論.....	1
1.1 研究動機.....	1
1.2 研究方法.....	2
1.3 研究目的.....	2
2. 第二章 文獻回顧.....	3
2.1 深層地質處置設計概念.....	3
2.2 各國處置場現況.....	5
2.3 日本模擬試驗.....	8
2.3.1 模擬試驗概要.....	8
2.3.2 試驗材料、配置.....	10
2.3.3 日本模擬試驗結果.....	18
2.4 瑞典模擬試驗.....	20
2.4.1 瑞典試驗概要.....	20
2.4.2 試驗材料、配置.....	21

2.4.3	模擬試驗結果	24
2.5	中國模擬試驗	30
2.5.1	模擬試驗概要	30
2.5.2	模擬試驗材料、配置	31
2.5.3	模擬試驗結果	34
2.6	西班牙模擬試驗	41
2.6.1	模擬試驗概要	41
2.6.2	試驗配置、材料	41
2.6.3	模擬試驗結果	45
2.7	芬蘭模擬試驗	48
2.7.1	模擬試驗概要	48
2.7.2	試驗配置、材料	49
2.7.3	模擬試驗結果	50
3.	第三章 回脹壓力試驗	55
3.1	實驗介紹	55
3.2	實驗材料、試體	57
3.3	實驗儀器配置、方法	59
3.3	試驗結果	62
4.	第四章 小型熱-水耦合試驗	71

4.1 實驗材料、試體	71
4.2 實驗設備	73
4.3 實驗配置、方法	74
4.4 試驗結果	82
5. 第五章結論與建議審查重點	103
5.1 結論.....	103
5.2 建議審查重點或注意事項	104
6. 參考文獻.....	105

圖目錄

圖 2.1 日本深地層處置場多重障壁概念圖	4
圖 2.2 各國處置場進展和比較	7
圖 2.3 日本處置場設施位置圖	9
圖 2.4 現地處置隧道圖	9
圖 2.5 緩衝材料塊製作圖	11
圖 2.6 日本模擬試驗配置圖(側面)	12
圖 2.7 日本模擬試驗配置圖(俯視)	12
圖 2.8 處置罐構造圖	13
圖 2.9 模擬熱源組件	14
圖 2.10 加熱器	14
圖 2.11 感測位置配置圖	16
圖 2.12 熱源熱電偶感測器位置圖	17
圖 2.13 進水系統施工圖	17
圖 2.14 進水系統配置圖	18
圖 2.15 日本模擬實驗位移傳感器結果	18
圖 2.16 日本模擬試驗第 5 層溫度分佈	19
圖 2.17 日本模擬試驗第 5 層飽和度歷時變化	19
圖 2.18 大型試驗配置	20

圖 2.19 瑞典實驗配置.....	22
圖 2.20 實驗外觀.....	22
圖 2.21 傳感器配置.....	23
圖 2.22 加熱器在實驗容器中.....	23
圖 2.23 緩衝材料內的裂紋.....	24
圖 2.24 在角度 10 度的含水量分佈圖.....	25
圖 2.25 在角度 10 度之乾密度分佈圖.....	25
圖 2.26 在角度 190 度之含水量分佈圖	26
圖 2.27 在角度 190 度之乾密度分佈圖	26
圖 2.28 三種幾何試驗模型.....	27
圖 2.29 在 120 天後三種模型的含水量輪廓圖	27
圖 2.30 溫度模擬和實驗比對結果.....	29
圖 2.31 中國模擬試驗概念圖.....	30
圖 2.32 中國模擬試驗之實驗室.....	31
圖 2.33 中國模擬試驗配置圖.....	32
圖 2.34 中國模擬試驗緩衝材料組塊.....	32
圖 2.35 中國模擬試驗感測器配置圖.....	33
圖 2.36 中國模擬試驗進水歷程.....	34
圖 2.37 第 II 層溫度變化 (T5 在 280 天後停止運作)	34

圖 2.38 第 III 層溫度變化.....	35
圖 2.39 第 I 層相對濕度變化	36
圖 2.40 第 III 層相對濕度變化.....	36
圖 2.41 第 VII 層相對濕度變化.....	37
圖 2.42 I 層壓力變化	38
圖 2.43 加熱器垂直位移變化.....	38
圖 2.44 不同位置之溫度預測和實驗比對結果.....	39
圖 2.45 不同位置之濕度預測和實驗比對結果.....	40
圖 2.46 西班牙現地試驗配置圖.....	42
圖 2.47 西班牙大型模擬試驗配置圖.....	43
圖 2.48 現地試驗具傳感器 3.5CM 相對濕度變化（位置參照 圖 2.48）	45
圖 2.49 大型模擬試驗(SECTION A4)相對濕度變化.....	45
圖 2.50 實驗室試驗 8CM-CELL 含水量及乾密度變化.....	46
圖 2.51 溫度距加熱器距離變化.....	47
圖 2.52 芬蘭處置概念.....	48
圖 2.53 芬蘭模擬試驗儀器配置.....	49
圖 2.54 不同時間之飽和度（乾密度 1650 KG/M ³ ，飽和度 35%）	50

圖 2.55 不同時間之飽和度 (乾密度 1745 KG/M ³ , 飽和度 35%)	50
圖 2.56 不同時間之飽和度 (乾密度 1645 KG/M ³ , 飽和度 90%)	51
圖 2.57 不同時間之直徑變化量 (乾密度 1650 KG/M ³ , 飽和度 35%)	52
圖 2.58 不同時間之直徑變化量 (乾密度 1745 KG/M ³ , 飽和度 35%)	52
圖 2.59 不同時間之直徑變化量 (乾密度 1650 KG/M ³ , 飽和度 90%)	53
圖 2.60 不同時間之直徑變化量 (乾密度 1745 KG/M ³ , 飽和度 90%)	53
圖 3.1SKB 回脹壓力試驗 (A0 軸向、R1 逕向向外、R2 逕向向內).....	55
圖 3.2 膨潤土試體壓製模具.....	58
圖 3.3 膨潤土試體壓實流程.....	58
圖 3.4 回脹壓力與水力傳導試驗示意圖	59
圖 3.5 荷重元與資料顯示器.....	59
圖 3.6 試驗配置圖	60

圖 3.7 附載荷重之單向度回脹試驗示意圖	61
圖 3.8 單向度回脹試驗儀器	61
圖 3.9 典型回脹壓力歷時曲線 (SPV 200 BENTONITE 1600 KG/M ³)	62
圖 3.10 壓實膨潤土之定體積回脹過程 (ZHU, 2013)	63
圖 3.11 不同水-熱近場環境下緩衝材料回脹壓力歷時曲線	63
圖 3.12 65°C 水-熱環境後之外觀 (側面產生裂縫)	64
圖 3.13 不同 NaCl 濃度之回脹壓力歷時曲線	64
圖 3.14 不同 CaCl ₂ 濃度之回脹壓力歷時曲線	65
圖 3.15 不同 NaOH 濃度之回脹壓力歷時曲線	66
圖 3.16 膨潤土於 Ca(OH) ₂ 之回脹壓力歷時曲線	67
圖 3.17 膨潤土於 25 度水系統中不同垂直應力之回脹歷時曲 線	68
圖 3.18 膨潤土於 NaCl[0.6M]系統中不同垂直應力之回脹歷 時曲線	69
圖 3.19 膨潤土於 NaCl[0.6M]系統中不同垂直應力之回脹歷 時曲線	69
圖 4.1 試體俯視示意圖(未按比例)	72
圖 4.2 壓桿、分裂模內模組合圖	72

圖 4.3 TDR1500	73
圖 4.4 RG58- A/U 同軸線	73
圖 4.5 真空凡士林	74
圖 4.6 實驗設計配置圖	75
圖 4.7 試體分層含水量計算概念	75
圖 4.8 分層含水量計算	76
圖 4.9 感測器改良	77
圖 4.10 不同溫度之 14%含水量 TDR 波型頻散情形	79
圖 4.11 不同溫度之 24%體積含水量 TDR 波型頻散情形 ..	80
圖 4.12 不同溫度之 34%體積含水量 TDR 波型頻散情形 ..	80
圖 4.13 (A)保鮮膜 COATING (B)熱縮管 COATING	81
圖 4.14 保鮮膜絕緣感測器視介電常數-溫度關係曲線	82
圖 4.15 保鮮絕緣膜感測器測得膨潤土之含水量-視介電常數 -溫度三相圖	83
圖 4.16 熱縮管絕緣感測器視介電常數-溫度關係曲線	83
圖 4.17 熱縮管絕緣感測器測得膨潤土之含水量-視介電常數 -溫度三相圖	84
圖 4.18 不同感測器建立之 SPV200 膨潤土視介電常數-溫度 關係曲線	85

圖 4.19 TDR 感測器配置圖.....	86
圖 4.20 試體浸水試驗.....	86
圖 4.21 25 度體積含水量歷時曲線.....	87
圖 4.22 25 度分層體積含水量歷時曲線.....	88
圖 4.23 25 度系統浸水 120 HR 之試體剖面	89
圖 4.24 40 度體積含水量歷時曲線.....	90
圖 4.25 40 度分層體積含水量歷時曲線.....	91
圖 4.26 40 度系統浸水 120 HR 之試體剖面	92
圖 4.27 60 度體積含水量歷時曲線.....	93
圖 4.28 60 度分層體積含水量歷時曲線.....	94
圖 4.29 60 度系統浸水 240 HR 之試體剖面	94
圖 4.30 軸對稱模型邊界條件設定.....	95
圖 4.31 25 °C、40 °C、60 °C 系統浸水 120 HR 之飽和度.....	97
圖 4.32 模擬 25 度溫度系統浸水 120 HR 之體積含水量歷時 變化.....	97
圖 4.33 模擬 40 度溫度系統浸水 120 HR 之體積含水量歷時 變化.....	98
圖 4.34 模擬 60 度溫度系統浸水 120 HR 之體積含水量歷時 變化.....	98

圖 4.35	25 °C、40 °C、60 °C系統 0~0.1 M 之相對位移變化	99
圖 4.36	模擬 25 度溫度系統之位移量歷時變化	100
圖 4.37	模擬 40 度溫度系統之位移量歷時變化	100
圖 4.38	模擬 60 度溫度系統之位移量歷時變化	101
圖 4.39	25 °C、40 °C、60 °C系統 0~0.1 M 之孔隙比變化..	102

表目錄

表 2-1 各國處置場規格與處置方法.....	6
表 2-2 日本耦合試驗材料表	10
表 2-3 感測器配置圖	15
表 3-1SPV 200 膨潤土成份分析表	57
表 4-1 TDR 感測器改良製作過程.....	78

第一章 緒論

1.1 研究動機

核電廠反應器產生之用過核子燃料具有高度放射性，其中部分核種壽命長達千年甚至到十萬年以上，而透過高放射性廢棄物作用所產生的衰變熱，長期形成一定範圍的溫度場效應，為不使放射性廢棄物影響到自然環境，高放射性廢棄物之管理方法多年來一直是國際間關注的焦點，而如何有效安全及長期處置高放射性廢棄物成為使用核能國家共同研究討論的環保議題。國際間目前一致採用「深層地質處置」的方式，以多重障壁的設計，將用過核子燃料埋置於地下數百公尺深的穩定地層中，利用廢棄物包件、工程障壁及周圍岩層等將廢棄物層層保護，使之與人類生活環境完全隔離。各核能發展先進之國家如美國、日本、瑞典、中國等，均積極研究其相關的處置技術。

根據我國「放射性物料管理法施行細則」第4條定義，指用過核子燃料或經過再處理所產生之萃取殘餘物，但我國現有於高放射性廢棄物處理上並未經過再處理之程序，因此我國高放射性廢棄物即是用過核子燃料。針對用過核子燃料之最終處置場建置，我國對放射性核廢料管理策略以技術、安全、經濟、政治、人文社會及自然環境等六大因素規劃近、中、長程計畫，近程採用廠內燃料池貯存；中程則進行乾式貯存；長程以最終處置作為我國之管理策略。

深地層處置設施中，其影響範圍依廢棄物衰變熱與放射性影響區域分為近場、遠場、生物圈，當中以近場受到的影響最大，近場包括廢棄物的處置孔或隧洞內之緩衝材料、回填材料、開挖擾動區及外圍接觸的母岩；未受到衰變熱及放射性影響的區域部分稱為遠場或地質圈，而人類與其他生命有機體居住的環境則稱為生物圈。

高放射性廢棄物深地層處置場的近場與遠場演化程序，主要受到四大因素所影響，包含熱學(Thermal, T)、水力(Hydraulic, H)、力學(Mechanical, M)、化學(Cheical, C)，簡稱為 T-H-M-C 耦合效應，其中單一因素或複雜的耦合交互作用

進而影響最終處置場之預期功能。因此，雖然國際間對於處置場之研究設計相關研究甚多，但考慮各國處置環境不同，難以將其國外研究成果直接應用，故建立符合國內適合的環境與最終處置場耦合影響過程的研究，具有不可替代的必要性。

1.2 研究方法

近場 T-H-M-C 效應對於處置場的完整功能性具有相當重要性，然而目前各國對於此四項耦合效應的試驗尚未發展完善，因其中化學效應參與反應的因子及條件極為複雜，難以在短時間內有效理解，因此透過國際間合作關係，國內目前均集中致力於 T-H-M 耦合效應的實驗及數值模擬。

本子計畫擬定透過實驗室之物理模型試驗，以膨潤土為研究材料，建立小型 T-H 耦合模型，以模擬深地層處置地下水環境下緩衝材料相關性質及近場溫度分佈，針對緩衝材料配置不同狀態實驗以模擬現實處置場現況，以取得適合國內相關參數，作為有限元素分析之重要參數，供未來國內處置計畫細部設計之參考依據。

1.3 研究目的

本子計畫首先將透過文獻回顧，以掌握目前國際間用過核子燃料深層地質處置之工程障壁設計及材料特性要求，同時針對各國材料特性及其於 T-H-M 耦合作用下之行為加以分析整理，供國內深地層最終處置緩衝材料考量，部分資料並可提供其他子計畫有限元素模型分析參考運用。

本子計畫延續105年「用過核子燃料處置安全審驗技術國際資訊研析」子項計畫二：「深層地質處置設施多孔配置之近場效應分析」，考量緩衝材料受衰變熱處於乾燥狀態至地下水入侵始知之逐漸飽和，另外也考量回填材料自重及回脹壓力影響，緩衝材料將遭受垂直向下之應力 本子計畫透過回脹試驗研究及單向度試驗針對緩衝材料在不同環境下的回脹能力，並且透過建立三相圖，及之熱-水耦合模型模擬緩衝材料在處置時耦合情形，完成緩衝材料熱-水耦合試驗。

第二章 文獻回顧

2.1 深層地質處置設計概念

針對用過核子燃料(高放射性廢棄物)，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推崇之方式，依照影響範圍之環境分為近場、遠場、生物圈，其近場(near field)包含廢棄物處置坑室、隧道、緩衝區與回填區、開挖擾動區及周圍接觸母岩，此部分皆為用過核子燃料衰變熱與輻射影響所及區域；遠場(far field)或地質圈(geosphere)則為處置區域外圍未受衰變熱與輻射侵擾的基岩部分；生物圈(biosphere)為人類與其他生命有機體居住之環境稱之。

日本深地層處置場多重障壁概念圖，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，將固化處理後之放射性廢棄物，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(multi-barrier system)，於高放射性廢棄物四周加以圍阻，構成近場的一部份。其功能以阻絕、延遲放射性廢棄物外釋或影響地下環境，達到將放射性廢棄物永久隔離生物圈之目的。在用過核子燃料經處理後，裝填於廢棄物罐，藉以提供足夠強度與抵抗外部侵蝕能力保護內部廢棄物體，也可防止核種外釋至自然環境中。接著將廢棄物罐運送至處置場址，利用豎井輸送至地下至少300公尺或更深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。此項介於處置基岩與廢棄物罐間之系統稱之為緩衝材料(buffer)，具有防止侵蝕性物質直接侵蝕廢棄物罐，以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。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，以維持處置場的穩定性。

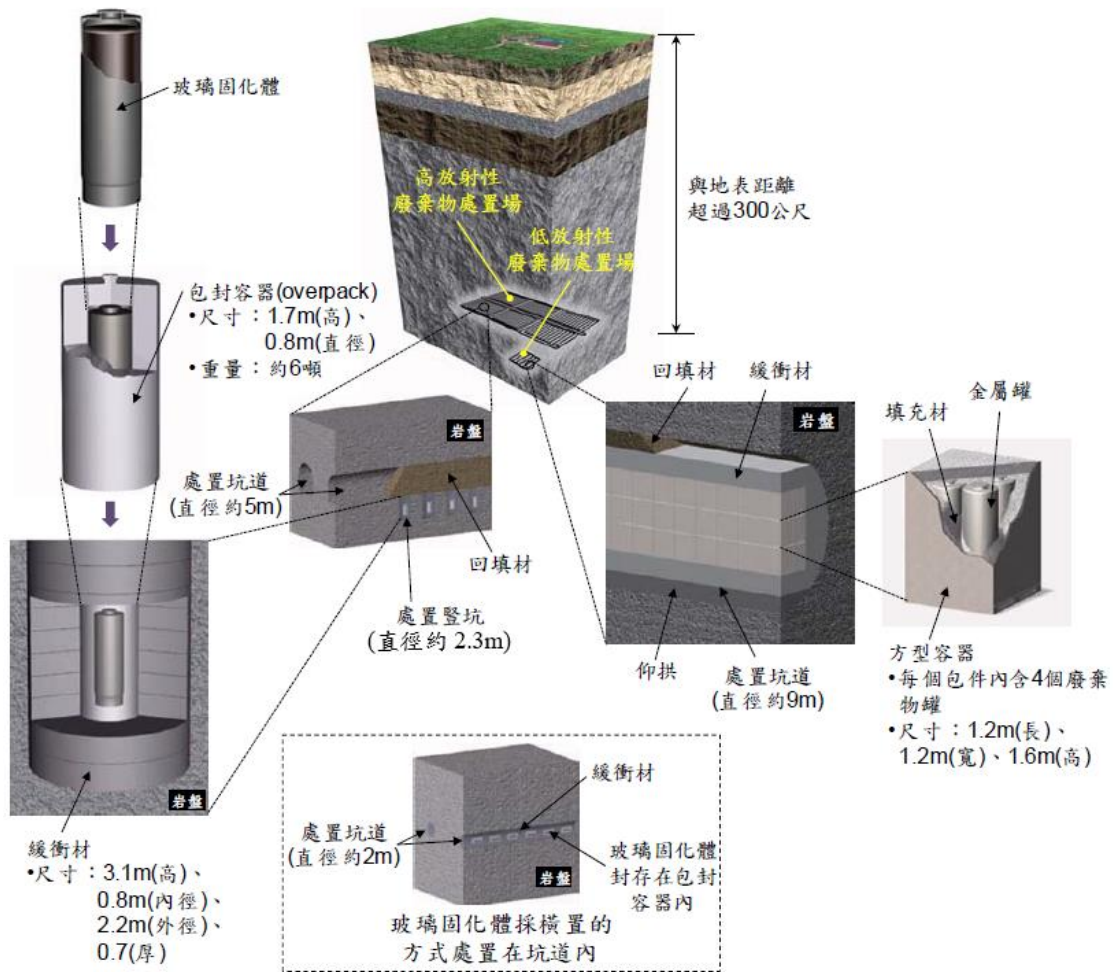


圖 2.1 日本深地層處置場多重障壁概念圖

2.2 各國處置場現況

用過核子燃料即具有高放射性的核廢料，會對人體嚴重危害，及對生物圈產生影響，因此需要長期遠離我們的生活環境，而目前「深地層處置」為國際間選擇較為適當的處置方法，彙集國外處置場相關經驗當中，即便各國以長期管理放射性廢棄物為共同的目標，也會因為每個國家的文化、政治、歷史和所屬地方的地質環境情況下，而有不同的計劃過程及設計規劃。因此，彙整各國家對於用過核子燃料之最終處置發展現況、掌握最新動態及消息，為達成最終安全長期管理放射性廢棄物目標之必要程序與步驟。

目前各國對於用過核子燃料（高放射性廢棄物）提出之長期管理政策，多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、沉積岩類或鹽岩。目前各國均積極進行現地試驗工作，一方面取得現地參數，另一方面可驗證實驗室模式預測結果。

彙整各國處置場規格與處置方法，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基岩帶。在各國的處置概念中，以瑞典的KBS-3 概念發展較早且成熟，且該國之用過核子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；另外日本其地質環境特性與我國類似，且研究發展規劃相當完整，亦值得我國學習參考。

表 2-1 各國處置場規格與處置方法

國家	廢料類別	冷卻(年)	廢料處理方式	廢料罐/包封材料	緩衝材料	回填材料	封存方式	深度(m)	處置地質環境	處置場設計	處置罐安裝方式
比利時	用過核子燃料 高放射性廢料	50		不鏽鋼	FeCa膨潤土(60% 鈉膨潤土、35% 石英砂、5%石膏)	夯實膨潤土或花 Boom粘土	處置隧道襯砌	250	沉積岩/飽和帶；低於水沸 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 碳鋼內罐	砂-膨潤土混合物 (50:50)	砂-膨潤土混合物 (50:50)	橫坑與鑿井封存	500-1000	結晶岩/飽和帶	一條主隧道連接多條處置 隧道	垂直放置於處置孔內 或橫式放置於處置隧 道
捷克	中低放射性廢料		混凝土	鋼	純膨潤土	純膨潤土	膨潤土封存	450-500	花崗岩/飽和帶		
	用過核子燃料		UO ₂	鋼	純膨潤土	純膨潤土	膨潤土封存	450-500	花崗岩/飽和帶		
	高放射性廢料		玻璃體	鋼	純膨潤土	純膨潤土	膨潤土封存	450-500	花崗岩/飽和帶		
芬蘭	用過核子燃料	40	UO ₂	鈉-瓶	膨潤土無混凝土 塊	碎石-膨潤土混合 物(50:50)	膨潤土與混凝土封 存	500	結晶岩/飽和帶	一條主隧道連接多條處置 隧道	垂直放置於處置孔內 直徑2m高8m
	中低放射性廢料	15		不鏽鋼、混凝土容器	純膨潤土	膨潤土或頁岩	膨潤土與混凝土封 存	400-1000	結晶岩或沉積岩/飽和帶		
	用過核子燃料	15	CU1、CU2型	鋼製包封材料 不鏽鋼內罐	砂-膨潤土混合物 (70:30)	膨潤土或頁岩	膨潤土封存	400-1000	結晶岩或沉積岩/飽和帶		
法國	高放射性廢料	15	UO ₂ 、MOX玻璃 化固體(C型)	碳鋼包封材料(厚 55mm長1.6m直徑 55cm)	純膨潤土與精織 坑道	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每間隔8m設計一處 置坑道，長30m	
德國	高放射性廢料	40	不考慮工程障壁	不考慮工程障壁	鹽混凝土	壓岩岩體	封存	870	鹽岩/飽和帶	一條主隧道連接多條處置 隧道	垂直放置於處置孔內
日本	高放射性廢料	50	玻璃化固體	碳鋼包封材料	砂-膨潤土混合物 (70:30)	膨潤土、砂、 碎岩石	隧道封存	花崗岩1000 泥岩500	花崗岩/飽和帶	一條主隧道連接多條處置 隧道	用過核子燃料垂直放 置 高放射性廢棄物橫式放 置
韓國	用過核子燃料		UO ₂	鋼製或不鏽鋼外殼 碳鋼內罐	純膨潤土或砂-膨 潤土混合物	純膨潤土					
西班牙	用過核子燃料	30	UO ₂	碳鋼包封材料	花崗岩、泥岩、純 膨潤土 巖岩碎岩	純膨潤土	混凝土與膨潤土封 存	花崗岩550 泥岩250 巖岩600	結晶岩或沉積岩/飽和帶	兩條主隧道連接多條處置 隧道	橫式放置處置隧道
瑞典	用過核子燃料	30-40	UO ₂	鋼-瓶 鋼-瓶、不鏽鋼外殼 直徑2m長100m	MX-80膨潤土	碎石-膨潤土混合 物	隧道回填材料	400-700 面 積 0.3km ² 400-700 面積 1- 2km ²	結晶岩/飽和帶	一條主隧道連接多條處置 隧道 一條主隧道連接多條處置 隧道	KBS-3V 垂直放置處 置孔，直徑2m高8m KBS-3H 橫式放置處 置隧道
瑞士	高放射性廢料	40	玻璃體	鋼	純膨潤土	膨潤土磚或砂-膨 潤土混合物		花崗岩1000 泥岩850	結晶岩或沉積岩/飽和帶	一條主隧道連接多條處置 隧道	橫式放置處置隧道
英國	中低放射性廢料		水泥灌漿	鋼骨箱或混凝箱	水泥回填材料		低滲透係數封存				
中國	高放射性廢料		玻璃化固體		高爾子膨潤土			800-1000	花崗岩/飽和帶		
	用過核子燃料		直接處置		高爾子膨潤土			800-1000	花崗岩/飽和帶		
美國WIPP	TRU	10		208L鋼管	氧化鈣回填材料		混凝土鑿坑封存	300	凝灰岩/不飽和帶		
美國YMP	商業用過核子燃料 防護用過核子燃料 高放射性廢料	10	不鏽鋼覆蓋、 UO ₂ MOX、PuU、 銻	50mm厚不鏽鋼內襯			銻合金防罩	300	凝灰岩/不飽和帶	三條平行處置隧道	橫式放置處置隧道
							銻合金防罩				
							銻合金防罩				

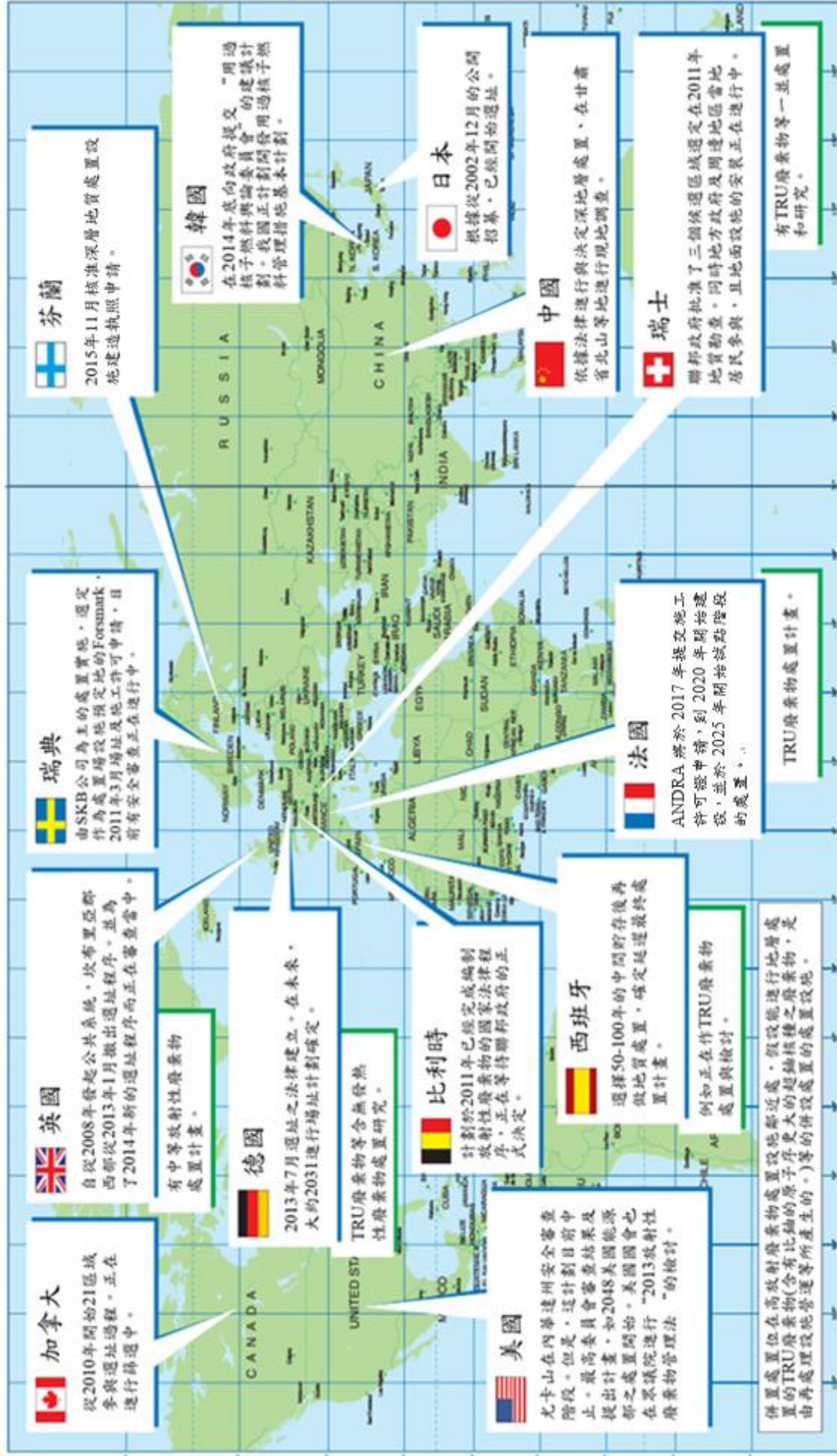


圖 2.2 各國處置場進展和比較

2.3 日本模擬試驗

2.3.1 模擬試驗概要

日本原子能研究開發機構（以下簡稱 JAEA）於平成 12 年 11 月與北海道幌延町簽訂「在幌延町深地層研究協定」，允許 JAEA 在幌延町進行關於高放射性廢棄物的深地層研究，並協議不使用、不帶具有放射性的廢棄物，其研究計劃分為三個階段，第一階段「從地面的研究階段」、第二階段「坑道開挖（地下設施建設）調查研究階段」、第三階段「地下設施研究階段」。並於平成 26 年開始著手進行第三階段的研究計劃，在幌延町地下 350 公尺深的調查坑道（試驗坑道 4）進行試驗，目的為人工屏障的性能測試，將人工屏障安裝於處置孔並進水以模擬現實可能遭遇到的情況，計畫內容如下：

1. 驗證深地層處置研究開發概念可在實際地下環境建造
2. 人工屏障及回填材料設計方法的適用性確認
3. 熱-水-應力-化學耦合連動關係的驗證

本報告則針對耦合試驗進行文獻回顧。

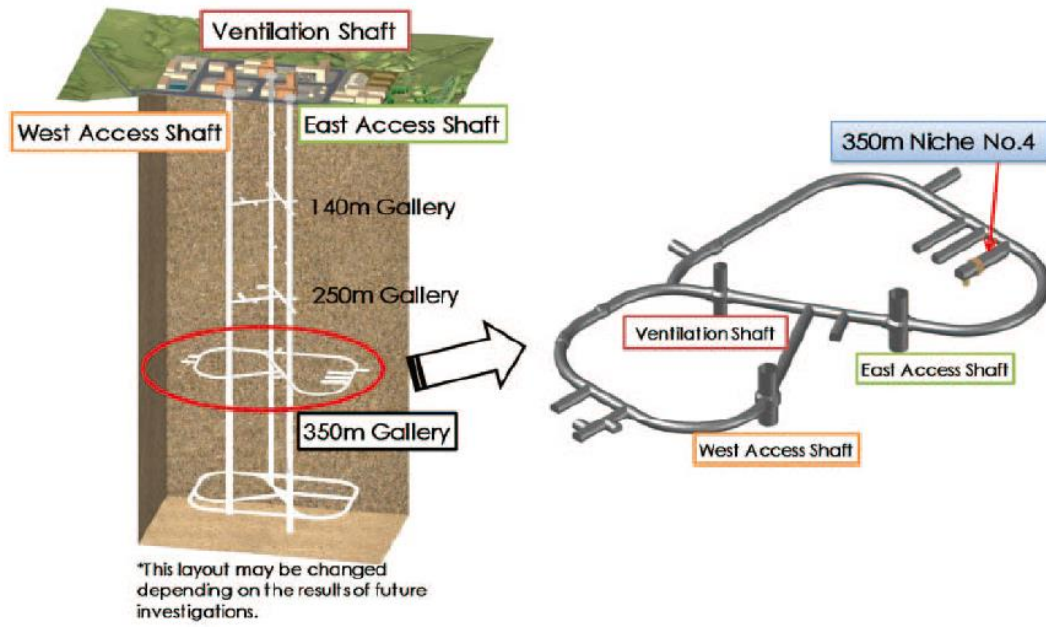


圖 2.3 日本處置場設施位置圖



圖 2.4 現地處置隧道圖

2.3.2 試驗材料、配置

(1) 緩衝材料

緩衝材料如表 2-2 所示，使用 Kunimine Industries Co.,Ltd 生產的膨潤土及 Nittoren Genryo K.K.生產的矽砂，並以 70：30 比例混和，原乾密度 1.8 Mg/m^3 ，加水經由回脹之後乾密度 1.6 Mg/m^3 ，含水量 10.5%，JAEA 認為這樣能使緩衝材料易於壓實製成，圖 2.5 為緩衝材料塊之製作過程。

表 2-2 日本耦合試驗材料表

試驗材料		
	規格	備註
材料	膨潤土(Kunigel V) 矽砂	Kunimine Industries Co.,Ltd. Nittoren Genryo K.K.
混合比例	膨潤土 70wt% 矽砂 30wt%	矽砂(No.3:No.5=1:1)
拌合水	自來水	
含水量	10.5%	
乾密度	1.8 Mg/m^3	回脹之後 1.6 Mg/m^3

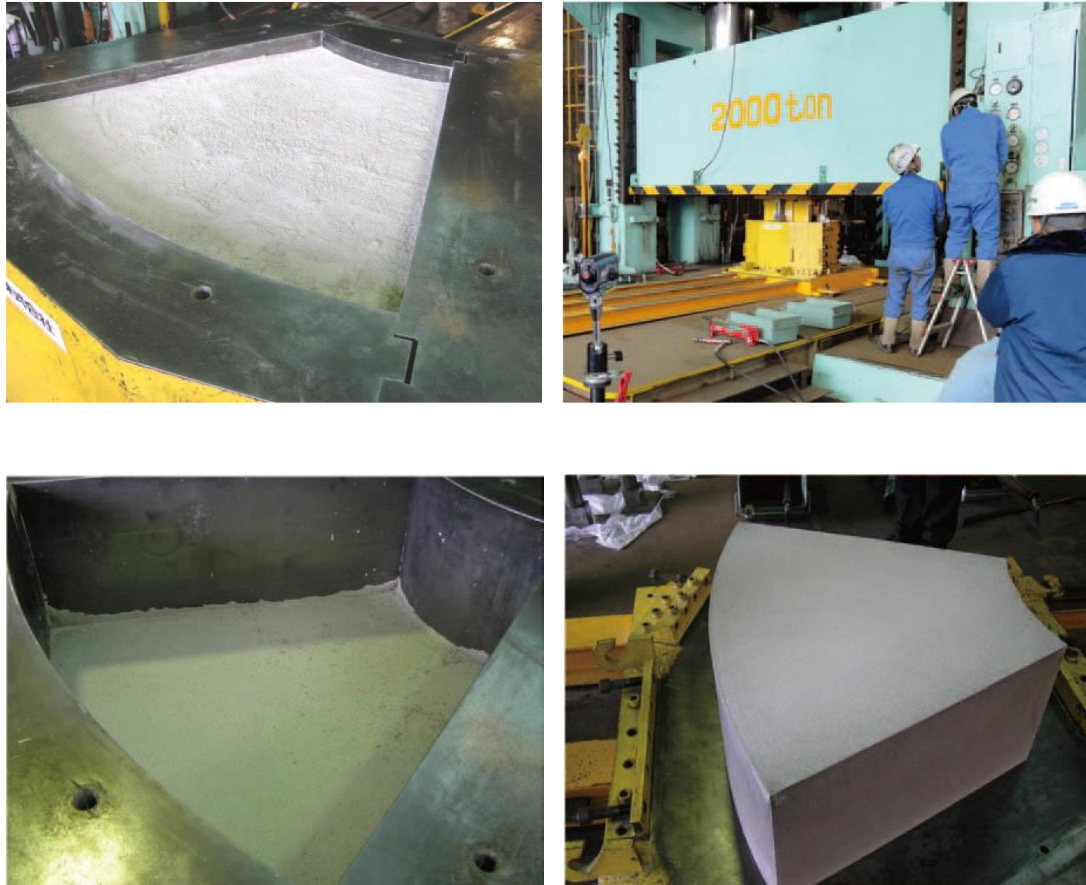


圖 2.5 緩衝材料塊製作圖

處置孔為直徑 2.4 公尺，深 4.2 公尺的圓柱形，緩衝材料以垂直堆放的方式堆疊而成外徑 2.26 公尺，內徑 0.86 公尺的空心圓柱，共分為 12 層，每一層高度 0.35 公尺，如圖 2.6，每一層則由 8 塊或 9 塊膨潤土塊組合而成，如圖 2.7。緩衝材料的外圈和內圈均以細砂做為填充。

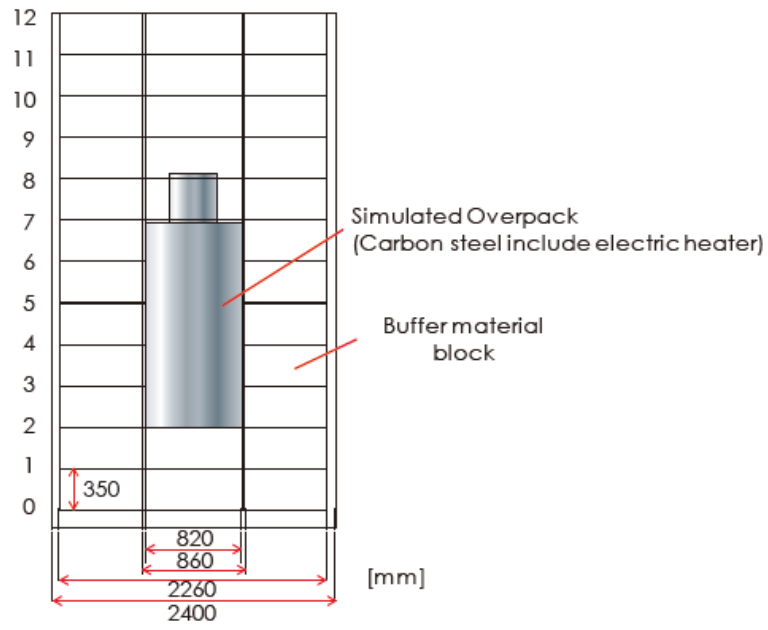


圖 2.6 日本模擬試驗配置圖(側面)

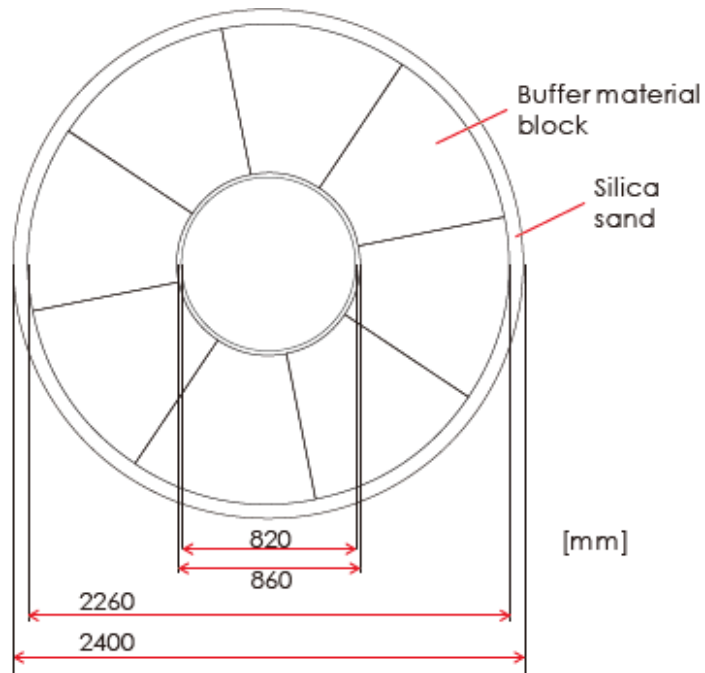


圖 2.7 日本模擬試驗配置圖(俯視)

(2) 熱源

為模擬未來處置罐因為衰變熱產生的熱，得設計出與實際情況符合且能夠穩定的控制表面溫度，以評估處置罐受腐蝕的情形。由於試驗位於地下 350 公尺深，也把可能所受到的壓力（緩衝材料回脹壓力與靜水壓力）考慮進去，以防止處置罐受到壓力推擠而產生變形破裂，因此 JAEA 選用 JIS G 3202 規範 SFVC1 型碳鋼，以作為包覆放射性核廢料處置罐的外包裝。

處置罐為圓柱形的形狀，上下端採固定狀態，中間空心部分，會在中間加入碳鋼來增加重量，如圖 2.8，以模擬實際處置罐的重量（5.7 噸），並在內部安裝加熱器，控制及模擬放熱情形，處置罐內部空隙則填充油來作為傳熱的介質。

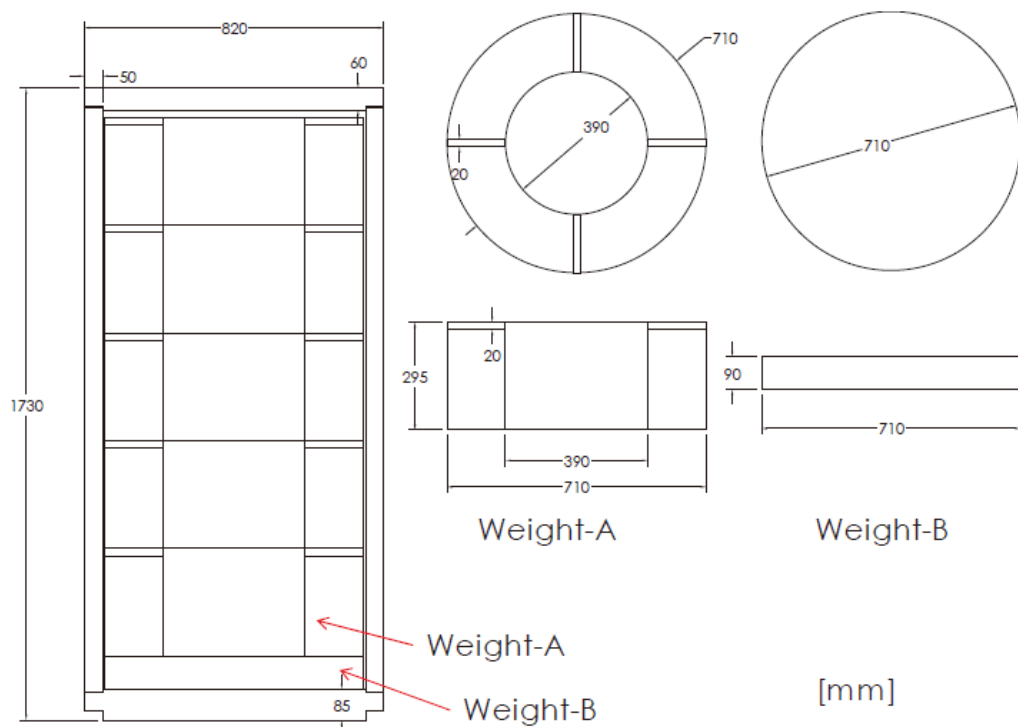
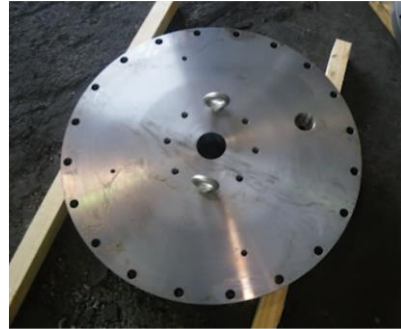


Fig. 12 Structure of simulated overpack

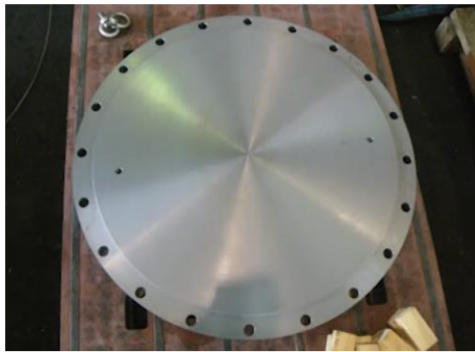
圖 2.8 處置罐構造圖



(a) 模擬熱源主體



(b) 上蓋



(c) 下蓋



(d) 重塊

圖 2.9 模擬熱源組件



圖 2.10 加熱器

(3) 感測器

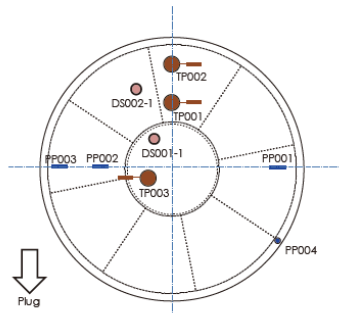
實驗以相關感測器進行配置，主要配置於 0~9 層，以觀察 THM 耦合情形，包括溫度、相對濕度、壓力等，詳細配置如表 2-3，並將各式感測器安裝在各層，而感測器主要安裝在 3~6 層，如圖 2.11，顯示出此位置為試驗的重點及於加熱器中埋設熱電偶感測器用來監測溫度，如圖 2.12。此外，也安裝位移感測器觀察緩衝材料因其回脹能力是否產生位移情形。

表 2-3 感測器配置圖

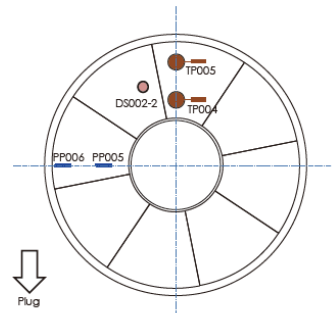
Sensors	ID	Measurement	unit	Section								total
				0	1	3	5	6	9	11	12	
Pressure cell	TP### TPWL###*1	swelling pressure, temperature	kPa, °C	3	2	2	4		2	1*1		14
Piezometer	PP### PPWL###*1	pressure head, temperature	kPa, °C	4	2	2	4	2	2	2*1		18
Borehole extensometer	DS###	displacement, temperature	mm	<>*2 <><>		><>	><>	><>		*2		6
Optical pH meter	PH###	pH	-			3	3	3				9
Thermocouple	TE###	temperature	°C			6	6					12
Pt electrode	EH###	V vs Ag/AgCl KCl sat.	V			3	3	3				9
Carbon steel corrosion sensor	CO###	corrosion potential, carbon steel potential	Ωcm ² , V			4	4	4				12
Hygrometer	RH###	relative humidity	%			3	3					6
Psychrometer	PS###	water potential	MPa			3	3	3				9
FDR-V	FD### (TEFD###)	volume water content (temperature)	% (°C)			3	3					6
Buffer material swelling sensor	CH## TEBS##	strain, temperature	- °C								14 2	16
total				7	6	30	34	16	5	3*1	16	117

*1: Using wireless sensor: collaborative research with Radioactive Waste Management Funding and Research Center (RWMC).

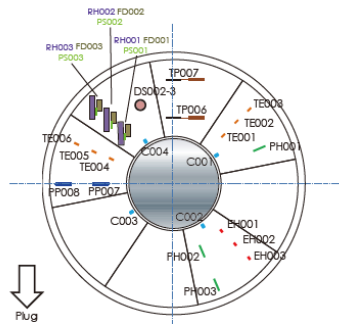
*2: Measurement section of temperature by borehole extensometer.



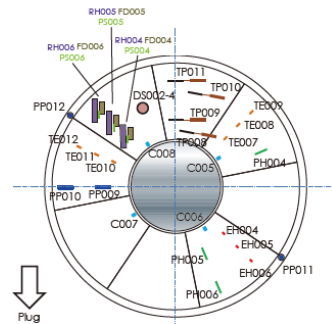
Location of sensors in buffer material: Section-0



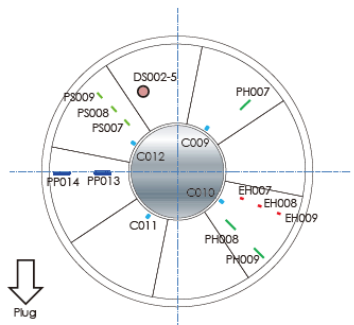
Location of sensors in buffer material: Section-1



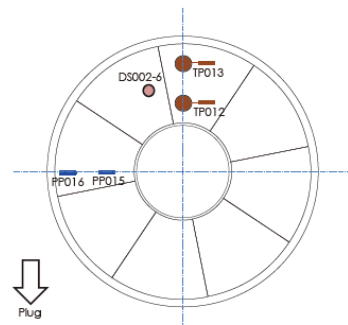
Location of sensors in buffer material: Section-3



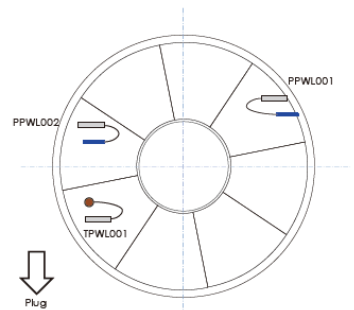
Location of sensors in buffer material: Section-5



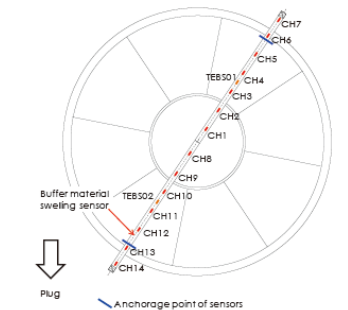
Location of sensors in buffer material: Section-6



Location of sensors in buffer material: Section-9



Location of sensors in buffer material: Section-11



Location of sensors in buffer material: Section-12

Buffer material swelling sensor consists of 14 strain sensors and 2 thermocouples.

圖 2.11 感測位置配置圖

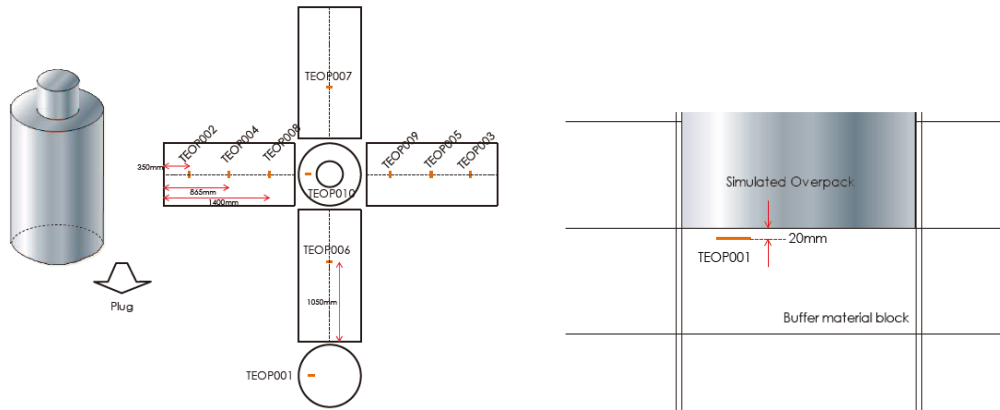


圖 2.12 熱源熱電偶感測器位置圖

(4) 進水系統

圖 2.13 為日本在開始安裝緩衝材料、加熱器等之前，先配置進水系統，採用由底部進水，底部的配置如圖 2.14，並在下方鋪設砂砂，有助水能更平均的進入緩衝材料中，並將水的速率設定在 80 ml/min。



圖 2.13 進水系統施工圖

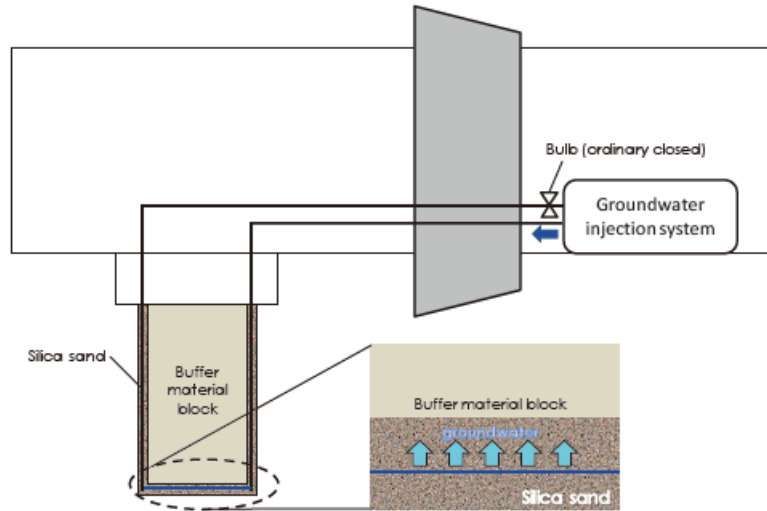


圖 2.14 進水系統配置圖

2.3.3 日本模擬試驗結果

圖 2.15 為各位置位移傳感器之量測結果，因緩衝材料回脹行為的影響，使底部受到推擠向上位移，然而 DS001-1 位於熱源下方，受到熱源自重影響，位移較為穩定平穩。其餘讀值部分由於原報告無額外說明，後續將由本研究嘗試分析歸納可能判釋結果。

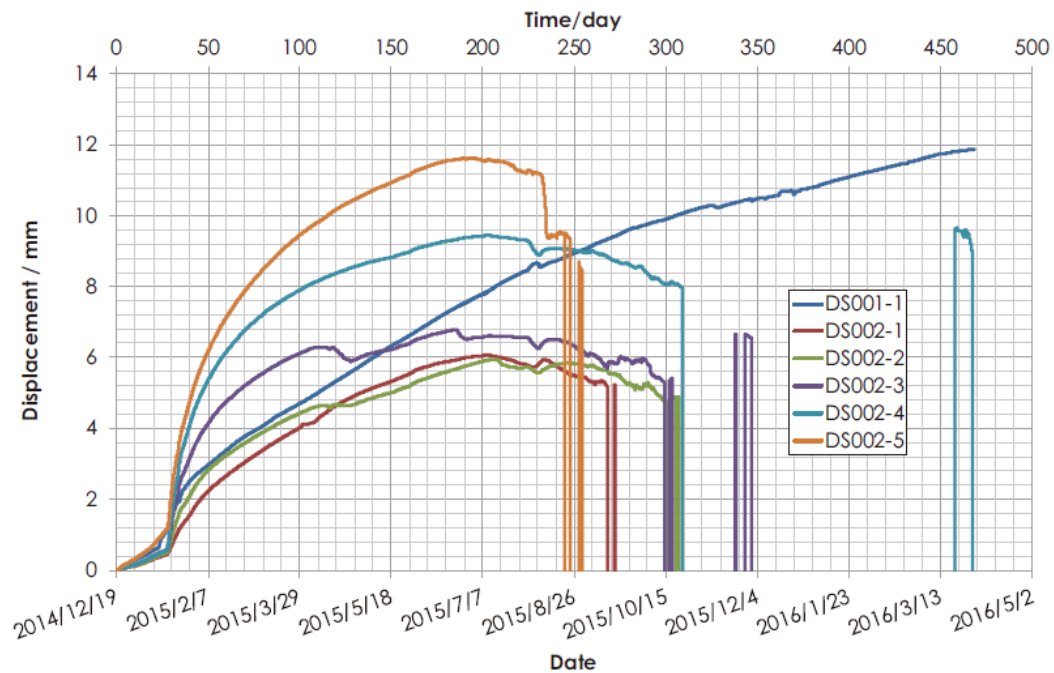


圖 2.15 日本模擬實驗位移傳感器結果

緩衝材料在受到進水影響，溫度約 1 年後達到穩定的狀態，表示水已經由底部向上入滲到圖 2.16 紅線的位置，此時的耦合行為也趨近穩定的狀態。圖 2.17 透過地電阻（Electrical Resistivity Tomography, ERT）的方式監測紅線位置之含水量歷時變化，熱源中間因溫度高，使之周圍乾密度降低，水分向外傳遞聚集在緩衝材料外側周圍，導致含水量提高。

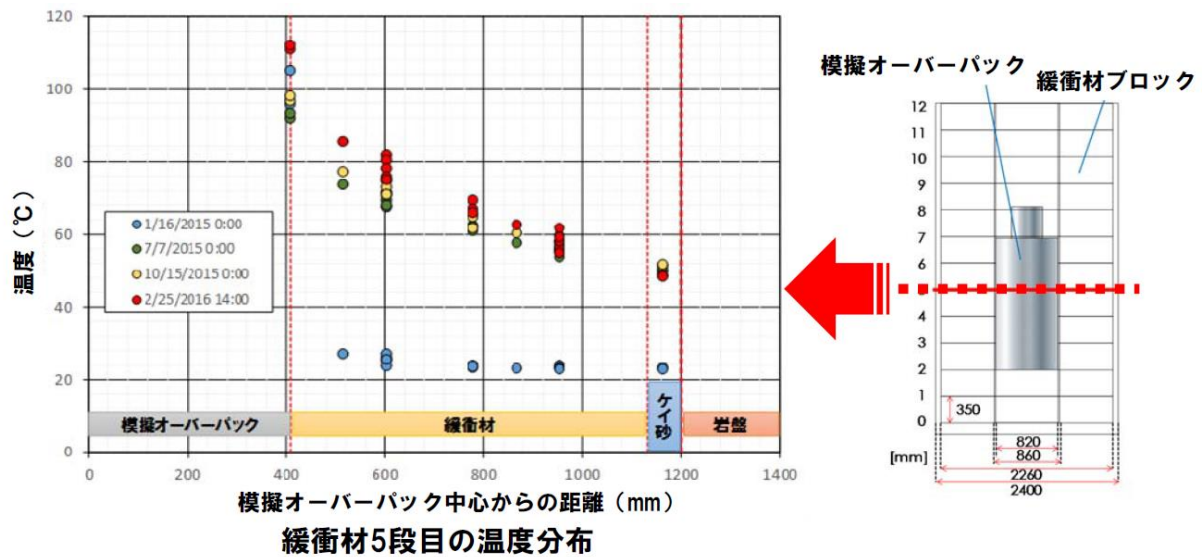


圖 2.16 日本模擬試驗第 5 層溫度分佈

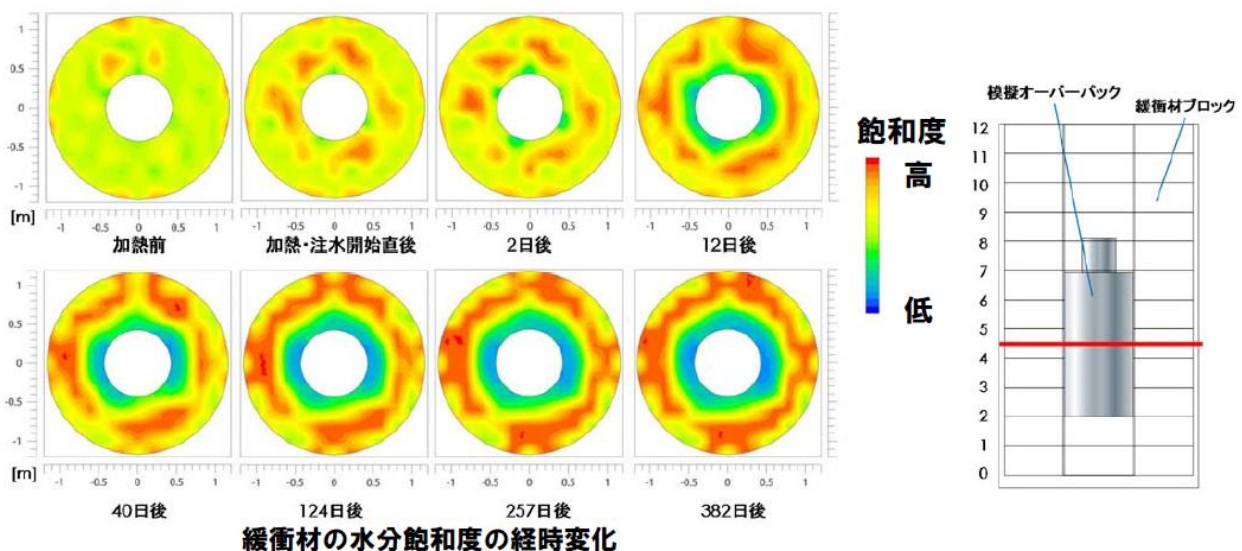


圖 2.17 日本模擬試驗第 5 層飽和度歷時變化

2.4 瑞典模擬試驗

2.4.1 瑞典試驗概要

SKB 設計指出，在開始進行回填作業之前，處置隧道內的緩衝材料及容器必須保存至多 3 個月的時間。而在此期間內，緩衝材料-膨潤土塊會以塑膠或橡膠製成的保護層進行保存，以確保不會受到水及高相對濕度的影響，並在回填作業開始前移除保護層。

在這段期間由於處置罐的溫度會影響緩衝材料，使緩衝材料內的水分進行再分佈，為了針對研究此水分再分佈過程，進行實驗室小型試驗，但基於大小尺寸間的縮放因子及小型試驗無法同時達到正確溫度和溫度梯度，SKB 則以全尺寸的試驗再次進行，研究重點旨在接近熱源中心緩衝材料溫度梯度的變化及水份再分佈情形，如圖 2.18，並在 4 個月後停止試驗，卸除試驗並整理數據。

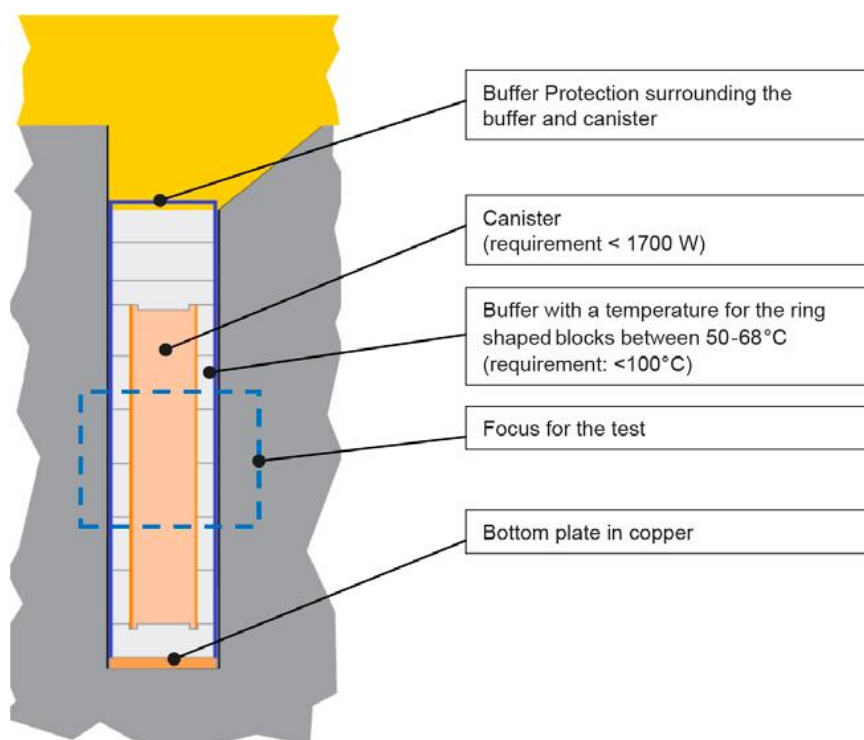


圖 2.18 大型試驗配置

2.4.2 試驗材料、配置

SKB 實驗使用其高 2.25 公尺，直徑 2.05 公尺，內徑 1.75 公尺的圓柱容器，如圖 2.19，並將 MX-80 膨潤土，平均含水量 17%，乾密度 1.81 kg/cm^3 ，製成兩塊的緩衝材料塊，圖 2.20 為實驗容器內的配置，各項說明如下：

1. 鋼蓋覆蓋於保麗龍之上，以提供隔離間距 $> 250\text{mm}$ 。
2. 外層為隔離玻璃棉 100mm（也覆蓋在容器頂部）。
3. 該罐有 150mm 厚的溫控水套，以能夠在緩衝材料外部設置溫度外，保護緩衝材料和岩壁的溫度。另外為確保整個實驗之溫度均勻，在整個實驗過程中使用幫浦循環水。
4. 緩衝塊和水套之間的空間。
5. 上膨潤土緩衝環。
6. 下膨潤土緩衝環。
7. 上下各 5 層的保麗龍（Sundolitt XPS300），各層厚度 $T = 100\text{mm}$ 。
8. 用於提升穩定性的上部鋼組件。
9. 水位。
10. 四個螺桿焊接到加熱器的提升叉（調整加熱器放置）。
11. 緩衝土塊及加熱器與保麗龍之間 50mm 的隔離玻璃棉。
12. 微調加熱器位置之裝置。
13. 五個加熱單元，距離外邊緣 250mm，距離砂底 200mm。
14. 加熱器和緩衝土塊之間的空間。
15. 均勻分布的沙。
16. 50mm 玻璃棉隔離，以保護保麗龍免受加熱器的熱影響。

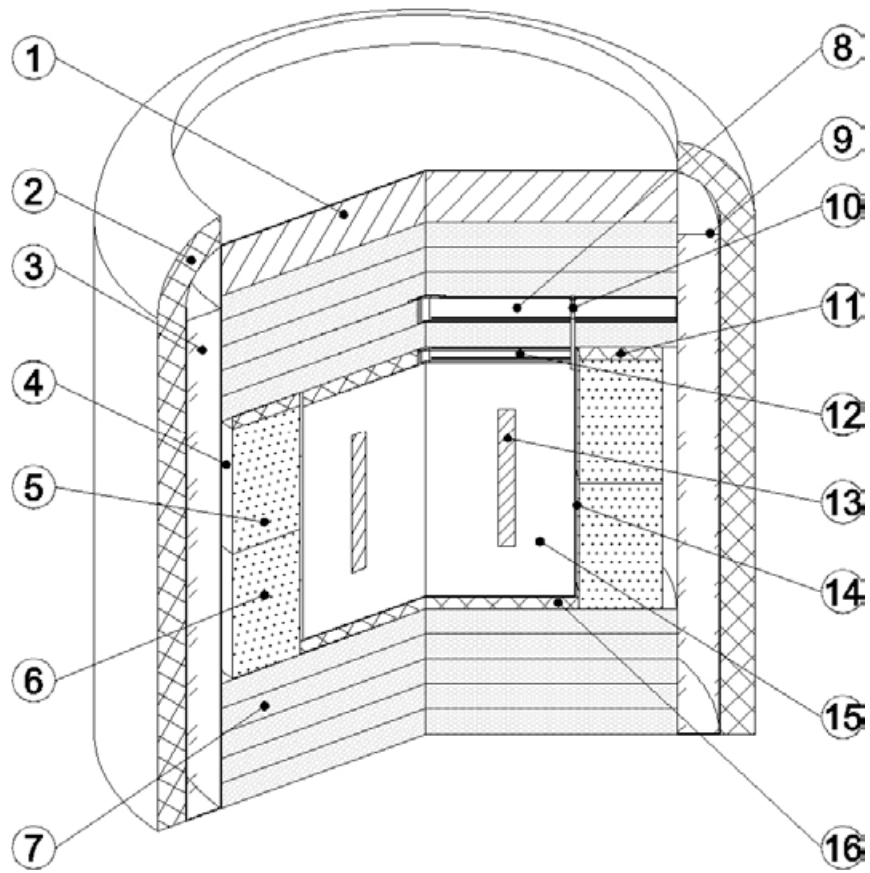


圖 2.19 瑞典實驗配置



圖 2.20 實驗外觀

(1) 感測器

為監測實驗期間緩衝材料的變化，SKB 分別在上下緩衝材料環的四個方位，沿徑向安裝多組溫度及濕度感測器，試驗所使用之 RH(相對溼度)傳感器是 KIMO TH200 型，內置溫度傳感器 (Pt100 熱電偶)。根據電容的測量原理總共埋設了 8 個 RH 傳感器，配置如圖 2.21 所示。

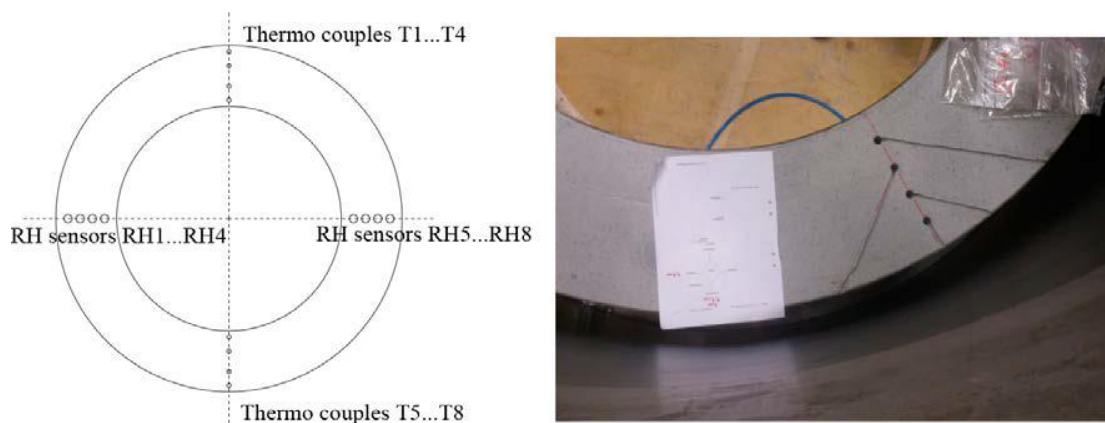


圖 2.21 傳感器配置

(2) 加熱器

加熱器上方有十字提升叉來調整位置，如圖 2.22，溫度部分參照 KBS-3V 模型並使用岩石熱導率 2W (m.K) 的溫度演變進行實驗。



圖 2.22 加熱器在實驗容器中

2.4.3 模擬試驗結果

1. 透過實驗，由於緩衝材料內部的溫度變化導致含水量再分布，造成加熱器附近大部分的乾密度增加，而也發現到容器底部的緩衝材料因吸收到冷凝水，導致含水量增加的情形，在實驗容器內的表面也發現到水的冷凝，即使緩衝材料的產生連續乾燥情況。這情況很可能也將發生在真實的處置孔中。
2. 緩衝材料環內部乾密度增加的變化，可能是緩衝材料環發生裂紋的主因（如圖 2.23 所示）。



圖 2.23 緩衝材料內的裂紋

3. 透過取樣分析後，發現兩緩衝材料環之間的含水量及乾密度均呈現分別如圖 2.24 與圖 2.25 在（方位角 10 度之剖面位置），以及圖 2.26 與圖 2.27（方位角 190 度之剖面位置）所示，代表水分在兩環塊之間縫隙蒸散較快，導致靠近加熱器的縫隙有較低的含水量，相對乾密度也相對提高。

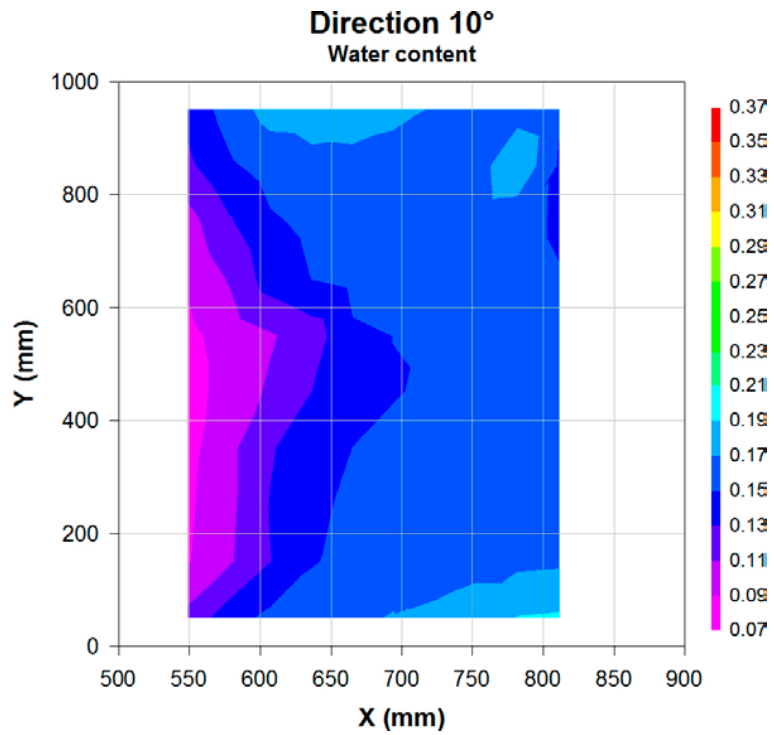


圖 2.24 在角度 10 度的含水量分佈圖

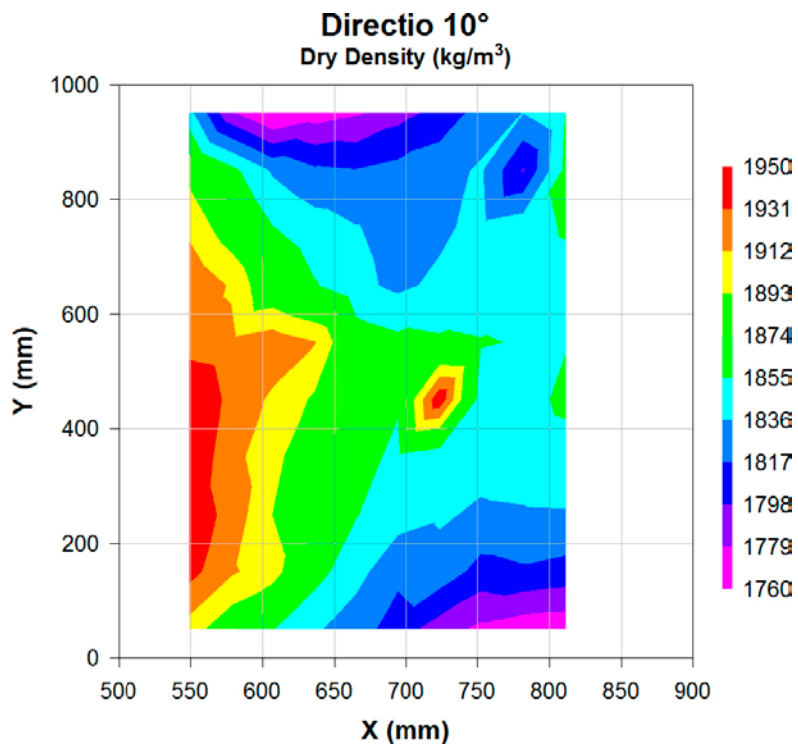


圖 2.25 在角度 10 度之乾密度分佈圖

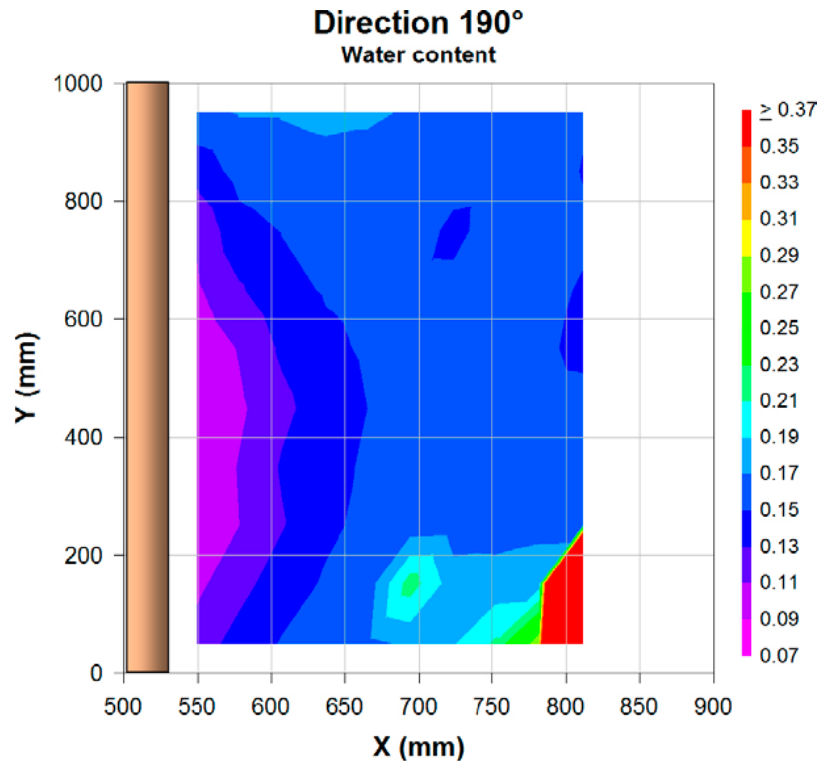


圖 2.26 在角度 190 度之含水量分佈圖

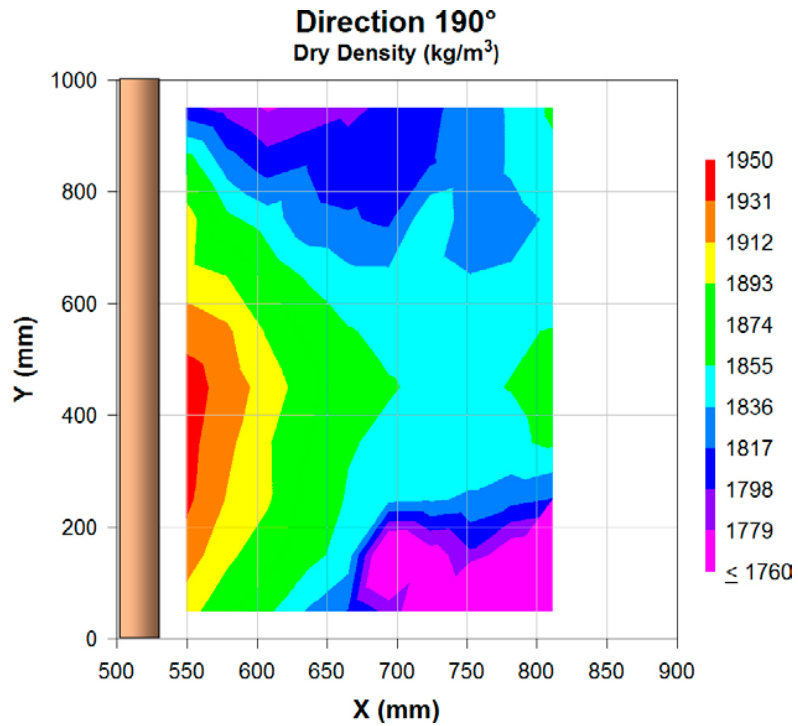


圖 2.27 在角度 190 度之乾密度分佈圖

利用 Code_Bright 程式模擬二維軸對稱模型，建立三種模式，如圖 2.28 分別為無洩漏、徑向洩漏與縱向洩漏，模擬緩衝材料之縫隙影響含水量變化的情形，圖 2.29 顯示左上角之含水量均沒受到影響而產生變化，相對比較來看，不管徑向還是軸向的洩漏，模擬的結果表示確定會使緩衝材料的乾燥情形增加，但是增加的情形有限。

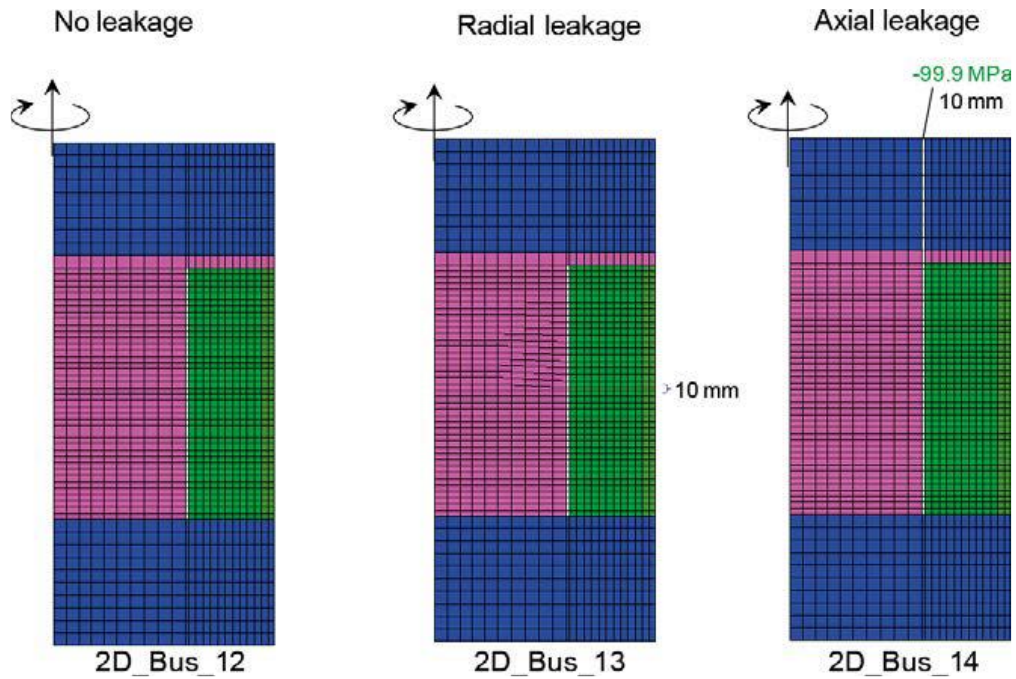


圖 2.28 三種幾何試驗模型

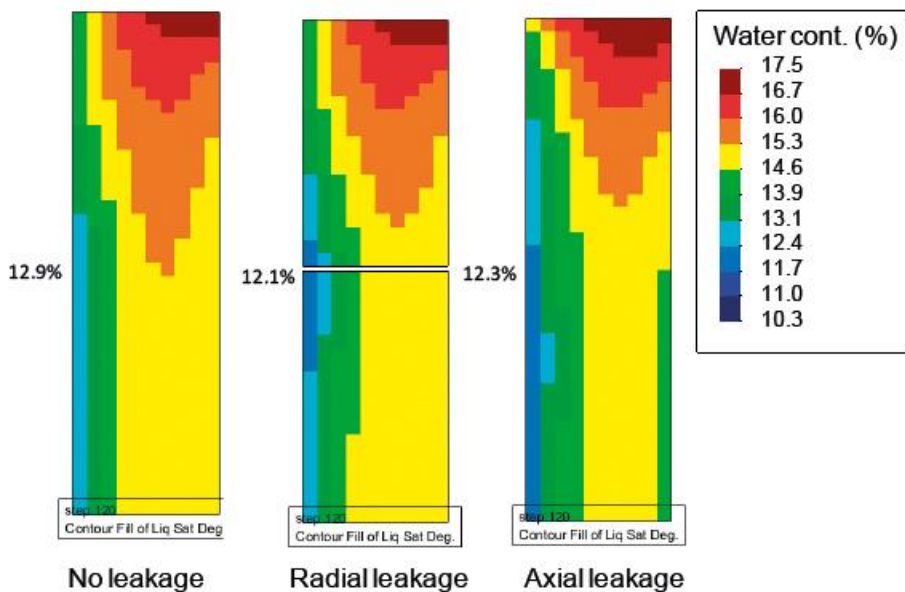


圖 2.29 在 120 天後三種模型的含水量輪廓圖

另外，透過 Comsol 程式模擬有洩漏路徑下之結果如圖 2.和圖 2.30，圖 2.實線為模擬的結果，點為測量的結果，橫軸為距中心之距離，圖示為量測試體之不同高度，發現在靠近緩衝材料上層內圍的部分（950 mm），含水量比模擬的結果高，顯示出在這個地方有水滲漏且集中在內圍；而溫度部分如圖 2.30，虛線為模擬溫度，實線為測量溫度，模擬的過程將熱損耗功率設定為 3 W/m^2 ，模擬結果與實驗有良好的對應，但緩衝材料外圍溫度比模擬數據還低，說明在外側會有熱的向外傳輸洩漏，使溫度降低。

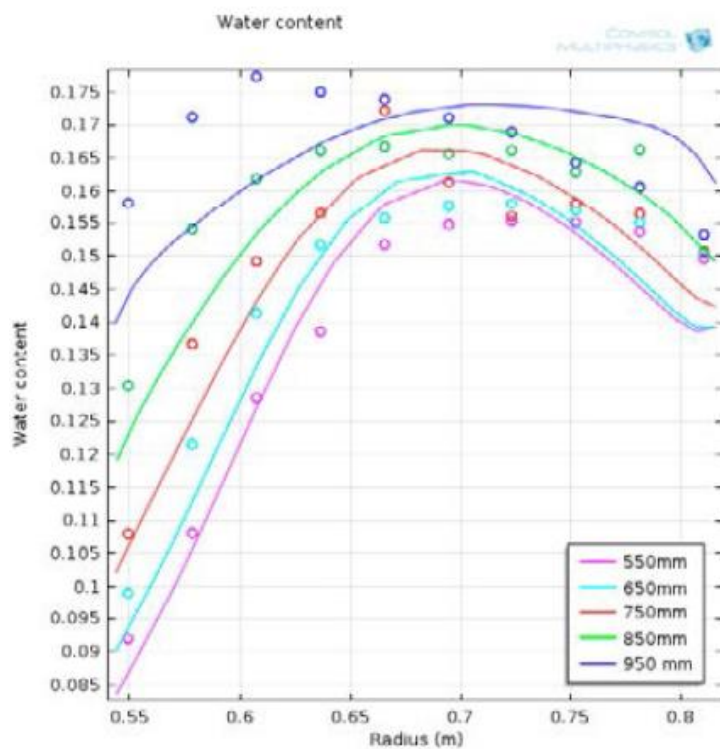


圖 2.30 含水量模擬和實驗比對結果

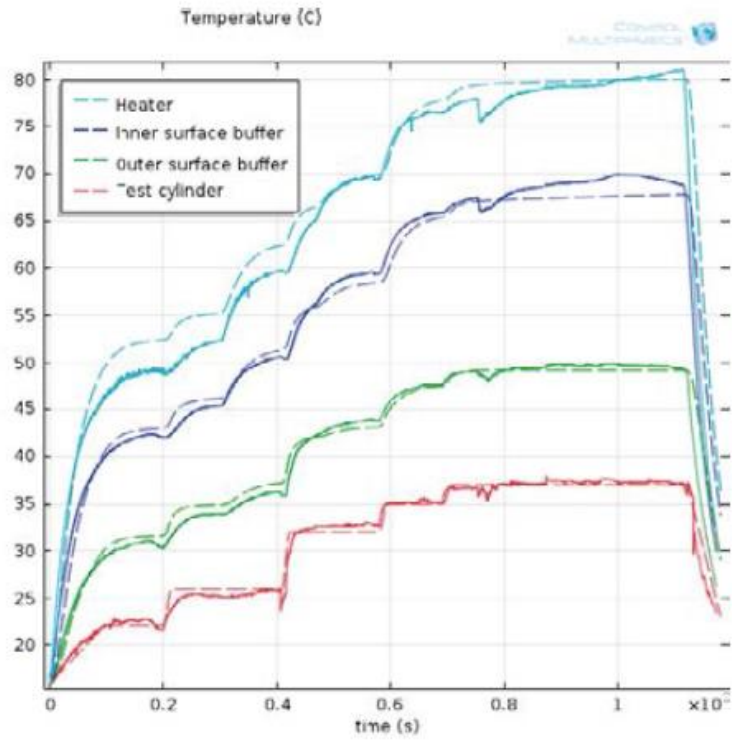


圖 2.30 溫度模擬和實驗比對結果

2.5 中國模擬試驗

2.5.1 模擬試驗概要

有關於中國核廢料的現地處置設計始於 1985 年，選於中國西北方的北山地區，其位置擁有堅硬的花崗岩地形，被認為適合放置具有高放射性物質的地方，並參考 KBS-3V 的設計概念，建立起中國高放處置場的初步概念，而此概念為一軸向的處置隧道，將具有高放射性的核廢料固定安裝於銅罐之中，並以膨潤土包覆作為緩衝材料，埋設於地下深度 500 公尺的花崗岩地質中且有飽和的地下水經過，如圖 2.31。中國根據其高放參考設計概念，建立出一實驗室模擬試驗，名為「China-mockup」，以進行現地模擬技術評估，以及 T-H-M 耦合過程，為了數值模擬和進一步的試驗調查，試驗期限設定不短於 4 年，用以充分獲得可靠的數據來源。

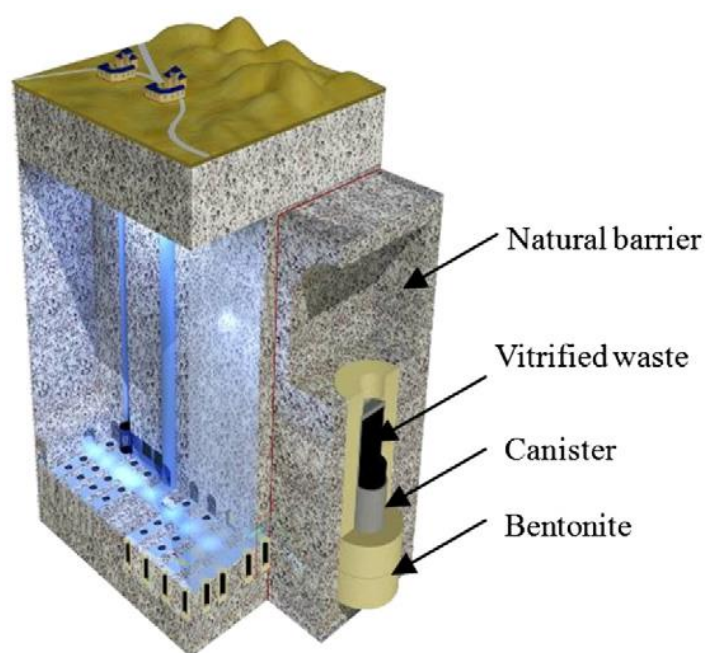


圖 2.31 中國模擬試驗概念圖



圖 2.32 中國模擬試驗之實驗室

2.5.2 模擬試驗材料、配置

(1) 緩衝材料

中國選用的緩衝材料為高廟子膨潤土，由中國北方的內蒙古自治區開採，距北京西北 300 公里，透過分析主要含量以蒙脫石為主（75±1%），另包含石英（12%）、方英石（7%）、長石（4%）、方解石和高嶺石（1%），初始乾密度為 1.7 kg/m^3 ，是目前中國認為最適合做為緩衝材料的材料。

(2) 實驗配置

圖 2.33 為實驗的配置圖，採用固定體積的方式進行，採下方進水模擬地下水入侵，內部由膨潤土塊組合堆疊而成，如圖 2.34，並在組合完成後於上面安裝傳感器，包括溫度、相對濕度，位移、壓力、應力等，如圖 2.35，分別安裝在 7 個不同高度層，對應 3 大重點，第一，I、II 層部分為 T-H-M 耦合過程；第二，III、IV、V 層為緩衝材料受溫度影響過程；第三，VI、VII 層則是緩衝材料原始狀態，綜合以上實驗數據來探討 T-H-M 耦合過程變化。

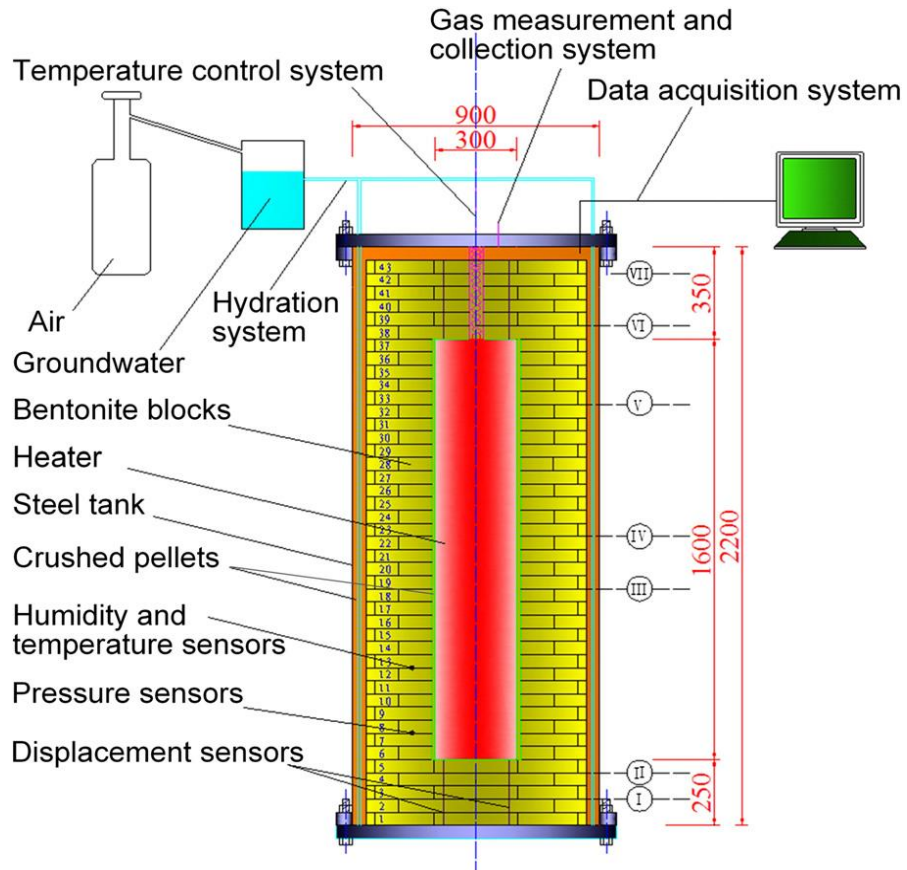


圖 2.33 中國模擬試驗配置圖

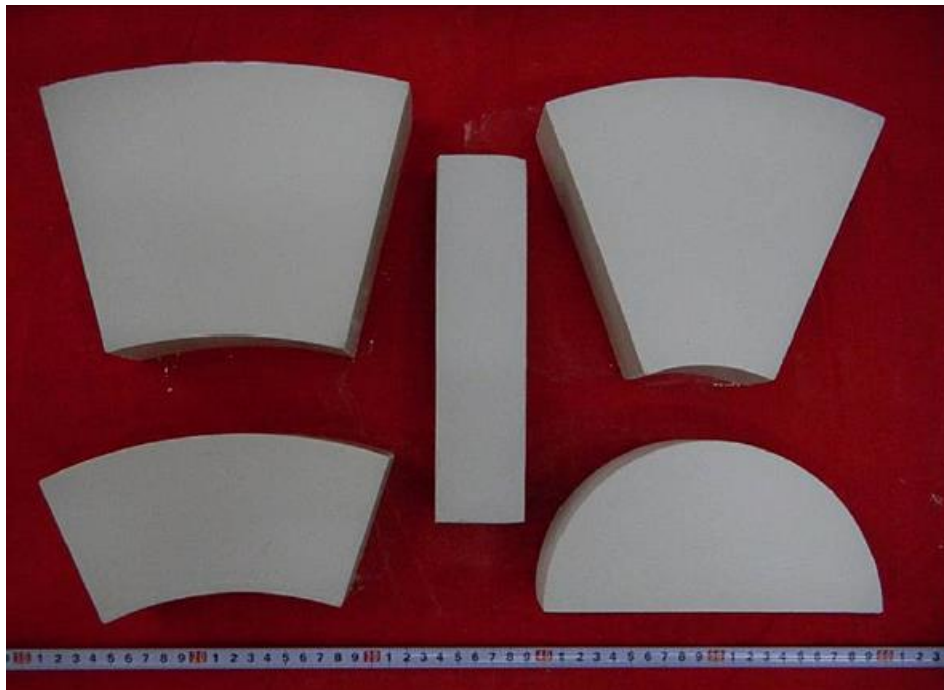


圖 2.34 中國模擬試驗緩衝材料組塊



圖 2.35 中國模擬試驗感測器配置圖

(3) 加熱器

實驗加熱分為四階段，開始前兩天將溫度升高到 30 度，在接下來的 95 天保持溫度，用來確認加熱器穩定性；98~255 天逐漸加熱至 90 度，隨後則保持 90 度，這是中國目前處置概念所預測的最高溫度。加熱器高 1.6 公尺，但實際有效的中心加熱長度只有 1.2 公尺，溫度監控系統則由電腦進行控制。

(4) 進水系統

採用以底部進水的方式進行，在一開始為了避免突然的飽和過程使得傳感器損壞，將速率控制在 400 g/day，逐漸增到 1200 g/day，當達到飽和狀態，則施加 2 MPa 恆定的壓力持續進水，直至實驗結束，如圖 2.36。

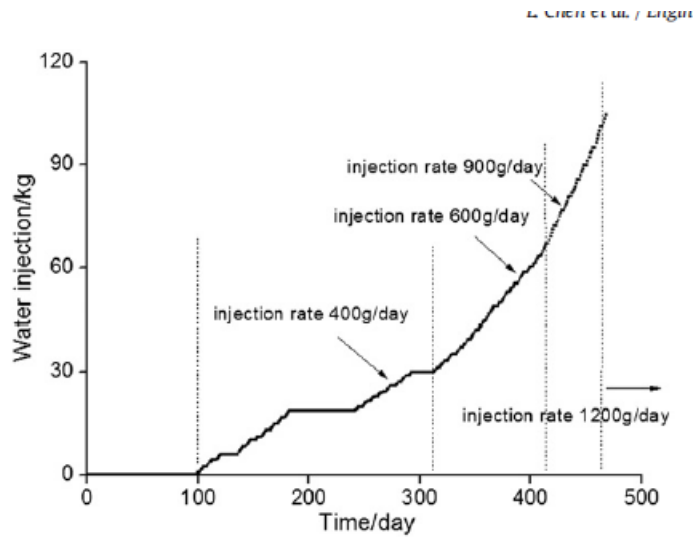


圖 2.36 中國模擬試驗進水歷程

2.5.3 模擬試驗結果

第 II、III 與 VI 層之緩衝材料受到加熱器增溫和注水的結果分別如 圖 2.37 至圖 2. 所示，說明在越靠近熱源的地方，溫度明顯高於其他地方，第 II 層因受到底部進水影響，相較第 III 與 VI 層來看相對穩定過程較慢，變化也相對較大。

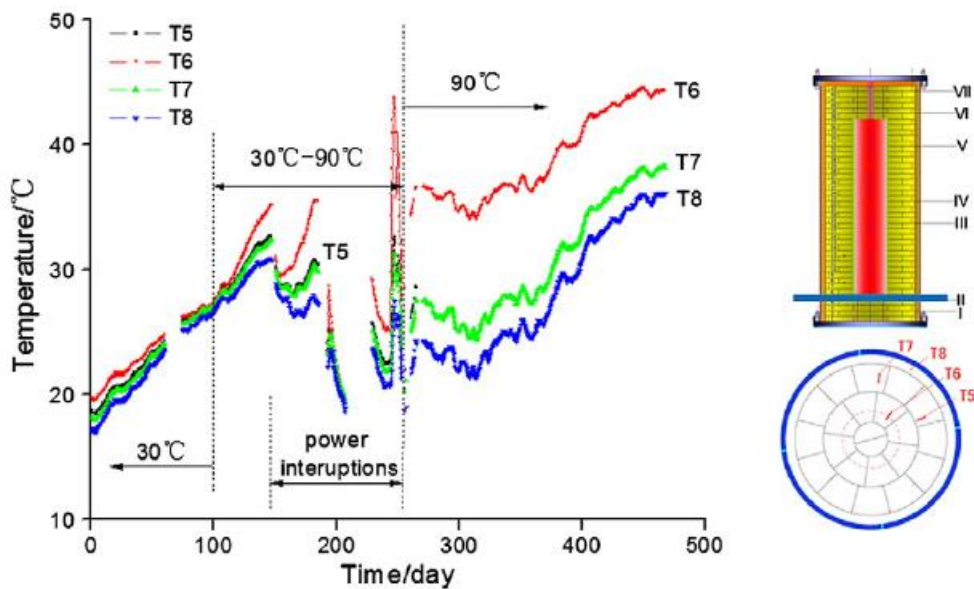


圖 2.37 第 II 層溫度變化 (T5 在 280 天後停止運作)

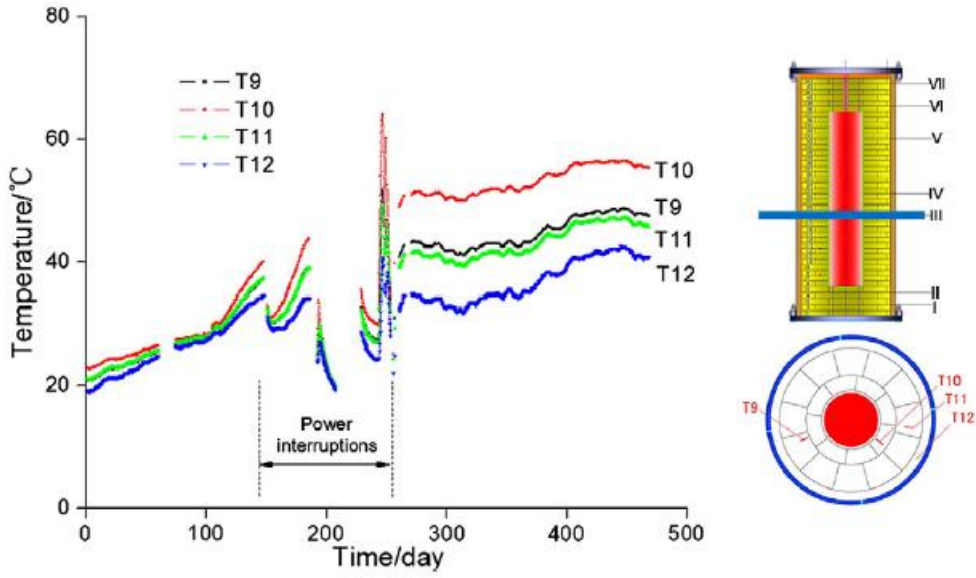


圖 2.38 第 III 層溫度變化

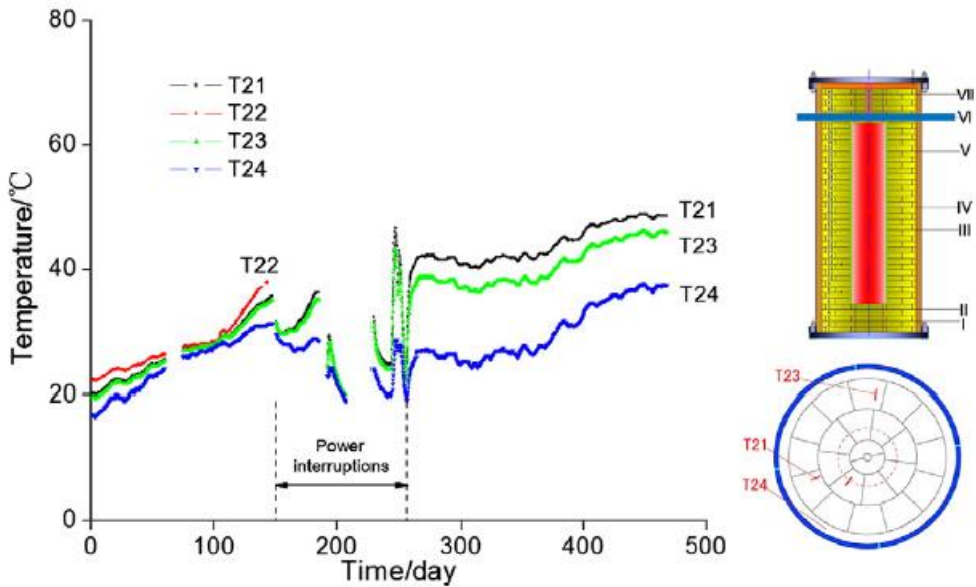


圖 2.40 第 VI 層溫度變化 (T22 在 150 天後停止運作)

在進水部分，第 I、III 與 VII 層由於受到加熱器影響的水分變化過程，如圖 2.39 至圖 2.41 所示，在底部第 I 層離加熱器較遠受到影響較小，且因進水關係 H3 不久即達到飽和狀態。而在第 III 層部分，如圖 2.40，H8、H9、H10 因離加熱器較近，雖然進水的流量增大，但乾燥的情形仍抵制了飽和作用，使之水分蒸發向外，導致飽和度降低；VII 層因離進水處較遠，受到進水的

影響較小，反而受到熱源的影響，使得 H22 所測得之相對濕度降低。

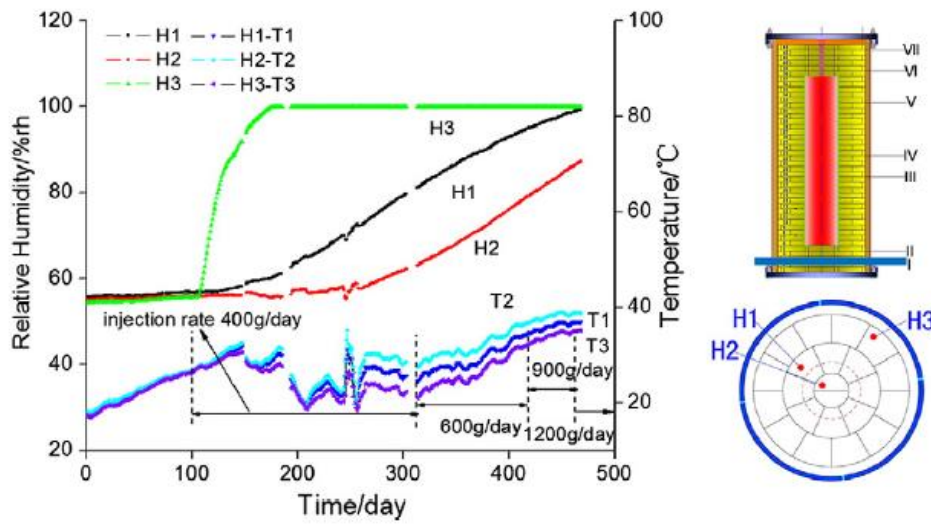


圖 2.39 第 I 層相對濕度變化

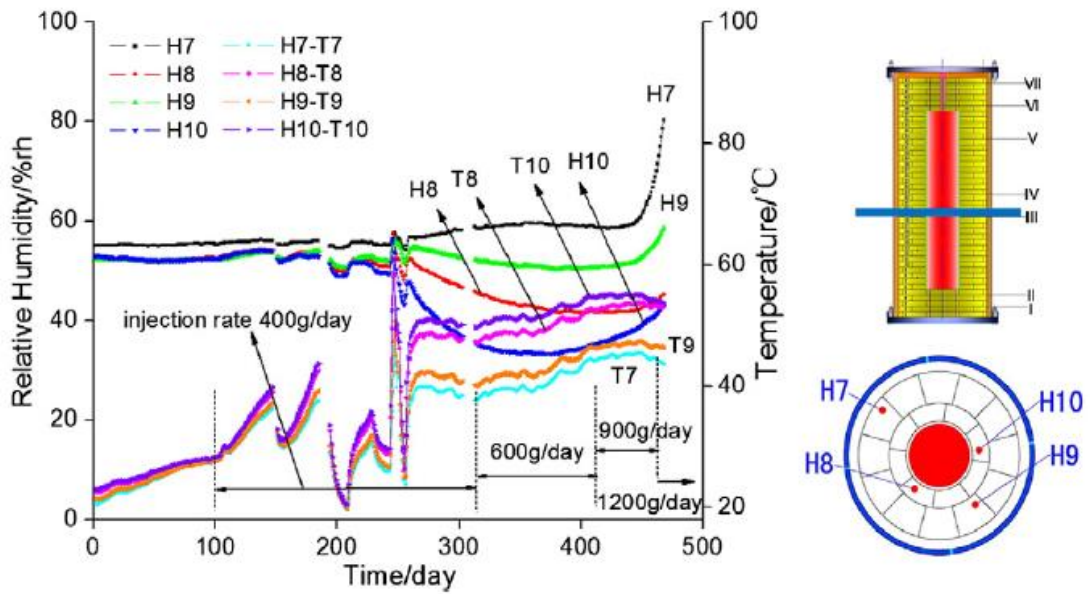


圖 2.40 第 III 層相對濕度變化

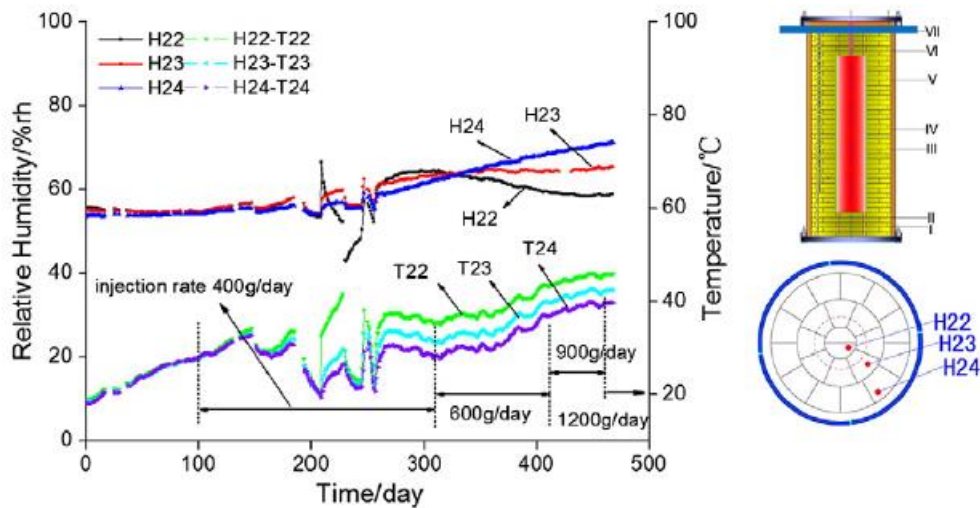


圖 2.41 第 VII 層相對濕度變化

底部受到 TH 耦合效應和膨潤土回脹特性的影響，不均勻的飽和過程，也產生不均勻的應力變化，如圖 2.42，試驗初期，由於土應力感測器在壓實膨潤土塊中的安裝縫隙不均勻，應力不斷調整。當應力感測器與壓實膨潤土塊完全接觸後，隨著水向內部膨潤土塊中滲透，壓實膨潤土中的應力逐漸增大。距離注水管較近的壓實膨潤土塊的應力主要由膨潤土遇水膨脹引起的，由於壓實膨潤土塊與腔體間充填了低密度的壓實膨潤土顆粒，存在應力釋放和密度調整，其應力低於腔體中部的應力。加熱器下部的應力感測器 12 由於加熱器的熱效應和膨潤土遇水膨脹的雙重作用，應力最高。隨著水由注水管向內部壓實膨潤土滲透，中部壓實膨潤土的應力（應力感測器 11）逐漸增大並超過低密度區的應力（應力感測器 14）。

受到加熱器自重及回脹壓力影響，加熱器也因此受到推擠產生位移如圖 2.43，主要為加熱器下方 LVDT 1~3 因進水而產生膨脹（負值為位移拉昇），加熱器上方 LVDT 6~8 為壓縮。說明緩衝材料受進水膨脹可能會影響處置罐的穩定性，這對於模擬試驗的設計和軟體模擬分析參數、邊界條件上的設定值得做深入探討及研究。

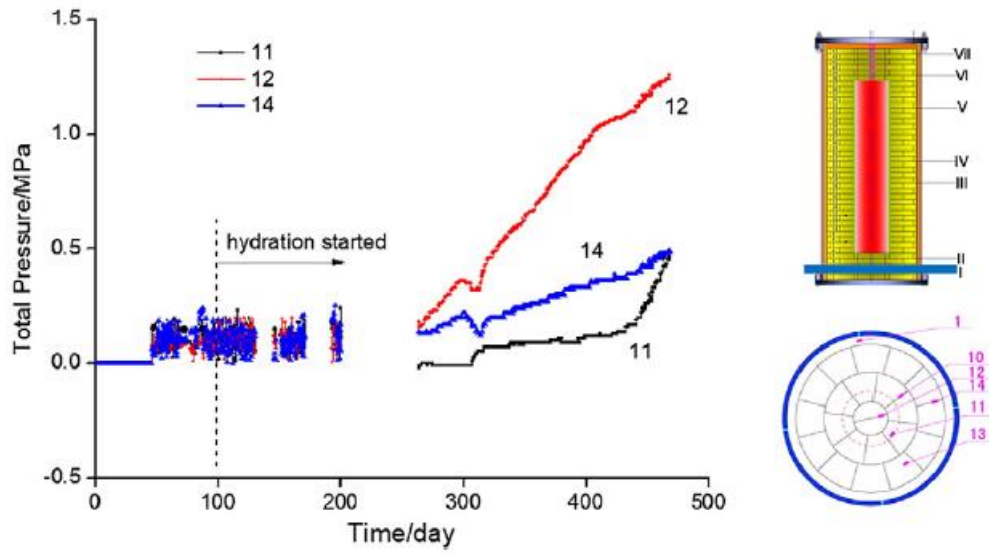


圖 2.42 I層壓力變化

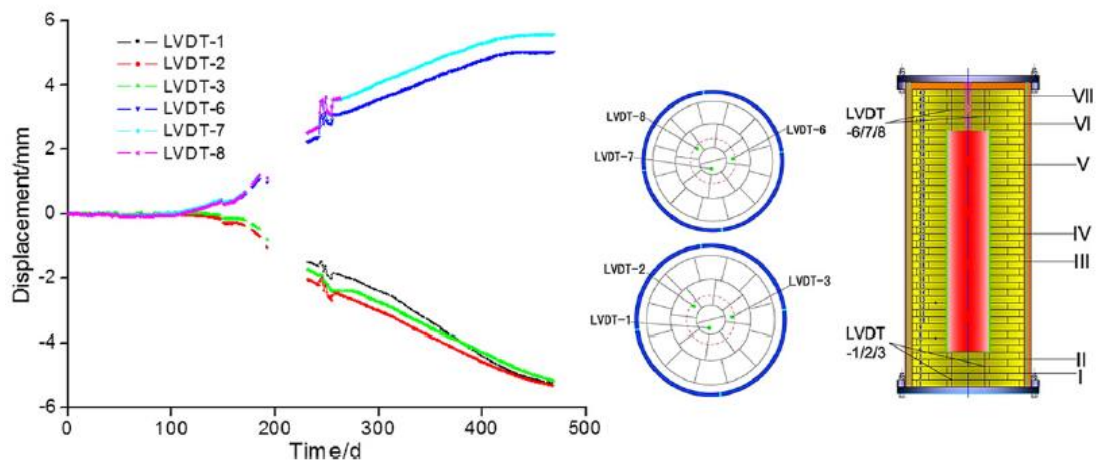


圖 2.43 加熱器垂直位移變化

中國模擬試驗透過感測器所得到之數據，後續則使用有限元素分析程式，做溫度與相對濕度之比較，如圖 2.44 及圖 2.45。在溫度部分，圖 2.44 模擬數值與實驗數據相當，但在圖 2.45 相對濕度之模擬數值比測量數值來的低，程式模擬因表示緩衝材料是均質的，但實際上緩衝材料組合之間有縫隙，水透過縫隙間或感測器之纜線進入緩衝材料，在未來使用程式模擬須將縫隙因素參考進去，這部分與上述 SKB 結果類似。

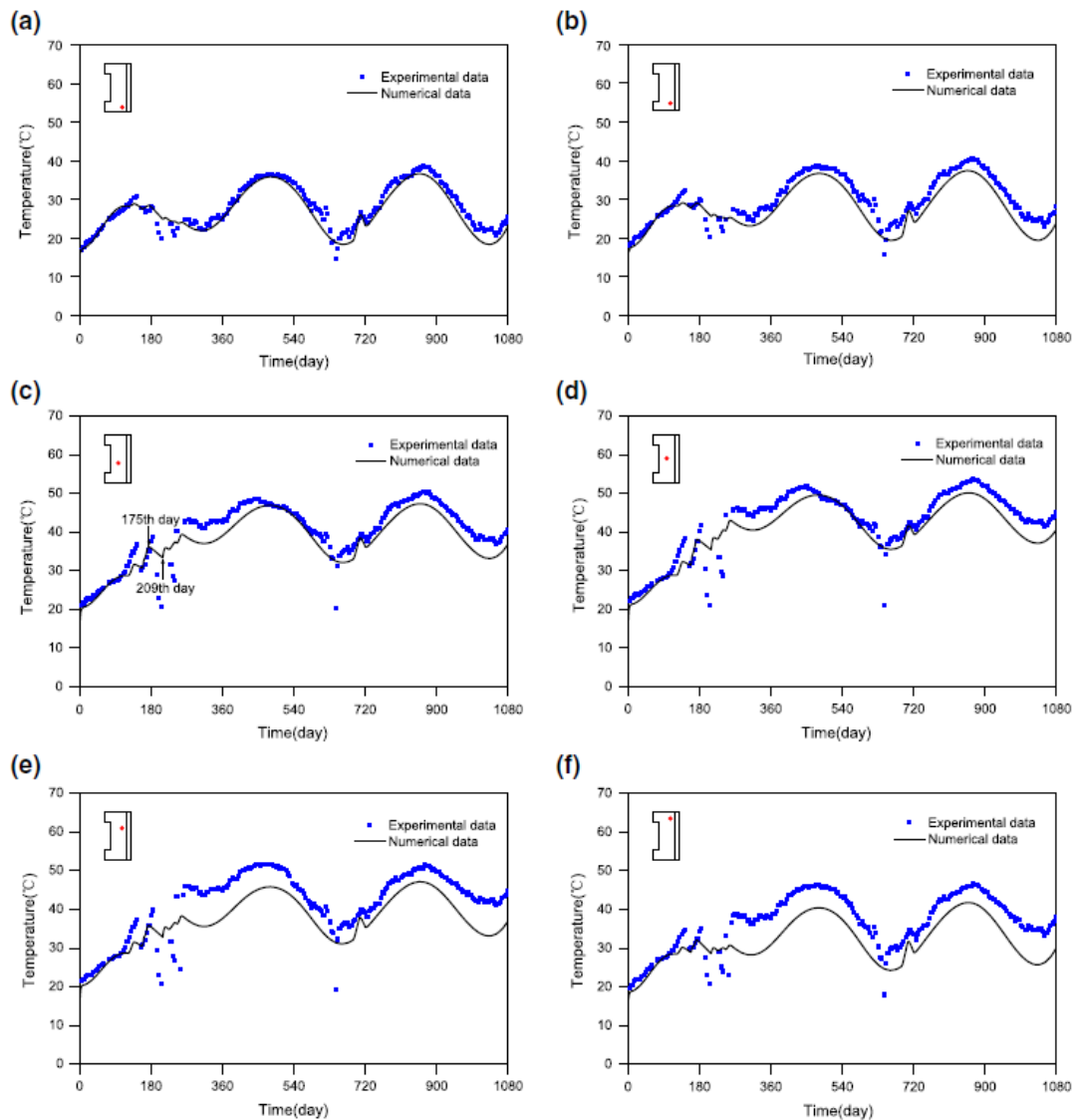


圖 2.44 不同位置之溫度預測和實驗比對結果

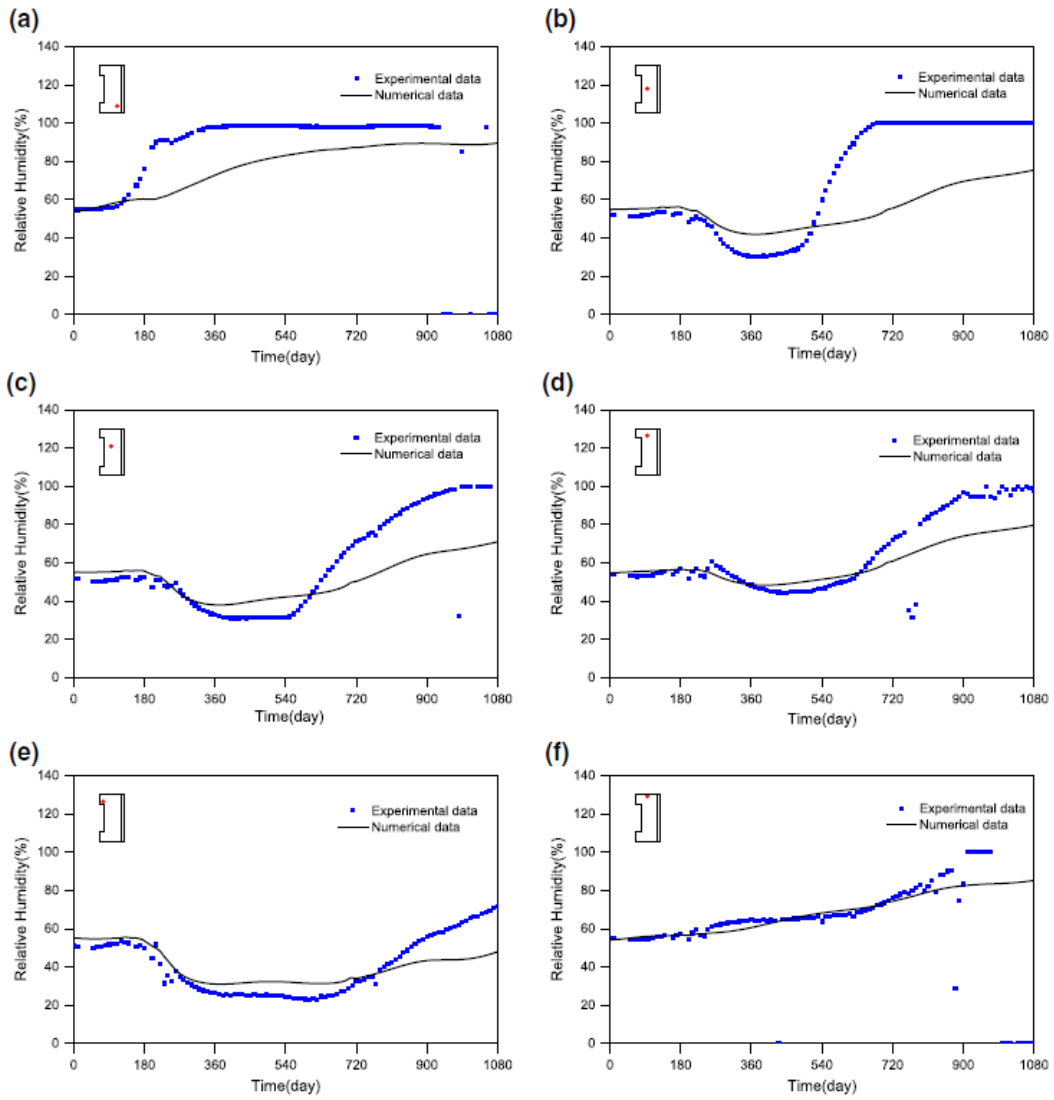


圖 2.45 不同位置之濕度預測和實驗比對結果

2.6 西班牙模擬試驗

2.6.1 模擬試驗概要

西班牙於 1984 年建立西班牙放射性廢物管理機構 (ENERSA)，旨要保護人及環境避免遭受到放射性廢物污染，而在目前其深地層處置概念為用過核子燃料罐以高密度膨潤土為屏障包覆將其以水平方式處置，其工程障壁設計流程包括最初不飽和膨潤土、衰變熱對緩衝材料的熱梯度變化及地下水入侵，在數值模擬預測上，大都顯示出在衰變熱消失之前，緩衝材料將會完全飽和，且在處置後 100-1000 年間發生。ENERSA 為了解其耦合過程及膨潤土長期受衰變熱影響，進行一系列的實驗，包含在大規模現地試驗、大型及小型實驗室試驗。

2.6.2 試驗配置、材料

(1) 緩衝材料

FEBEX 膨潤土由西班牙的阿爾梅里亞所開採，並經由工廠加工研磨，在 60 °C 下烘乾且粒徑通過 5 mm，主要含量以蒙脫石為主 (90% 以上)，且主要交換陽離子為是鈣 (35 ± 2 meq/100g)，鎂 (31 ± 3 meq/100g) 和鈉 (27 ± 1 meq/100g)，目前西班牙試驗皆採用 FEBEX 膨潤土。

(2) 現地試驗

於瑞士 NAGRA 所管理格里姆塞爾試驗場底下所進行的現地試驗，周圍為花崗岩層，建構出長度 70 公尺，直徑 2.3 公尺處置隧道，裡面主要為 2 個加熱器且間格 1 公尺，大小和重量與現實處置罐相關。緩衝材料厚度為 65cm，初始乾密度 1.69 kg/m^3 - 1.7 kg/m^3 ，如圖 2.46 西班牙現地試驗配置圖，加熱器溫度恆定 100°C ，試驗分為兩階段，第一階段進行 5 年後，將靠近處置口之加熱器卸除，第二階段剩下之加熱器在此報告表示仍持續進行試驗。

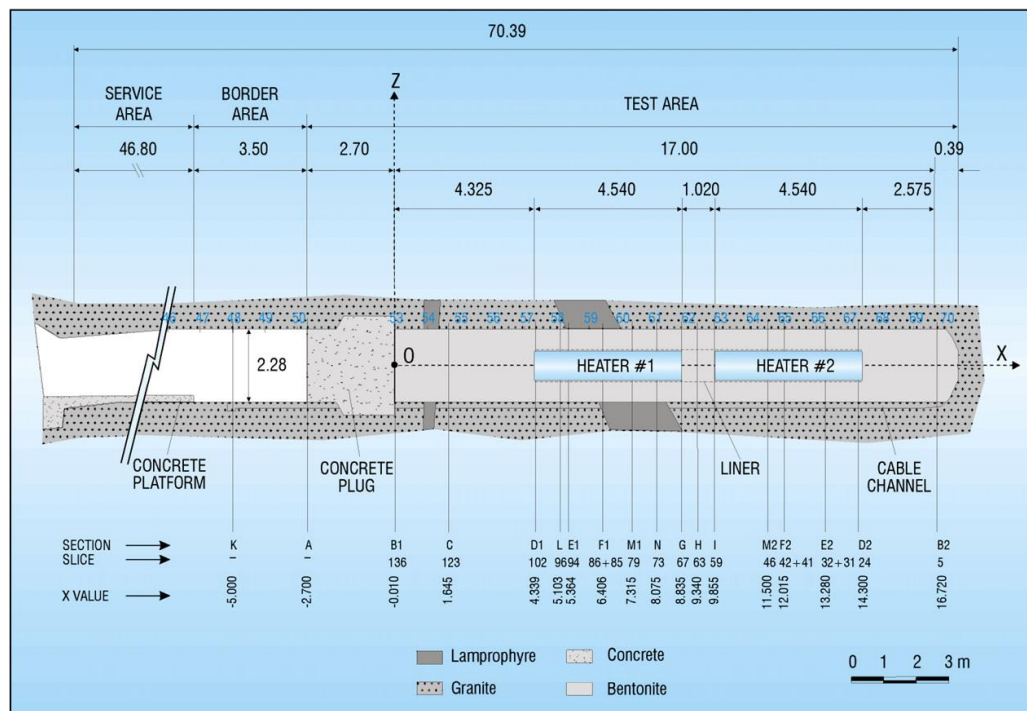


圖 2.46 西班牙現地試驗配置圖

(3) 大型模擬試驗

為一個全尺寸的試驗，如圖 2.47，以水平方式之不銹鋼建構，在內部同樣有 2 個加熱器，長度 1.625 公尺，直徑 0.17 公尺，模擬衰變熱過程，且在底部採加壓進水 (0.5 MPa)，緩衝材料使用 FEBEX 膨潤土，以同心圓塊將加熱器包覆，其餘部分則外加圓塊組成，膨潤土在初始總重為 22.5 噸，平均乾密度 1.65 kg/m^3 ，總孔隙體積佔 6.6%，孔隙將用水填充，增加了初始平均含水量至 17.1%。

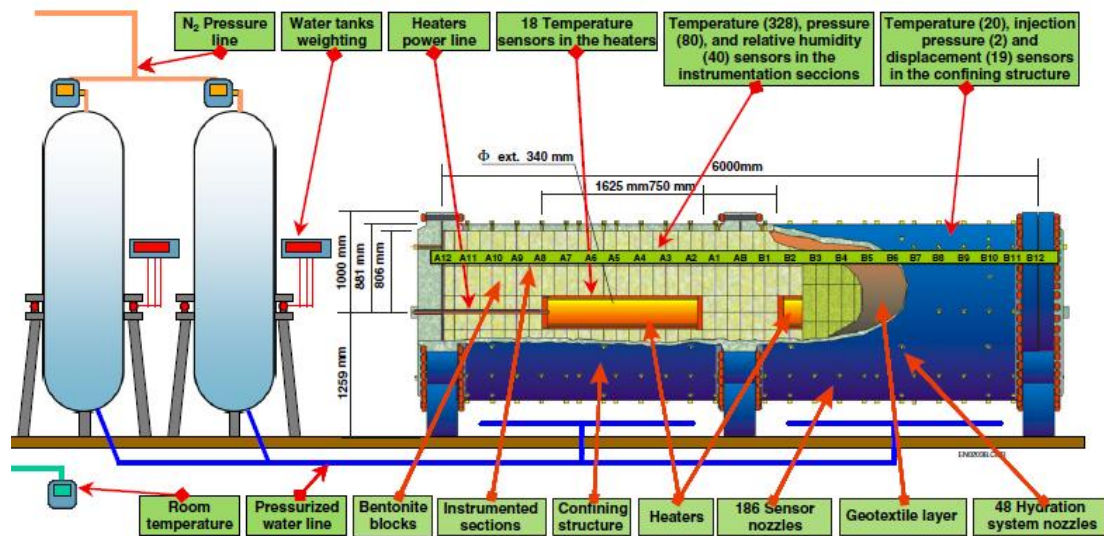


圖 2.47 西班牙大型模擬試驗配置圖

(4) 實驗室試驗

如圖 2，FEBEX 膨潤土壓製高 10 cm，直徑 7 cm 膨潤土塊，初始含水量 13.6%，乾密度為 1.66 kg/m^3 ，堆疊組成高 60cm 試體，底部進行加熱，溫度設定為 100°C ，試體以聚四氟乙烯包覆，避免熱向外消散，在加熱頂部則給予一恆定水壓 1.2 MPa，將溫度設定至 20°C - 30°C ，並在加熱 24-48 小時後開始進水。同時還有不同尺寸為高 40 cm 及高 8 cm，直徑 3.8 cm 試體。

在含水量計算方面，將每段均分成 4 段，以秤重法將試體在 110°C 烘箱 24 小時後秤其重量。

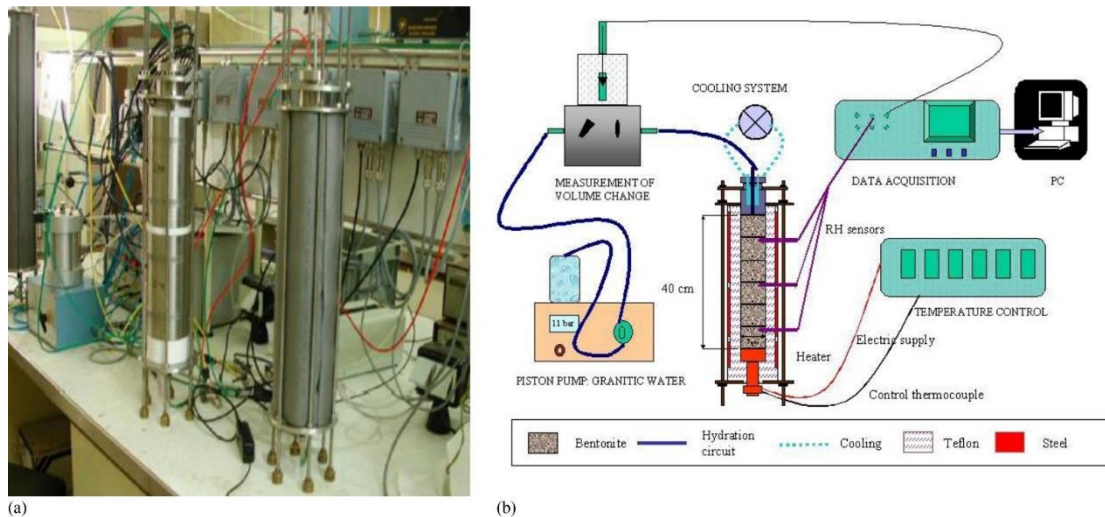


圖 2.50 西班牙試驗室試驗配置圖

2.6.3 模擬試驗結果

現地實驗中，如圖 2.48，靠近加熱器位置，會先受到乾燥，隨著進水，相對濕度才逐漸增加，受加熱器影響較小的地方，相對濕度則慢慢增加直至飽和。

在大型模擬試驗中，如圖 2.49，同樣與現地試驗結果一致。

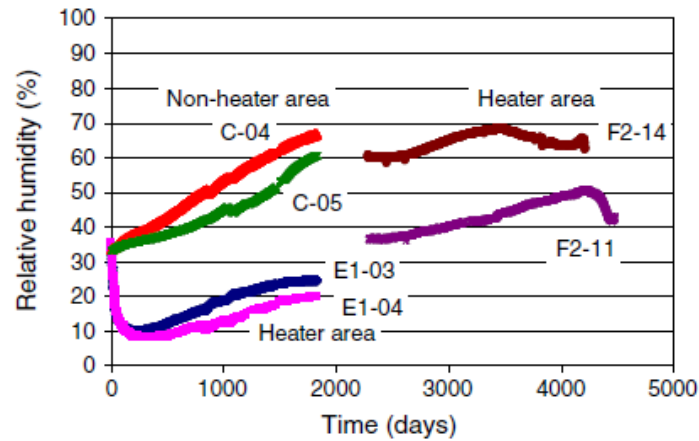


圖 2.48 現地試驗具傳感器 3.5cm 相對濕度變化 (位置參照圖 2.48)

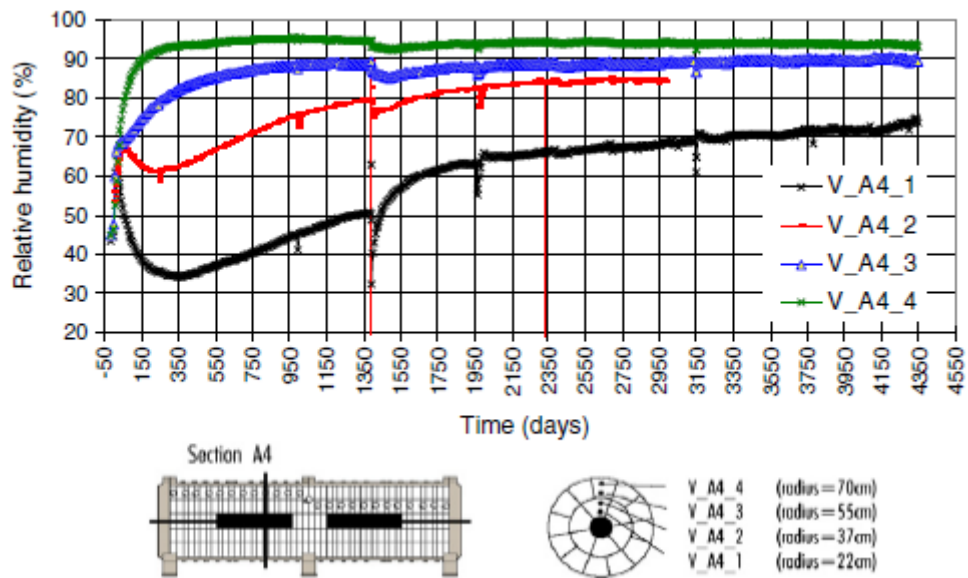


圖 2.49 大型模擬試驗(Section A4)相對濕度變化

由較小的試體能夠觀察到較大的梯度變化，圖 2.50 為 8cm 之試體，發現靠近進水口之含水量遠大於初始含水量，靠近加熱器端，含水量則先乾燥後直至飽和，在乾密度變化部分，一開始進水口端膨潤土受到吸水回脹，導致乾密度下降；相對的，熱源端因受熱乾縮，乾密度提升。

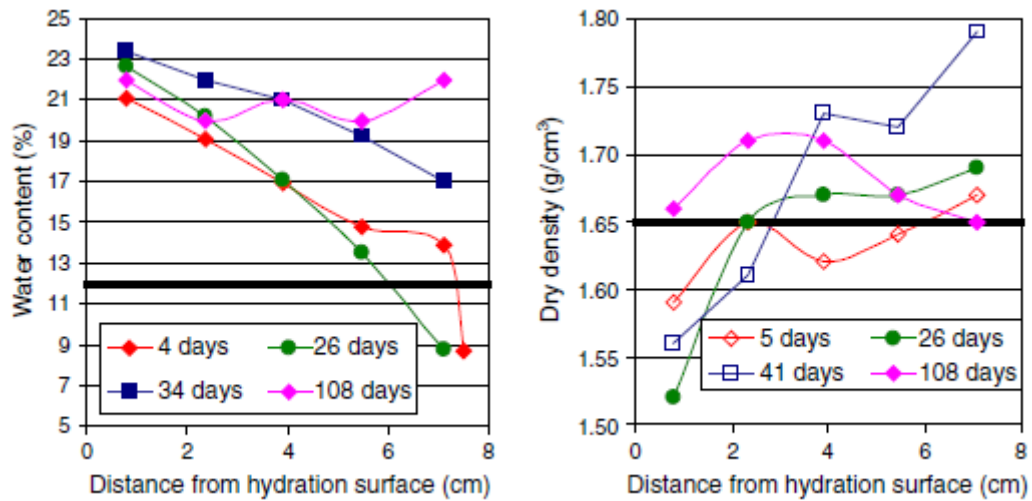


圖 2.50 實驗室試驗 8cm-cell 含水量及乾密度變化

將現地與大型模擬試驗進行比較，雖然 2 個試驗緩衝材料厚度相當，但邊界條件的不同導致有明顯的差異，以溫度為例，如圖 2.51，現地實驗中溫度明顯高於大型模擬試驗，原因可能內部加熱器大小不同，另外現地周圍花崗岩層，大型模擬試驗外圍為金屬，因金屬導熱較快，使得溫度較現地試驗低，但整體趨勢相當，較小的實驗室試驗也具有同樣趨勢。

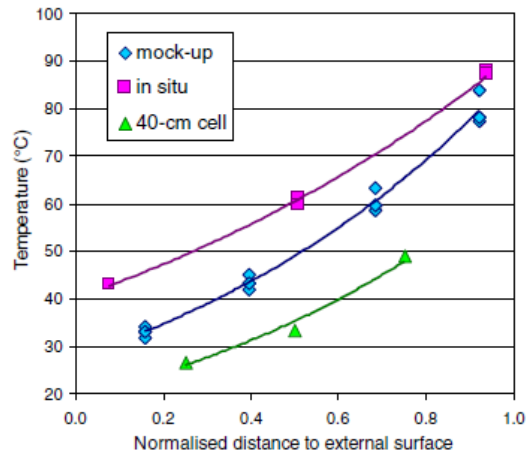


圖 2.51 溫度距加熱器距離變化

2.7 芬蘭模擬試驗

2.7.1 模擬試驗概要

芬蘭輻射與核安全局 STUK 於 2000 年發佈了初步的安全評估報告，選擇 Olkiluoto 作為用過核子燃料的最終處置地點，Posiva 於 2012 年 12 月向當局提交了施工許可證申請。總結了最終處置的長期安全性的論據和結論。模擬如何在 Olkiluoto 基岩條件下，數千年的時間內完成由最終處置罐、膨潤土緩衝材料和處置隧道回填裝置組成的工程屏障系統。最終處置場的建造許可證已於 2015 年 11 月獲得批准。2020 年 Posiva 提出運轉執照申請，且於 2023 年在 Olkiluoto 建設最終處置場並完工啟用，預計將被封存至 2120 年之後。

在最終處置方面，芬蘭已研究超過 40 年，模擬處置概念根據 SKB KBS-3V 多重障壁概念，如圖 2.52，位於 450 公尺深地底下，以垂直方式處置，進行各項小型試驗用已獲得緩衝材料相關參數。

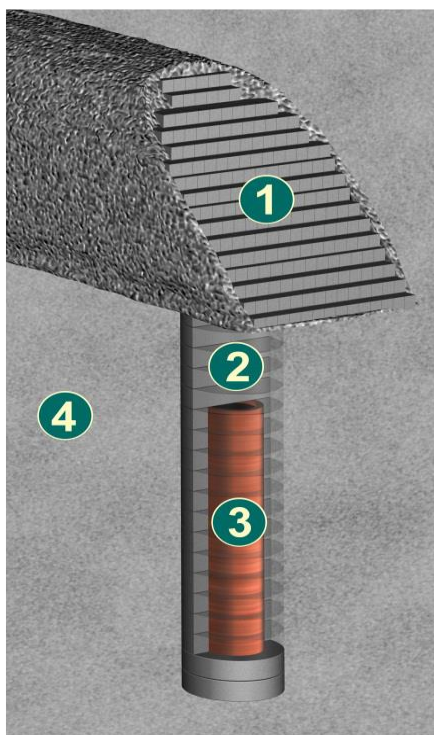


圖 2.52 芬蘭處置概念

2.7.2 試驗配置、材料

(1) 緩衝材料

採用 MX-80 型膨潤土，乾密度分別為 1650 kg/m^3 及 1745 kg/m^3 ，且各有 3 種不同初始飽和度（35%、80%、90%）下進行試驗。

(2) 實驗配置

壓製成長度 76mm，直徑 38mm 的 2 個圓柱試體，與熱源組合成相互對稱的試體，如圖 2.53，在靠近熱源端將溫度設定 60°C - 80°C 之間的溫度，另一端則恆定 30°C ，在試驗期間沒有進水，整個試體以乳膠包覆，提供緩衝材料變形並保持總體含水量不變，且在頂端施加 0.018MPa 垂直應力，使頂端與試體更加密合。

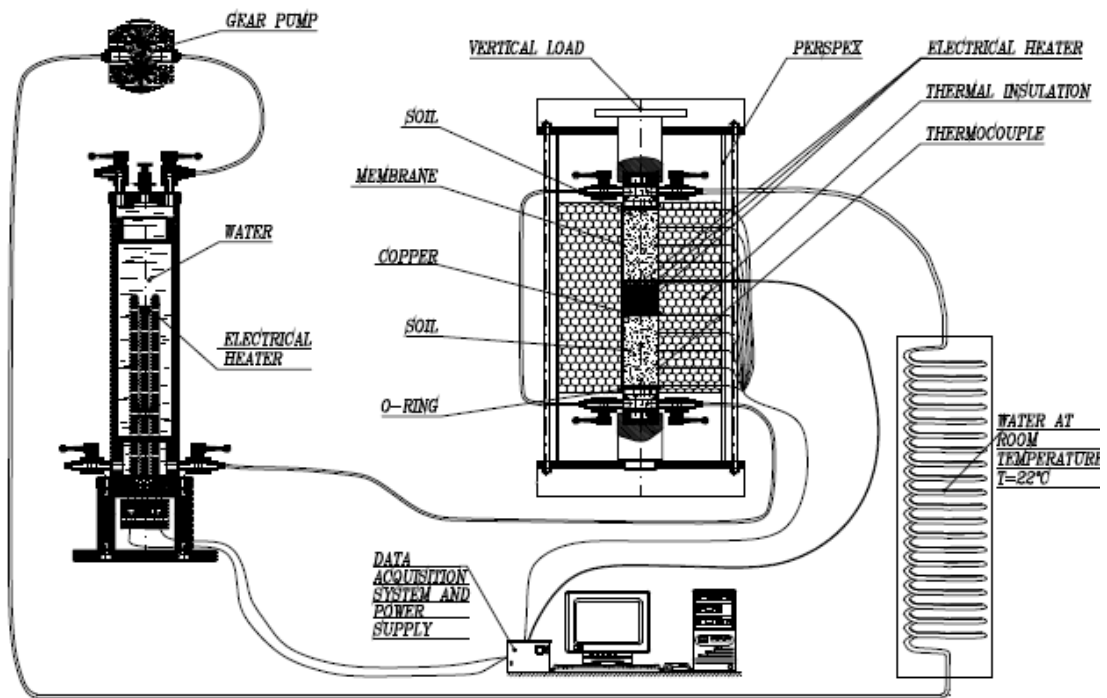


圖 2.53 芬蘭模擬試驗儀器配置

2.7.3 模擬試驗結果

將試體以秤重法置放於 105°C 烘箱下經過 24 小時，以 CEN ISO/TS 17892-2 將試體浸於石蠟油，算其孔隙密度，再利用飽和度計算公式得出飽和度。

在同樣飽和度 35% 下，越高乾密度飽和度變化越慢，如圖 2.54，靠近熱源部分，20 天從 35% 下降至接近 5%，但在 1745 kg/m³ 乾密度，如圖 2.55，達 34 天飽和度才在 10% 以下。在試體完全包覆情形下，沒有水的進出，導致較靠近熱源的水慢慢移到離熱源較遠端，使飽和度持續增加。

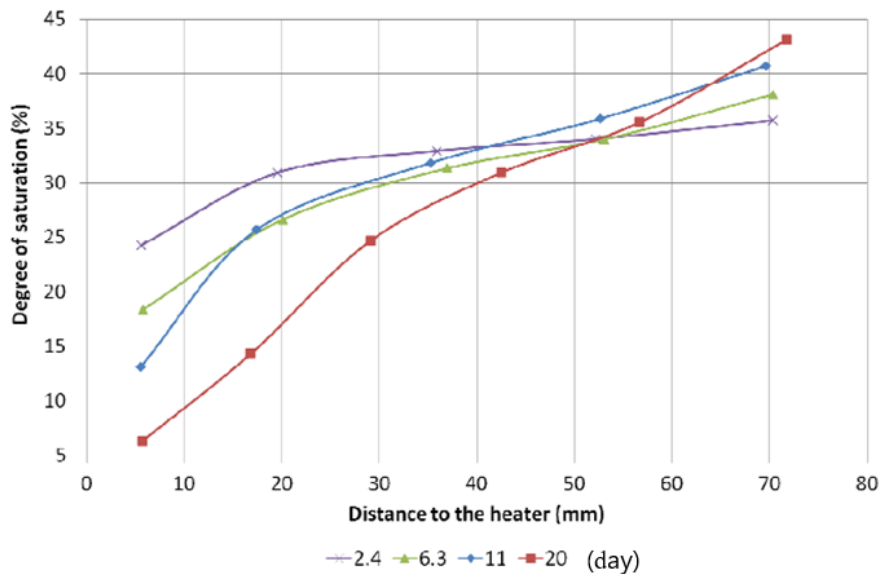


圖 2.54 不同時間之飽和度 (乾密度 1650 kg/m³，飽和度 35%)

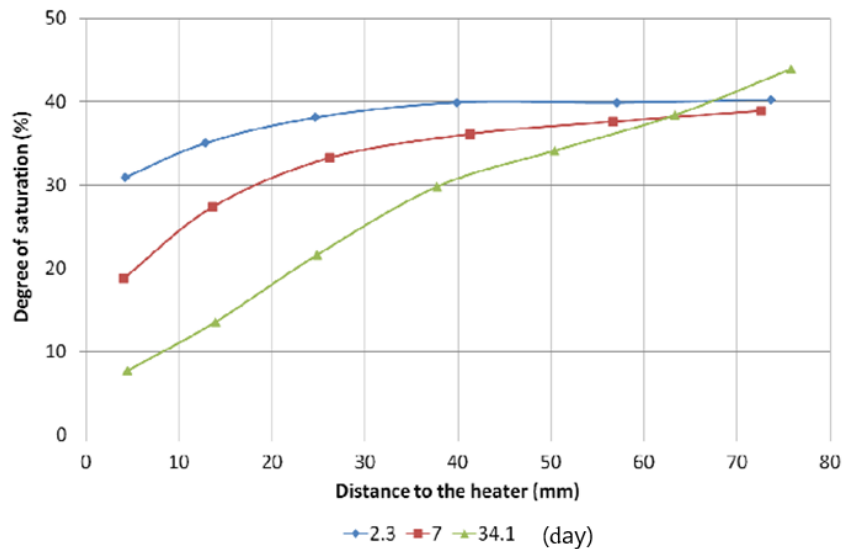


圖 2.55 不同時間之飽和度 (乾密度 1745 kg/m³，飽和度 35%)

同樣地，在接近完全飽和度情況下，飽和度變化更慢，如圖 2.56，6.2 天已達到飽和度 95%，且變化較為明顯，但在較高的乾密度下，如圖 2.，水較難以傳遞，在 6.9 天，遠離熱源地方沒有較明顯變化。

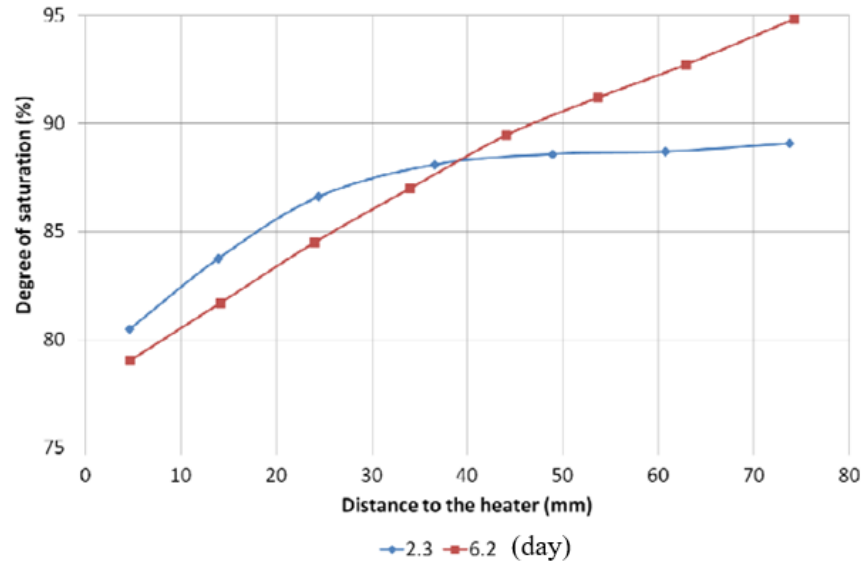


圖 2.56 不同時間之飽和度（乾密度 1645 kg/m^3 ，飽和度 90%）

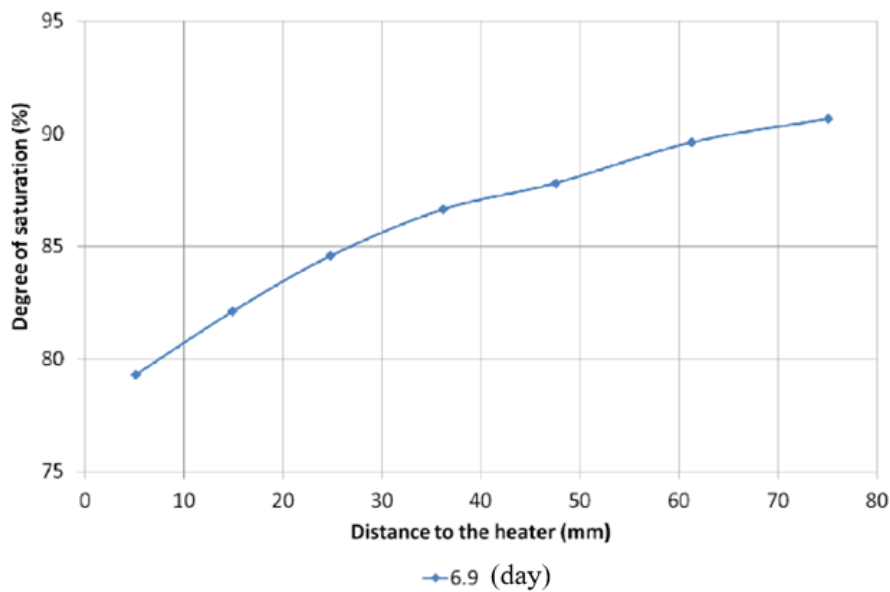


圖 2.60 不同時間之飽和度（乾密度 1745 kg/m^3 ，飽和度 90%）

位移變化部分利用測量初始直徑的同一點測量試體直徑的變化，在靠近熱源地方，因含水量降低，飽和度下降，使得膨潤土因此乾縮，而遠離熱源地方，飽和度增加，受到膨潤土吸水膨脹特性影響，使之向外膨脹，在不同乾密度下，如圖 2.57、圖 2.58，越高的乾密度，位移的變化越小。

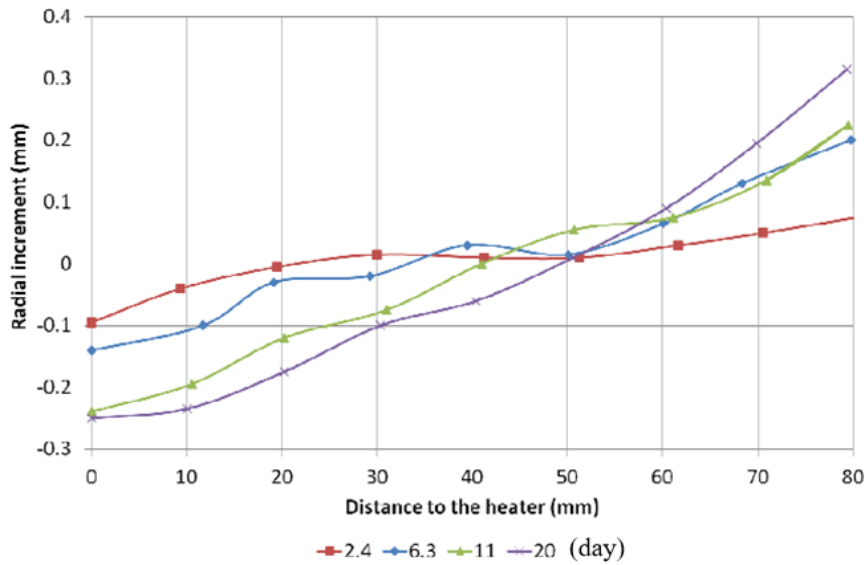


圖 2.57 不同時間之直徑變化量（乾密度 1650 kg/m^3 ，飽和度 35%）

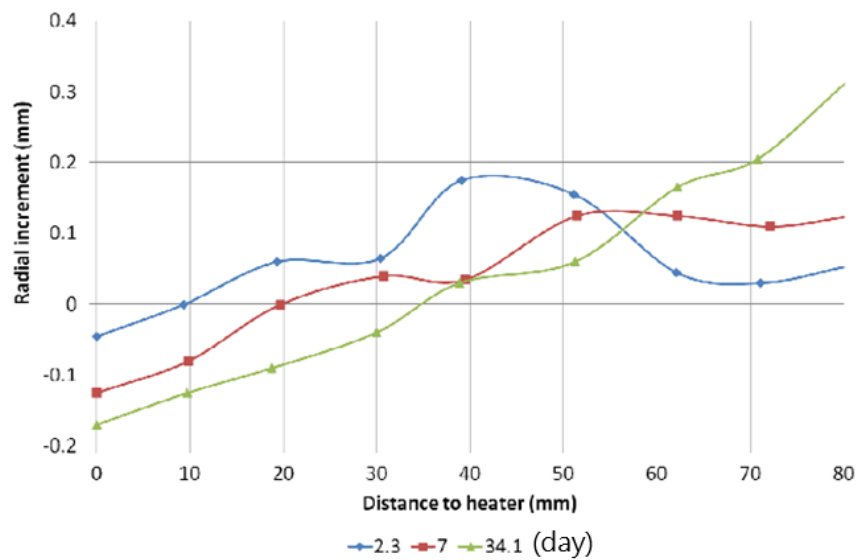


圖 2.58 不同時間之直徑變化量（乾密度 1745 kg/m^3 ，飽和度 35%）

而在接近完全飽和的情形下，膨潤土幾乎已無回脹，如圖 2.59 顯示出直徑之變化量，在靠近熱源因遇熱乾縮的影響，使得試體往內縮，如圖 2.60，在乾密度 1745 kg/m^3 下一樣有乾縮現象，但相對於乾密度 1650 kg/m^3 來的變化較小。

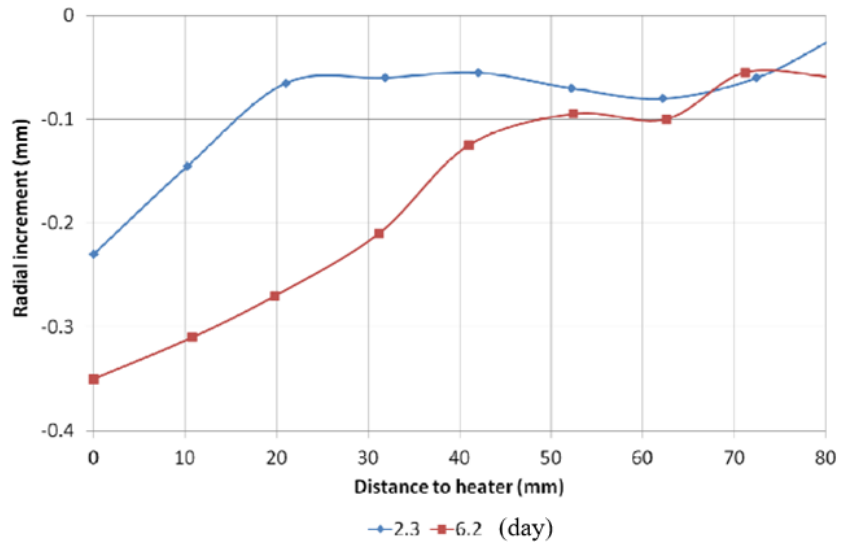


圖 2.59 不同時間之直徑變化量（乾密度 1650 kg/m^3 ，飽和度 90%）

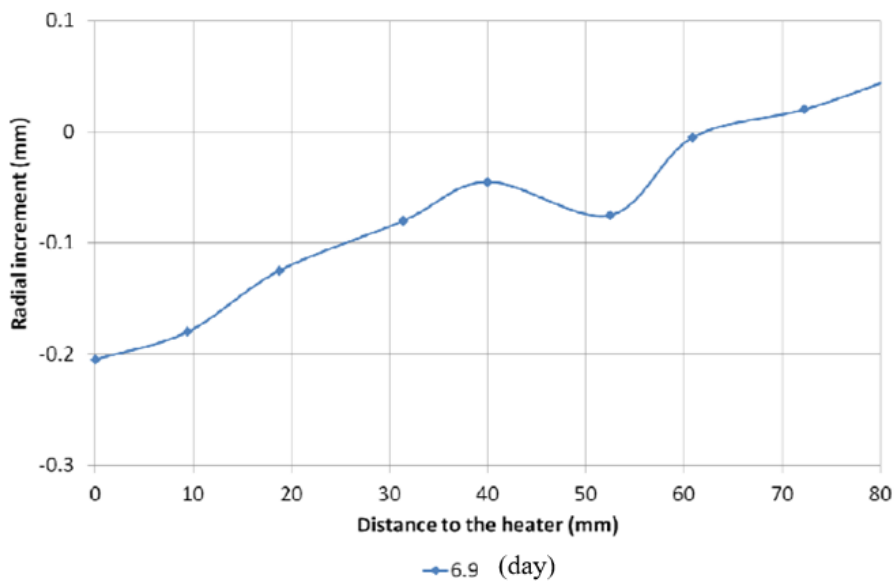


圖 2.60 不同時間之直徑變化量（乾密度 1745 kg/m^3 ，飽和度 90%）

第三章 回脹壓力試驗

3.1 實驗介紹

用過核子燃料在最終處置場的近場效應主要受到耦合效應因素影響，然而這些耦合效應對多重障壁系統的劣化有直接的影響，如緩衝材料的裂化、處置罐受到回脹行為推擠位移等，上述相關試驗也發現因回脹造成之推擠位移。因此，本子計畫針對緩衝材料的回脹行為作深入探討，分別對處置場可能遭遇的情況，如地下水侵入、高鹼性環境、衰變熱及不同垂直應力等因子，建立相關研究成果，以提供未來最終處置設施設計依據或安全評估的參考項目。

目前國際間普遍採用恆定體積回脹壓力試驗，試驗儀器部分參考國際岩石力學學會 (International Society for Rock Mechanics, ISRM) 相關建議設計，另外 SKB 相關文獻中也有較完整的設置及介紹，根據 SKB TR-12-02 (2011) 的試驗主要分為三種回脹壓力試驗：軸向、逕向向內及逕向向外三種方式進行，如圖 3.1，而此研究進行軸向回脹壓力試驗，參考 SKB 及國際間恆定體積回脹壓力試驗模

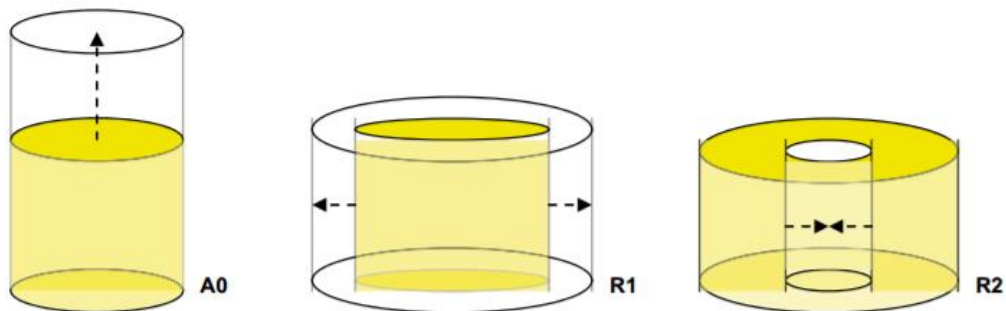


圖 3.1 SKB 回脹壓力試驗 (A0 軸向、R1 逕向向外、R2 逕向向內)

此研究分為兩階段進行探討，第一階段：探討用過核子燃料在最終處置場可能會遭遇到海水或地下水的入侵，利用不同滲透液與緩衝材料交互作用，進行回脹壓力與水力傳導試驗，模擬緩衝材料遭遇到不同滲透液下的回脹行為，而模擬近場的環境因子如下：

(1) 衰變熱效應

由於最終處置場封閉後，將受到用過核子燃料之衰變熱影響使近場環境處於高溫狀態下，此時當地下水入侵後，整體系統會呈現水-熱環境，因此本研究針對 25°C 與 65°C 之熱環境模擬當地下水入侵後，處置區域形成水-熱環境系統對緩衝材料回脹行為影響。

(2) 地下水化學效應

當海水入侵到最終處置場之近場環境時，其地下水化學主要為 Na-Ca-Cl 系統，因此本研究探討不同濃度的 NaCl 與 CaCl₂ 兩種溶液來模擬海水入侵對緩衝材料回脹行為之改變。

根據 ASTM 標準人工海水備製規範 (D1141)，模擬之 NaCl 含量為 24.53 g/L，故採用 0.6 M 的 NaCl 來簡化模擬海水，提高至 1.0 M 探討高濃度 Na 離子對膨潤土回脹之影響。

(3) pH值效應

在用過核子燃料最終處置場中，為了解混凝土與膨潤土之間互制行為，因此模擬當地下水入侵混凝土後所夾帶高鹼性溶液可能與緩衝材料之間互相作用，影響緩衝材料之預期回脹能力。故本研究採用 NaOH 與 Ca(OH)₂ 兩種溶液，利用 OH⁻離子濃度越大其 pH 值越大來模擬緩衝材料處於高鹼性的環境下，探討對回脹行為的影響。

第二階段：當最終處置場封閉後，用過核子燃料罐處置孔周圍的緩衝材料將會受到上部回填材料的自重及回脹壓力影響，對緩衝材料而言將會受到垂直向下的應力。因此本研究將探討緩衝材料受到不同垂直應力〔0.1 MPa、0.4 MPa〕對回脹行為的影響，垂直應力 0.1 MPa 因子為模擬處置場封閉後，初期由回填材料

自重給定的垂直應力，0.4 MPa 因子則是模擬處置場在長期營運期間，可能遭受到地下水入侵，使得回填材料逐漸飽和因而膨脹產生回脹壓力。另外，再利用 NaCl [0.6 M] 溶液模擬海水入侵與垂直應力相互作用之情形做探討，進而評估近場環境的變化。

3.2 實驗材料、試體

此研究所使用為美國懷俄明州的膨潤土(Volclay Bentonite SPV)，由 BlackHill 公司所開採生產，簡稱 SPV200 膨潤土，如圖 3.1 所示。而 SPV200 膨潤土的可交換陽離子以 Na⁺為主，屬於鈉型膨潤土，組成以蒙脫石、長石、黑雲母及石膏等礦物，其中蒙脫石含量約 90 %。詳細規格如下表：

表 3-1SPV 200 膨潤土成份分析表

Elemental Analysis	SiO ₂	Fe ₂ O ₃	MgO	CaO	LOI	Al ₂ O ₃	FeO	Na ₂ O	Trace
%	63.02	3.25	2.67	0.65	5.64	21.08	0.35	2.57	0.72

採用的回脹試體尺寸為直徑 60 mm、厚度 12 mm，設計乾密度為 1600 kg/m³。將所需重量的膨潤土置於模具中，表面整平後承壓柱放置正中央，利用萬能試驗機以靜態壓實法來製作所需乾密度的試體。壓製的模具如圖 3.2 所示。

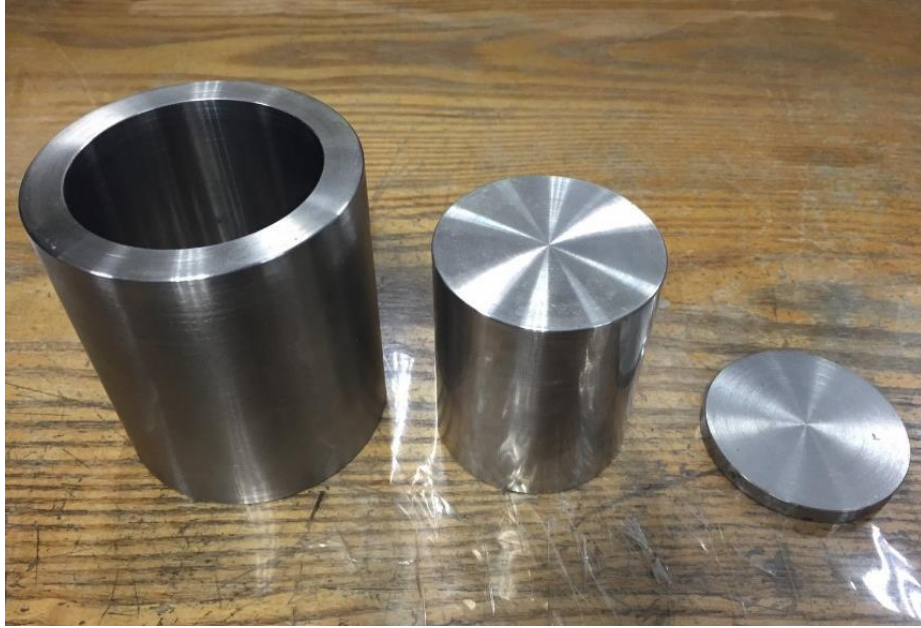


圖 3.2 膨潤土試體壓製模具

在完成壓製後，依 ISRM (1981) 的建議方法對試體進行檢驗，即以測微尺量測試體任意三點厚度，而厚度皆須維持在正負 0.1mm 誤差之內。完成壓製的試體會在 30 分鐘內進行實驗。

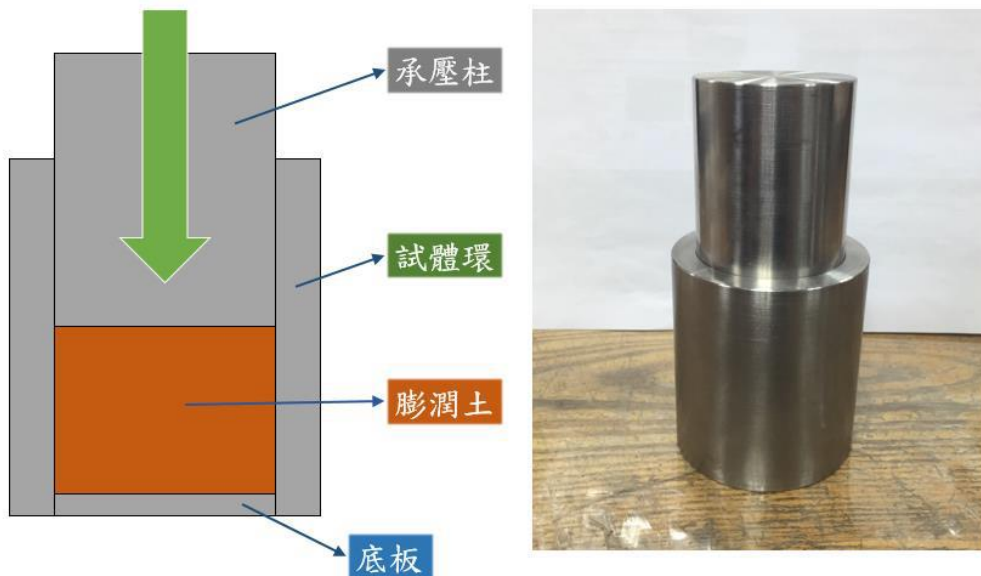


圖 3.3 膨潤土試體壓實流程

3.3 實驗儀器配置、方法

(一) 定體積回脹壓力試驗

研究所使用之回脹壓力及水力傳導試驗模具為參考目前國際相關研究所使用的試驗模具，並加以改良設計，如圖 3.4。

回脹壓力所採用之資料記錄器為高擎公司所進口之儀器，型號為 GTT2006-A00110，具有 6 點類比輸出、10 毫秒的採樣速率及資料存取速度，荷重元安裝於頂板上並連接於顯示器，儀器購自 ESENSE 公司，顯示器型號為 JS-2000，並針對荷重元所設計。荷重元為 LM-3T，如圖 3.5。

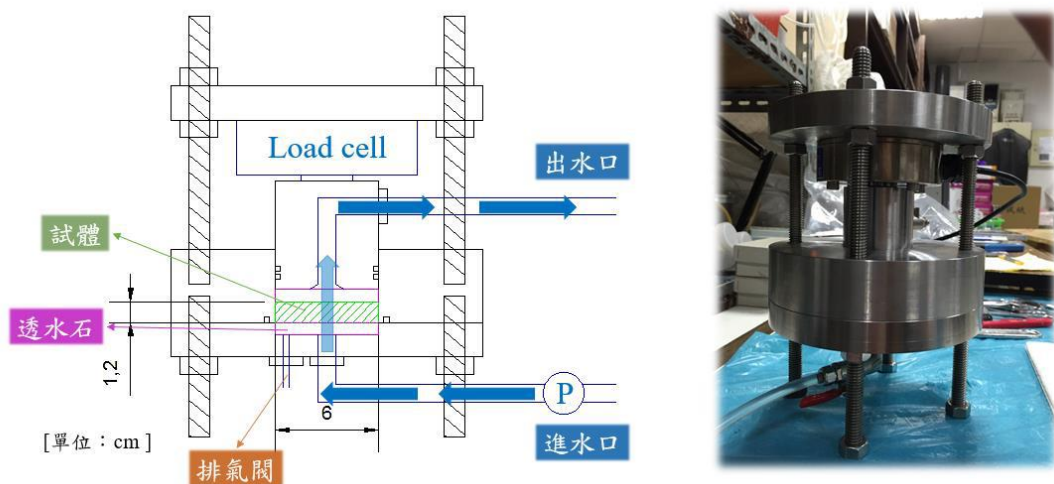


圖 3.4 回脹壓力與水力傳導試驗示意圖



圖 3.5 荷重元與資料顯示器

試驗詳細配置如圖，主要利用氣-液轉換系統的方式，透過高壓氮氣鋼瓶連接氣液轉換柱，使氣壓轉換成液壓(11 kgf/cm²)，再將其連接到模具底下的進水口，透過給定的液壓進行滲透並記錄回脹壓力隨時間變化。

因為此試驗為定體積下的回脹壓力，若試體達到飽和狀態，荷重元顯示的讀數趨於定值時，則完成此次的回脹壓力試驗。其回脹壓力的計算方式如下：

$$\sigma = \frac{F}{A} \quad (\text{式 3.1})$$

式中 σ =定體積下回脹壓力

F=量測之軸向力

A=試體之截面積

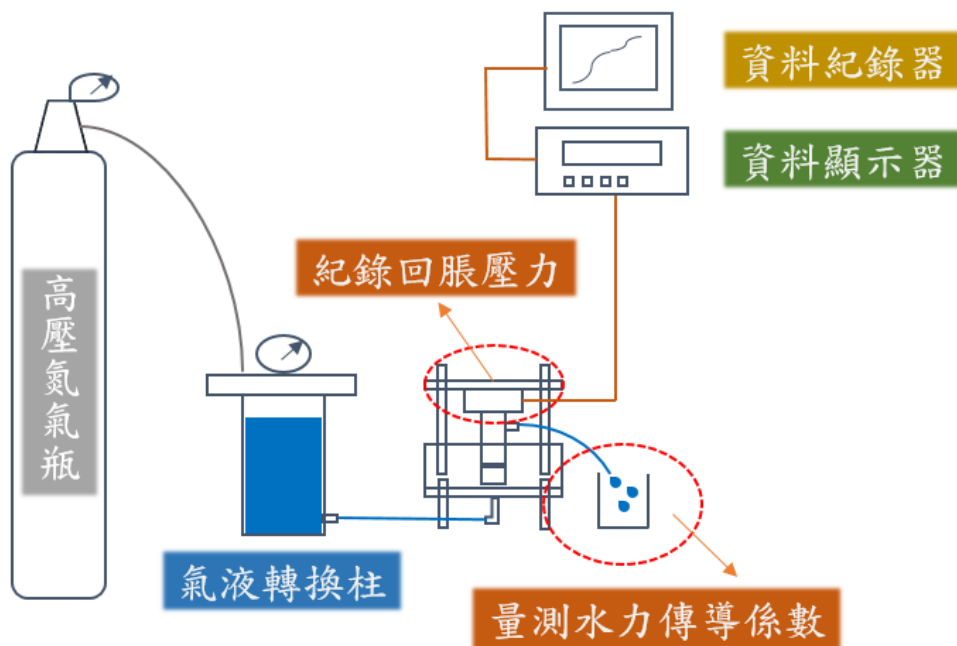


圖 3.6 試驗配置圖

(二) 單向度回脹試驗

如同回脹壓力試驗儀器加以設計改良，將實驗模具放置水槽內，且水位必須高於試體，利用懸掛的方式將荷重掛上，達到所需的垂直應力，以模擬不同垂直應力之單向度回脹試驗，試驗如圖 3.7。

當膨潤土與溶液接觸後會迅速的發展回脹，此時利用測微計量測回脹量並記錄時間，繪製回脹應變量與時間之關係。當回脹量趨於穩定時即完成此試驗。

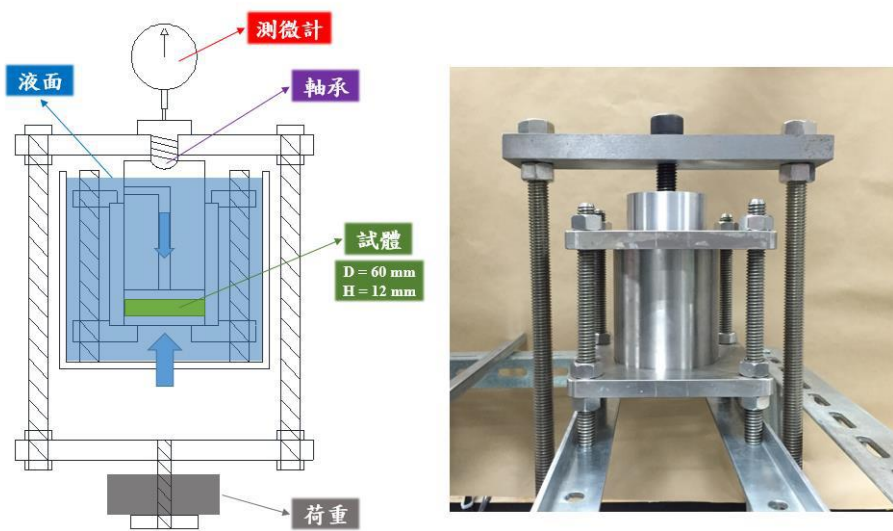


圖 3.7 附載荷重之單向度回脹試驗示意圖

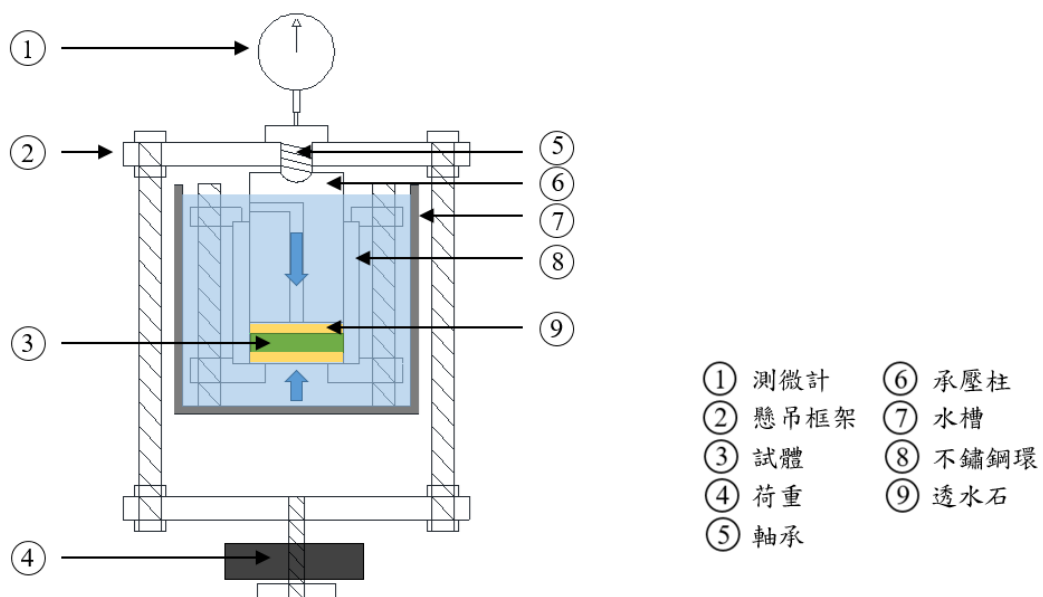


圖 3.8 單向度回脹試驗儀器

3.3 試驗結果

膨潤土於定體積下進行回脹壓力試驗，其回脹壓力歷時曲線如圖 3.9 所示。Zhu (2013) 研究中解釋壓實膨潤土於定體積下之回脹行為過程，如圖 3.10，其過程主要分為三階段：第一階段當膨潤土與水接觸後，將迅速發展晶格回脹，使回脹壓力達到第一個峰值(Stage I)。第二階段為聚集體(aggregate)持續回脹，但由於定體積的條件將導致土壤架構崩解，因此造成回脹壓力降低 (Stage I → II)，主要為較厚的土壤晶體因崩解而形成較薄的聚集物，並填滿團粒間孔隙(Inter-aggregate pore)。最後第三階段主要為較薄的聚集物於團粒間孔隙再次回脹並填其餘孔隙，其回脹機制主要以擴散雙層斥力為主，使得回脹壓力逐漸增加至最終穩定值(Stage III)。

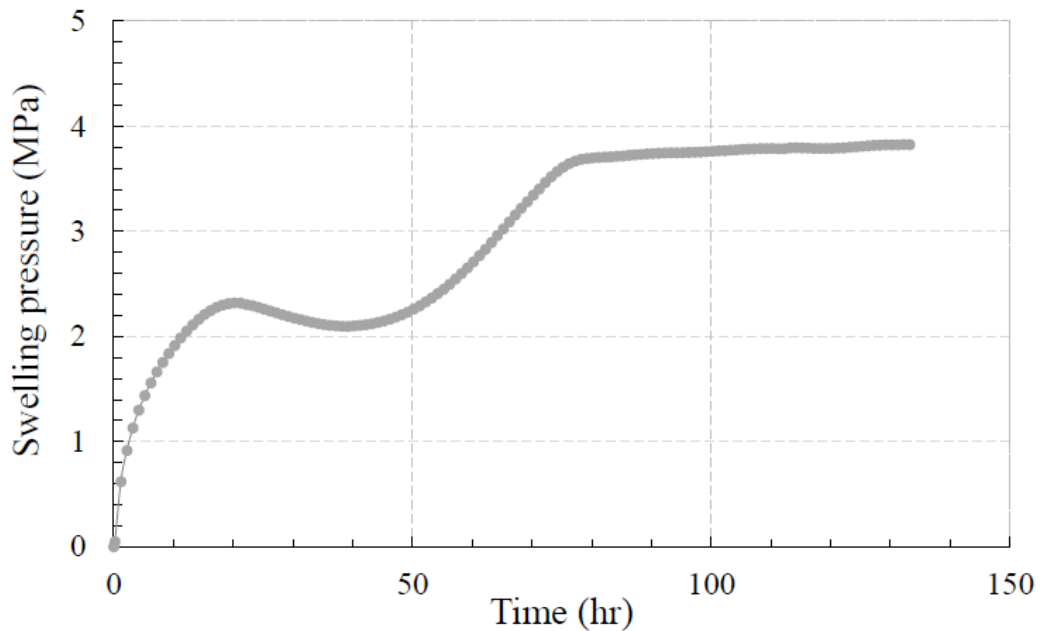


圖 3.9 典型回脹壓力歷時曲線 (SPV 200 Bentonite 1600 kg/m³)

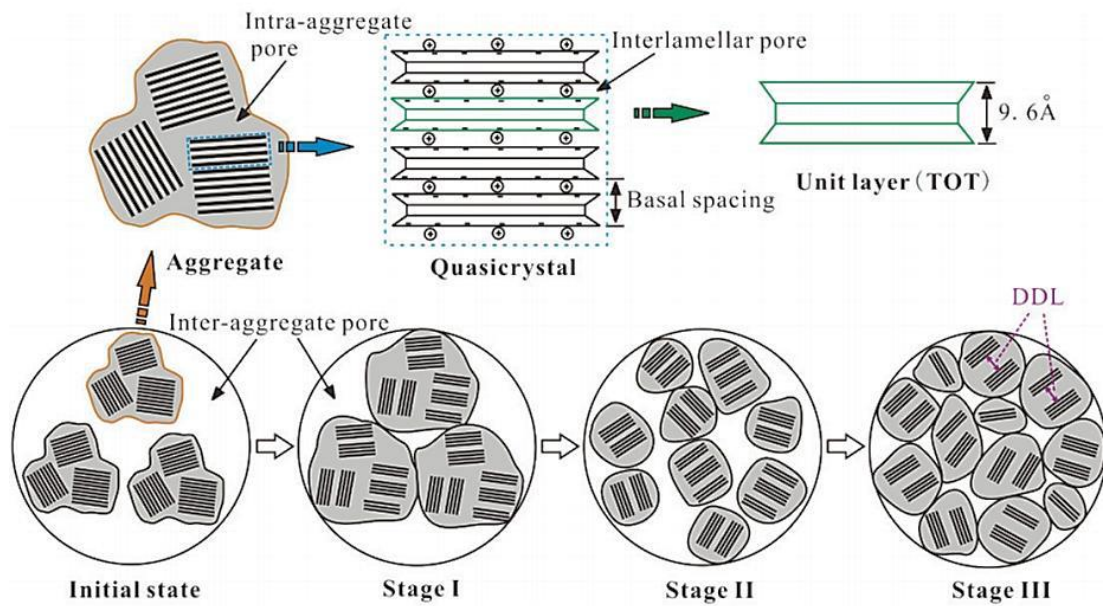


圖 3.10 壓實膨潤土之定體積回脹過程 (Zhu, 2013)

(1) 定體積回脹壓力-衰變熱效應

在 25 度水-熱環境下，回脹壓力歷時曲線呈現典型的雙峰曲線，回脹的過程約在 80 小時趨於穩定，最終回脹壓力 3.82 MPa。當溫度在 65 度下，整個回脹的過程會加快，且回脹穩定的時間也提前，相較之下穩定時間提前約 37%，使得回脹壓力迅速的發展，但最終的回脹壓力比在 25 度的 3.82 MPa 下降至 2.88 MPa。

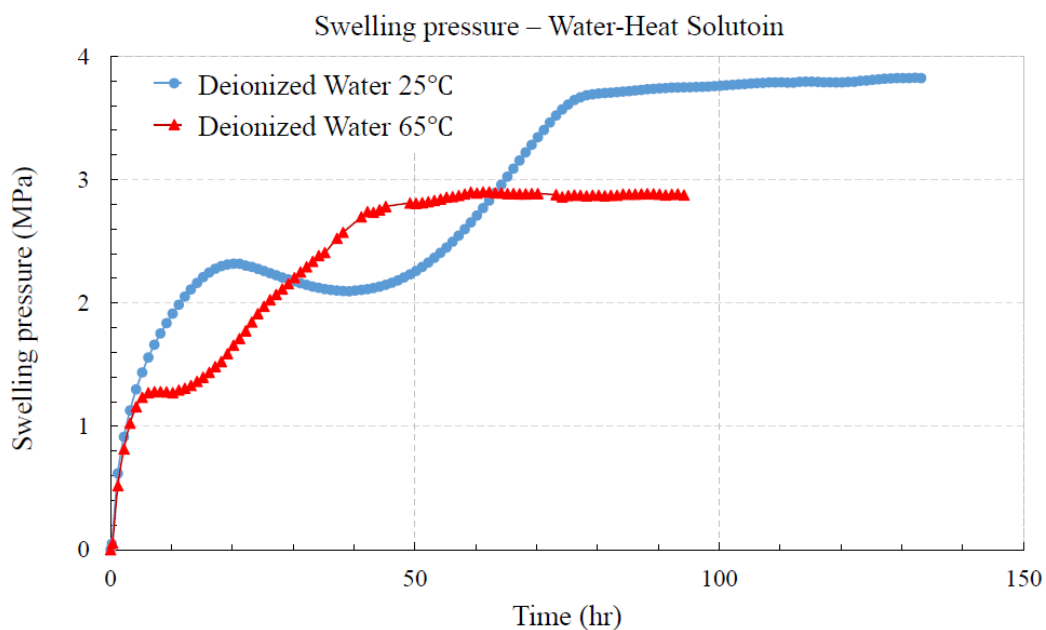


圖 3.11 不同水-熱近場環境下緩衝材料回脹壓力歷時曲線

圖 3.12 顯示在 65 度水-熱環境下 100 小時後回脹試驗後取出的試體外觀，可以發現側面有許多的裂縫，而裂縫產生為處在高溫下且在層間較不穩定所造成。



圖 3.12 65°C 水-熱環境後之外觀 (側面產生裂縫)

(2) 定體積回脹壓力試驗-地下水化學效應

在濃度 0.6 M 的 NaCl 溶液下，回脹壓力由典型的雙峰曲線逐漸變為單峰曲線，此溶液影響了回脹過程，最終的回脹壓力從 3.82 MPa 下降至 2.59 MPa，當濃度提升至 1.0 M 時，圖 3.13 顯示出曲線明顯的壓縮第二個回脹峰值發展，使最終的回脹壓力降為 1.82 MPa。

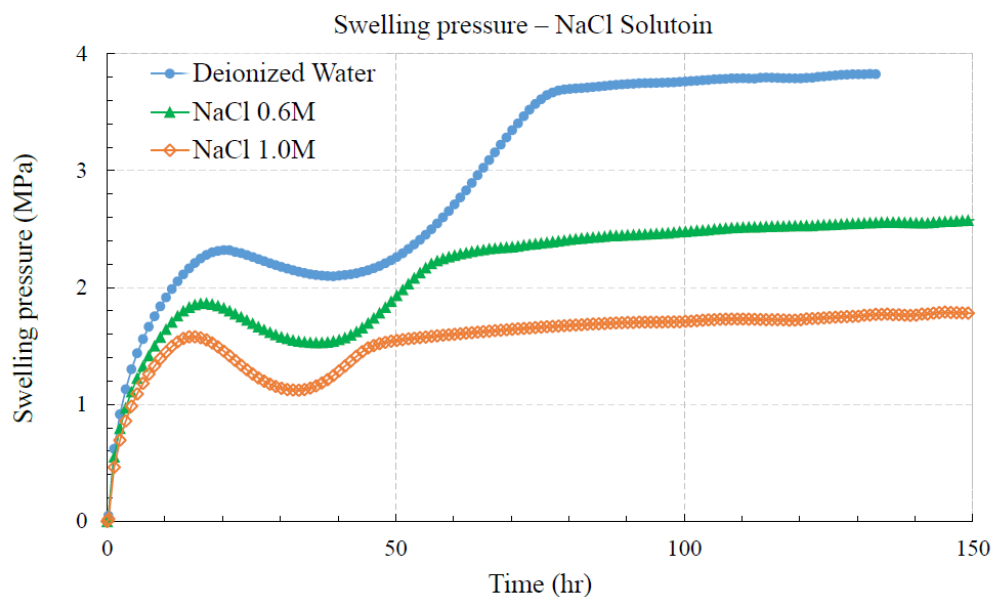


圖 3.13 不同 NaCl 濃度之回脹壓力歷時曲線

另外 CaCl_2 溶液下的回脹壓力試驗，一樣使用 0.6M 及 1.0M 的濃度，其試驗結果如圖 3.14，發現與 NaCl 溶液下的曲線相近，但最終的回脹壓力分別為 2.8 MPa 及 2.36 MPa，相較於 NaCl 溶液下降的幅度相對來的小，表示膨潤土受到 CaCl_2 的影響較小。

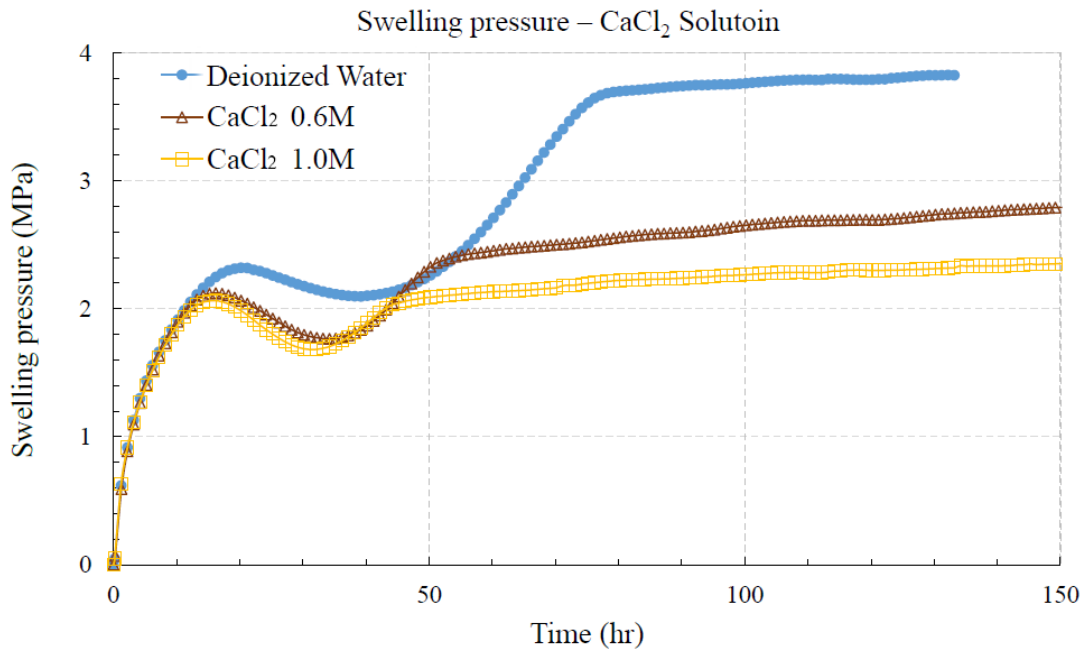


圖 3.14 不同 CaCl_2 濃度之回脹壓力歷時曲線

(3) 定體積回脹壓力試驗-pH 效應

此實驗研究所採用的 NaOH 溶液濃度分別為 0.1 M、0.6 M 及 1.0 M，pH 值分別為 12.97、13.56、13.83，由於 $\text{Ca}(\text{OH})_2$ 屬於微溶性，所以將濃度調節到 0.02 M，pH 值為 12.47，分別探討鹼性溶液對緩衝材料的影響。

根據 Ye(2014)提出膨潤土之回脹壓力會受到 NaOH 溶液之 pH 值影響，pH 值越高而回脹壓力會越小，主要原因 pH 值增加會造膨潤土內蒙脫石溶解量增加。而透過膨潤土與高濃度的 OH 離子反應(Savage and Benbow, 2007)，如下式，膨潤土內的蒙脫石會因高濃度 OH 離子而溶解，導致回脹壓力永久的降低。而 Karmland (2007) 研究則指出當溶液 pH 值小於 13 時，對膨潤土的回脹壓力不會有太大的影響。

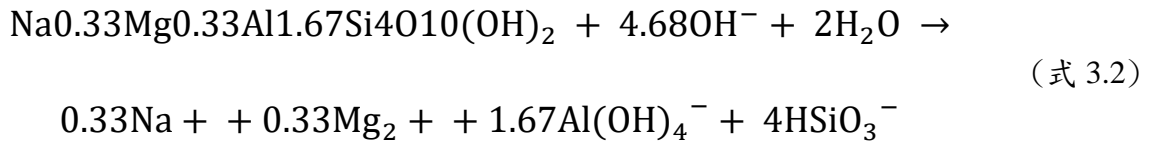


圖 3.15 不同 NaOH 濃度之回脹壓力歷時曲線顯示 0.1 M 之 NaOH，回脹壓力歷時曲線與在 25 度水系統下差異不大，回脹壓力在第一個峰值表現從 2.32 略降至 2.14 MPa，而最後回脹壓力為 3.73 MPa，但當濃度提升至 0.6 M 時，回脹壓力在第二個峰值時穩定的時間延長，約增加了 25%，而回脹壓力則下降了 14%，最終的回脹壓力為 3.27 MPa，在濃度為 1.0 M 時，穩定時間的延後更為明顯，延長需達 130 小時，最終的回脹壓力也下降至 3.07 MPa。

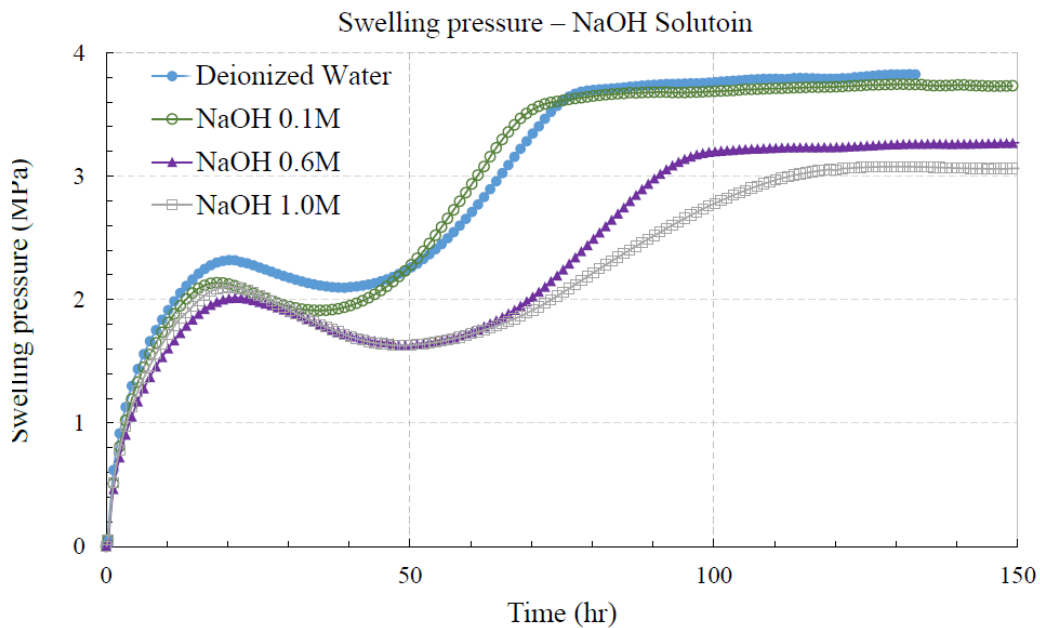


圖 3.15 不同 NaOH 濃度之回脹壓力歷時曲線

Ca(OH)₂ 0.02 M 的溶液下，因 pH 值為 12.47，由圖 3.16 顯示在 pH 小於 13 的情況下，回脹壓力曲線並無太大的差異，最終的回脹壓力只受些微影響。

由實驗顯示出當 OH⁻ 離子濃度越大其 pH 值梯度越大，使 OH⁻ 離子擴散能力增加，影響回脹壓力越明顯。

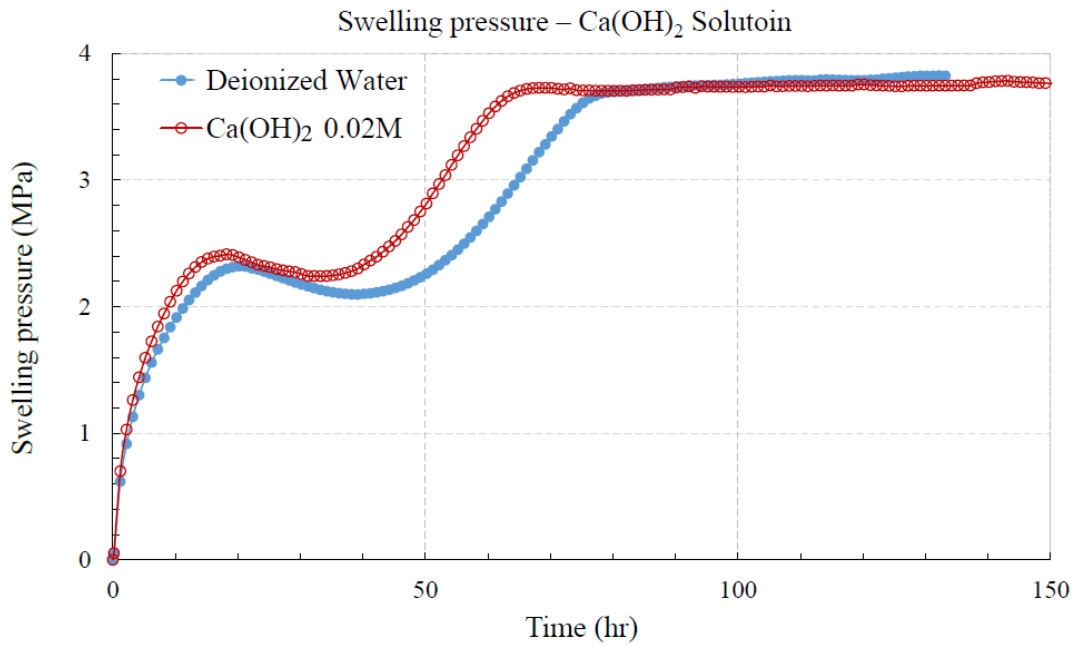


圖 3.16 膨潤土於 Ca(OH)₂ 之回脹壓力歷時曲線

在單向度回脹試驗 25 度水溫系統下，分別進行不同垂直應力下〔0.1MPa、0.4MPa〕對回脹應變之影響，由圖 3.17 所示，在 1~100 小時之間為主要回脹過程，在 0.1MPa 垂直應力下，最終回脹應變為 82.99%，〔初始高度為 12mm〕，在 0.4MPa 垂直應力下最終回脹應變為 35.68%，由試驗結果可知當垂直應力提高時，明顯限制膨潤土的回脹能力。

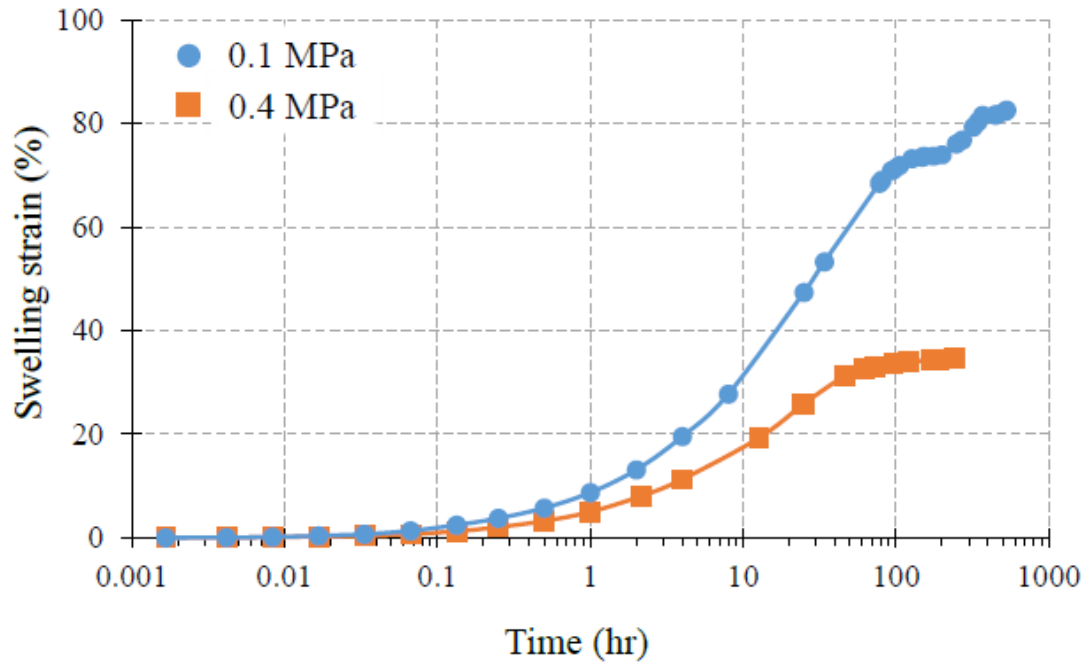


圖 3.17 膨潤土於 25 度水系統中不同垂直應力之回脹歷時曲線

在 NaCl〔0.6M〕溶液中，分別以 0.1MPa、0.4MPa 垂直應力下探討對回脹應變之影響，在 0.1MPa 垂直應力下，相較於水溫系統下回脹應變從 82.99%變為 37.18%，如圖 3.18，明顯影響膨潤土回脹能力，主要原因 Na^+ 迅速進入膨潤土間，使回脹應變減小。

當隨著垂直應力提升至 0.4MPa 時，最終回脹應變為 23.58%，相較於 0.1MPa 中，回脹應變從 35.68%降至 23.58%，如圖 3.19，明顯發現當垂直應力為 0.4MPa 時，使得膨潤土在水與 NaCl〔0.6M〕兩者系統下之最終回脹應變下降程度較小，主要為較大的垂直應力導致溶液中的陽離子無法有效的進入膨潤土內部，因此垂直應力越高，將使得 NaCl 溶液入侵對膨潤土回脹之影響程度越小。

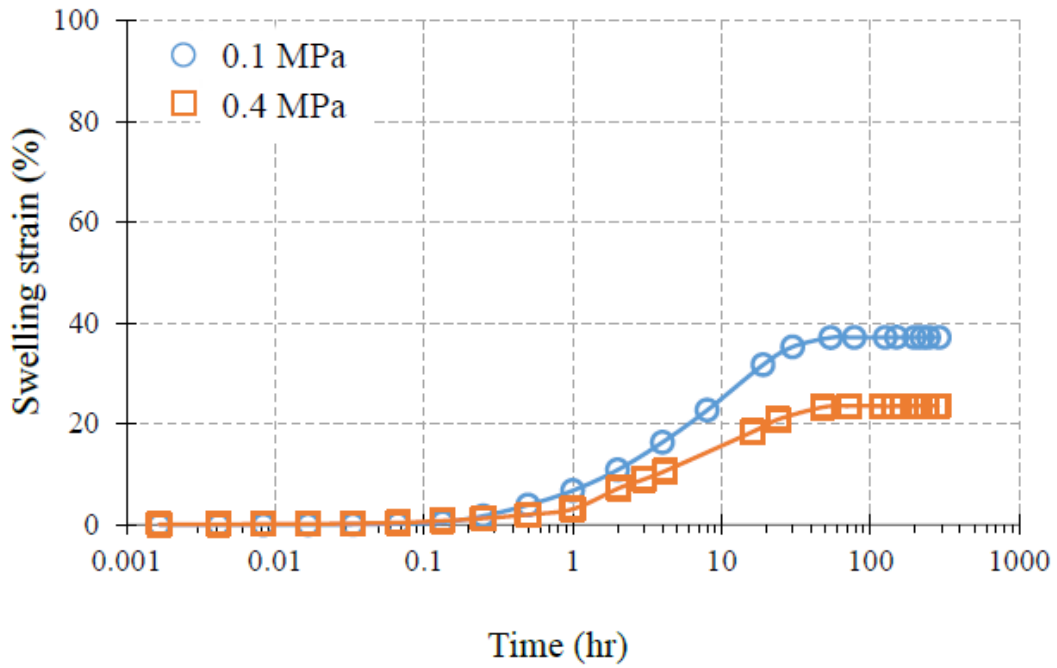


圖 3.18 膨潤土於 NaCl[0.6M]系統中不同垂直應力之回脹歷時曲線

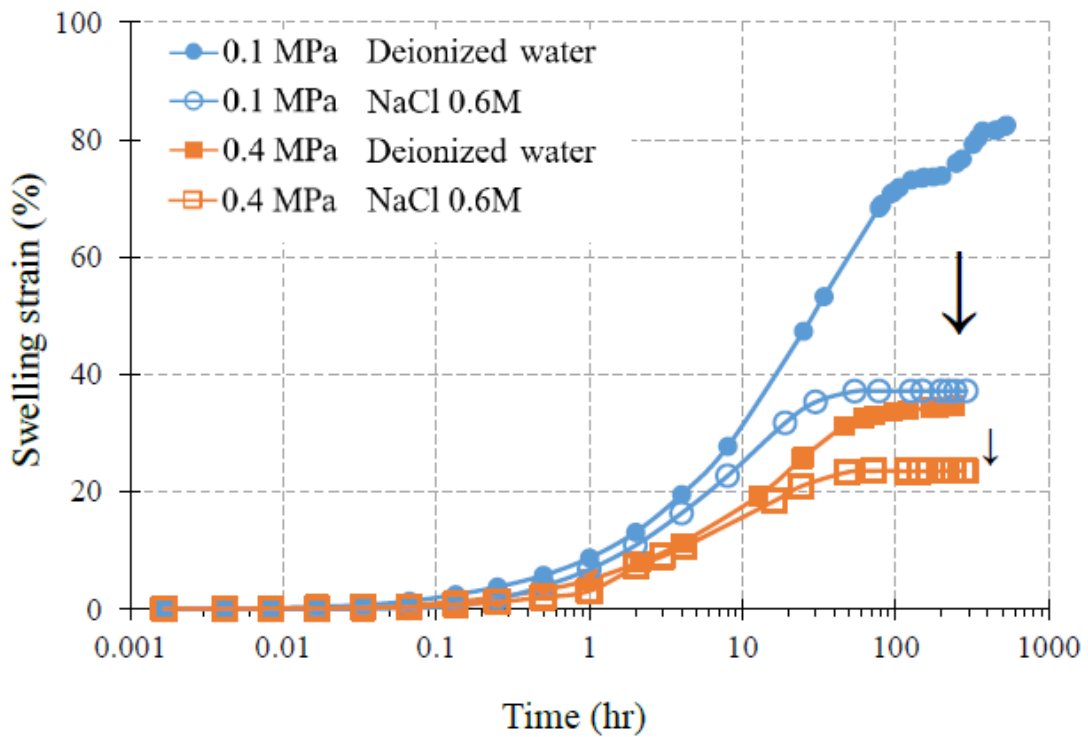


圖 3.19 膨潤土於 NaCl[0.6M]系統中不同垂直應力之回脹歷時曲線

第四章 小型熱-水耦合試驗

用過核子燃料最終處置場近場環境會在置入廢料罐之前先抽乾地下水，故處置場初期緩衝材料之含水量為自然體積含水量，在處置開始後近場周圍之地下水會逐漸回注並開始入侵緩衝材料，使緩衝材料含水量增加並逐漸趨於飽和，而各國均積極地進行大型模擬試驗，已獲得良好的經驗及數據，但由於我國尚在起步階段，希望先行以小型試驗開始，透過建立小型熱-水耦合模型，收集實驗參數。105 年度計畫之 T-H 耦合效應量測已透過採用時域反射儀-TDR 系統與溫度分佈系統，可即時量測緩衝材含水量與溫度分佈之歷時變化。而今年計畫部分已完成三相圖，透過三相圖之 TDR 系統量測之介電常數、溫度及體積含水量關係，進行在不同溫度下小型熱-水耦合模型試驗，並觀察緩衝材料在不同含水量之歷時變化。另外，也透過 TDR 感測器改良，使後續數據處理上更顯容易。

4.1 實驗材料、試體

(1) 實驗材料

材料選用與回脹壓力試驗相同的 SPV200 膨潤土，詳細規格如表 3-1：

(2) 實驗試體

採用分裂模的觀念，設計於分裂內模的外圍利用圓形不鏽鋼圈(外束環)加以束制，以達到使兩半圓柱土體密合的效果。經由土體間隙測試及耦合回脹測試，結果發現分裂外模不僅可以使兩土體中間達到近乎無間隙，同時也發揮了良好的束制效果，試體壓製完成隨後開始進行試驗。

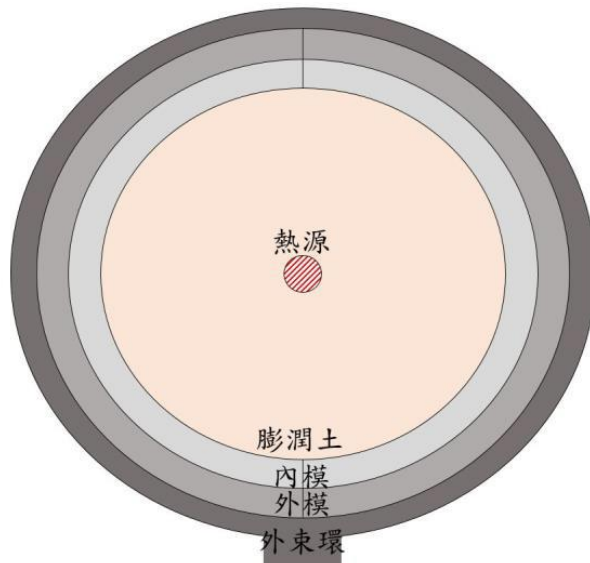


圖 4.1 試體俯視示意圖(未按比例)

如圖 4.2 將秤好所需設計之乾密度的膨潤土重量放入組合好的分裂模具中，將壓感放置在土樣上，隨後使用萬能試驗機以靜壓夯實方式壓製，最後兩個半圓模組合而成高 100mm，半 50mm 的圓柱試體。



圖 4.2 壓桿、分裂模內模組合圖

4.2 實驗設備

(1) TDR1500

由德國公司 SYMPULS 製造，如圖 4.3，頻寬為 1.5 GHz，測量時間軸之範圍為-50 ps ~ 20 μ s，最快擷取時距(Sampling time interval)為 10 ps，設計上接口為 USB，可直接與電腦連接進行控制與監測作業。

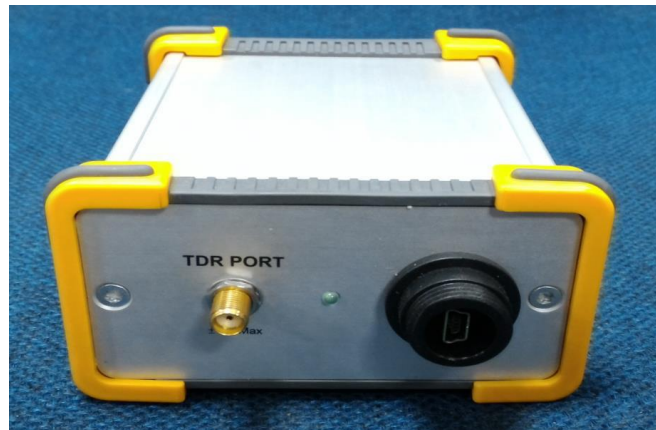


圖 4.3 TDR1500

(2) RG58同軸線(Radio Guide-58)

為 50 Ω 同軸電纜線，其使用型號為 RG-58 A/U，以細銅線捲繞在一起當中央導線，如圖 4.4，由外至內部結構為包覆體(PVC)、外部導體(軟銅線網)、遮蔽層(鋁箔)、絕緣體(LDPE)、中心導線(軟銅線)。其性能適用溫度可達 90 $^{\circ}$ C，標稱阻抗為 50 Ω ，使用頻率最高可達 1GHz。



圖 4.4 RG58- A/U 同軸線

(3) 真空凡士林

為確保浸水試驗之水源由底部進入，因此使用真空凡士林將可能進入水的地方塗上真空凡士林，又稱矽油脂膏，如圖 4.5。採用道康寧(Dow Corning)，其顏色為白色透明，適用溫度為-40至204°C，可耐酸鹼與水，常用於化學加工、實驗設備、管路系統上做為防漏劑與潤滑劑。



圖 4.5 真空凡士林

4.3 實驗配置、方法

利用 TDR（時域反射法）電磁波進行監測及探查之方法。其原理由脈衝電磁波製造器產生脈衝電磁波進入一同軸電纜，沿著同軸電纜傳播脈衝電磁波到感測器中，並進入待測物體，進行含水量監測。將組合完成的模具並在中間埋設 TDR 感測器，熱探針，以下方浸水的方式進行試驗，其實驗配置如圖 4.6 所示。

使用 TDR 系統進行體積含水量監測，目的為了解緩衝材料之體積含水量歷時變化，並進一步得出分層含水量之歷時體積含水量變化，因此本研究提出分層含水量之計算方法，如圖 4.7 為實際試體尺寸：

藉由 TDR 感測器不同深度(9、10 cm)與固定半徑 r 為 5 cm，分別計算出體積，即為平均體積含水量。而分層含水量係將兩體積之平均體積含水量相減即為如圖 4.7 之 1 cm 之分層含水量。

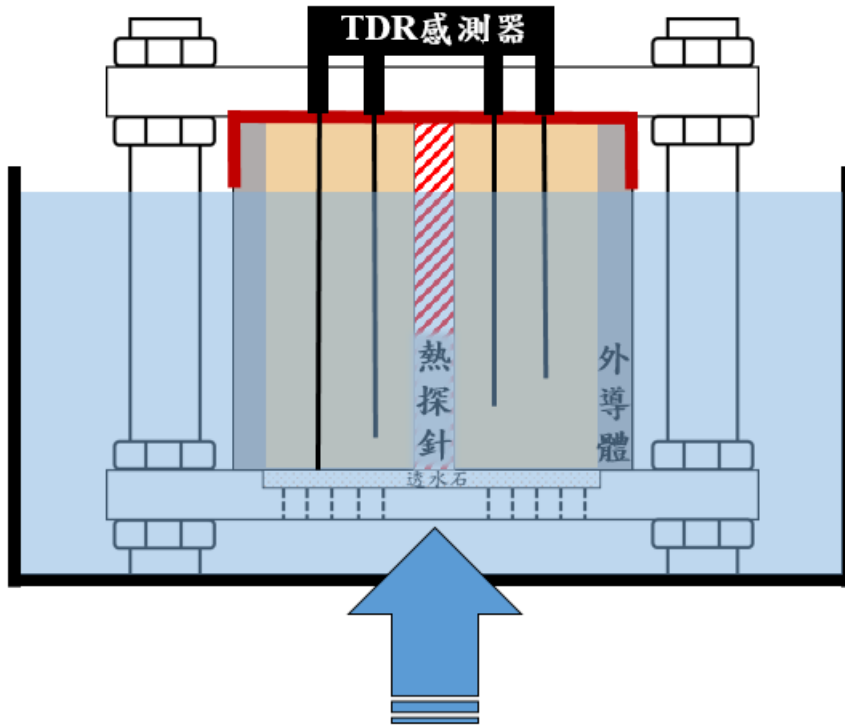


圖 4.6 實驗設計配置圖

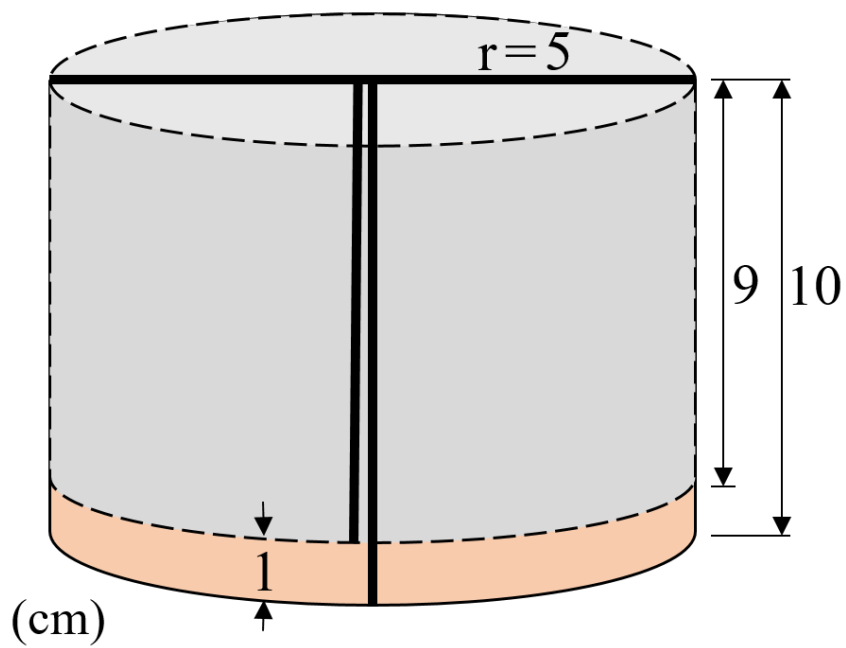
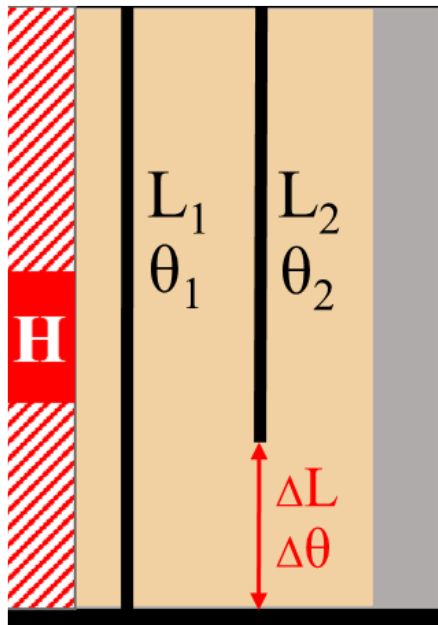


圖 4.7 試體分層含水量計算概念

再者將上述之體積概念簡化，如圖 4.8 所示，扣除共有之半徑 r ，因此可簡化推導為感測器深度與含水量關係。由兩條不同感測器深度 L_1 、 L_2 ，其分別測得各體積下之平均體積含水量 θ_1 、 θ_2 ，目的求得 ΔL 下之 $\Delta\theta$ ，即為分層含水量，而相互關係表示於公式，經由移項後可得 ΔL 下之 $\Delta\theta$ 。



$$L_1\theta_1 = L_2\theta_2 + \Delta L\Delta\theta$$

$$\rightarrow \Delta\theta = \frac{L_1\theta_1 - L_2\theta_2}{\Delta L} \quad (\text{式 4.1})$$

圖 4.8 分層含水量計算

L_1 、 L_2 ：兩不同深度之感測器， $L_1 > L_2$ (m)。

θ_1 、 θ_2 ：由 L_1 、 L_2 求得之體積含水量(%)。

ΔL ： L_1 、 L_2 相互深度差(m)。

$\Delta\theta$ ： ΔL 深度之體積含水量(%)。

因為既有 TDR 感測端導線為眾多細小金屬線匯合而成，由圖 4.9 可以觀察到改良前原感測器量測之 TDR 波型具有多處上下起伏之突波，這些突波對數據的後處理會造成不小的困難，且在分裂模內進行感測器布置時，因金屬絲極易彎折，不易平整並鉛直的進行埋設。

考慮到上述缺點，本研究以 10 cm 之鎢鋼圓棒替代三軸導線之內導體，並以耐高溫之 AB 膠進行同軸線與鎢鋼圓棒之膠結固定，詳細 TDR 感測器改良製作方式如表 4-1 說明，以防止感測器在高溫狀態下與鎢鋼圓棒分離，進行試體內部感測器布置時因為鎢鋼圓棒具有一定的硬度，埋設極為容易。實驗波型數據如圖 4.9 所示，TDR 曲線平滑且穩定，大大降低進行數據後處理的難度。

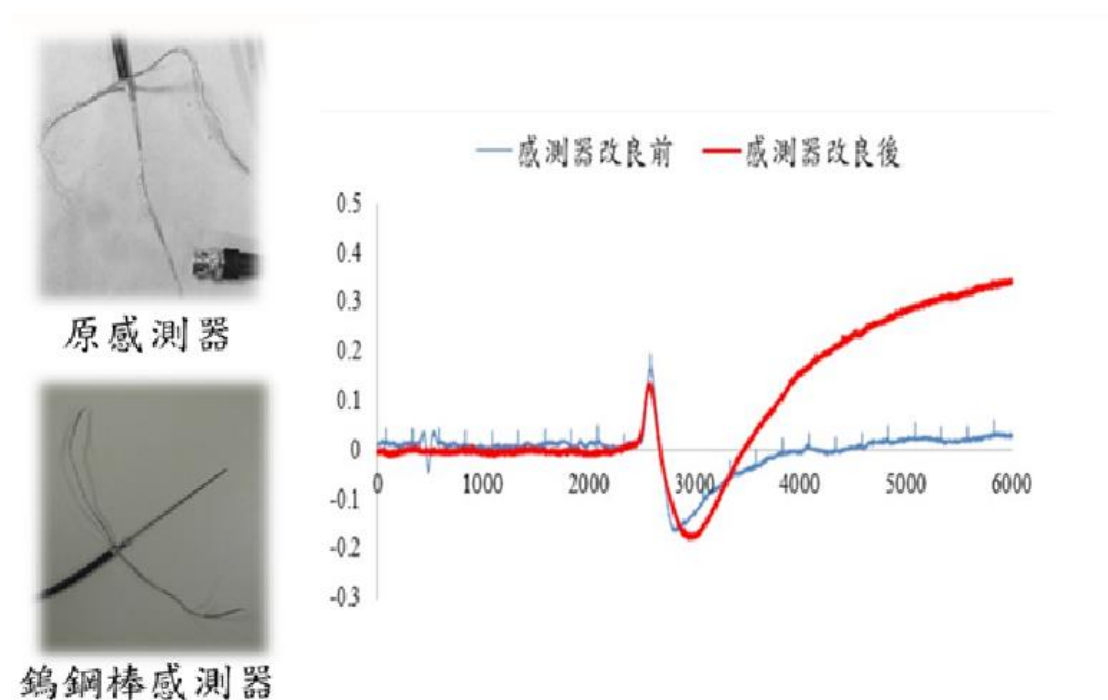
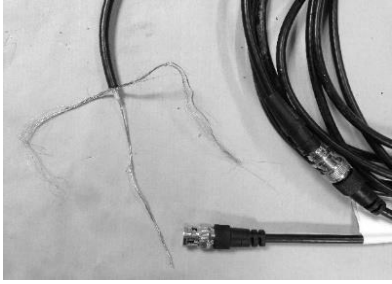
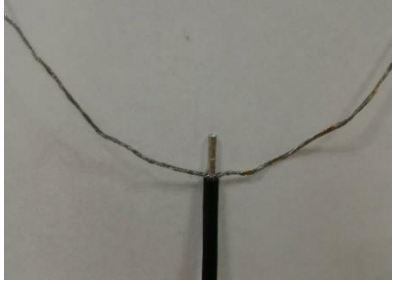





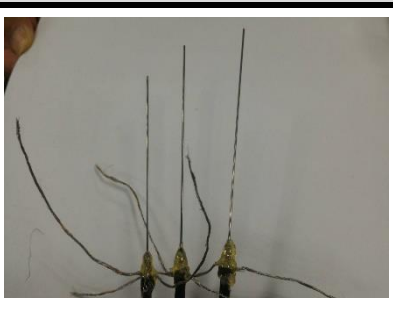


圖 4.9 感測器改良

表 4-1 TDR 感測器改良製作過程

<p>1.原三軸感測器。</p>	<p>2.剪去中間端內導體，預留約 0.5 cm 長度。</p>
	
<p>3.將剩餘 0.5 cm 內導體與直徑 1.1 mm 鎢鋼圓棒以細鐵絲纏繞。</p>	<p>4.硬化劑 A 膠及樹脂 B 膠以 1:2 比例調配成 AB 膠。</p>
	
<p>5.等待 AB 膠乾燥至一定稠度時塗抹於鎢鋼棒與內導體交接處。</p>	<p>6.等待 AB 膠完全乾燥。</p>
	
<p>7.以切割機根據實驗需要進行感測器裁切，得到所需長度之感測器。</p>	<p>8.重複步驟 1 至 7 製作數條鎢鋼棒感測器。</p>
	

另外本研究在 14%與 24%體積含水量試體內埋設 TDR 鎢鋼棒感測器後置於烘箱內以 90°C 進行加熱，擷取並記錄室溫 25°C 至 80°C 之 TDR 波型，分別如圖 4.10 與圖 4.11 所示，實驗發現在越高含水量下，隨著溫度升高，膨潤土因為導電度快速提升，使 TDR 脈衝電磁波在土中反射所得到之波型穩態值逐漸趨緩，甚至在 34%體積含水量下，波型完全沒有起伏，如圖 4.12，此狀態讓數據在後處理上十分困難。

為了降低溫度對鎢鋼棒感測器的影響，避免 TDR 波型受導電度影響而無反射訊號，本研究於鎢鋼棒表層使用絕緣材料進行鎢鋼棒 Coating，如圖 4.13 所示，在降低鎢鋼棒對環境敏感度的同時也能維持 TDR 波型，有利於數據後續後處理的進行。

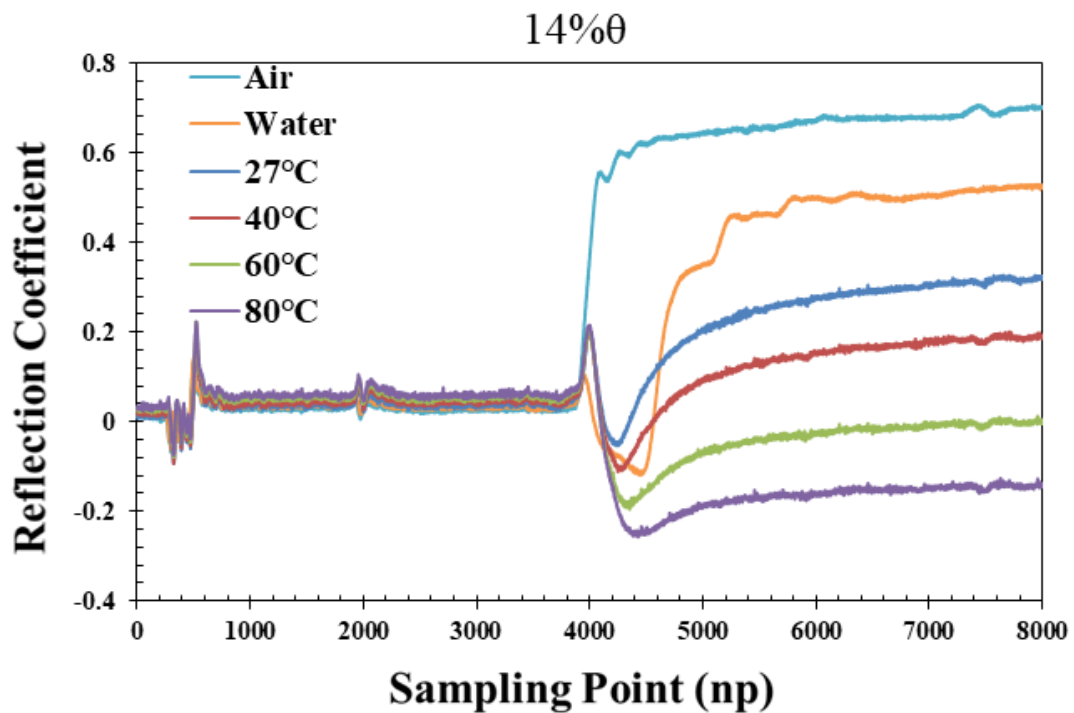


圖 4.10 不同溫度之 14%含水量 TDR 波型頻散情形

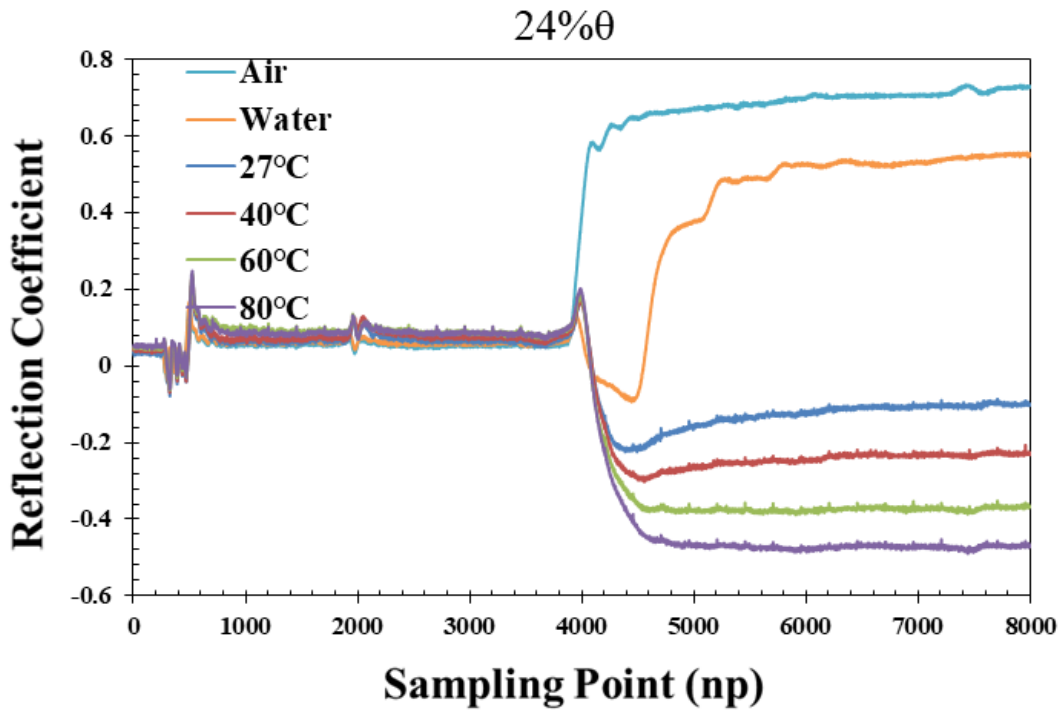


圖 4.11 不同溫度之 24% 體積含水量 TDR 波型頻散情形

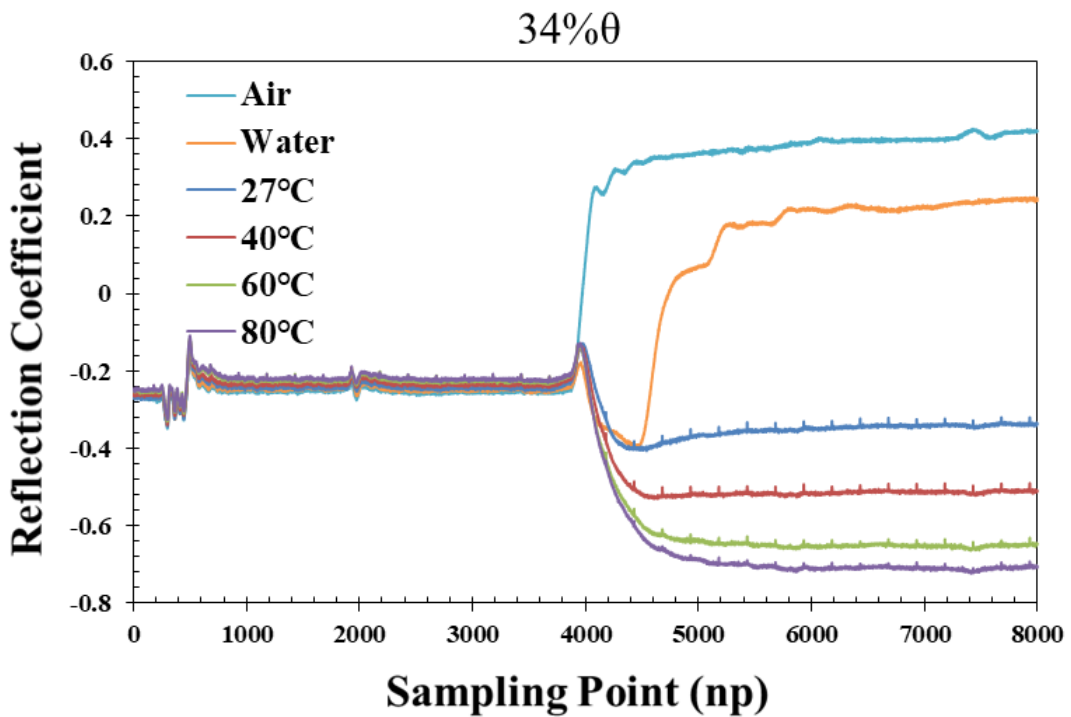
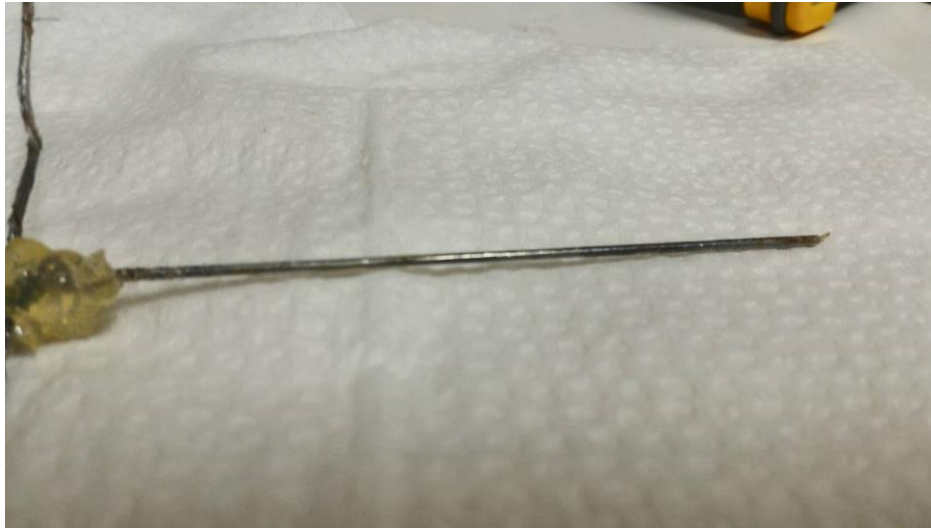


圖 4.12 不同溫度之 34% 體積含水量 TDR 波型頻散情形



(a)



(b)

圖 4.13 (a)保鮮膜 Coating (b)熱縮管 Coating

4.4 試驗結果

(一) 含水量-視介電常數-溫度三相圖建立

本研究以體積含水量之關係曲線作為基礎，藉由控制膨潤土之含水量，以 14%、24%、34% 三組體積含水量進行兩種絕緣感測器（保鮮膜、熱縮膜）之視介電常數-溫度關係曲線量測，如圖 4.14、圖 4.16，利用 matlab 程式繪製出含水量-視介電常數-溫度三相圖，如圖 4.15、圖 4.17。

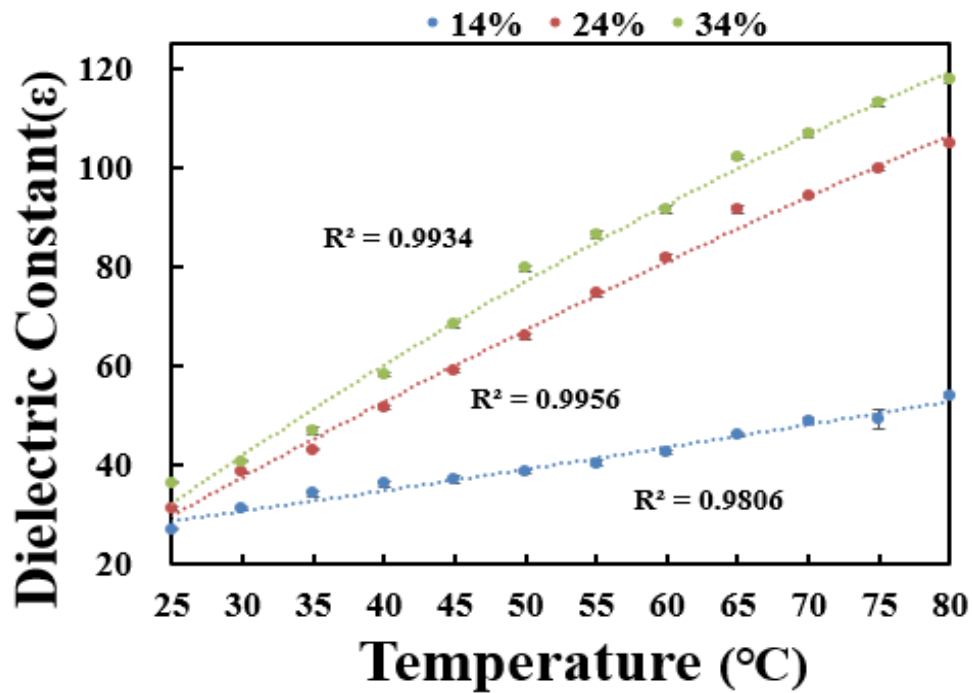


圖 4.14 保鮮膜絕緣感測器視介電常數-溫度關係曲線

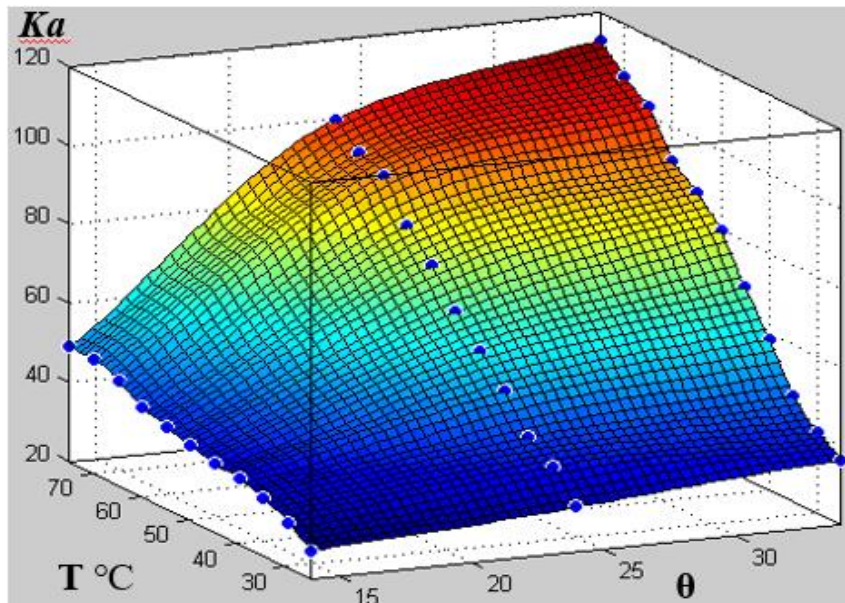


圖 4.15 保鮮絕緣膜感測器測得膨潤土之含水量-視介電常數-溫度三相圖

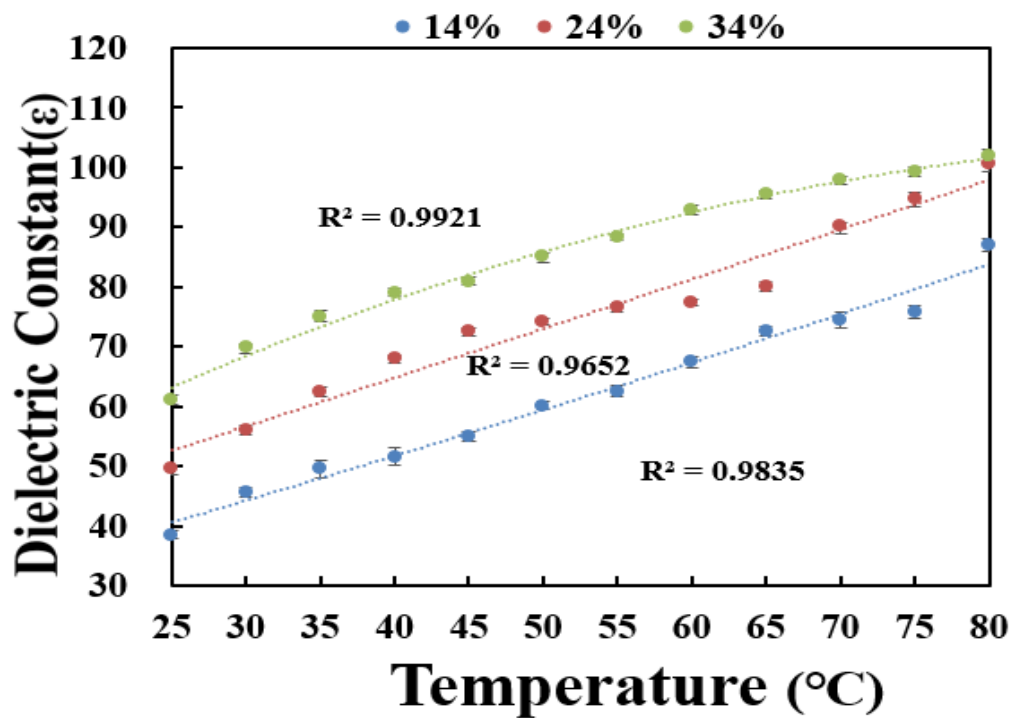


圖 4.16 熱縮管絕緣感測器視介電常數-溫度關係曲線

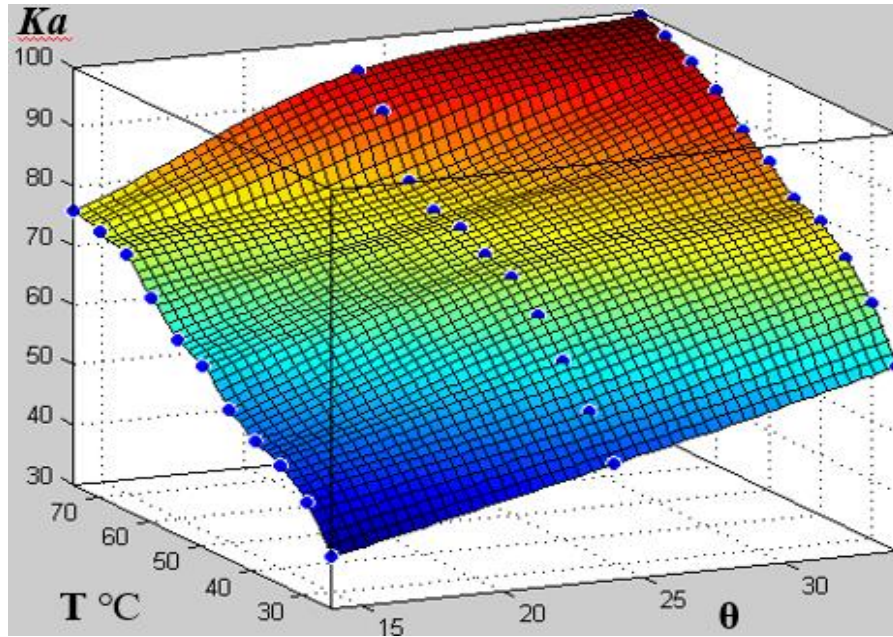


圖 4.17 熱縮管絕緣感測器測得膨潤土之含水量-視介電常數-溫度三相圖

透過保鮮膜感測器及熱縮管感測器於 14 %、24 %、34 % 不同體積含水量下建立之視介電常數-溫度關係曲線相比，保鮮膜絕緣感測器之關係曲線較為接近使用未改良前感測器所建立之 SPV200 膨潤土視介電常數-溫度關係曲線，如圖 4.18，而熱縮管絕緣感測器雖然 K_a 變化幅度相對保鮮膜絕緣感測器來說較小，但因為整體量測值偏高，比較原感測器、保鮮膜感測器、熱縮套管感測器建立之關係曲線，如圖 4.18，本研究選擇與改良前感測器建立之 SPV200 膨潤土視介電常數-溫度關係曲線較接近之保鮮膜感測器進行後續緩衝材料加溫及室溫分層含水量歷時監測。

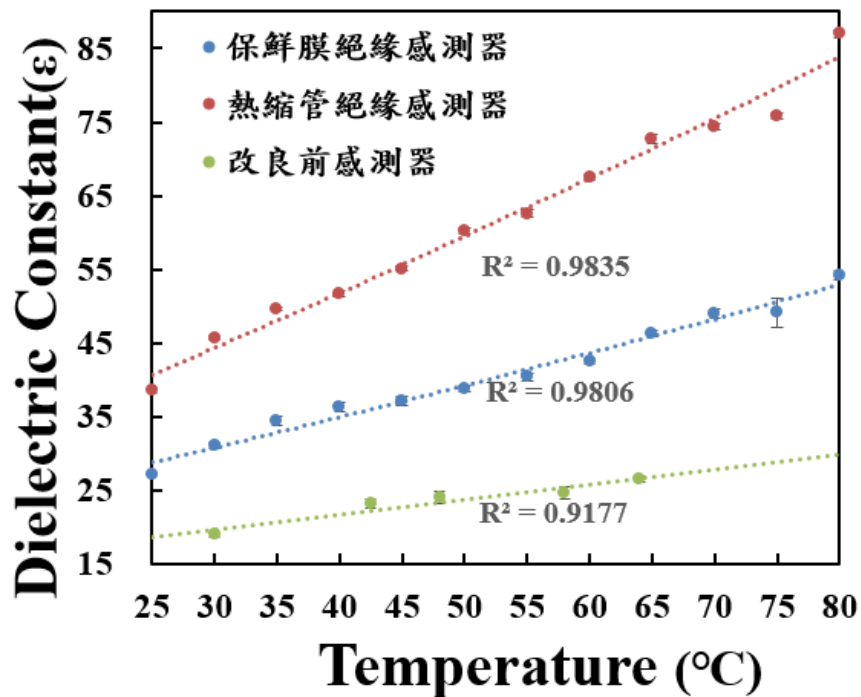


圖 4.18 不同感測器建立之 SPV200 膨潤土視介電常數-溫度關係曲線

(二) 緩衝材料 T-H 耦合小型試驗

膨潤土試體於室溫下進行定溫浸水試驗，使用 TDR 系統進行體積含水量即時監測，如圖 4.19 於試體內埋設分層解析度為 1 cm 之 3 根保鮮膜 Coating 感測器，並以外束環束制外模，再將整組試體置於固定模具設備基座上，上蓋後旋緊上蓋螺旋加以束制，最後將試驗模具置於水槽中注水後開始實驗，如圖 4.20，使用多工器從實驗開始後每 2 小時自動記錄 TDR 波型至實驗結束，並輔以 matlab 程式進行波形抓點，計算視介電常數 K_a ，再對照不同溫度下之膨潤土視介電常數-溫度關係圖（圖 4.15），換算出對應之體積含水量後，搭配分層體積含水量公式進行解析度 1 cm 之分層含水量計算，實驗結束後將試體拆卸以觀察試體浸水狀況，並以秤重方式計算試體重量含水量，以驗證所測得之歷時分層含水量。

10 , 9 , 8cm

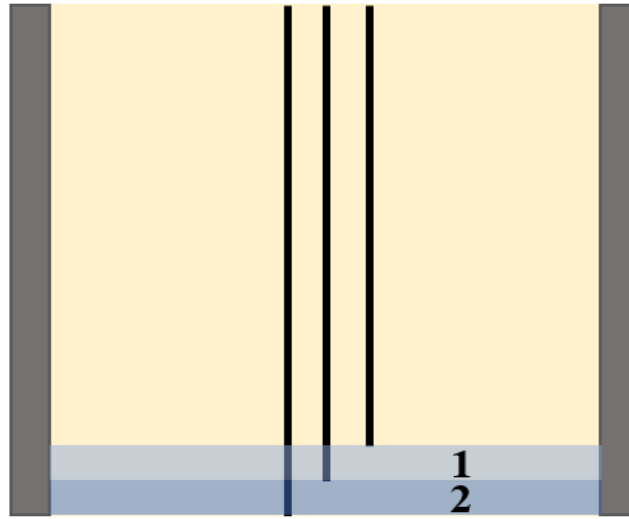


圖 4.19TDR 感測器配置圖



圖 4.20 試體浸水試驗

(1) 25 度溫度系統浸水試驗

試體於室溫 25 °C 下浸水 120 hr，利用 TDR 系統進行歷時體積含水量計算，如圖 4.21，並搭配分層含水量計算公式計算其分層歷時體積含水量，如圖 4.22 待試驗完成後將試體拆卸，觀察浸水 120 hr 後試體剖面變化如圖 4.23，並以刮勺平均刮取下層 1 cm、2 cm 之膨潤土試體，置於 90 °C 烘箱內烘乾 24 hr 後進行試體稱重，計算試體重量含水量，重量含水量計算結果如表 4-2，將分層重量含水量乘上試體當層乾密度換算分層試體體積含水量，以驗證 TDR 系統之體積含水量監測結果。

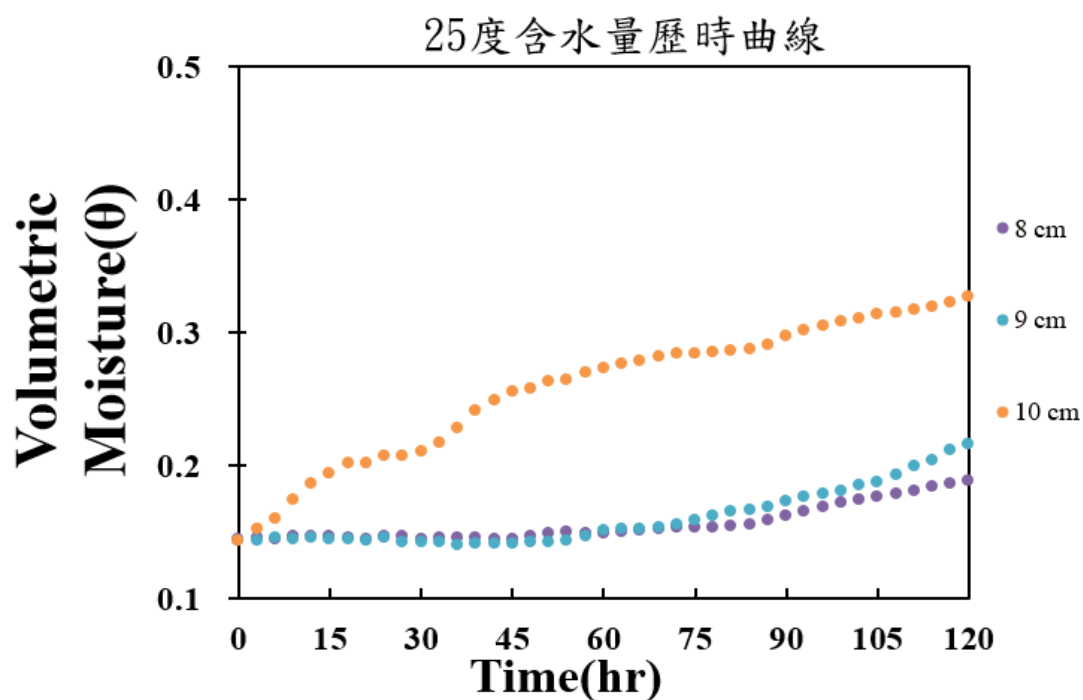


圖 4.21 25 度體積含水量歷時曲線

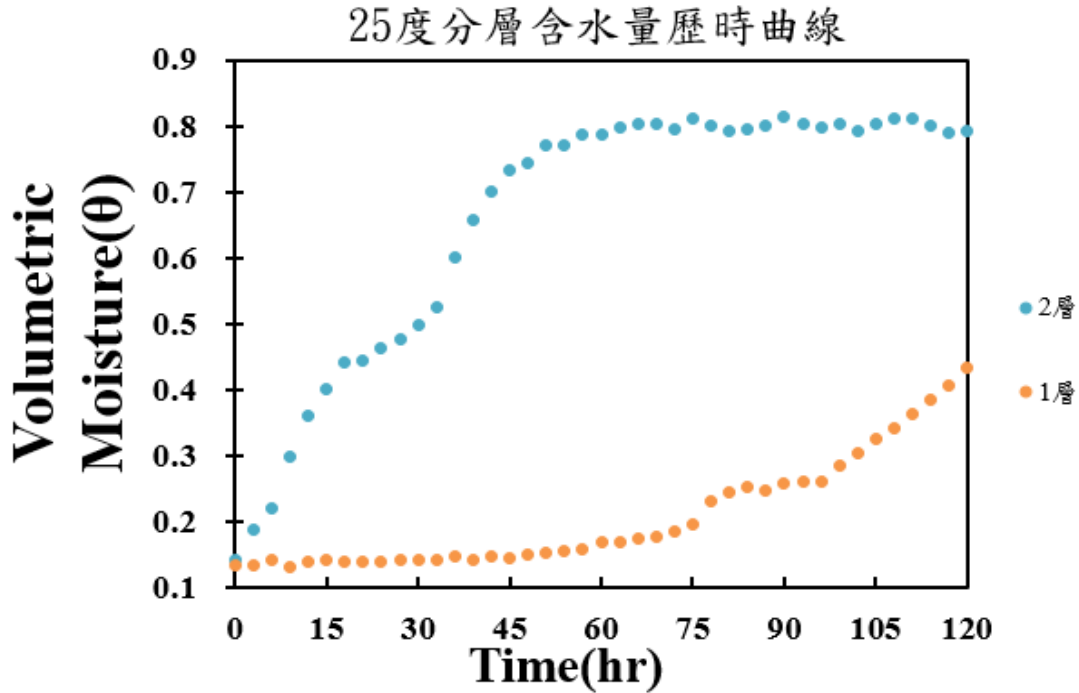


圖 4.22 25 度分層體積含水量歷時曲線

由 25 度歷時體積含水量曲線觀察到 10 cm 感測器之體積含水量變化範圍為 14%~32.74%，9 cm 感測器之體積含水量變化範圍為 14%~21.65%，8 cm 感測器體積含水量變化範圍為 14%~18.83%，顯示浸水 120 hr 後，水分已被膨潤土吸收並入侵至試體 1.5 cm 高處，如圖 4.23。

由 25 度分層體積含水量歷時曲線則觀察到浸水 120 hr 之 1 層體積含水量為 43.5%，2 層體積含水量為 79.1%，秤重法測得之 1 層體平均積含水量為 43%，秤重法測得之 2 層體平均積含水量為 77.6%，與實驗結果差距不大，如表 4-2 25 度系統分層重量含水量量測結果(%)其中 2 層體積含水量遠高於飽和膨潤土理論界限值 47%，這是因為膨潤土擁有極強之回脹潛能，下層高飽和度膨潤土於定體積環境中膨脹並向上擠壓上層低飽和度膨潤土，產生位移導致乾密度上升，孔隙體積與土壤顆粒體積產生改變，對飽和度產生影響，使得分層體積含水量大於飽和膨潤土理論界限值 47%。

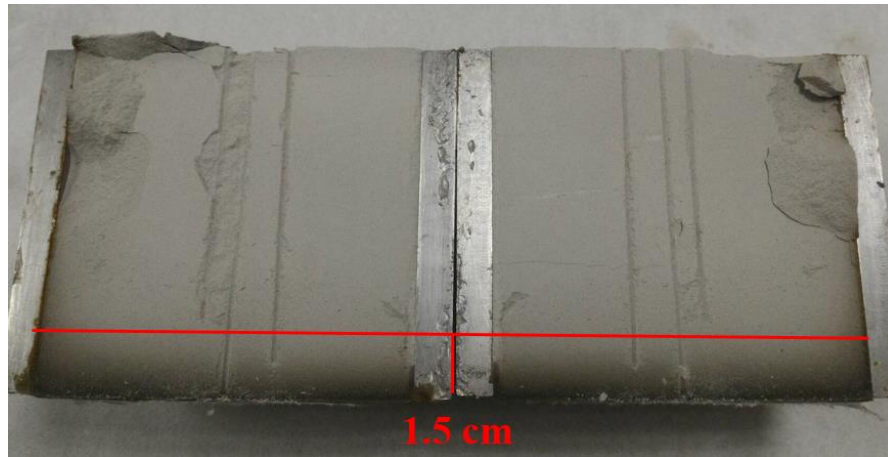


圖 4.23 25 度系統浸水 120 hr 之試體剖面

表 4-2 25 度系統分層重量含水量量測結果(%)

	2 層外圈	2 層內圈	1 層外圈	1 層內圈
1	55.2	55.5	30.6	30.8
2	55.0	55.4	30.7	31.0
3	55.3	56.0	30.4	30.8
AVG	55.2	55.6	30.6	30.9
層平均	55.4		30.7	

(2) 40 度溫度系統浸水試驗

試體於 40 °C 恆溫水槽浸水 120 hr 後進行拆卸，同樣平均刮取 1、2 層之膨潤土試體以 90 °C 烘箱烘乾 24 hr 後進行分層體積含水量計算以驗證實驗結果，如表 4.3，歷時體積含水量如圖 4.24 所示，搭配分層含水量計算公式換算之分層歷時體積含水量如圖 4.25，浸水 120 hr 後試體剖面變化如圖 4.21，水分被膨潤土吸收並入侵至試體約 1.5 cm 高處。

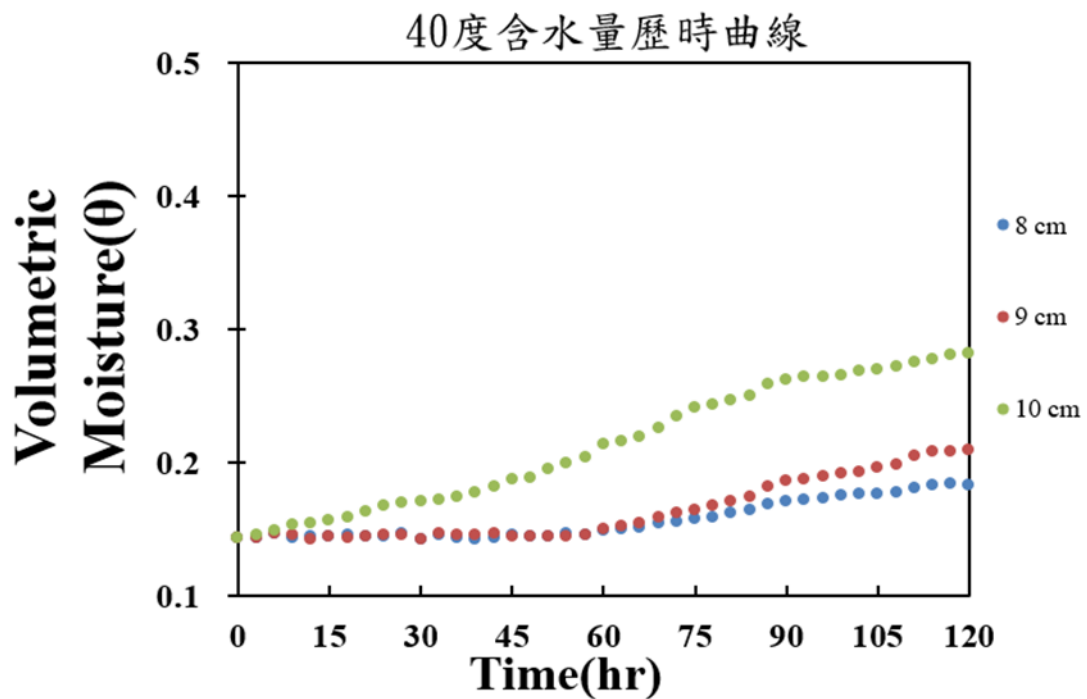


圖 4.24 40 度體積含水量歷時曲線

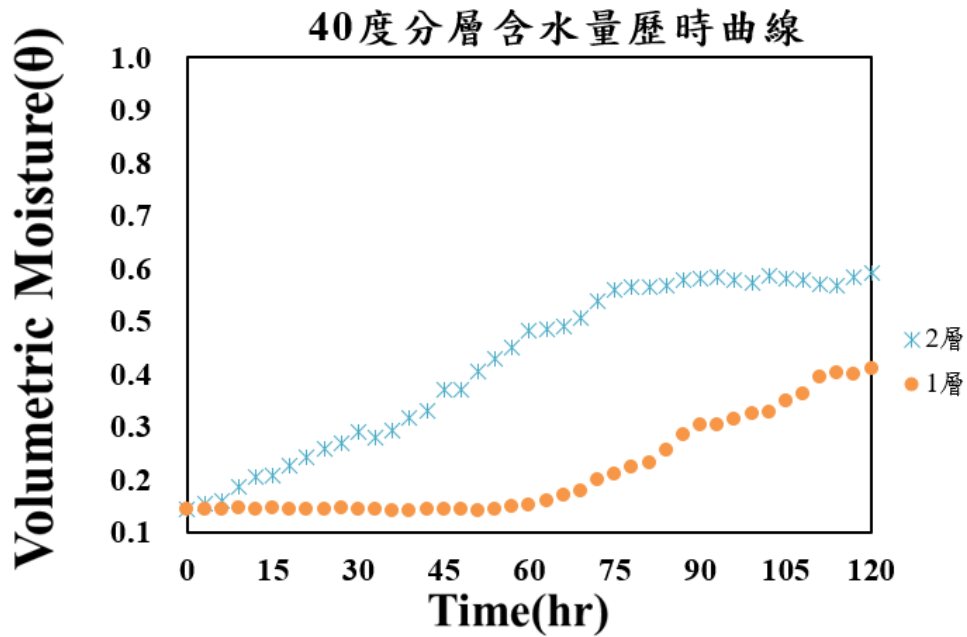


圖 4.25 40 度分層體積含水量歷時曲線

由 40 度含水量歷時曲線觀察到 10 cm 感測器之體積含水量變化範圍為 14 %~28.26 %，9 cm 感測器之體積含水量變化範圍為 14 %~20.9 %，8 cm 感測器體積含水量變化範圍為 14 %~18.31 %，整體體積含水量變化低於 25 度系統，從 40 度分層體積含水量歷時曲線得到浸水 120 hr 之 1 層體積含水量為 40.9 %，2 層體積含水量為 59.1 %，秤重法測得之 1 層體平均積含水量為 40.9 %，秤重法測得之 2 層體平均積含水量為 59.2 %，也與實驗結果相符，如表 4-。

其 2 層體積含水量 58.88 % 同樣大於飽和膨潤土理論界限值 47 %，原因同樣是因為膨潤土之回脹導致膨潤土乾密度發生改變，使得孔隙體積與土壤顆粒體積改變，影響飽和度，但因為膨潤土之回脹能力隨著溫度升高而降低，預期位移量增加幅度低於 25 度系統，故在 40 度系統下其分層體積含水量也同樣低於 25 度系統之分層體積含水量。

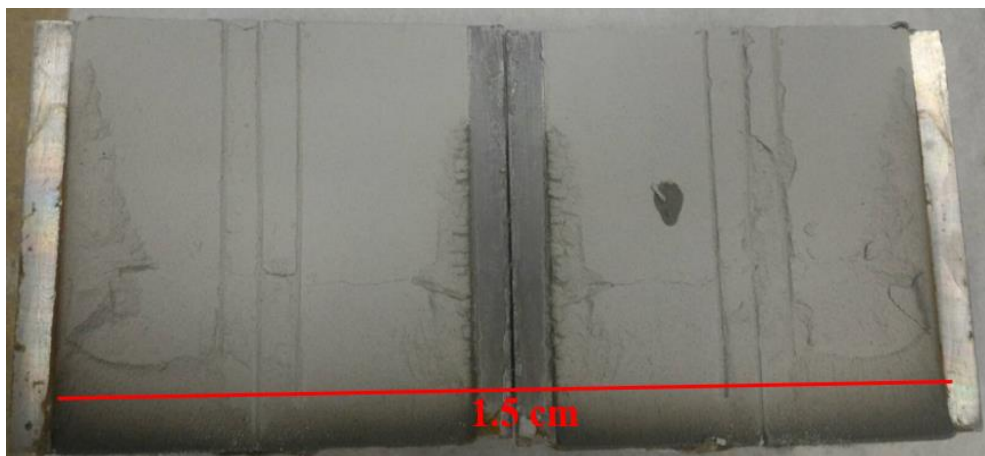


圖 4.26 40 度系統浸水 120 hr 之試體剖面

表 4-3 40 度系統分層重量含水量量測結果(%)

	2 層外圈	2 層內圈	1 層外圈	1 層內圈
1	42.1	43.0	28.9	29.7
2	41.0	42.7	29.1	29.6
3	42.0	43.0	28.5	29.5
AVG	41.7	42.9	28.8	29.6
層平均	42.3		29.2	

(3) 60 度溫度系統浸水試驗

試體於 60 °C 恆溫水槽浸水 228 hr 後進行拆卸，平均刮取 1、2 層之膨潤土試體以 90 °C 烘箱烘乾 24 hr 後進行分層體積含水量計算以驗證實驗結果，如表 4-4 60 度系統分層重量含水量量測結果(%)所示，歷時體積體積含水量如圖 4.27 所示，搭配分層含水量計算公式換算之分層歷時體積含水量如圖 4.28，浸水 228 hr 後試體剖面變化如圖 4.29，在試驗浸水 228 hr 後，水分被膨潤土吸收並入侵至試體約 1 cm 高處。

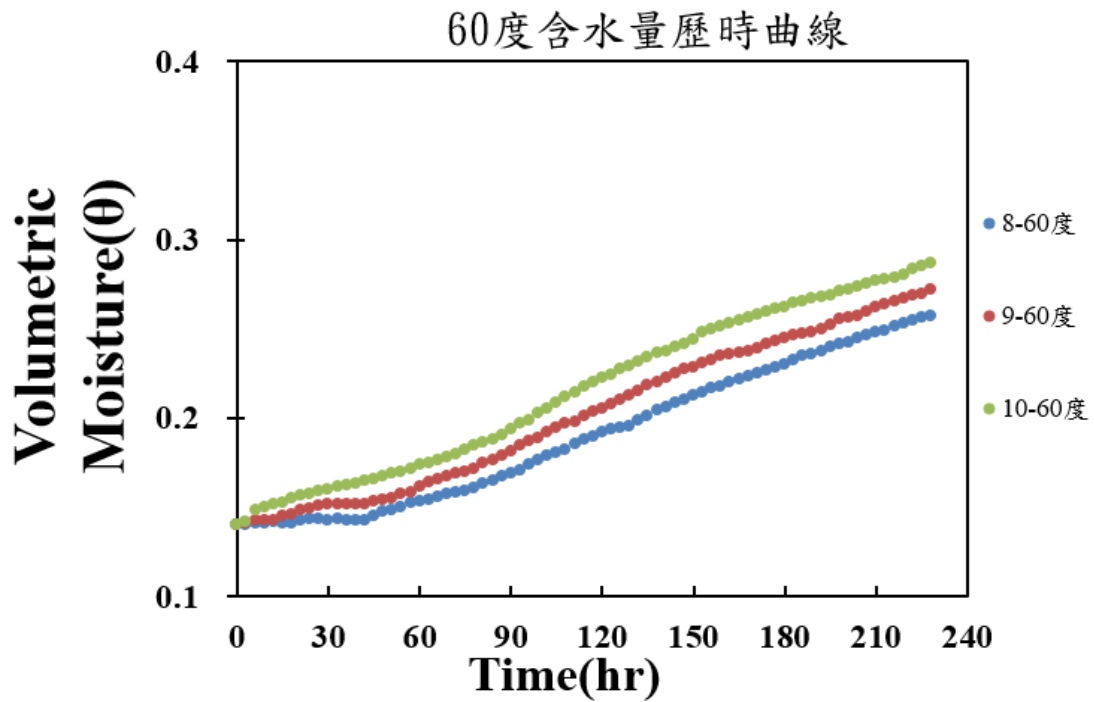


圖 4.27 60 度體積含水量歷時曲線

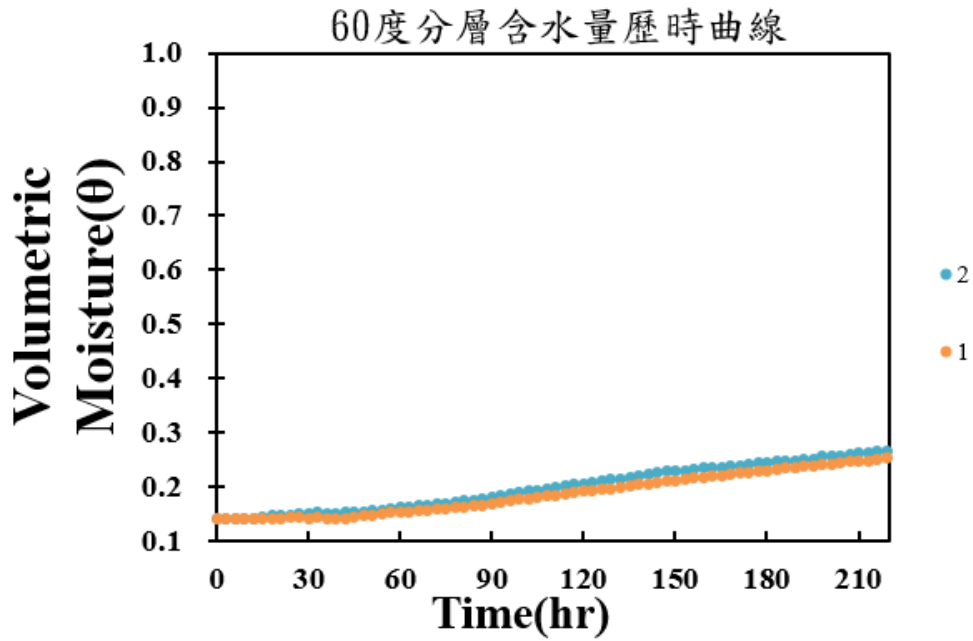


圖 4.28 60 度分層體積含水量歷時曲線

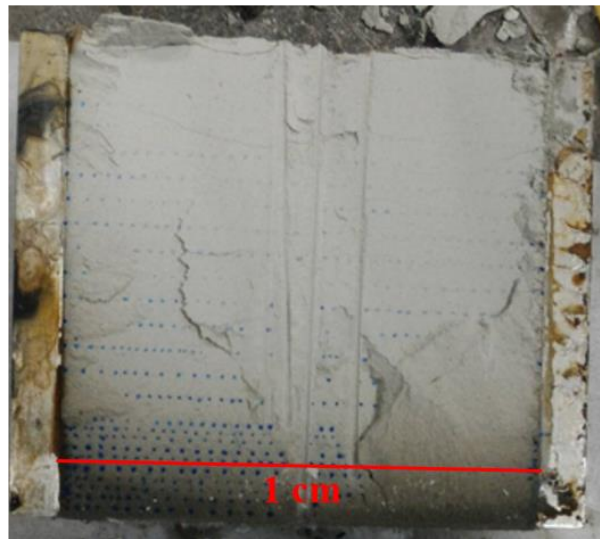


圖 4.29 60 度系統浸水 240 hr 之試體剖面

表 4-4 60 度系統分層重量含水量量測結果(%)

	2 層外圈	2 層內圈	1 層外圈	1 層內圈
1	26.6	26.9	22.6	24.7
2	26.7	27.6	22.5	24.4
3	26.5	27.6	22.6	23.7
AVG	26.6	27.4	22.6	24.4
層平均	27		23.5	

(4) 緩衝材料試體浸水模擬分析

本研究為驗證緩衝材料分層含水量之監測結果，初步使用有限元素分析程式 ABAQUS 進行浸水模擬分析，假設試體體積固定，上下左右四邊皆為束制情形，如圖 4.30，在垂直向及橫向分別撒 50 點及 25 點並繪製矩形網格模型，以模擬膨潤土吸水後試體內部由底部 0 cm 至頂部 10 cm 之試體細微膨脹位移及飽和度變化情形，試體初始孔隙比 0.878，初始飽和度 0.048，初始試體溫度 25 °C，分別以 25 °C、40 °C、60 °C 三個不同系統由試體下方進水，所使用之試驗參數如表 4-所述。

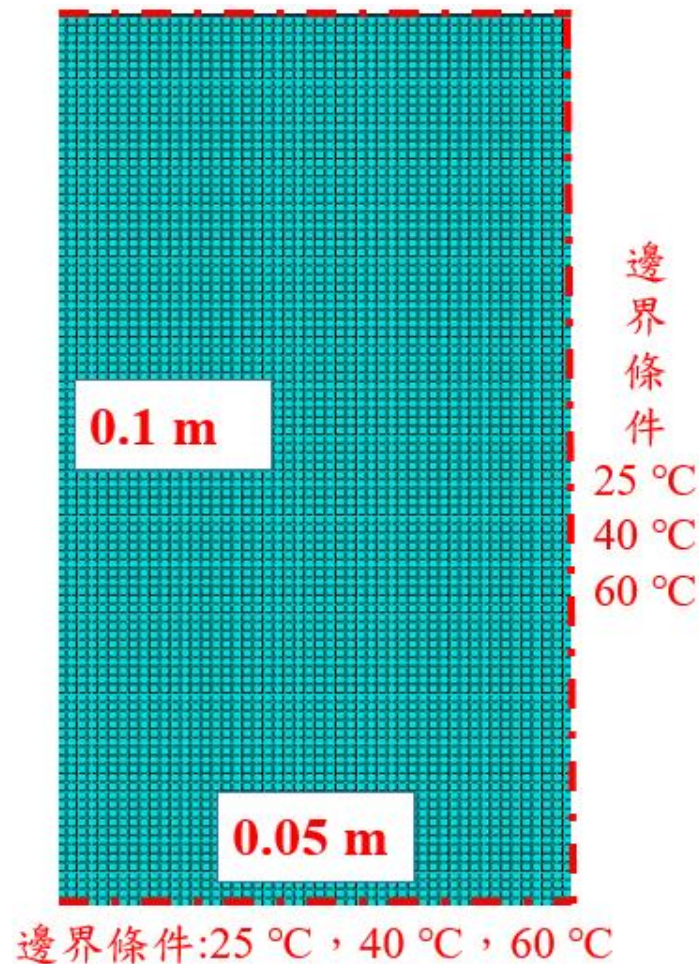


圖 4.30 軸對稱模型邊界條件設定

表 4-5 水力模型模擬參數

水體積模數	$K_w = 2.1 \times 10^6 \text{ kPa}$
土壤顆粒體積模數	$K_g = 2.1 \times 10^8 \text{ kPa}$
土壤之楊氏模數	$E = 3.0 \times 10^4 \text{ kPa}$
25 °C 初始孔隙壓力	-81400 kPa
40 °C 初始孔隙壓力	-74540 kPa
60 °C 初始孔隙壓力	-61400 kPa
土壤顆粒熱膨脹係數	$\alpha_g = 0 \text{ (1/°C)}$
水之熱膨脹係數	$\alpha_w = 3.0 \times 10^{-4} \text{ (1/°C)}$
波生比	0.4
土壤初始飽和度	0.298
土壤初始孔隙比	0.8667
乾密度	1400 kg/m ³
25 °C 回脹壓力	1250 kPa
40 °C 回脹壓力	1045 kPa
60 °C 回脹壓力	937.5 kPa

圖 4.31 依序為有限元素模擬三種溫度系統浸水 120 hr 之試體飽和度，試體在浸水 5 天後水分入侵至試體約 0.03 m 處，試體飽和度發生改變，飽和度由高至低依序為 25 °C > 40 °C > 60 °C，圖 4.31 為有限元素模擬 3 種溫度系統浸水 120 hr 後，由 0~0.1 m 之飽和度變化，從試體底部 0 m 開始至 0.03 m 處飽和度因由下層試體位移量增大導致膨潤土孔隙體積增加量減小，0.993 遞減為 0.376，最後在 0.03 m 後孔隙體積增加量隨高度提高而減少，故飽和度最終趨於定值 0.34 不再變動，圖 4.32 至圖 4.34 則為各溫度系統之體積含水量歷時變化。

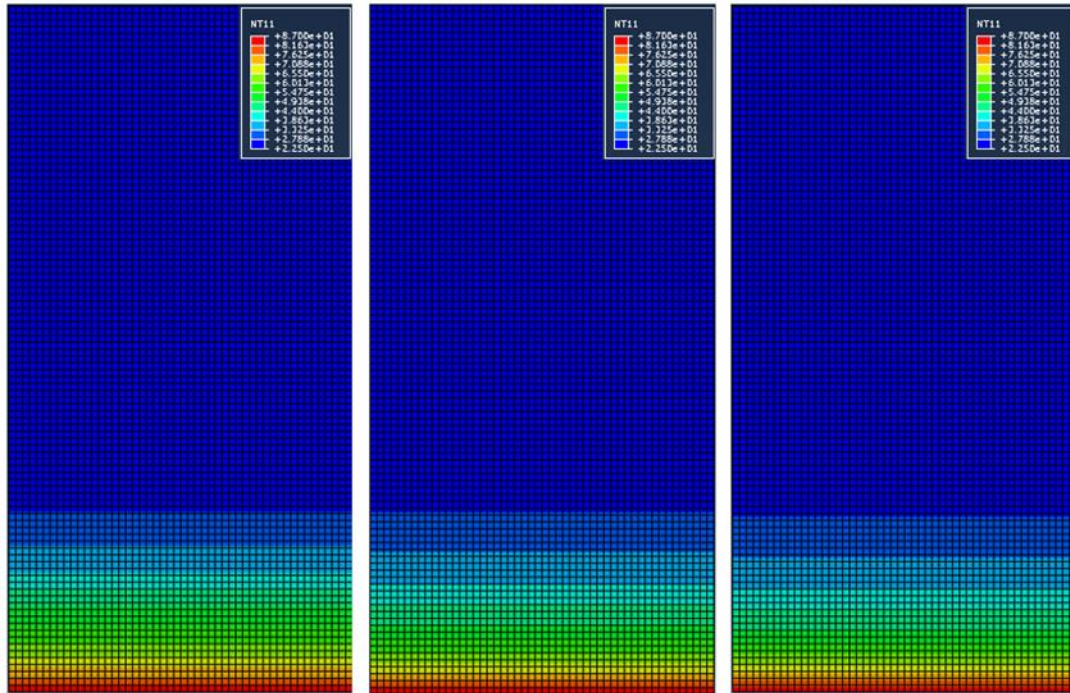


圖 4.31 25 °C、40 °C、60 °C系統浸水 120 hr 之飽和度

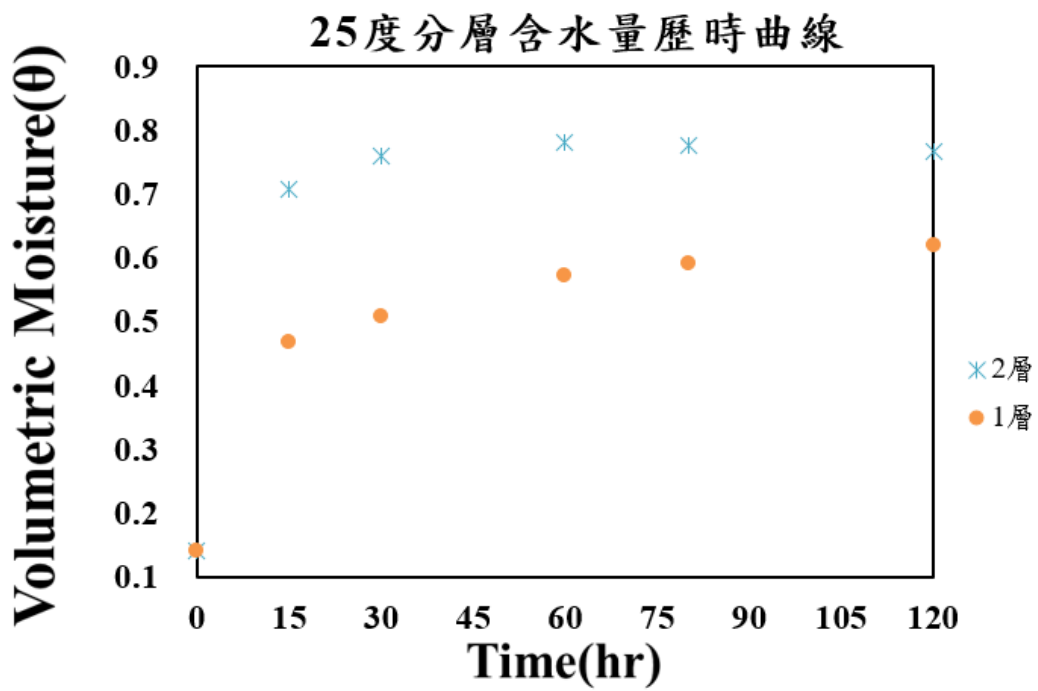


圖 4.32 模擬 25 度溫度系統浸水 120 hr 之體積含水量歷時變化

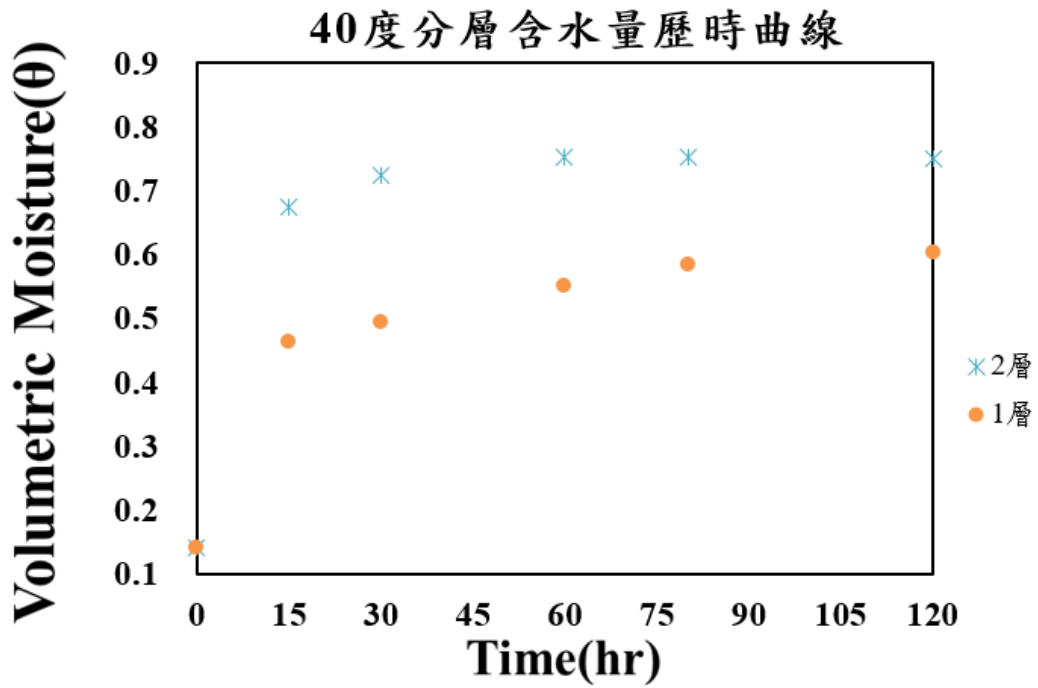


圖 4.33 模擬 40 度溫度系統浸水 120 hr 之體積含水量歷時變化

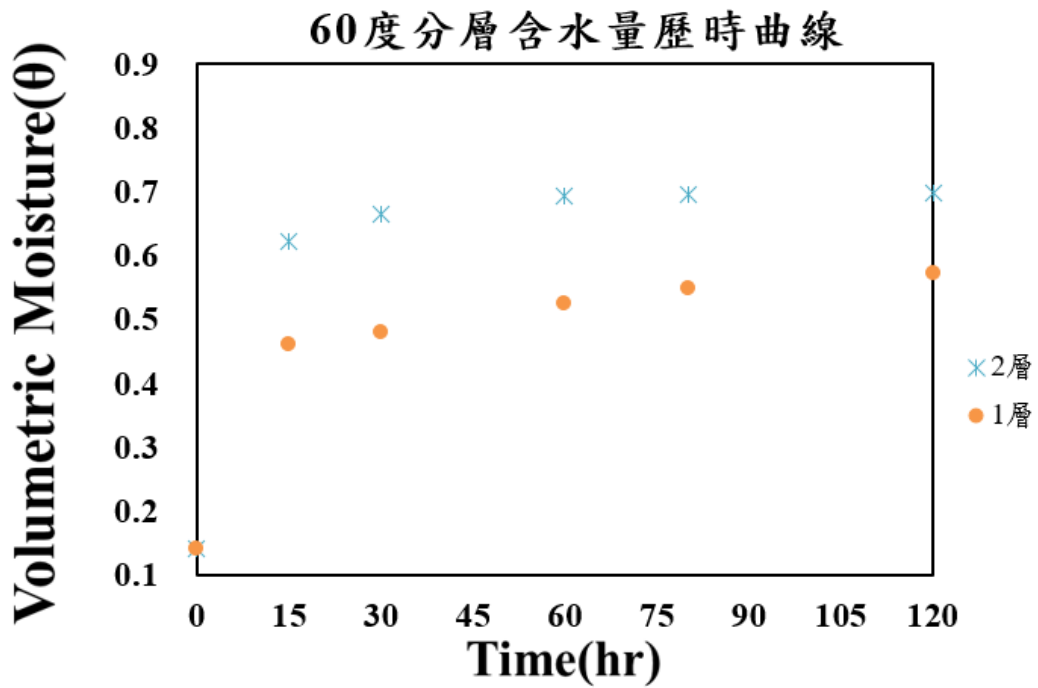


圖 4.34 模擬 60 度溫度系統浸水 120 hr 之體積含水量歷時變化

圖 4.35 為有限元素模擬 3 種溫度系統浸水 120 hr 後，由 0~0.1 m 之位移變化，從試體底部 0 m 開始至 0.03 m 處位移量受到膨潤土吸水回脹影響，由 0.00137 m 遞增為 0.00423 m，0.03 m 後至 0.1 m 因為遠離膨潤土膨脹量最大處，所以位移量漸減至最終為 0，圖 4.36 至圖 4.38 則為各度溫度系統之歷時位移量變化。

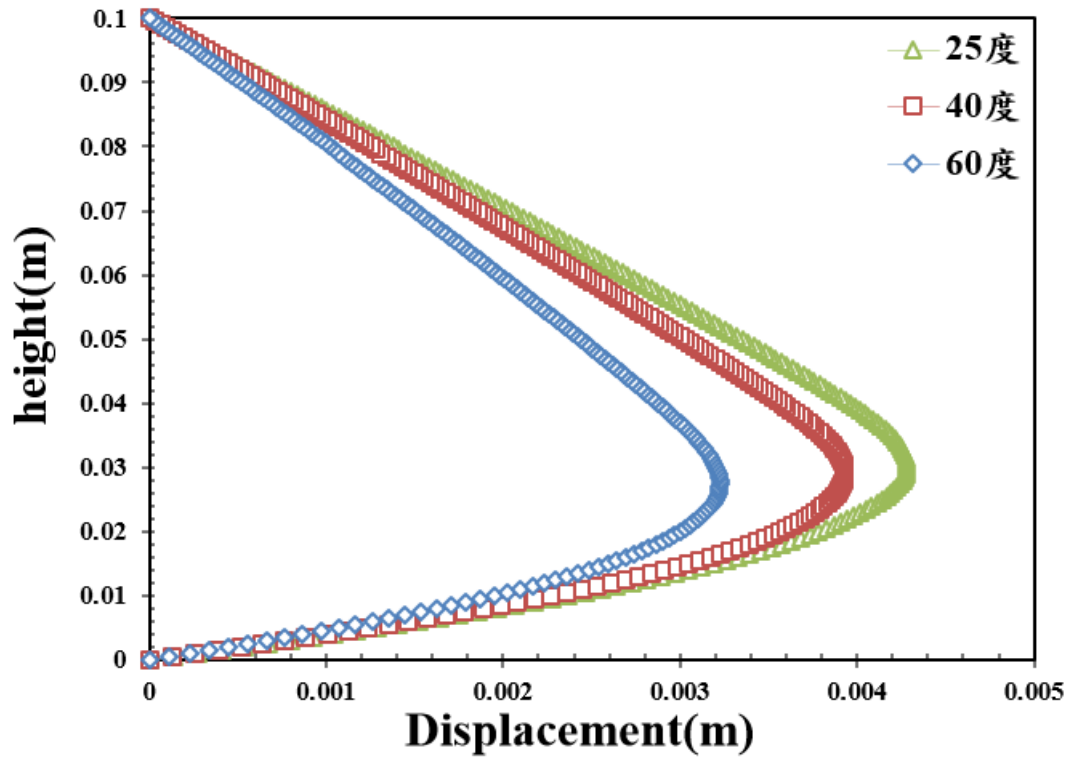


圖 4.35 25 °C、40 °C、60 °C 系統 0~0.1 m 之相對位移變化

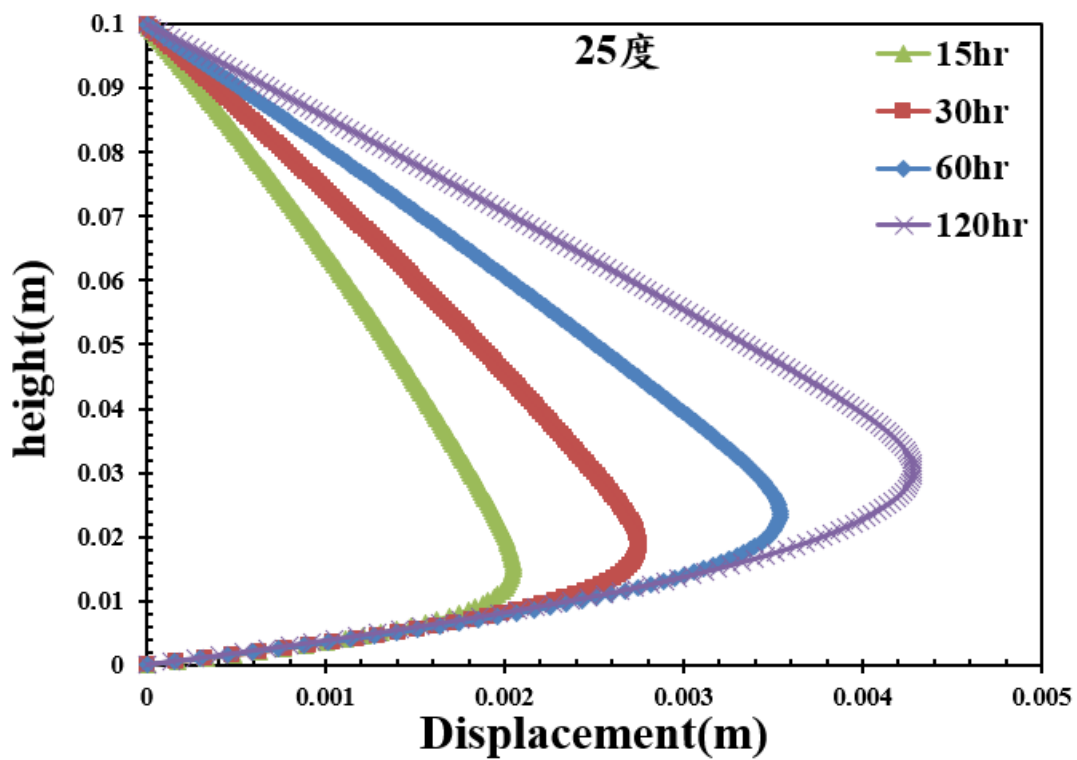


圖 4.36 模擬 25 度溫度系統之位移量歷時變化

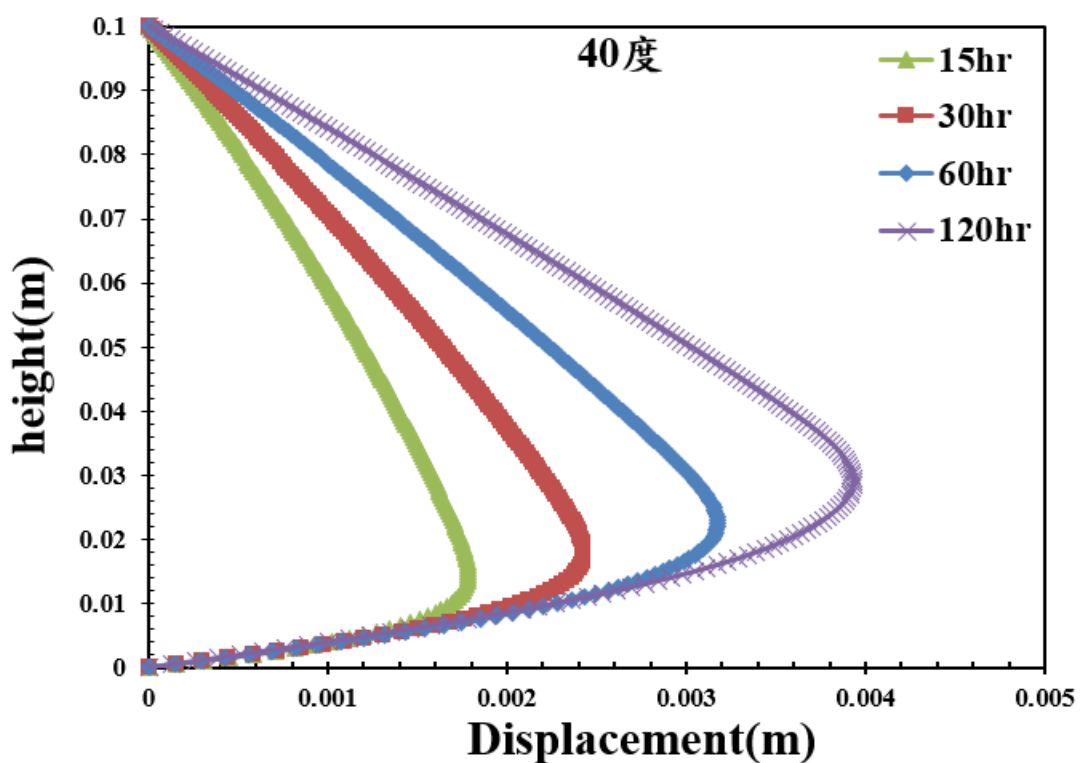


圖 4.37 模擬 40 度溫度系統之位移量歷時變化

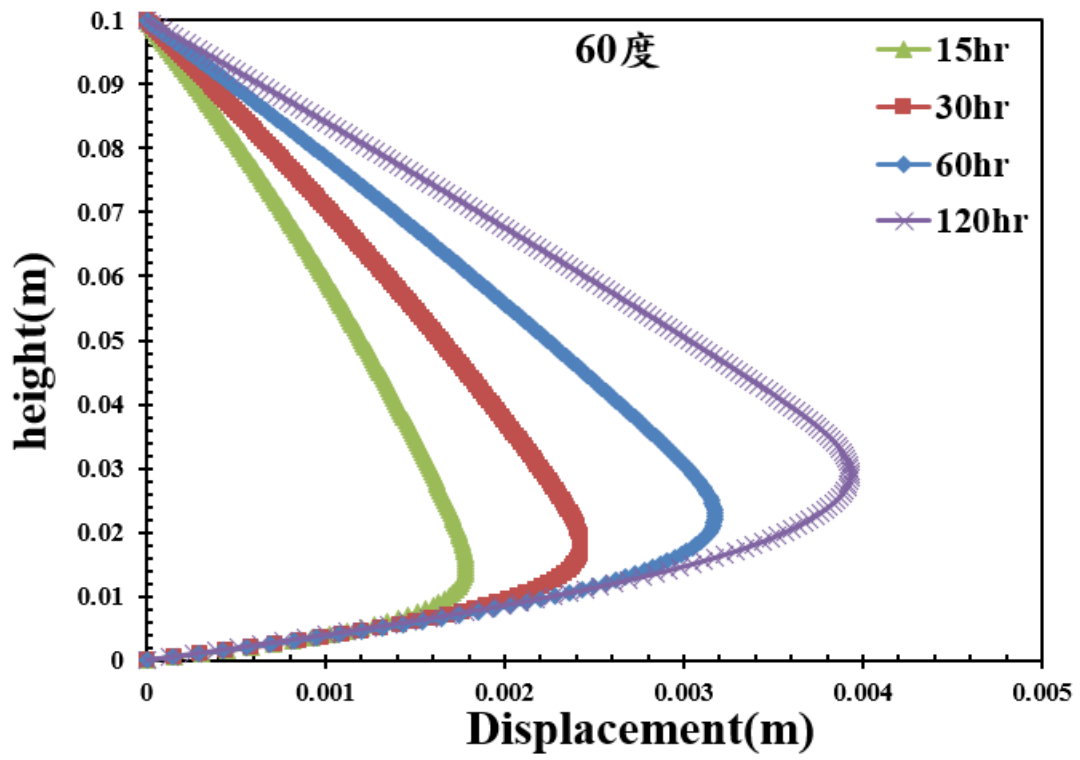


圖 4.38 模擬 60 度溫度系統之位移量歷時變化

圖 4.39 為不同溫度系統下之 120 小時後孔隙比，試體初始孔隙比 0.8667，下層 0.02 m 內土壤體積及孔隙體積因進水後皆增加，但孔隙比隨試體高度增加而逐漸下降，至 0.04 m 高度時土壤孔隙比維持固定，試體上層最終孔隙比為 0.76，略低於初始孔隙比。

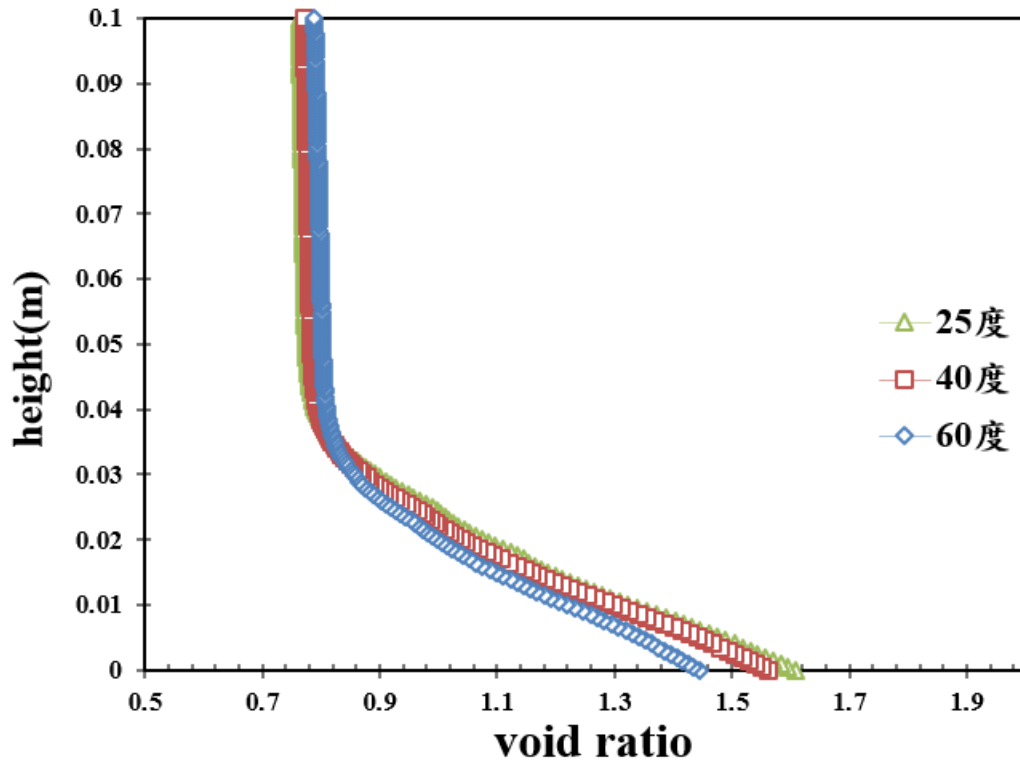


圖 4.39 25 °C、40 °C、60 °C 系統 0~0.1 m 之孔隙比變化

第五章結論與建議審查重點

5.1 結論

由第二章 THM 試驗文獻回顧瞭解，目前包含瑞典、中國、日本與西班牙採用大型試驗模擬緩衝材料之 T-H-M 效應，以供量測參數作為數值模擬的依據。其中中國及瑞典的報告中，發現緩衝材料組合之間縫隙會影響耦合過程，因此實驗與數值模擬有落差，表示熱與水會藉由縫隙間傳遞。

芬蘭的試驗中，使用不同乾密度的膨潤土下進行比較，試驗結果顯示當初始乾密度越高，將會限制膨潤土的耦合過程，減緩水入侵的時間，且在定體積的狀態下，也明顯限制回脹能力。

西班牙文獻中進行了 3 種不同尺寸與環境的試驗，結果提到試驗因周遭環境影響到溫度的變化，試驗的絕對值受此差異，但整體變化趨勢相似。在小型試驗能夠加速其過程，觀察緩衝材料內部耦合情形。

第三章針對緩衝材料回脹壓力試驗，本子計畫發現緩衝材料在高溫的環境下，會降低其最終回脹壓力；在模擬海水入侵的情況下，回脹壓力歷時曲線由典型的雙峰變為單峰狀態，且濃度越高，最終回脹壓力越低；而在模擬地下水通過混凝土障壁所產生之高鹼性溶液環境，當 pH 越高，最終回脹壓力越低，穩定時間會延長，相對地當 pH 小於 13 時其影響有限。

在單向度回脹試驗中，當垂直應力越大，限制緩衝材料的回脹能力越大，另外也考慮海水入侵情況，同樣會限制其回脹能力，但垂直應力越高，影響的程度降低。

在第四章小型熱-水耦合試驗中，今年度將三相圖建立完成，且對 TDR 感測器進行改良，以方便量測及對後續數據處理，透過三相圖進行不同溫度(25°C、40°C、60°C)的小型熱-水耦合試驗，搭配分層含水量公式計算出分層含水量歷時變化，試驗結果顯示越高溫的狀態下，膨潤土之回脹能力及吸力受到限制，使得

膨潤土內部進水較慢。

小型熱-水耦合試驗結束後，利用秤重法將分層膨潤土烘乾，以驗證 TDR 系統所得之含水量相互映證，結果與秤重法相當，顯示出透過 TDR 系統可有效觀察緩衝材料內部熱-水耦合情形。

目前也嘗試利用有限元素程式 ABAQUS 進行模擬，由於對參數的定義或選擇上尚有不了解地方，導致預測結果與試驗結果有較大的差異存在，但整體變化趨勢上符合試驗的結果。

5.2 建議審查重點或注意事項

1. 實際情況下最終處置場可能遭遇多個效應同時耦合作用，因此未來試驗需同時考量多項近場因子，更符合實際近場環境狀況。
2. 建議可提高垂直應力部份，使效應對回脹行為影響更加明顯，也探討不同溶液系統與垂直應力共同作用下對膨潤土回脹性能之影響。
3. 現階段試體之進水方式係以恆溫水槽加熱至設定溫度後，再將試體置於水中以自然吸水方式由底部進水，建議未來先將進水口密封，使試體與設定溫度平衡後開始浸水，以確實模擬最終處置場之耦合模式。
4. 現階段係以自然吸水方式進水，影響範圍及實驗速度有限，未來若試體若提高乾密度，恐怕實驗速度會大幅降低，建議考慮以加壓方式進水，提高實驗速度及影響範圍。

參考文獻

- 陳文泉，(2004)，「高放射性廢棄物深層地質處置緩衝材料之回脹行為研究」，國立中央大學土木工程學系，博士論文。
- 王雅薇，(2008)，「緩衝材料在熱/水力耦合作用下溫度分布與水力傳導性研究」，國立中央大學，碩士論文。
- 行政院原子能委員會，(2010)，「放射性物料管理法」，行政院原子能委員會放射性物料管理局，華總一義字第 09100248760 號。
- 林伯聰，(2013)，「國際高放射性廢棄物最終處置場址技術準則之研究」，行政院原子能委員會放射性物料管理局，委託研究計畫研究報告。
- 黃偉慶，(2014)，「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」，行政院原子能委員會放射性物料管理局，委託計畫研究期末報告。
- 台灣電力公司，(2015)，「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」，103 年度成果報告上冊。
- 鈴木英明，藤崎淳，藤田朝雄，(1994)，「緩衝材の地球化学プロセスに着目した熱-水-化学連成挙動に関する工学規模の人工バリア試験と解析評価」，原子力バックエンド研究，Vol.16 No.1。
- 幌延深地層研究センター，(2016)，幌延深地層研究計画における人工バリア性能確認試験計測データ集(平成27年度)，JAEA-Data/Code Vol. 005
- 幌延深地層研究センター，(2016)，幌延深地層研究計画における人工バリア性能確認試験-大口径掘削機の開発、模擬オーバーパック、緩衝材および埋め戻し材の製作-(平成27年度)，JAEA research Vol. 10
- 幌延深地層研究センター，(2016)，幌延深地層研究計画における人工バリア性能確認試験-平成27年研究計畫成果、平成28年研究計畫，JAEA 報告会等配布資料

- L. Chen, Y.M. Liu, J.Wang, S.F. Cao, J.L. Xie, L.K. Ma, X.G. Zhao, Y.W. Li, J. Liu .(2014).“Investigation of the thermal-hydro-mechanical (THM) behavior of GMZ bentonite in the China-Mock-up test ” ,Engineering Geology Vol.172, pp. 57–68
- ISRM .(1981). “Rock Characterization, Testing and Monitoring”, ISRM suggested methods. ed. E.T. Brown.publ. Pergamon Press, Oxford, pp. 211
- Jingbo Zhao, Liang Chen, Frederic Collin , Yuemiao Liu, JuWang(2016), “Numerical modeling of coupled thermal-hydro-mechanical behavior of GMZ bentonite in the China-Mock-up test” Engineering Geology, Vol.214 pp. 116–126
- SKB(2014). “Tests and simulations of THM processes relevant for the buffer installation”,SKB P 14-22
- M.V. Villar, P.L. Martín, I. Bárcena, J.L. García-Siñeriz, R. Gómez-Espina, A. Lloret,(2012), “Long-term experimental evidences of saturation of compacted bentonite under repository conditions”, Engineering Geology
- Xavier Pintado, Hassan Md. Mamunul ,Jari Martikainen.(2013),“Thermo-Hydro-Mechanical Tests of Buffer Materia”,IPOSIVA 2012-49

行政院原子能委員會放射性物料管理局

106 年用過核子燃料處置長期安全評估審驗技術之研究

子項計畫四：處置坑道封塞用低鹼性混凝土

管制資訊研析

期末報告

受委託單位：社團法人中國土木工程學會

子計畫主持人：王韡蒨

業務委託單位：行政院原子能委員會放射性物料管理局

計畫編號：105FCMA010

中 華 民 國 一 〇 六 年 十 二 月

106 年用過核子燃料處置長期安全評估
審驗技術之研究

子項計畫四：處置坑道封塞用低鹼性混凝土
管制資訊研析

受委託單位：社團法人中國土木工程學會

研究主持人：黃偉慶

協同主持人：王韡蓓

研究期程：中華民國 106 年 2 月至 106 年 12 月

研究經費：新台幣陸拾柒萬玖仟伍佰壹拾貳元整

行政院原子能委員會放射性物料管理局 委託研究

中華民國 106 年 12 月

(本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見)

摘要

本子項計畫以矽灰取代部分水泥為主軸製作低鹼性膠結材，進行膠結漿體及混凝土等相關膠結配比的微觀特性、工程性質及耐久性評估，並嘗試建立國內處置設施使用低鹼性水泥混凝土之審查管制要項。進度均依計畫時程完成。已依研究規劃完成各項研究，內容符合。

本年度與 105 年度的研究內容相較，具有更深入的探討內容如下：

- (1) 在膠結漿體的設計是基於 105 年度的研究基礎上，選擇以降低漿體鹼性較具成效的卜作嵐材料比例 40% 為最低用量，並增加卜作嵐材料用量及多種卜作嵐材料併用的設計方式，掌握雙系統及多系統的低鹼性膠結材料性質。
- (2) ESL 標準量測程序之建立與合適性評估，105 年的研究目的於與文獻所提及之影響因子進行初步實驗成果驗證。今年度則為確認細節程序、相關因子影響及重複性行為，已評估適合作為本土化的 pH 值量測方法。
- (3) 依據 SKB 報告中的低鹼性自充填混凝土配比，經改變矽灰取代水泥用量及使用本土粒料等調整，製作 B200 系列混凝土，並進行低鹼性自充填混凝土的工程性質驗證，均滿足低鹼性自充填混凝土的性質要求。並發現添加矽灰可使混凝土黏稠度增加；可以強塑劑控制坍流度符合低鹼性 SCC 要求；混凝土凝結時間可符合封塞用低鹼性 SCC 工作性 ≥ 2 小時的要求，矽灰比例越高，凝結時間越長；B200 系列混凝土 90 天抗壓強度均大於自充填需求強度，10 MPa。孔隙溶液 pH 值均合低鹼性 SCC 的要求， $\text{pH} \leq 11.0$ ，孔隙溶液 pH 值均隨矽灰取代量增加而降低；B200 系列混凝土 90 天彈性模數均符合低鹼性 SCC 彈性模數須 ≈ 20 GPa 的要求。矽灰取代水泥可以減少 B200 系列混凝土的收縮量，增加體積穩定性。B200 系列混凝土，13 週膨脹量僅為對照組的 28%-48%，表現出耐久性，以矽灰 40% 取代水泥的混凝土有最低的膨脹量；B200 系列混凝土，即使在低水泥用量及高水膠比用量等不利條件下，仍能具有極佳的緻密性。

目錄

摘要.....	i
目錄.....	iii
圖目錄.....	ix
表目錄.....	xv
第一章、緒論	1
1.1 研究背景	1
1.2 研究目的	2
1.3 研究內容	3
1.4 名詞定義	4
第二章、文獻回顧	5
2.1 地質處置設施.....	5
2.2 低鹼性水泥	6
2.2.1 低鹼性水泥之特性	6
2.2.2 處置場用低鹼性水泥	8
2.2.2.1 結構支撐用之低鹼性水泥	8
2.2.3 低鹼性水泥研究概況及應用情形	9
2.3 卜作嵐材料種類及特性.....	11
2.3.1 卜作嵐材料	11

2.3.2	卜作嵐反應及特性	11
2.3.3	卜作嵐材料取代部分水泥之成效	11
2.3.4	矽灰之性質與應用	12
2.3.5	飛灰之性質與應用	13
2.4	pH 量測方法	14
2.4.1	低鹼性水泥與 pH 之關係	15
2.4.2	移地浸取 (ESL) 法	16
2.4.3	新拌混凝土 pH 量測方法	18
2.4.4	硬固混凝土 pH 量測方法	18
2.5	各國之低鹼性水泥混凝土配比	20
2.5.1	西班牙	20
2.5.2	日本	25
2.6	國際間各類型低鹼性混凝土之力學性質	35
2.7	封塞用低鹼性混凝土(Low pH concrete plug)	37
2.8	低鹼性噴凝土(Low pH shotcrete)	41
2.8.1	噴凝土基本噴漿技術	41
2.8.2	噴凝土與傳統混凝土之比較	42
2.8.3	粒料級配與特性	43
2.8.4	封塞用噴凝土的選擇	44
2.8.5	新拌噴凝土配合設計與試驗	45
2.8.6	硬固噴凝土性質探討	46
2.9	封塞用低鹼性自充填混凝土(Low pH SCC)	48
2.9.1	混凝土之性能要求	48

2.9.2 混凝土類型之選用	49
2.9.3 封塞用 SCC 之配比試驗	49
2.9.4 硬固性質	50
2.9.4.1 抗壓強度與抗拉強度	50
2.9.4.2 滲透性質	52
2.9.4.3 水化熱之峰值	52
2.9.5 乾縮與潛變	52
2.9.6 封塞系統與 SCC 之收縮關係	53
第三章、實驗規劃	59
3.1 試驗構想及流程	59
3.2 試驗材料	62
3.3 試體編號及級配	65
3.3.1 膠結漿體研究	65
3.3.2 SCC 混凝土性質研究	65
3.4 實驗設備及儀器	68
3.5 實驗方法	76
3.5.1 新拌試驗	76
3.5.2 硬固試驗	78
第四章、結果與討論	81
4.1 低鹼性膠結材料 pH 量測方法驗證	81
4.1.1 ESL 標準測量程序之建立	81
4.1.2 選用 ESL 法量測低鹼性水泥 pH 的合適性評估	88

4.2	膠結漿體性質分析	90
4.2.1	流度及凝結時間	90
4.2.2	漿體 pH 與抗壓強度	97
4.2.2.1	不同系列配比 pH	99
4.2.2.2	不同系列配比對抗壓強度影響	103
4.2.3	微觀分析	107
4.2.3.1	TGA	107
4.2.3.2	XRD	108
4.2.3.3	SEM (EDS)	109
4.3	處置坑道封塞用低鹼性混凝土新拌及硬固性質研究	114
4.3.1	黏稠性	114
4.3.2	坍流度	114
4.3.3	凝結時間	116
4.3.4	抗壓強度	116
4.3.5	pH	121
4.3.6	彈性模數試驗	125
4.4	處置坑道封塞用低鹼性混凝土耐久性研究	126
4.4.1	不同矽灰取代量體積穩定性	126
4.4.2	不同矽灰取代量耐久性	128
4.4.3	不同矽灰取代量混凝土緻密程度	129
4.5	封塞用低鹼性自充填混凝土之配方分析審查重點及注意事項	132
4.6	綜合討論	134

4.6.1 試驗方法及低鹼性自充填混凝土的工程性質驗證	134
4.6.2 漿體性質探討	135
4.6.3 低鹼性自充填混凝土性質探討	139
4.7 研究成果.....	141
第五章、結論與建議	143
5.1 結論.....	143
5.2 建議.....	144
參考文獻.....	145

圖目錄

圖 2.1 SKB-3V(圖左)與 SKB-3H (圖右)處置坑道示意圖[2].....	5
圖 2.2 不同低鹼膠結材摻配量對 pH 的影響[15].....	15
圖 2.3 鈣砂比與 pH 關係圖[17].....	16
圖 2.4 孔隙溶液等距半節榨取(Isometric half-section of a pore fluid expression)[22]	19
圖 2.5 砂漿於 28 天齡期時最大施加壓力對各離子濃度之影響[23].	19
圖 2.6 40%SF 孔隙溶液於養護期間之含量變化[25].....	22
圖 2.7 各配比 90 天之 C-S-H 膠體、CH 重量損失(%) [25]	23
圖 2.8 噴凝土剖面[25].....	25
圖 2.9 不同纖維添加比例與含水量之關係(OPC).....	27
圖 2.10 不同纖維添加比例與含水量之關係(LAC)	27
圖 2.11 不同纖維添加比例與含水量之關係(HFSC)	27
圖 2.12 不同纖維添加比例與含水量之關係(SAC).....	28
圖 2.13 C/W 對混凝土抗壓強度的影響(OPC)	28
圖 2.14 C/W 對混凝土抗壓強度的影響(LAC).....	29
圖 2.15 C/W 對混凝土抗壓強度的影響(HFSC).....	29
圖 2.16 C/W 對混凝土抗壓強度的影響(SAC).....	29
圖 2.17 OPC 之抗壓強度.....	30
圖 2.18 LAC 之抗壓強度	30
圖 2.19 HFSC 之抗壓強度	30
圖 2.20 SAC 之抗壓強度.....	31
圖 2.21 各類型水泥混凝土不同齡期對 28 天之抗壓強度比值[26] ...	31
圖 2.22 OPC 之彈性模數.....	32

圖 2.23 LAC 之彈性模數	32
圖 2.24 HFSC 之彈性模數	32
圖 2.25 SAC 之彈性模數.....	32
圖 2.26 OPC 之抗拉強度.....	32
圖 2.27 LAC 之抗拉強度	33
圖 2.28 HFSC 之抗拉強度	33
圖 2.29 SAC 之抗拉強度.....	33
圖 2.30 濕拌法流程圖[32].....	42
圖 2.31 乾拌法流程圖[32].....	42
圖 2.32 選擇的粒料級配(破碎的花崗岩)[33].....	43
圖 2.33 粒料分級：(a)細、(b)中等、(c)粗粒料 (最大粒徑: 12 mm) [33]	44
圖 2.34 總粒料級配(紅線)[33].....	44
圖 2.35 各類水泥系材料之強度發展與時間對數之關係[33]	47
圖 2.36 B200 及 B300 91 天齡期不同溫度下之抗壓強度[34].....	51
圖 2.37 B200 和 B300 新拌期間之熱量發展趨勢[34].....	52
圖 2.38 排開液體體積隨時間之變化量(%)[34]	53
圖 2.39 B200 和 B300 之總收縮率[34].....	54
圖 2.40 B200 和 B300 前 24 小時之收縮量[34].....	55
圖 2.41 B200 和 B300 24 小時後至 4.5 個月之收縮量[34].....	55
圖 2.42 使用標準波束測得之 B200 和 B300 收縮量[34].....	56
圖 3.1 子計畫四研究流程圖	62
圖 3.2 飛灰粉末	63
圖 3.3 細粒料混合粒徑分布曲線	63
圖 3.4 粗粒料粒徑分布曲線	64

圖 3.5 水泥砂漿拌合機	68
圖 3.6 水泥砂漿流動台	69
圖 3.7 油壓沖床	69
圖 3.8 研磨棒與鉢	70
圖 3.9 萬能試驗機	70
圖 3.10 承壓座	71
圖 3.11 費開氏試驗儀	71
圖 3.12 混凝土凝結時間試驗儀	72
圖 3.13 酸鹼性計	72
圖 3.14 熱壓膨脹試驗儀	73
圖 3.15 電源供應器與壓克力水槽	73
圖 3.16 數據擷取器	74
圖 3.17 變位計與圓柱試體	74
圖 3.18 V 形漏斗	75
圖 3.19 流下性試驗	76
圖 3.20 坍流度試驗	77
圖 3.21 混凝土抗壓試體	78
圖 3.22 荷重、變位實驗設置	79
圖 3.23 壓克力槽設置	80
圖 3.24 RCPT 試驗情形	80
圖 4.1 試體 pH 量測試驗所考慮的影響因素及評估	82
圖 4.2 不同氣乾時間下之 pH	83
圖 4.3 不同烘乾時間下之 pH	84
圖 4.4 28 天粉料暴露空氣不同時間之 pH	85
圖 4.5 溶液不同暴露時間之 pH	85

圖 4.6 不同粒徑大小之 pH	86
圖 4.7 不同溫度下之 pH	87
圖 4.8 C60 系列的流度 (C60-FA40 為流度控制).....	93
圖 4.9 C50 系列的流度 (C50-FA50 為流度控制).....	93
圖 4.10 C40 系列的流度 (C40-FA60 為流度控制).....	94
圖 4.11 C35 與 SF35 系列的流度 (C35-SF15-FA50 為流度控制).....	94
圖 4.12 C60 系列的凝結時間.....	95
圖 4.13 C50 系列的凝結時間.....	96
圖 4.14 C40 系列的凝結時間.....	96
圖 4.15 C35 系列的凝結時間.....	96
圖 4.16 SF35 系列的凝結時間.....	97
圖 4.17 C60 系列的 pH.....	101
圖 4.18 C50 系列的 pH.....	101
圖 4.19 C40 系列的 pH.....	101
圖 4.20 C35 系列的 pH.....	102
圖 4.21 SF35 系列的 pH.....	102
圖 4.22 矽灰取代水泥重量 40%、50%及 60%的 pH.....	102
圖 4.23 飛灰取代水泥重量 40%、50%及 60%的 pH.....	103
圖 4.24 C60 系列的平均抗壓強度.....	104
圖 4.25 C50 系列的平均抗壓強度.....	105
圖 4.26 C40 系列的平均抗壓強度.....	105
圖 4.27 C35 系列的平均抗壓強度.....	105
圖 4.28 SF35 系列的平均抗壓強度.....	106
圖 4.29 矽灰取代水泥重量 40%、50%及 60%的平均抗壓強度.....	106
圖 4.30 飛灰取代水泥重量 40%、50%及 60%的平均抗壓強度.....	106

圖 4.31 純矽灰取代 90 天之 TGA.....	108
圖 4.32 各配比 90 天 XRD 分析結果.....	109
圖 4.33 C60-SF40 90 天齡期之 SEM.....	110
圖 4.34 C50-SF50 90 天齡期之 SEM.....	110
圖 4.35 C40-SF60 90 天齡期之 SEM.....	111
圖 4.36 C60-SF40 EDS(a)分析點位 (b)圖譜.....	111
圖 4.37 C50-SF50 EDS(a)分析點位 (b)圖譜.....	112
圖 4.38 C40-SF60 EDS(a)分析點位 (b)圖譜.....	112
圖 4.39 SCC 坍流度試驗圖.....	116
圖 4.40 各配比凝結時間.....	116
圖 4.41 B200 系列各配比抗壓強度.....	117
圖 4.42 B300 系列各配比抗壓強度.....	119
圖 4.43 B200 與 B300 系列 28 天抗壓強度.....	120
圖 4.44 B200 與 B300 系列 56 天抗壓強度.....	120
圖 4.45 B200 與 B300 系列 90 天抗壓強度.....	121
圖 4.46 B200 系列於各齡期之 pH.....	122
圖 4.47 B300 系列於各齡期之 pH.....	123
圖 4.48 B200 及 B300 系列 28 天的 pH 值.....	124
圖 4.49 B200 及 B300 系列 56 天的 pH 值.....	124
圖 4.50 B200 及 B300 系列 90 天的 pH 值.....	124
圖 4.51 彈性模數與抗壓強度關係.....	125
圖 4.52 B200-C100 角柱乾縮試驗前.....	126
圖 4.53 B200-C60-SF40 角柱乾縮試驗前.....	127
圖 4.54 B200-C50-SF50 角柱乾縮試驗前.....	127
圖 4.55 B200-C40-SF60 角柱乾縮試驗前.....	127

圖 4.56 各矽灰取代量之各齡期乾縮量	128
圖 4.57 B200 系列角柱硫酸鹽試體(a)、(b)	129
圖 4.58 不同比例矽灰抗硫酸鹽能力	129
圖 4.59 C60 系列的 pH 及抗壓強度.....	136
圖 4.60 C50 系列的 pH 及抗壓強度.....	136
圖 4.61 C40 系列的 pH 及抗壓強度.....	137
圖 4.62 C35 系列的 pH 及抗壓強度.....	137
圖 4.63 SF 35 系列的 pH 及抗壓強度.....	137
圖 4.64 矽灰取代水泥重量 40~60 % 的 pH 及抗壓強度.....	138
圖 4.65 飛灰取代水泥重量 40~60 % 的 pH 及抗壓強度.....	138
圖 4.66 各配比凝結時間與黏稠性	140
圖 4.67 各配比抗壓強度與 pH	140

表目錄

表 2.1 低鹼膠結材料選用指標[4].....	7
表 2.2 低鹼性水泥所需性能[5][6].....	7
表 2.3 ESDRED 試驗中低鹼性噴凝土的工程性質規範[2].....	9
表 2.4 各國之低鹼膠材配比設計及材料發展目標參考值[7]	10
表 2.5 不同國家使用低鹼性水泥混凝土概況[8]	10
表 2.6 鈣矽比與 pH 之關聯性[16].....	16
表 2.7 不同研究條件下移地浸取法 (ESL) 法測定 pH 環境[12].....	17
表 2.8 真空過濾法測得離子濃度及新拌水泥砂漿孔隙溶液之 pH[19]	18
表 2.9 水泥和礦物混合物的化學成分[25]	20
表 2.10 低鹼性水泥混凝土配比[25].....	21
表 2.11 90 天齡期孔隙溶液之 pH 及離子濃度[25]	21
表 2.12 各漿體配比之結晶相[25].....	22
表 2.13 實驗室與現地之低鹼性混凝土 90 天齡期之性能比較[25] ...	23
表 2.14 力學性能和孔隙溶液 pH 之比較[25].....	24
表 2.15 噴凝土於隧道中各部位之性能比較[25]	24
表 2.16 試驗配比	26
表 2.17 結構支撐(隧道與拱襯)用低鹼性水泥混凝土之力學性質要求 [28].....	35
表 2.18 封填用低鹼性噴凝土之力學性質要求[28]	35
表 2.19 封塞系統低鹼性噴凝土與自充填混凝土之力學性質要求....	36
表 2.20 低鹼性封塞用噴凝土之性質要求[25]	37

表 2.21 各國 GDF 研究計劃中封塞用噴凝土之性能要求[2]	39
表 2.22 各國低鹼性封塞混凝土配比[3][25].....	40
表 2.23 A.3.1、B.1.2、B.3.4 新拌混凝土配合比例[33]	46
表 2.24 新拌混凝土特性[33].....	46
表 2.25 不同低鹼性水泥噴凝土在不同齡期的硬固性質[33]	47
表 2.26 低鹼性 SCC 配比設計[34].....	50
表 2.27 B200 及 B300 於 28 天及 91 天之抗壓強度與抗拉強度[34].	51
表 3.1 水泥成分分析表	62
表 3.2 各系列矽灰、飛灰取代漿體配比	65
表 3.3 B200 系列配比代碼.....	66
表 3.4 B200 系列試驗代碼.....	66
表 3.5 B300 系列試驗代碼.....	66
表 3.6 B200 及 B300 混凝土配比設計	67
表 3.7 SCC 相關試驗規定	76
表 4.1 pH 重複性試驗	87
表 4.2 不同因素對試體 pH 量測影響	89
表 4.3 C60 系列凝結時間與流度.....	90
表 4.4 C50 系列凝結時間與流度.....	91
表 4.5 C40 系列凝結時間與流度.....	91
表 4.6 C35 系列凝結時間與流度.....	91
表 4.7 SF35 系列凝結時間與流度.....	91
表 4.8 單純矽灰取代之凝結時間與流度	92
表 4.9 單純飛灰取代之凝結時間與流度	92
表 4.10 C60 系列配比 pH 值與抗壓強度.....	97
表 4.11 C50 系列配比 pH 值與抗壓強度.....	97

表 4.12 C40 系列配比 pH 值與抗壓強度.....	98
表 4.13 C35 系列配比 pH 值與抗壓強度.....	98
表 4.14 SF35 系列配比 pH 值與抗壓強度.....	98
表 4.15 矽灰取代水泥重量 40%、50%及 60% 配比 pH 值與抗壓強度	98
表 4.16 飛灰取代水泥重量 40%、50%及 60% 配比 pH 值與抗壓強度	99
表 4.17 各配比於各階段重量損失百分比(%).....	108
表 4.18 各配比 EDS 元素與化合物分析.....	113
表 4.19 低鹼性封塞用 SCC 流下試驗結果.....	114
表 4.20 低鹼性封塞用 SCC 坍流度試驗結果.....	115
表 4.21 B200 系列各齡期抗壓強度.....	117
表 4.22 B300 系列各齡期抗壓強度.....	119
表 4.23 B200 系列於各齡期之 pH.....	122
表 4.24 B300 系列於各齡期之 pH.....	123
表 4.25 ASTM C1202 氯離子穿透等級	130
表 4.26 各配比 56、90 天 RCPT 試驗結果	131

第一章、緒論

1.1 研究背景

國內用過核子燃料最終處置計畫可行性方面，台電公司將於 2017 年提出「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」。年度整體研究計畫即針對審查所需資訊與技術，掌握最終處置安全工作要項，以及提升相關審查技術能力為目標，提出四個子項計畫。分別為：

子項計畫一：國際高放最終處置安全分析報告審查資訊研析

子項計畫二：深地層處置設施等效耦合模型之驗證技術建立

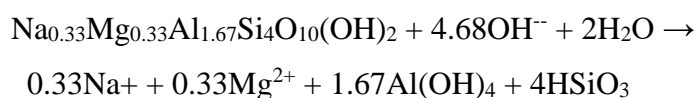
子項計畫三：緩衝材料飽和回脹與熱-水耦合特性試驗技術研析

子項計畫四：處置坑道封塞用低鹼性混凝土管制資訊研析

本報告提出子項計畫四研究成果。對於低鹼性混凝土之發展，著眼於放射性廢棄物處置場之工程障壁由混凝土與緩衝材料(Bentonite Buffer)構成，由於兩者互相接觸，而緩衝材料以膨潤土為主要原料時，會受到混凝土之高鹼性滲出液作用，將影響緩衝材料之預期回脹能力。而膨潤土暴露於鹼性溶液環境中影響其回脹行為之因素包括：

- (1) 膨潤土在高 pH 鹼性溶液中擴散雙層厚度被壓縮，導致回脹量會下降。
- (2) 膨潤土的可變電荷會隨溶液 pH 增加而增加，當溶液 pH 越高，則黏土所帶負電性越強，對可交換陽離子吸附容量越高。當水合陽離子增加，回脹潛能也隨之增加。
- (3) 高鹼性孔隙溶液會對膨潤土產生化學侵襲作用，使得膨潤土的結構產生瓦解，而喪失其功能性。

換言之，膨潤土在不同 pH 的鹼性溶液中，會產生上述壓縮擴散雙層、可變電荷增加與化學侵襲作用三種效應，最終將導致其回脹量逐步下降。此外，當膨潤土遇到鹼性溶液時將會與膨潤土中的蒙脫石產生反應，使蒙脫石溶解，將可能造成膨潤土失去原本應有的工程性質(Savage & Benbow, 2007)，其反應式如下：



由於普通卜特蘭水泥孔隙溶液之 pH 約為 13，當混凝土中高鹼性之孔隙水溶液滲出後遭遇緩衝材料，將使緩衝材料中具回脹能力的主要成分蒙脫石溶解，蒙脫石溶解速率隨 pH 提高而漸增。因此普通混凝土滲出溶液對緩衝材料預期功能的影響不可忽視。

目前瑞典 SKB 與芬蘭 Posiva 對放射性廢棄物最終處置場自充填混凝土 (Self-Compacting Concrete) 及封塞用混凝土 (concrete plug) 皆要求混凝土孔隙溶液之 pH 不大於 11，然而一般使用普通卜特蘭水泥製成之混凝土 pH 約在 13，並不適合作為放射性廢棄物最終處置場混凝土使用，故須使用低鹼性水泥製作混凝土以降低混凝土之鹼度。

找出適合當地環境的處置放射性廢棄物處置場之封塞配比为目前各國高度重視的長期安全性議題，國際間一致認為混凝土需具有高流動性與低滲透性方為最具安全性的施工配比。而混凝土和水泥於最終處置場中不只被用做建造工程時之暫時性結構支撐，同時也用來當作永久之建築構件置放於處置構造中，做為長期安全之屏障。

由於普通水泥之高鹼性溶液，在與作為緩衝材料之膨潤土 (Bentonite) 接觸後，會影響其溶解度及回脹性，降低緩衝材料功能並加速劣化的可能性；自 2002 年起，由瑞典、芬蘭及日本等國開始進行國際合作研究低鹼性水泥 (Low pH cement)，並應用於處置場密封工程。研究提出可作為部分取代卜特蘭水泥之礦物摻料包括飛灰、爐石粉、石膏(少量)、矽灰等，而低鹼性混凝土之設計以達到「水泥混凝土之孔隙溶液 pH 應在 11 以下，使所形成 C-S-H 膠體的鈣矽比 (Ca/Si ratio) 低於 0.8」為目標。

1.2 研究目的

本研究將參考國際相關研究成果，及 105 年「用過核子燃料處置安全審驗技術國際資訊研析」子項計畫三：低鹼水泥混凝土於最終處置設施之應用研究為基礎，擬定實驗計畫，置重點於封塞用低鹼性混凝土配方與資訊研析，探討封塞用低鹼性混凝土之配比技術與工程特性，據以建立未來使用封塞用低鹼性混凝土之審查重點及注意事項。

1.3 研究內容

研究工作內容包括：

1. 國際相關資訊蒐集研析：

蒐集、綜整及分析國際合作研究資訊，有關低鹼性封塞混凝土的配比分析及性質研究，及針對低鹼性封塞混凝土的性質要求事項。

2. 封塞用低鹼性混凝土的膠結漿體配比及性質研究：

參考國際合作研究資訊，嘗試發展用於封塞混凝土的低鹼性水泥可行配比，針對可行之添加材料特性進行試拌及製作試體，並制定配比設計原則。

3. 低鹼性封塞混凝土之工程特性測試及掌握：

預期將使用大量之矽灰等高含矽量之材料，以達成低 Ca/Si 比及低 pH 之要求，另為具有良好的工作性亦會加入較多的用水量及使用強塑劑等，均會引發混凝土的新拌工作性、硬固強度及可能的乾縮問題，亦須透過實驗製作試體加以掌握性質，以確保其封塞功能。

4. 低鹼性封塞混凝土之耐久性質評估：

由於低鹼性封塞混凝土之配比較為特殊，而處置設施的障壁功能須長時間維持，故須對低鹼性水泥混凝土之長期耐久性進行實驗評估，確保長時間之封塞能力。

5. 參考低鹼性水泥國際合作研究成果，配合國內材料特性及預期成效，研擬封塞用低鹼性混凝土之配方分析審查重點及注意事項。

在膠結將體的研究方面，以降低鹼度最為有效的矽灰取代部分水泥，並加入飛灰做配比上之調配，探討膠結材料性質；在低鹼性混凝土之研究方面，本年度計畫先置重點於雙系統(卜特蘭水泥+矽灰)低鹼性水泥混凝土的工程性質及耐久性。

1.4 名詞定義

下列對本文會出現的特有名詞做出定義解釋：

1. 低鹼性膠結材料(Low-pH cementitious materials)：係指水泥膠結材料之孔隙溶液理想上限 $\text{pH} \leq 11$ ，且 C-S-H 膠體鈣矽比 ≤ 0.8 ，使用礦物摻料(矽灰等)部分取代卜特蘭水泥混合而成，有些國外文獻稱為低鹼性水泥(Low-pH cement or low alkali cement)。
2. 鈣矽比(Ca/Si ratio)：係指 C-S-H 膠體的 CaO/SiO_2 的比值。
3. 總含矽量：係指材料組成成分中該混合配比之總 SiO_2 含量。

第二章、文獻回顧

2.1 地質處置設施

KBS-3 是由瑞典及芬蘭所提出的地質處置設施(geological disposal facility, GDF)概念，GDF 使用多重障壁作為設計原則，根據處置罐設計及擺放的方式可大略分為垂直(KBS-3V)及水平(KBS-3H)兩類，如圖 2.1。Jorma Autio 等人[1]於 2008 年針對 KBS-3H 進行了兩類設計概念評估。第一類為基本設計(Basic Design, BD)的進階版本，增強了設計強度與地下水流侵入的容忍度；另一類 DAWE 被設計因應各種流體侵入情況，具有排水，疏散和澆水功能。

在(RD&D)計畫 2002-2007 報告中，亦針對 KBS-3V 與 KBS-3H 進行兩者間之完整性、實用性、可行性與長期安全等差異性質的比較。而相關水平處置場(KBS-3H)之性能分析，由於 SKB 和 Posiva 之概念設計的最初報告僅提供初步信息和分析，其中依然存在大量的不確定性，故 KBS-3H 設計概念的可行性和長期安全性評估因而受到限制。因而目前國內外多數處置場之設計類型多以垂直式儲放為主。

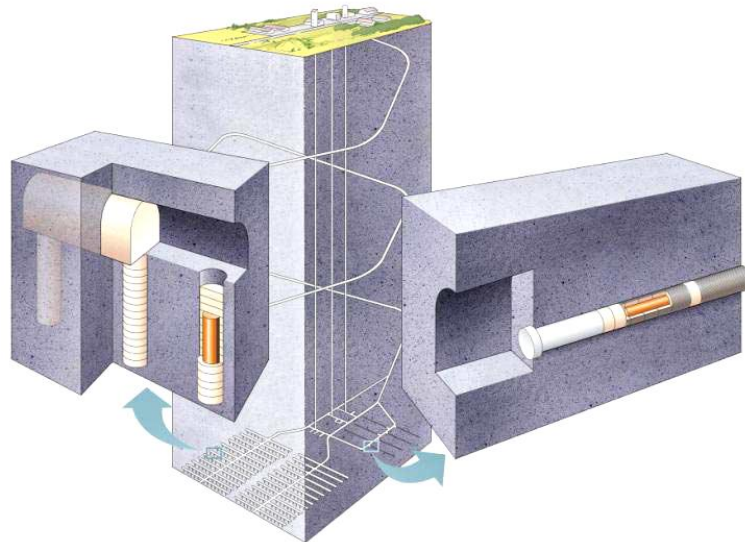


圖 2.1 SKB-3V(圖左)與 SKB-3H (圖右)處置坑道示意圖[2]

2.2 低鹼性水泥

由於純卜特蘭水泥混凝土之高鹼性孔隙溶液，在與膨潤土接觸後會促使膨潤土中之鈣礬石溶解，進而造成緩衝材料性質產生變化，影響處置場之障壁功能，故用於高放射性處置場之水泥系材料需以低鹼性水泥系材料為設計基礎。應用於高放射性處置場之低鹼性水泥，瑞典 SKB、芬蘭 Posiva 與日本 NUMO 等國共同將其定義水泥系材料孔隙溶液 pH 須 ≤ 11 ，同時 C-S-H 膠體之鈣矽比須 ≤ 0.8 。為了達到此目標，一般膠結材之總矽含量須達 55 % 以上，此外，輔助膠結材的使用須取代水泥重量至少須達 40%。

低鹼性水泥具有高強度及低滲透性。矽灰為最佳的低鹼性水泥摻料，最能有效降低孔隙溶液的 pH，且會加速 C_3S 之水化及 C-S-H 膠體形成，故具有高強度，用量需超過 20 % 才能有效消耗氫氧化鈣(CH)，但過高的矽灰比例會導致強度增加緩慢、較低的最終強度及對養護環境有較大的敏感性。水淬爐石粉降低孔隙溶液 pH 效果相較飛灰和矽灰為差。高鹼性溶液對膨潤土緩衝材料之影響評估，可就有效黏土密度對黏土回脹壓力之影響加以判斷[3]。

2.2.1 低鹼性水泥之特性

根據 SKI 2007 報告書[3]，矽灰和水泥混和後之影響可分為兩大特性：

1. 當氫氧化鈣水化完成後，具有低鹼性孔隙溶液，可大幅降低其鹼質濃度，固體氫氧化物會增加卜特蘭水泥鹼性之吸收。
2. 氫氧化鈣與矽灰之間反應主要來自於氫氧化鈣本身會被矽灰消耗，在顯著比例下矽灰能有效影響氫氧化鈣，一般至少需添加矽灰超過 20 %。

有學者[4]研究設計低鹼性低水化熱混凝土，並針對深層廢棄物地下處置場相容性進行設計，如表 2.1 所示，該設計的低鹼性水泥與低熱水泥需進一步改善表內所列之指標，以利於深層地下處置場的安全性及延長使用年限，並可以表中指標作為制定高強度混凝土參考。

表 2.1 低鹼膠結材料選用指標[4]

水泥	混凝土
黏土之化學相容性	高強度
低鹼性之孔隙溶液	20°C和 100% RH 環境養護 90 天後 ≥ 70 MPa
目標 pH 為 11	低水化熱輸出
低水化熱	絕對溫升低於 20°C之條件下
供給容易	體積穩定性
抵抗硫酸鹽侵蝕	低擴散性、滲透性以限制溶液傳送

根據 Posiva 要求，如表 2.2 所示，對於深層地下處置場灌漿要求，會依據相關屬性進行實驗室檢測項目規劃與測定要求，除了表列的要求外，期望在建造深層地下處置場的過程中能夠達到各種性質要求，使在預估期限內，能維持工程特性與使用壽命[5][6]。

表 2.2 低鹼性水泥所需性能[5][6]

目標性能要求	要求	目標
要求的性能	pH 值	≤ 11
	滲透能力， b_{\min}	$\leq 80 \mu\text{m}$
	滲透能力， b_{crit}	$\leq 120 \mu\text{m}$
期望的性能	黏度	$\leq 50 \text{ mPas}$
	滲出率	$\leq 10 \%$
	工作性時間	$\geq 60 \text{ min}$
	剪力強度	$\geq 500 \text{ Pa}$
	降伏強度	$\leq 5 \text{ Pa}$
	抗壓強度	$\geq 4 \text{ MPa}$

2.2.2 處置場用低鹼性水泥

有學者[2]在研究中提到，應用於處置場之水泥一般具有高強度及低滲透性。為利於維持低放射性處置場之近場障壁(barrier)功能，應用於 GDF 概念中之水泥系材料，考慮普通水泥中之高鹼性孔隙溶液易對膨潤土造成不利的影響，故要求使用 pH 低於 11 之水泥，而依水泥之應用方式大約可分為下列種類：

1. 結構支撐，用於處置場施工時之道路、坑道結構內襯以及周圍岩石的錨定(rock bolt)。
2. 密封，用於坑道內各構造的封塞和密封以及裂縫填充。

為了達到處置坑道中各部位之功能需求，上述水泥根據施作的部位不同而有不同的工作性要求。

2.2.2.1 結構支撐用之低鹼性水泥

所有應用於處置場之水泥系材料在作為坑道挖掘時的襯砌、拱頂，緩衝回填材料，以及處置罐的封塞前後的同時，也具有支承結構的功能。其中水泥構件在處置場施作的過程中可以發揮關鍵的結構作用，進而保障施工時的安全。

具有上述特性的水泥系材料常應用於處置場與岩石間錨定螺栓的灌漿填充，用以降低螺栓的腐蝕，並提供坑道內襯以及拱頂支承，以及提供路面載重之坑道路面。施作的形式以噴凝土為主，以氣動的方式施加到挖掘坑道壁和牆壁上，目的在使結構穩定並降低處置坑道的滲透性。各國對於噴凝土的性質要求如表 2.3 所示[2]。由於噴凝土具有可泵送性、快速凝固和高抗壓強度等特性，對於位於較硬的裂縫和較軟的沉積岩中的處置設施，可提供結構上的支撐，這在混凝土於岩石支撐保護中能夠確保挖掘的穩定性。

然而，使用水泥混凝土建造放射性廢棄物處置場時，水泥混凝土中的高鹼性孔隙溶液會影響到工程障壁系統 EBS (Engineered Barrier Systems) 及緩衝材料膨潤土(Notably bentonite)之功能，因此處置場設計主軸旨在降低處置場中總體水泥含量，從而最小化影響膨潤土的水泥孔隙溶液形成。

表 2.3 ESDRED 試驗中低鹼性噴凝土的工程性質規範[2]

時期	早期		現在
參考指標	Previous Nagra	Previous SKB/Posiva	New specification
水力傳導係數	$k \leq 10^{-10} \text{ m/s}$	-	-
抗壓強度	$\approx 10 \text{ MPa}$ (8 小時) $\approx 25 \text{ MPa}$ (7 天) $\approx 35 \text{ MPa}$ (28 天)	$\approx 10 \text{ MPa}$ (8 小時) $\approx 25 \text{ MPa}$ (7 天) $\approx 35 \text{ MPa}$ (28 天)	$\approx 10 \text{ MPa}$ (36 小時) $\approx 20 \text{ MPa}$ (7 天) $\approx 30 \text{ MPa}$ (28 天) $\approx 40 \text{ MPa}$ (90 天)
楊氏模數	-	$\approx 15 \text{ GPa}$ (7 天) $\approx 20 \text{ GPa}$ (28 天)	$\approx 15 \text{ GPa}$ (7 天) $\approx 20 \text{ GPa}$ (28 天)
抗彎強度	$\approx 0.5 \text{ MPa}$ (28 天, 黏土/岩石)	$\approx 0.9 \text{ MPa}$ (7 天)	$\approx 0.5 \text{ MPa}$ (7 天)
	$\approx 1.0 \text{ MPa}$ (28 天, 混凝土)	$\approx 1.5 \text{ MPa}$ (28 天)	$\approx 0.9 \text{ MPa}$ (28 天)
耐久性	≥ 2 年(耐硫酸鹽)	≥ 2 年(耐硫酸鹽)	(耐硫酸鹽)
工作性	≥ 2 小時	≥ 2 小時	≥ 2 小時
泵送性	>100 公尺	~15 公尺	>15 公尺
坍度	15-20 公分	15-20 公分	15-20 公分
水化溫度峰值	<100°C	~40°C	<100°C
熱傳導係數	乾燥: > 0.5 W/m°C 潮濕: > 1.2 W/m°C	-	-

2.2.3 低鹼性水泥研究概況及應用情形

使用普通卜特蘭水泥(OPC)建造的放射性廢棄物處置場，當與地下水接觸後的孔隙溶液 pH 高達 12.0-13.5，此高鹼性溶液會與膨潤土產生反應，引起溶解與沉澱現象的發生，造成對燃料棒之密封性變差，孔隙溶液 pH 與氫氧根離子濃度有關。各國之低鹼膠結材料配比設計參考值及材料發展目標，如表 2.4[7]。不同國家使用低鹼性水泥混凝土概況，如表 2.5[8]。

表 2.4 各國之低鹼膠材配比設計及材料發展目標參考值[7]

國家	水泥配方	材料發展目標
加拿大	OPC 50%、SF 50%	高強度混凝土
芬蘭	OPC 60%、SF 40%	注入泥漿
法國	OPC 60%、SF 40% OPC 37.5%、SF 32.5%、PFA* 30% OPC 20%、SF 32.5%、BFS* 47.5% OPC 33%、SF 40%、BFS 13.5%、PFA 13.5%	高強度混凝土
日本	OPC 40%、SF 20%、PFA 40%	高強度混凝土 噴凝土
美國	OPC 40%、SF 5%、BFS 30%、PFA 25%	高強度混凝土 噴凝土
西班牙	OPC 60%、SF 40% OPC 35%、SF 35%、PFA 30%	噴凝土
瑞士	OPC 60%、SF 40%	噴凝土

註：PFA 為飛灰、BFS 為爐石粉。

表 2.5 不同國家使用低鹼性水泥混凝土概況[8]

國家	加拿大	瑞典	日本	芬蘭	
混和比例	50% OPC 50% SF	83.3% OPC 16.7% SF	40% OPC 20% SF 40% FA	56% OPC 38% SF 1.5% Gypsum 4.2% CAC	49% OPC 46% SF 1.3% Gypsum 3.7% CAC
pH	10.6	11.7	11.0	10.5	
使用方式	用於密封放射性核廢料施工之混凝土	以注入水泥漿方式穩定岩石之破碎帶或以混凝土替代開挖倒塌之部分	膠結材料用於密封深層之放射性處置場	注入水泥漿於深層之放射性儲存庫	

註：CAC 為鋁酸鈣水泥。

2.3 卜作嵐材料種類及特性

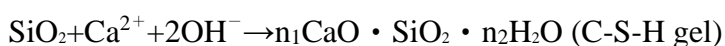
2.3.1 卜作嵐材料

卜作嵐材料根據 ASTM C 595 定義為：

- (1) 含矽質或含矽和鋁成分之材料；
- (2) 具有很小或不具膠結效果；
- (3) 於常溫或有水之情況會與氫氧化鈣產生反應；
- (4) 在常溫下卜作嵐材料與氫氧化鈣進行緩慢之反應，稱為「卜作嵐反應 (Pozzolanic Reaction)」。

2.3.2 卜作嵐反應及特性

卜作嵐反應係藉由不斷消耗易溶於水的氫氧化鈣及水泥中所含之鹼性離子 (K^+ 、 Na^+ 、 Ca^{2+} 、 OH^-)，生成 C-S-H 膠體填充混凝土之孔隙，使混凝土更為緻密。若要加速卜作嵐反應之進行，可以提高溫度或加入鹼及硫酸鹽方式來達成，其反應過程如下：



卜作嵐反應需藉由水泥水化所生成之氫氧化鈣來進行，所以水泥之水化作用必須先進行，產生氫氧化鈣結晶物，再進行卜作嵐反應，故卜作嵐反應具有低水化熱、反應過程緩慢等特性。卜作嵐材料被視一種含矽質或含矽及鋁之材料，本身具很小膠結性，但是在常溫且有水情況會與氫氧化鈣產生反應[9]，發生反應後可填塞孔隙，使強度與防水滲透性增加，早期強度發展緩慢，對晚期強度及耐久性則相對貢獻較大。

考量水化產物 C-S-H 膠體可能與硫酸鹽作用造成膨脹性的鈣礬石，而此反應對混凝土的品質而言有負面之影響，故在卜作嵐材料的選用上應特別注意其組成成分之比例。

2.3.3 卜作嵐材料取代部分水泥之成效

由於卜作嵐物質產生之 C-S-H 膠體，與卜特蘭水泥中矽酸鈣礦物水化產生之 C-S-H 膠體性質相似，也會凝結並發展強度，且對晚期強度的增加很有幫助，故可用來取代混凝土中部份之水泥，有時也用來減少混凝土內因水化反應產生之

熱量造成溫度上升的問題，及抑制潛在的鹼質與粒料反應(AAR)膨脹量[10]。

2.3.4 矽灰之性質與應用

矽灰為提煉含有矽金屬礦物與鐵矽合金過程中所獲得之副產物。一般矽灰的顏色在淺灰和深灰之間，二氧化矽本身為無色，其顏色之深淺主要取決於碳和氧化鐵的含量，碳含量越高，顏色越暗，比重約 2.2，較水泥比重 3.15 要小，單位重一般約在 200~350 kg/m³。矽灰顆粒非常微小，大多數顆粒的粒徑小於 1 μm，平均粒徑 0.1 μm 左右，且矽灰粒徑比水泥為細，平均粒徑約為水泥的 1/100，因此會填充於粒料間減少空氣孔隙的存在，增加混凝土緻密性。由於矽灰具有高反應性火山材料特性，與水泥水化生成之氫氧化鈣進行卜作嵐反應後，可以形成具膠結性之物質，增加漿體膠結力，可增加粒料間的結合能力；此外，矽灰與氫氧化鈣反應亦可加速水泥的水化速度，進而提高材料的早期強度，並可抑制鹼質與粒料反應。

矽灰應用於水泥漿體和混凝土時存在最優水膠比範圍，一般超過該範圍，矽灰對硬固水泥漿體和混凝土微結構的改善作用就會降低。為此，國內外針對矽灰在水泥漿體和混凝土中的最佳應用條件(包含水膠比、矽灰摻量、化學摻料以及其它卜作嵐摻料的選擇及其用量等)進行比較詳細的研究，以有效利用矽灰對硬固水泥漿體微結構性質改善[10]。

由於矽灰的粒徑小，比表面積大，故能夠改善硬固水泥漿體和混凝土微結構，然而需水量也因此隨著矽灰摻量的增加而增大，乾縮量也隨之增大。因此，一般將矽灰的摻量限制在 5%~10% 之間，並用高效減水劑來減少用水量；同時，考量水泥、矽灰與化學摻料之間存在個別相容性問題；因此，在利用矽灰時必須注意其應用條件。摻配矽灰的混凝土一般是有特殊需求的混凝土，通常會在利用矽灰的同時與其它卜作嵐材料配合使用，降低混凝土的乾縮的比率，使摻配矽灰的優點能夠達到最大。目前研究較多的是採用水淬爐石粉摻配矽灰，或採用飛灰摻配矽灰。

矽灰對硬固水泥漿體微結構的影響機理主要有以下三個方面：

- (1) 提高水泥水化程度，並與氫氧化鈣(CH)發生卜作嵐反應，增加硬固水泥漿體中的 C-S-H 膠體的數量，且改善了傳統 C-S-H 膠體的性能，進而提高硬固後水泥漿體的性能。

- (2) 矽灰及其卜作嵐反應產物填充硬固水泥漿體中的孔隙，水泥漿體中大孔隙和毛細孔孔隙率降低，同時增加了膠體孔隙和過渡孔隙，使孔徑分佈發生較大變化，在大孔隙減少，小孔隙增多，且分佈均勻情形下，進而改變硬固水泥漿體的孔隙結構。
- (3) 摻配矽灰可以消耗水泥漿體中的氫氧化鈣，可改善水泥漿體與粒料的界面鍵結性能。

由於矽灰的吸水及填料效應，新拌混凝土的泌水量大大減少，且矽灰混凝土早期水化反應加快，早期強度提高，彈性模數增大，而潛變和應力鬆弛減小。因此，矽灰混凝土發生塑性開裂(多在混凝土澆築抹面後至混凝土終凝前)和出現早期(28 天前)產生收縮裂縫的機會較普通混凝土來的多，且隨著矽灰摻量的增大而增大，而在晚期(60 天以後)因矽灰混凝土孔隙細小、結構緻密、水分遷移困難、體積變化趨勢相對平緩，其收縮量與普通混凝土相近或減小。

2.3.5 飛灰之性質與應用

飛灰為火力發電廠燃煤燃燒後，以靜電集塵器收集通過排煙道之氣體而得，為燃煤經燃燒後之副產物。

飛灰可分成 F 級及 C 級兩種，F 級飛灰通常燃燒無煙煤或煙煤，僅具有卜作嵐特性，且其 CaO 含量較低，通常小於 10%，而 $\text{SiO}_2+\text{Al}_2\text{O}_3+\text{Fe}_2\text{O}_3$ 複合物之含量則高 70%；C 級飛灰為燃燒褐煤或次煙煤而得之副產物，具有卜作嵐特性與膠結特性，CaO 含量通常高於 15%， $\text{SiO}_2+\text{Al}_2\text{O}_3+\text{Fe}_2\text{O}_3$ 含量則高於 50%

飛灰會與溶於水之 CH 作用產生卜作嵐反應，生成水化矽酸鈣、水化鋁酸鈣或水化矽鋁酸鈣，卜作嵐反應是伴隨水泥水化反應持續進行。相關研究指出飛灰能有效延後水化反應促成降低水化熱過高的負面效應。以 F 級飛灰作為摻料加入混凝土中混合而成之膠結材料在拌合一週後才開始卜作嵐反應，主要係因於飛灰中的玻璃質混合物結構，須先經過水化反應產生之高鹼性孔隙水(pH 約高達 13.2)破壞，才能促使後續卜作嵐反應的進行[11]。

飛灰以其緻密性，可降低混凝土的滲透性並增加混凝土抵抗離子滲入的能力。研究指出，適當的使用飛灰可降低鹼質與粒料反應，探究其原因可能為：

- (1) 添加飛灰之混凝土，其水化後之膠結物較緻密可抑制離子移動。
- (2) 水泥中鹼性物質先行與飛灰反應，降低孔隙溶液 pH，就會降低鹼質與粒料中活化矽的反應機率。

有報告指出，F 級飛灰的用量應佔總膠結材料重量的 25%~40 % [11]。而使用 F 級飛灰作為部分膠結材可改善混凝土抗硫酸鹽侵蝕的能力，其可能的原因為：(1) 飛灰於進行卜作嵐反應時可減少氫氧化鈣的含量；(2) 飛灰混凝土之結構較為緻密，可有效阻止氯離子侵入；(3) 即使於水泥砂漿中，飛灰所佔達總膠結材重量之 60 %，仍可維持內部鋼筋保護層之穩定性。

2.4 pH 量測方法

由於處置場回填材料之障壁功能會受到水泥孔隙溶液 pH 之影響。為了量測混凝土孔隙溶液之鹼性程度，需要一個準確和可靠的方法。然而，目前尚未制定出一套標準化的檢測程序可以廣泛地應用在混凝土 pH 之量測 [12]。現行各國針對低鹼性封塞混凝土之酸鹼值檢測方式大略可分為破壞性(Destructive methods)與非破壞性(Non-destructive methods)兩類，在破壞性檢測的方法中，移地浸取法(Ex-situ leaching method, ESL)因其便利性與檢測穩定性較高為較多國家所使用。在 SKB 2012 年的一份報告 [13] 中，低鹼性膠結材孔隙溶液 pH 以移地浸取法(Ex Situ Leaching method, ESL)在重複性與再現性之表現上相較於其它量測方法來得適用及精準。ESL 的使用常見於土壤酸鹼值檢測，其標準檢測程序可參照 ASTM D4972 土壤 pH 之標準檢測方法。

105 年「用過核子燃料處置安全審驗技術國際資訊研析」子項計畫三：「低鹼水泥混凝土於最終處置設施之應用研究」 [14] 中提及，pH 量測方法選用 ESL 法，經模擬乾粉狀試樣若與空氣接觸對 pH 量測影響、溶液與空氣接觸後對 pH 量測影響、同一料源製成不同杯溶液對 pH 量測影響、同一杯溶液在不同與空氣接觸時間條件下對 pH 量測影響等四種測試，結果顯示 ESL 法具有穩定性及重複性。

2.4.1 低鹼性水泥與 pH 之關係

有國外研究針對不同低鹼性膠結材摻配量 (矽灰及飛灰) 進行試驗[15]。由圖 2.2 可觀察到，在單純僅以矽灰取代水泥重量之情況下，於 90 天齡期時，pH 有顯著之下降；以矽灰與飛灰分別以重量取代水泥 10% 時，pH 之變化趨勢與普通水泥相似。比較矽灰與飛灰重量總合取代水泥 20%、65% 及 80% 之情況，在兩種低鹼性膠結材取代比例相當(10%SF+10%FA 與 35%SF+30%FA)時，取代水泥比例較高者，其 pH 下降趨勢較為顯著；而在相同飛灰重量取代水泥的情況下(35%SF+30%FA 與 50%SF+30%FA)，使用越多矽灰取代水泥，其 pH 下降趨勢越顯著，且降至目標值之養護時間有提前之現象。

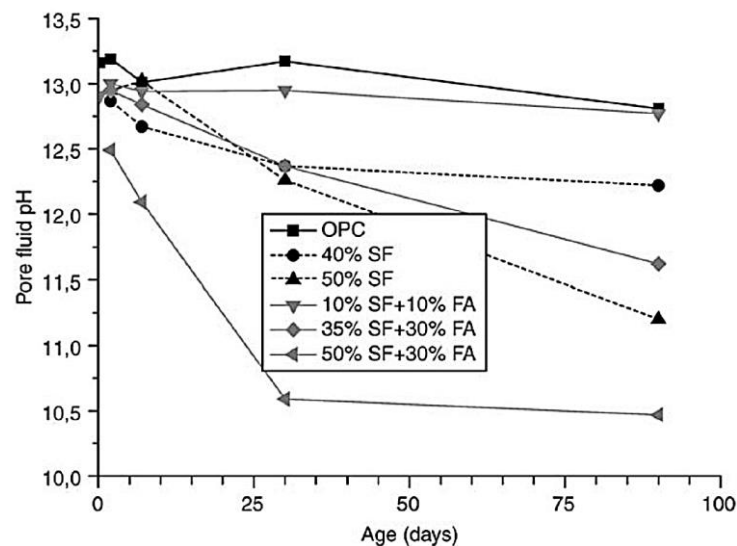


圖 2.2 不同低鹼膠結材摻配量對 pH 的影響[15]

英國學者曾針對 C-S-H 膠體在不同水化程度的情況下進行 pH 變化的相關研究[16]，如表 2.6 所示，可知不同鈣矽比(CaO/SiO₂ ratio)相對應的 pH，當 C-S-H 膠體的鈣矽比越高，pH 值相對也就越高，而發現 C-S-H 膠體鈣矽比在小於 0.8 時，其對應的 pH 為 10.88，符合 pH≤11 的要求，因此鈣矽比可作為控制 pH 重要參數之一。

Harris 等人研究鈣矽比與 pH 的相對關係[17]，如圖 2.3 所示，發現當鈣矽比提高時，其 pH 也越高，可以發現當鈣矽比在 0.8 以下時，pH 均可達到≤11 的要

求，所以在設計配比時，鈣矽比可做為設計的依據。

表 2.6 鈣矽比與 pH 之關聯性[16]

Soilds	pH
Amorphous silica	6.38
Amorphous silica+C-S-H (0.8)	10.17
C-S-H (0.8)	10.88
C-S-H (0.8)+C-S-H (1.1)	10.91
C-S-H (1.1)	11.03
C-S-H (1.1)+C-S-H (1.8)	12.43
C-S-H (1.8)+CH	12.53
CH	12.52

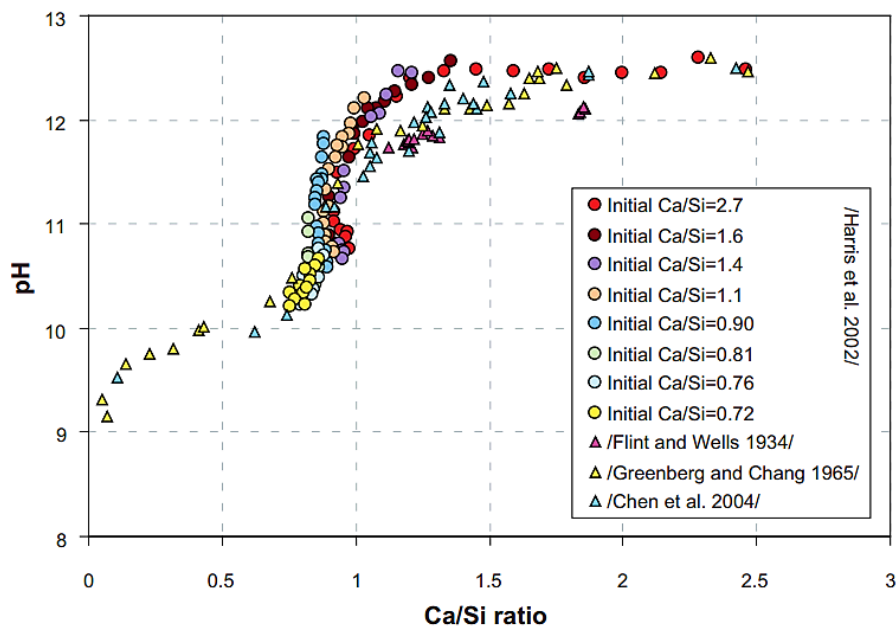


圖 2.3 鈣矽比與 pH 關係圖[17]

2.4.2 移地浸取 (ESL) 法

此方法參考 ASTM D4972 土壤 pH 之標準試驗方法[18]，經常用於測量土壤的 pH 方法，也是建議根據使用該技術對土壤量測之方法。一般而言，類似方法常被用於確定氯化物含量。

ESL 法量測程序方面，先取出試體以沖床壓碎，再以研磨棒於 15 分鐘內完成研磨，並取通過 #200 篩的粉料，分裝至各容器中，單一容器放入重量比 1:1 之試樣粉料與去離子水混合，利用磁力攪拌器攪拌 5 分鐘，隨即進行 pH 之量測（量測須於 5 分鐘內完成）。試體運送過程中需用密封袋密封，以防止孔隙溶液蒸散或接觸空氣受到二氧化碳污染。

Behnood 等人整理出表 2.7，說明不同研究條件下的移地浸取法(ESL) 法測定 pH 環境[12]。可以觀察出用移地浸取法 (ESL) 法量測混凝土之 pH 沒有標準測試程序，僅用於測量石灰石，生石灰和熟石灰之 pH，此量測方法之標準程序參考 ASTM C25 所述。

表 2.7 不同研究條件下移地浸取法 (ESL) 法測定 pH 環境[12]

No.	測量環境	材料	養護條件	水固比	浸出時間	pH 量測	參考文獻
1	-	混凝土	無	1:3.5~1:4	24 小時	電極	Haque & Kayyali
2	-	混凝土	脫模後以蒸餾水養護 7 天	1:2	1 小時	電極	Arya et al.
3	-	漿體	密封 35 天	1:2、1:5、1:50	1、6、24 小時後攪拌	OH 滴定	Arya & Newman
4	以 N ₂ 隔絕	砂漿	100%RH	1:0.67	攪拌 30 秒後 24 小時再攪拌一次	OH 滴定	Alonso et al.
5	-	混凝土 砂漿	45%RH 20°C	1:1.5 ~ 1:0.67	15 分鐘	電極	Räsänen & Penttala
6	-	混凝土 漿體	-	1:0.7、 1:1、1:2、 1:4	1、3、10、30 天	OH 滴定	Li et al.
7	與 CO ₂ 隔絕	混凝土 砂漿	100%RH	1:1	3 分持續攪拌	電極	Thangavel & Rengaswamy
8	以 N ₂ 隔絕	漿體 砂漿	-	1:9	緩慢攪拌，觀測 pH 直至穩定	電極	Pavlik

2.4.3 新拌混凝土 pH 量測方法

新拌混凝土由於水泥摻雜攪拌之影響，使 pH 在攪拌後的第一小時後落在 13 左右。新拌混凝土之 pH 變化，通常較硬固混凝土 pH 變化還容易預知，一般可透過低鹼玻璃 pH 電極(Low-alkali error glass pH electrode)直接與混凝土接觸做量測，但由於 pH 感應器脆弱又昂貴，且在長期量測使用下，pH 感應器會殘留泥漿而影響到 pH 量測之準確性。量測新拌混凝土之 pH 常見的方法為 OH⁻ 滴定，透過壓力(加壓)過濾後，榨取新拌混凝土之孔隙溶液。Larbi 等人利用新拌混凝土榨取孔隙溶液，以真空過濾法進行化學成份分析及 pH 測量[19]，結果如表 2.8 所示。

表 2.8 真空過濾法測得離子濃度及新拌水泥砂漿孔隙溶液之 pH[19]

時間(h)	水泥漿之 pH 及離子濃度 (mmol/l)						
	Na	K	Ca	Si	S	OH	pH
1	76	395	21	0.11	168	170	13.2
2	77	404	21	0.13	175	160	13.2
3	78	401	21	0.13	176	160	13.2
4	83	408	19	0.17	180	160	13.2
水泥漿之離子濃度(mmol/l)在 2 小時水化後，60°C							
水泥漿	47	296	29.4	0.05	185	160	-
砂漿	30	234	25.5	0.07	142	140	-

2.4.4 硬固混凝土 pH 量測方法

Behnood 等人[12]將量測硬固混凝土之 pH 方法分為兩大部分，破壞性方法(Destructive methods)與非破壞性方法(Non-destructive methods)，其中破壞性方法包含榨取法(Expression method)、現地浸出法(In-situ leaching method)及移地浸取法(Ex-situ leaching method)，而非破壞性方法包含嵌入電位電極(Embedded potentiometric electrodes)及光纖傳感器(Optic fiber sensors)。萃取小塊硬固混凝土碎片，透過液壓(Hydraulic pressure)技術，量測取得孔隙溶液之 pH。

根據 Taylor [20]與 Longuet [21]等人之研究，用此方法萃取水泥爐石漿體之孔隙溶液(水膠比 0.5)，經過兩年養護後，再用最大液壓 343 MPa 榨取孔隙溶液。為了自砂漿中獲取更多之孔隙溶液，Barneyback and Diamond 等人將榨取壓力提高到 550 MPa [22]，如圖 2.4 所示。

一般常見之孔隙溶液榨取裝置(A pore fluid expression device)包含了一個中空的鋼筒，裡面放著混凝土試體，再由鋼活塞放置在混凝土試體中空鋼筒的上面，同時在鋼底板有幾個排水孔，收集萃取混凝土之孔隙溶液。在萃取混凝土孔隙溶液後，研究指出 pH 可藉由市售的 pH 電極或透過氫氧根離子濃度計算出 pH。圖 2.5 為 Rivard 等人針對水灰比 0.5 之砂漿在 28 天齡期被施加最大壓力時對各離子濃度之影響[23]。

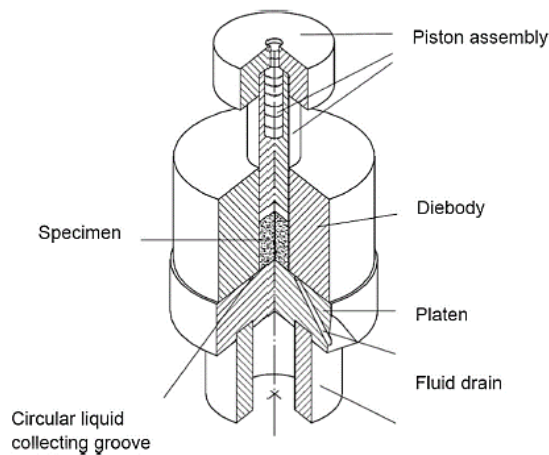


圖 2.4 孔隙溶液等距半節榨取(Isometric half-section of a pore fluid expression)[22]

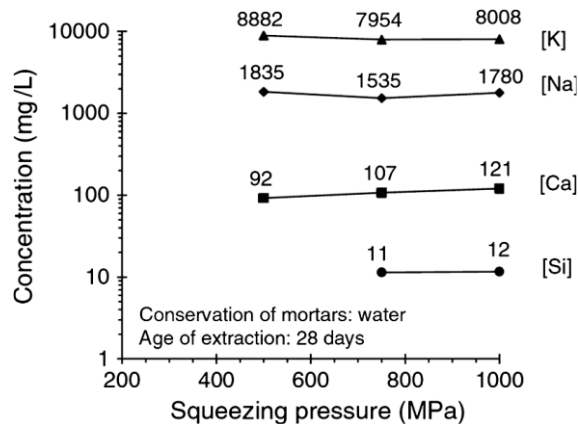


圖 2.5 砂漿於 28 天齡期時最大施加壓力對各離子濃度之影響[23]

2.5 各國之低鹼性水泥混凝土配比

目前各國發展應用於處置場之低鹼性水泥混凝土大致如表 2.4；較為常見的取代水泥之膠結材料包括矽灰、飛灰、爐石粉等。

2.5.1 西班牙

根據純水泥過去的研究顯示，為了降低矽酸鹽的含量，應使用高二氧化矽含量的礦物添加物，以消耗混凝土中的氫氧化鈣。然而，在膠結材料中大量地使用礦物質添加物將可能顯著地改變大部分混凝土的「標準」性能，並在邏輯上顯著改變水泥產品的微觀結構。J.L. García 等人[25]於 2007 年針對低鹼性水泥之微觀結構演化，以及其在封塞用噴凝土的施工中的應用進行相關的研究。此外，考慮到處置場封塞用噴凝土的功能要求，研究分別於現地與實驗室中進行，並根據各別獲得的結果進行比較，摘述如下。

1. 微觀性質測試

該研究分別針對低鹼性水泥漿體以及混凝土進行研究。在漿體的部分，以純水泥，添加相應比例的矽灰與飛灰製成水膠比 0.5 之低鹼性水泥漿體，並在不同齡期終止水化，以加入乙醇和丙酮的混合溶液除去游離水來維持膠結漿體的水化狀態。然後，透過 DTA / TG 和 XRD，以及 EDAX 研究水泥漿體中固相顯微組成的演變與分析觀察到的一些膠結物。表 2.9 為低鹼性水泥漿體之水泥和礦物混合物的化學成分。

表 2.9 水泥和礦物混合物的化學成分[25]

	LI*	IR*	SiO ₂	Al ₂ O ₃	Fe ₂ O ₃	CaO (Total)	MgO	SO ₃	Na ₂ O	K ₂ O	CaO (Free)
OPC	4.34	1.13	18.0	4.85	5.26	62.4	1.84	3.28	0.18	0.35	1.92
SF	0.09	0.08	91.8	0.59	3.74	1.30	0.92	-	0.15	0.37	0.01
FA	2.24	0.53	55.63	27.92	5.51	4.63	2.30	-	0.63	3.25	0.15

*LI 為燒失量(Lost of ignition)，IR 為不溶殘渣(Insoluble residue)。

2. 硬固性質測試

在低鹼性混凝土的部分，該研究分別以 OPC60-SF40、OPC35-SF35-FA30 兩組配比，以圓柱試體進行 90 天齡期之性質試驗。兩組配比如表 2.10。

表 2.10 低鹼性水泥混凝土配比[25]

成分組成	OPC60-SF40	OPC35-SF35-FA30
	kg/m ³ (OD)	
膠結材料	307.0	316.0
水	277.0	237.0
水膠比	0.9	0.8
粗粒料 1	615.0	635.0
粗粒料 2	200.0	205.0
細粒料	818.0	843.0
減水劑(1.8%)	5.5	5.7
輸氣劑(0.2%)	0.6	0.6

漿體之孔隙水部分，表 2.11 為水化作用進行到第 90 天齡期時，根據孔壓試驗所得的三種低鹼水泥漿孔隙溶液組成。相對於做為參考之無礦物質添加物的純水泥試體，鹼含量在具有高含量礦物添加物的膠結材料配比中有明顯的下降。這表示，在這些低鹼性漿體中，隨著孔隙溶液中[Ca²⁺]的增加，鹼含量會有相應的減少。圖 2.6 為矽灰含量 40% 樣品孔隙溶液中[Na⁺]、[K⁺]和[Ca²⁺]於養護期間的含量變化。圖 2.6 顯示，雖然鹼含量從孔隙溶液中逐漸消失，但鈣的量也在增加。

表 2.11 90 天齡期孔隙溶液之 pH 及離子濃度[25]

樣品	pH	OH ⁻	Na ⁺	K ⁺	Ca ²⁺	SO ₄ ²⁻
		ppm				
OPC (參考)	13.17	2550	382.0	3628.0	461.0	27.0
40%SF	12.22	539	119.7	321.8	612.1	84.4
50%SF	11.20	51	165.1	368.6	650.9	2180.0
35%SF-30%FA	10.90	15	175.1	387.9	486.1	1819.0

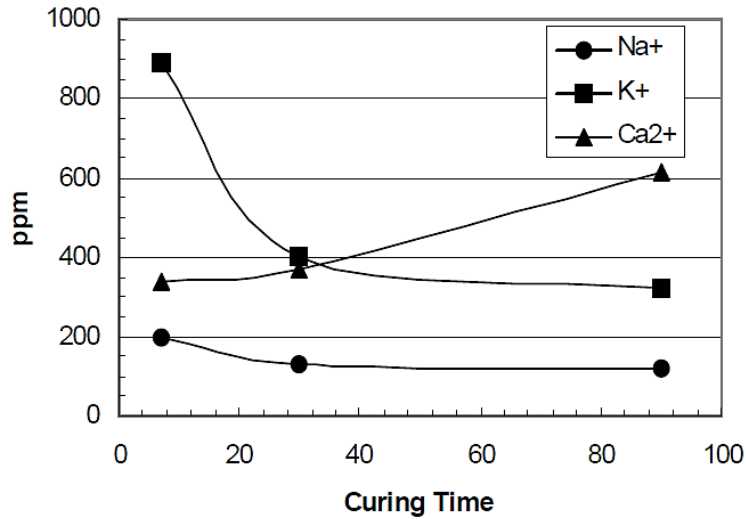


圖 2.6 40%SF 孔隙溶液於養護期間之含量變化[25]

表 2.12 為 XRD 所得之三種漿體中存在的結晶相。在含有礦物添加之膠結材料中，矽酸鹽含量隨著養護時間的增加而降低，在取代量含量達 50% 以上時，90 天時之矽酸鹽含量則會完全消失。在純水泥中可以較為清楚地觀察到屬於純水泥的矽酸二鈣 (C_2S) 和矽酸三鈣 (C_3S) 的無水顆粒峰值；而在礦物添加量高的配比中，這些峰值則趨向於隨著水合作用的進行而降低。此外，在低鹼性的環境下，同樣可以於高礦物添加量的漿體中判定鈣礬石的峰值。

表 2.12 各漿體配比之結晶相[25]

配比	OPC100				OPC60-SF40				OPC35-SF35-FA30			
	2	7	30	90	2	7	30	90	2	7	30	90
C_2S/ C_3S	XX	XX	XX	XX	XX	XX	X	X	XX	XX	X	X
C_4AF	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X
氫氧鈣石	XX	XXX	XXX	XXX	XX	XX	X	X	XX	XX	X	
鈣礬石	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X
無含量	X	些微含量			XX	中等含量			XXX	高含量		

DTA/TG 分析的部分，證實了 XRD 得到的結果。隨著礦物添加量的增加，矽酸鹽的吸熱峰（CH，在 400-500°C 之間）跟著降低，並且在配比的二氧化矽含量 > 45% 時完全消失。CSH 膠體的含量（100-300°C 之間的吸熱峰）隨著水泥漿中的水化作用而有顯著的上升；而在礦物添加含量較多的漿體中，水化作用的早期（2 天）具有較高的質量損失，如圖 2.7，為 TG 分析中的重量損失。

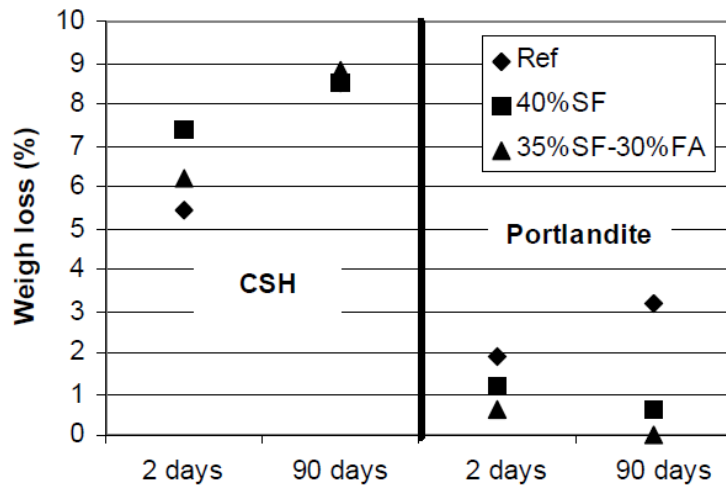


圖 2.7 各配比 90 天之 C-S-H 膠體、CH 重量損失(%) [25]

以工業拌和及實驗室拌和之圓柱試體力學性能如表 2.13。將工業規模製成的試體所獲得的結果與實驗室所獲得的結果進行稠度、靜彈性模數以及抗壓強度於 90 天齡期之性能比較，工業規模拌和之噴凝土必須在不改變混凝土基本力學性能的條件下，達到 pH < 11、抗壓強度 > 10MPa，以及靜彈性模數 < 20GPa 等性能要求 [25]。

表 2.13 實驗室與現地之低鹼性混凝土 90 天齡期之性能比較 [25]

配比	靜彈性模數(GPa)		抗壓強度(MPa)		稠度(cm)	
	工業	實驗室	工業	實驗室	工業	實驗室
OPC60-SF40	21.7	21.7	37.5	39.0	12	12
OPC35-SF35-FA30	18.3	17.2	29.3	29.3	12	13

以配比 OPC60-SF40 探討在標準條件下，噴凝土之各項性質。試體以鑽心取樣之方式自噴漿 35 天過後的噴凝土板上取樣，並在標準條件下養護 55 天。表 2.14 為鑽心取樣樣本與實驗室試體 90 天之力學性能和孔隙溶液 pH。在與實驗室中之混凝土試體進行比較後，可以發現，噴凝土以噴佈的方式施作時，所得到之彈性模數和抗壓強度將會有顯著下降，但此時之噴凝土仍可符合功能要求。此外，現地施作獲得的孔隙溶液 pH 值與實驗室內之 pH 值無明顯差異，顯示現地施作條件並不會影響原低鹼性混凝土配比的設計 pH 值[25]。

表 2.14 力學性能和孔隙溶液 pH 之比較[25]

混凝土取樣	實驗室試體	隧道鑽心取樣
靜彈性模數(GPa)	21.7	13.7
抗壓強度(MPa)	39.0	26.8
pH	10.6	10.5

由於部分噴凝土於處置場中設計用於封塞；於是在隧道中進行了一些試驗，將噴凝土噴佈於隧道之面板(panel)與處置孔(pipe)中不同位置堆積。分析結果如表 2.15。而實驗結果顯示，在施工面上的幾何形狀不影響噴凝土的性能，仍可滿足功能要求。而不論在圓柱形或扁平構造中噴佈施工，噴凝土之性能皆沒有顯著差異性。

表 2.15 噴凝土於隧道中各部位之性能比較[25]

混凝土取樣	面板之噴凝土	處置孔之噴凝土
靜彈性模數(GPa)	27.5	25.0
抗壓強度(MPa)	13.6	14.8
pH	10.4	10.3
密度(t/m ³)	2.21	2.19

此外，使用雙目顯微鏡對面板混凝土/處置孔混凝土的界面進行觀察，顯示出非常好的密合性，幾乎沒有孔隙，並且噴凝土剖面可看出粒料分佈十分良好，如圖 2.8。上述實驗結果顯示，使用低鹼性水泥配比，可以建造符合高放射性廢棄物地下處置場所需功能要求的噴凝土封塞。



圖 2.8 噴凝土剖面[25]

2.5.2 日本

基於低鹼性水泥混凝土被用於高放射性廢棄物（HLW）地質處置場各類設施，例如隧道支撐、表面襯砌和封塞之可能性。從長期安全性的角度來看，保護緩衝區和周圍岩石不受來自混凝土高鹼性溶液的侵蝕被視為一項重要課題。因此，普通卜特蘭水泥（OPC）於處置場設計使用中必須受到相當的限制。

1. 水泥材料配比

為了研究低鹼性混凝土的力學性質，Tatsuo Nishiuchi 等人即針對 OPC 和三種類型的低鹼性水泥(即 LAC、HFSC 和 SAC)之新拌混凝土以及硬固混凝土進行力學強度的試驗[26]。

其中，LAC 為日本 CRIEPI 和 Taiheiyo 顧問有限公司開發，為一改進熟料設計之水泥；HFSC 由日本原子能機構（JAEA）和日本的 Obayashi Corporation 開發，以飛灰（FA），矽粉（SF）和 OPC 重量比 4：2：4 之比例混合而成；SAC 則由烏克蘭基輔技術研究所開發，此水泥於生產過程中未經過鍛燒。表 2.16 為此研究所設計之試驗配比。

表 2.16 試驗配比

試驗水泥類型	OPC	LAC	HFSC	SAC
粗粒料 (碎石灰石)	最大粒徑：13 mm 密度：2.73 g/cm ³			
細粒料 (碎石灰石)	密度：2.68 g/cm ³			
強塑劑(SP)	-	-	Rheobuild SP8N*	-
碳纖維(C)	試體總體積之 0.5~2.0 % 長度：30 mm 密度：1.90 g/cm ³ 楊氏模數：24,000 N/mm ² 抗拉強度：780 N/mm ²			
聚丙烯纖維(P)	試體總體積之 0.5~1.0 % 長度：48 mm 密度：0.91 g/cm ³ 楊氏模數：10,500 N/mm ² 抗拉強度：530 N/mm ²			

註：在配比設計中避免使用強塑劑 (SP)，但由於 HFSC 含有大量的吸水性膠結材料，故使用日本 Pozzolith Bussan 生產的 Rheobuild SP8N。

2. 新拌混凝土之性質要求

根據 JNC (2005) 高放射性處置場研究之設計，新拌混凝土的坍度約為 8-12cm，28 天後混凝土之抗壓強度須大於 40 N/mm²[27]。新拌混凝土的空氣含量要求，則因混凝土用於深層地下建造的高放射性處置場中，預計沒有地下水凍結問題，不會造成後續的損壞而沒有做出規定。

3. 纖維對含水量的影響

在圖 2.9 至圖 2.12 為目標坍度範圍內(8-12cm)，相同配比之不同纖維添加量混凝土對含水量(W)之影響關係。各圖分別改變了水泥類型、纖維類型和水灰比進行研究[26]。結果顯示，纖維對 W 的影響的降低僅在總體積 2.0%的纖維添加量下觀察到。在此範圍內，各類型水泥和纖維的單位含水量 W 幾乎保持不變。

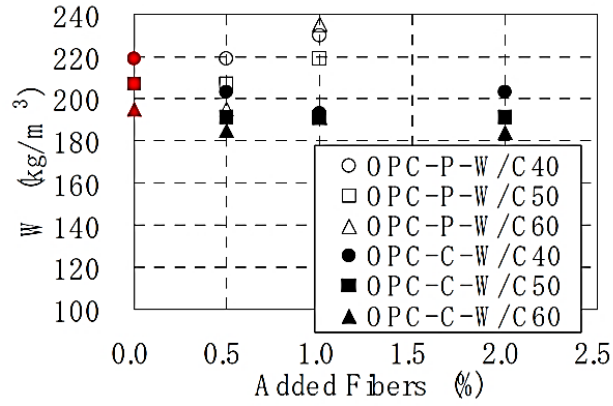


圖 2.9 不同纖維添加比例與含水量之關係(OPC)

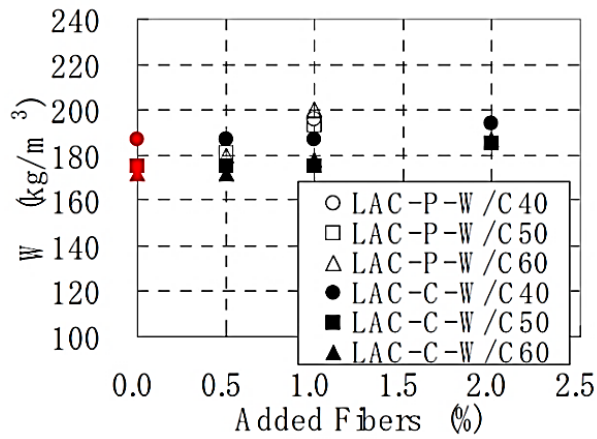


圖 2.10 不同纖維添加比例與含水量之關係(LAC)

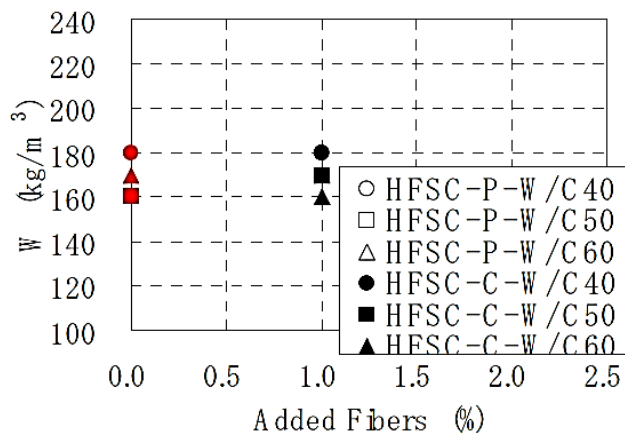


圖 2.11 不同纖維添加比例與含水量之關係(HFSC)

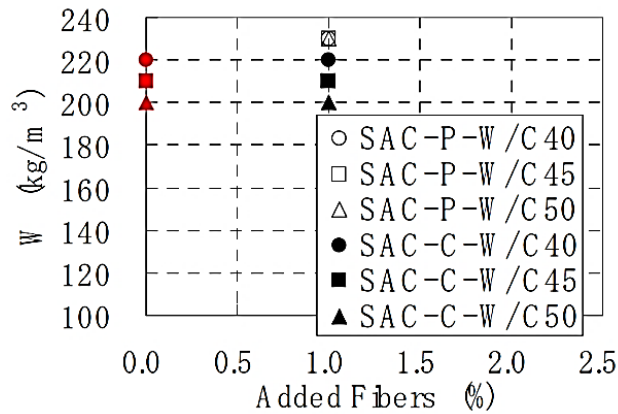


圖 2.12 不同纖維添加比例與含水量之關係(SAC)

4. 不同灰水比(C/W)於 28 天之抗壓強度

28 天後 C/W 對混凝土抗壓強度的影響如圖 2.13 至圖 2.16 所示。28 天後，硬固混凝土的抗壓強度明顯受到不同 C/W、水泥類型，以及加入不同纖維類型(C, P)和纖維體積含量(%)之影響[26]。滿足「硬固混凝土於 28 天之抗壓強度大於 40N/mm^2 」的 C/W，於低鹼性 HFSC 混凝土中擁有最高的抗壓強度。隨著 C/W 的增加，不同水泥類型間之 28 天抗壓強度的增加幅度幾乎相同。

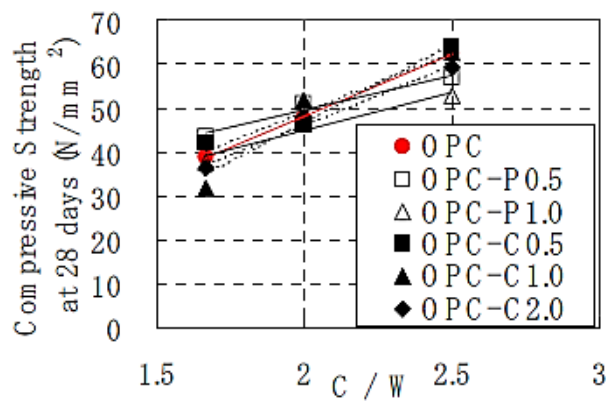


圖 2.13 C/W 對混凝土抗壓強度的影響(OPC)

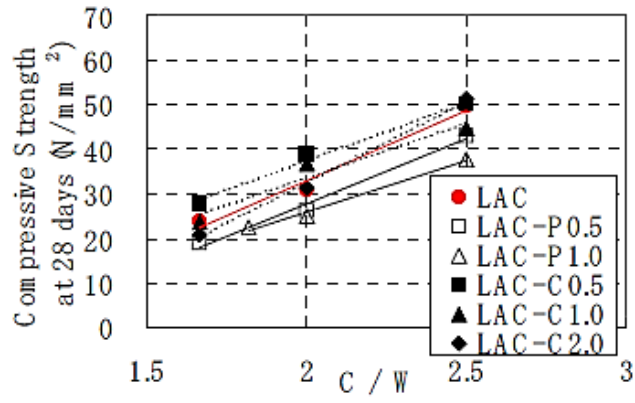


圖 2.14 C/W 對混凝土抗壓強度的影響(LAC)

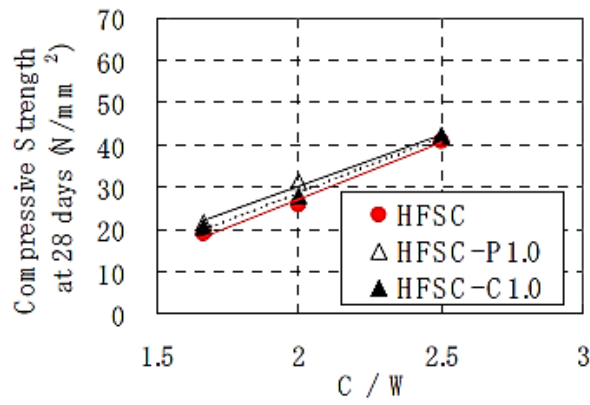


圖 2.15 C/W 對混凝土抗壓強度的影響(HFSC)

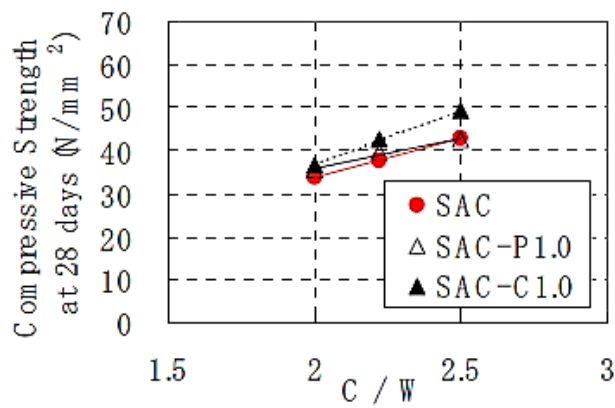


圖 2.16 C/W 對混凝土抗壓強度的影響(SAC)

5. 硬固混凝土之性質要求

硬固混凝土在單軸抗壓強度試驗和抗拉強度試驗中，分別使用直徑為 100mm，高度為 200mm 之圓柱試體進行抗壓強度與楊氏模數試驗，以及直徑為 150mm，高度為 200mm 之圓柱試體進行劈裂強度試驗[26]。試體於 20°C 水中養護 28 天，然後暴露於 20°C、RH 50% 之環境下進行各項性質測試。

6. 硬固混凝土之抗壓強度

抗壓強度和養護時間之關係如圖 2.17 至圖 2.20，改變了水泥類型、添加纖維的類型(C, P)和體積百分比作為參數，混凝土的抗壓強度隨著養護時間的延長而增加[26]。添加纖維對不同類型水泥混凝土所造成的影響並不顯著。HFSC 混凝土的抗壓強度相較於水中養護，於空氣中所增加的幅度並不大；這種趨勢可以認為是由於空氣暴露期間卜作嵐反應受到限制所致。

而 28 天之 LAC 混凝土的實際抗壓強度遠超過了設定條件(40 N/mm²)，造成實際抗壓強度與設計強度之間的差異可能源於混合過程中溫度的影響(混合設計試驗於 1 月，冬季進行，力學性質試驗試體在夏季 7 月份生產，意味著實驗室溫度控制上的不足)[26]。

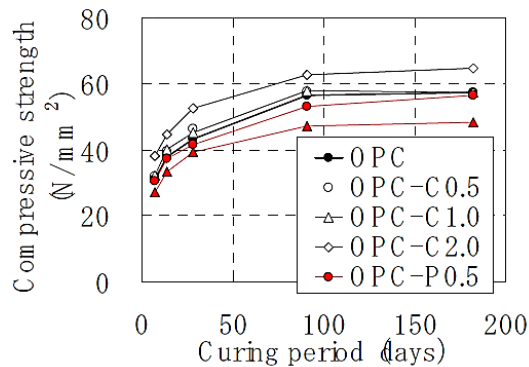


圖 2.17 OPC 之抗壓強度

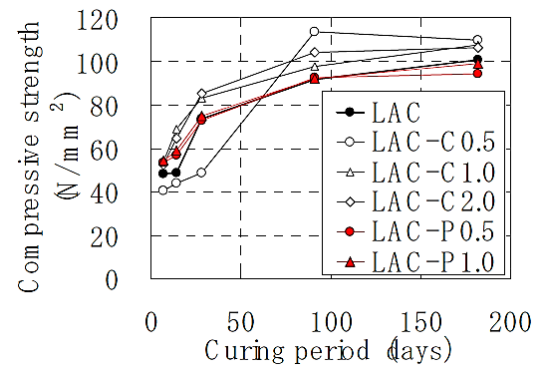


圖 2.18 LAC 之抗壓強度

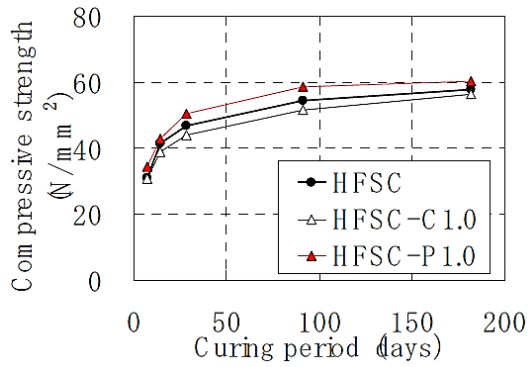


圖 2.19 HFSC 之抗壓強度

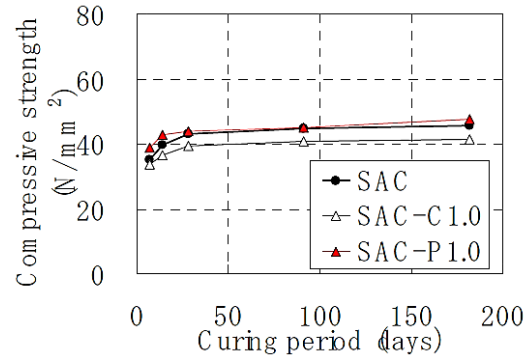


圖 2.20 SAC 之抗壓強度

圖 2.21 為各齡期之抗壓強度與 28 天抗壓強度之比值，用以評估各類型水泥暴露於空氣中的時間與抗壓強度發展之關係[26]。圖 2.21 中各類型混凝土之抗壓強度，除了 SAC 混凝土之外，皆隨著時間的推移而增加。由上述結果可知，在養護期間，水分的供給對混凝土抗壓強度的發展有一定的影響。

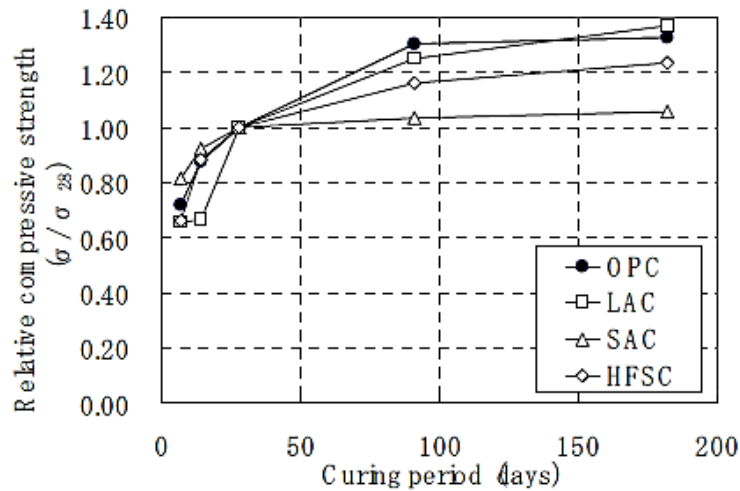


圖 2.21 各類型水泥混凝土不同齡期對 28 天之抗壓強度比值[26]

7. 楊氏模數測定

不同水泥類型混凝土之楊氏模數與養護時間關係如圖 2.22 至圖 2.25 所示。OPC 混凝土和 LAC 混凝土的楊氏模數隨著養護時間的延長而增加；HFSC 混凝土和 SAC 混凝土則在 28 天後隨時間有些微下降[26]。此種發展趨勢被認為是由於混凝土於空氣中暴露期間水分蒸發所造成之影響，即由於乾縮而引起的細微裂紋使楊氏模數有下降的趨勢。對於所有的水泥類型，添加纖維之類型與體積含量變化對混凝土的影響則未呈現明顯變化趨勢。

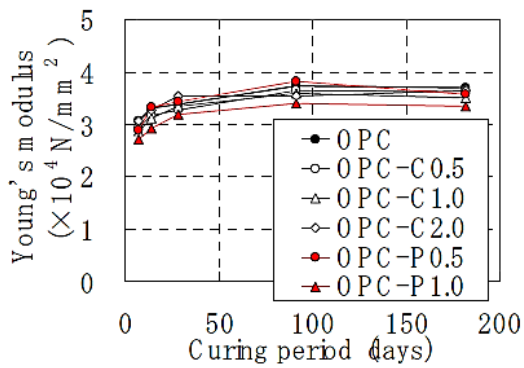


圖 2.22 OPC 之彈性模數

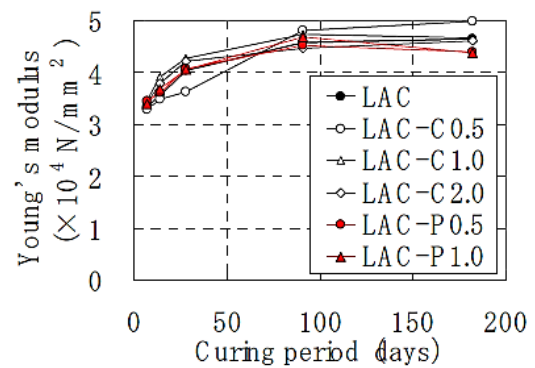


圖 2.23 LAC 之彈性模數

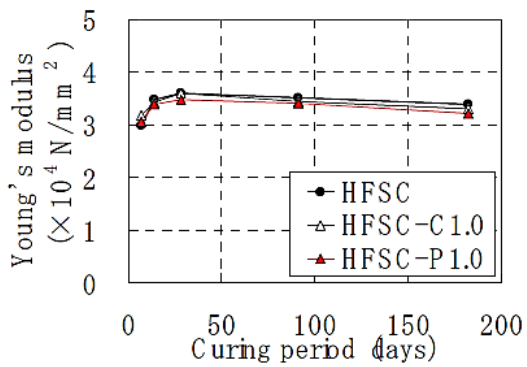


圖 2.24 HFSC 之彈性模數

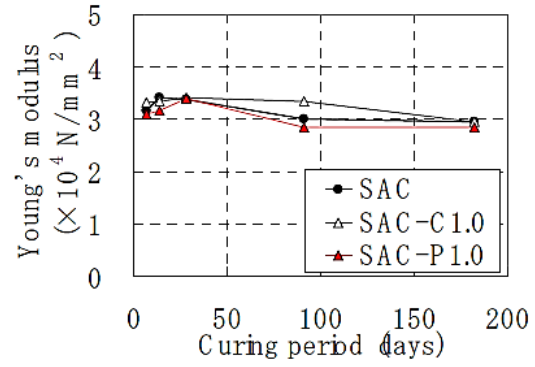


圖 2.25 SAC 之彈性模數

8. 抗拉強度分析

各水泥類型，配合不同纖維類型和體積百分比之不同養護時間抗拉強度關係如圖 2.26 至圖 2.29 所示[26]。OPC 混凝土和無纖維的 LAC 混凝土的抗拉強度保持不變；HFSC 混凝土和 SAC 混凝土之抗拉強度則在 28 天後隨時間略有下降，與楊氏模數之發展趨勢相同。造成此發展趨勢的原因可認為是水分蒸發所致。

而纖維的添加對 LAC 混凝土和 HFSC 混凝土抗拉強度造成明顯影響，含有纖維之 LAC 混凝土和 HFSC 混凝土，其抗拉強度高於無纖維添加者，此種結果可以認為抗拉強度增加的原因是由於纖維的添加提供額外的抗拉能力。

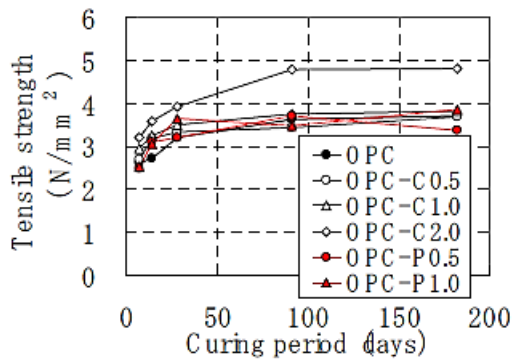


圖 2.26 OPC 之抗拉強度

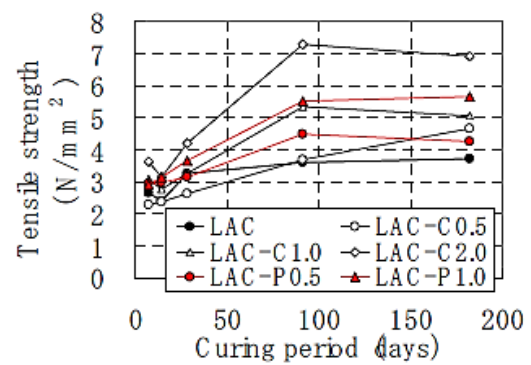


圖 2.27 LAC 之抗拉強度

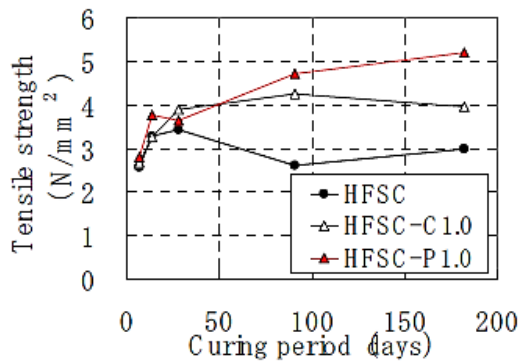


圖 2.28 HFSC 之抗拉強度

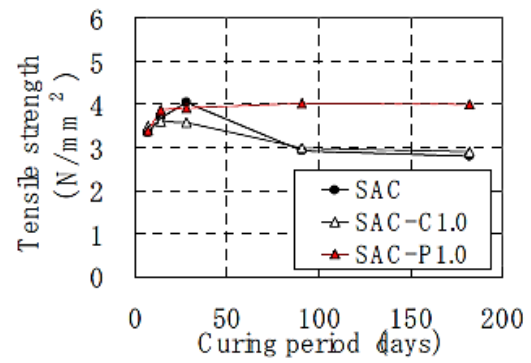


圖 2.29 SAC 之抗拉強度

根據低鹼性混凝土之設計要求，上述各類水泥以滿足坍度及抗壓強度為前提，可知低鹼性混凝土的抗壓強度隨時間增加。纖維的添加對特定水泥類型抗壓強度具有一定的影響，並且對增加低鹼性混凝土之抗拉強度有正面效應。空氣暴露期間，由於水蒸發導致的卜作嵐反應受到限制，造成 HFSC 混凝土的抗壓強度產生些微的變化。空氣暴露 28 天後，LAC 混凝土的楊氏模數值幾乎維持固定，而 HFSC 混凝土和 SAC 混凝土的楊氏模數則因乾燥收縮的影響而有些微下降。

2.6 國際間各類型低鹼性混凝土之力學性質

前述 2.2.3 節提及，應用於處置場之低鹼性混凝土，依照應用部位與功能性不同，可分為結構支撐與密封兩類。根據各國之研究報告[28]，針對處置場中結構支撐與裂縫填補用之低鹼性混凝土，其力學性質要求分別如表 2.17、表 2.18。而應用於封塞系統中之低鹼性噴凝土與低鹼性自充填混凝土之工程性質要求則如表 2.19。

表 2.17 結構支撐(隧道與拱襯)用低鹼性水泥混凝土之力學性質要求[28]

力學性質	要求
抗壓強度	≈ 10 MPa (36 hours)
	≈ 20 MPa (7 days)
	≈ 30 MPa (28 days)
	≈ 40 MPa (90 days)
彈性模數	≈ 15 GPa (7 days)
	≈ 20 GPa (28 days)
握裹力	≈ 0.5 MPa (7 days)
	≈ 0.9 MPa (28 days)
工作性	≥ 2 hours
泵送性	>15m
坍度	15-20m

表 2.18 封填用低鹼性噴凝土之力學性質要求[28]

	力學性質	開發中	現地試驗 (芬蘭)	試點試驗 (ONALKO)	
要求性質	滲透能力	b _{min}	≤ 80 μm at 60 min	≤ 80 μm at 60 min	≤ 80 μm at 30 min
		b _{crit}	≤ 120 μm at 60 min	≤ 120 μm at 60 min	≤ 120 μm at 30 min
期望性質	黏滯度	50 mPa s	-	50 mPa s	
	降伏點	≤ 5 Pa	-	≤ 5 Pa	
	流動性	-	-	45 s at 30 min	
	泌水性	≤ 10%	≤ 10%	≤ 2%	
	工作度	≥ 60 min	≥ 60 min	≥ 30 min	
	剪力強度	≥ 0.5 MPa at 6 h	≥ 2 kPa at 6 h	2 kPa at 8 h	
	抗壓強度	≥ 4 MPa	≥ 8 MPa (其他試驗亦可接受 7 MPa)	≥ 4 MPa	

表 2.19 封塞系統低鹼性噴凝土與自充填凝土之力學性質要求

力學性質 \ 應用	封塞		國家/研究單位
	噴凝土	自充填	
施工類型	噴凝土	自充填	瑞士/Nagra 瑞典/SKB 芬蘭/Posiva 西班牙/ENRESA
水力傳導係數	$\leq 10^{-10}$ m/s	-	
彈性模數	≈ 20 GPa (90days)	≈ 20 GPa (90days)	
抗壓強度	≥ 10 MPa (90days)	≥ 10 MPa (90days)	
柏松比	0.2-0.3	-	
抗彎強度	≈ 0.9 MPa (28days)	-	
耐久性 (耐硫酸鹽)		-	
工作性	≥ 2 hours	≥ 2 hours	
泵送性	250 m	Full scale	
坍度/坍流度	坍度 15-20 cm	坍流度 55-70 cm (文獻實驗值)	
水化溫度峰值	$\leq 40^{\circ}\text{C}$	$\leq 30^{\circ}\text{C}$	

2.7 封塞用低鹼性混凝土(Low pH concrete plug)

KBS-3 處置場在建造時，首先挖掘處置隧道(deposition tunnels)和處置坑道(holes)，接著設置緩衝區，並於用過核子燃料以封裝處理後回填處置隧道[29][30]。由於處置隧道與運輸的主隧道或中央隧道相連接，考慮中央隧道的開放時間多過處置隧道，在處置隧道口處必須設置一個具有塞子作用之構件，用以防止處置隧道的回填材料膨脹並擴展到相鄰連接的隧道[31]。封塞混凝土在用過核子燃料儲放階段，負責保護和保存已處理的處置坑道直到主隧道或中央隧道關閉為止；然而，此構件在處置程序完成後以及 KBS-3 處置場關閉時，則不具有緩衝和回填一類安全功能[29][30]。

為了在用過核子燃料儲放階段維持與外界隔絕之功能，封塞構件必須具有足夠的力學強度和水密性。為了不影響隔離系統的安全功能，封塞混凝土構件在配比的選擇與功能性的要求上顯得格外重要，必須保持原位，不要過多減少體積，不要包含影響貯存庫化學有利條件的材料。以下即針對處置坑道封塞用低鹼性混凝土進行工作性要求與其相關配比設計進行探討。

2.7.1 封塞用低鹼性混凝土工作性

應用於最終處置場之低鹼性混凝土最主要之要求為 $\text{pH} \leq 11$ ，用以防止膨潤土接觸高鹼性材料而導致劣化。在混凝土的設計階段，僅使用預先選定的低鹼性配比設計。預選的過程中，需考慮不同的因素，如對用水量的要求、化學摻劑的相容性、凝結時間和抗壓強度等。一般在設計封塞用混凝土時，需考量封塞功能性，包含稠度、可泵送性和在工作性上以低損耗的時間進行，混凝土的設計與優化須有基本要求，如表 2.18 所示，低鹼性封塞噴凝土之基本要求如表 2.20 所示[25][28]。

表 2.20 低鹼性封塞用噴凝土之性質要求[25]

抗壓強度(MPa)	>10
靜態彈性模數(GPa)	<20
水力傳導係數(m/s)	10^{-10}
孔隙溶液 pH	<11

2.7.2 封塞用混凝土

在 GDF 中，封塞作用之水泥系材料其應用部位大約分為二類：一類用於處置坑道與拱頂交會處裂縫的填補；另一類則使用在拱頂、隧道(tunnel)、處置坑道(drift)，以及處置罐回填等部位的封塞。封塞用混凝土應用於上述二類部位主要的目的，在使地下水的流動能夠最小限度影響施工中或封閉狀態之 GDF。

1. 填補用低鹼性混凝土

填補用低鹼性混凝土主要應用於處置設施中各部位裂縫以及孔隙之填補，由於需要填補的孔隙尺度從數十微米的斷裂岩石區域，變化到用於橫向處置坑道及隧道封塞和密封的幾十公尺，而填補用低鹼性水泥依不同試驗而有不同的各項性質要求。

2. 封塞用之低鹼性混凝土

封塞用低鹼性混凝土則主要負責處置罐與對外交界處的密封、隔絕，以「密封、填塞」功能為導向，阻止處置罐中之放射性核種與外界接觸。ESDRED (2002-2006)計畫，各國針對含有膨潤土作為緩衝的 GDF 隧道和處置坑道用於封塞的混凝土配比進行了各項性質試驗，如表 2.21。表中相關各項基本性質，如：水力傳導係數、物理性質、泵送性、工作性等，於 ESDRED 計畫模型中與母岩環境有高度影響，為固定之規範設計值。這些封塞用混凝土的主要目的為限制地下水流量或提供暫時性的物理力學性質（或液壓）限制，用以緩衝和密封設置在處置罐周圍的材料。

表 2.21 各國 GDF 研究計劃中封塞用噴凝土之性能要求[2]

項目		ENRESA	SKB	POSIVA
水力傳導係數		$k \leq 10^{-10} \text{ m/s}$	$k \leq 10^{-10} \text{ m/s}$	$k \leq 10^{-10} \text{ m/s}$
物理性質	楊氏模數	$\approx 20 \text{ GPa}$	$\approx 20 \text{ GPa}$	$\approx 20 \text{ GPa}$
	柏松比	0.2 – 0.3	0.2 – 0.3	0.2 – 0.3
	張力	$> 1 \text{ MPa}$	$> 1 \text{ MPa}$	$> 1 \text{ MPa}$
	摩擦角	$\geq 37^\circ$	$\geq 37^\circ$	$\geq 37^\circ$
	抗壓強度	$\geq 10 \text{ MPa}$	$\geq 10 \text{ MPa}$	$\geq 10 \text{ MPa}$
耐久性		$\geq 100 \text{ 年}$	$\geq 100 \text{ 年}$	$\geq 100 \text{ 年}$
工作性		$\geq 2 \text{ 小時}$	$\geq 2 \text{ 小時}$	$\geq 2 \text{ 小時}$
泵送性		250 公尺	250 公尺	250 公尺
水化溫度峰值		$\leq 40^\circ\text{C}$	$\leq 40^\circ\text{C}$	$\leq 40^\circ\text{C}$
預期界面壓力*		7 MPa	15 MPa	15 MPa
封塞長度		-	能維持預期界面壓力*之最小長度	能維持預期界面壓力*之最小長度

* 界面壓力為封塞混凝土與緩衝材料的接觸面。

2.7.3 封塞用低鹼性混凝土配比

應用於處置場封塞之低鹼性混凝土大多以噴凝土為主，部分封塞則因應不同國家之地質環境設計使用自充填混凝土施作，各國應用情形如表 2.22。其中，使用矽灰取代水泥重量 40%之配比為較多國家所使用之低鹼性混凝土配比。

表 2.22 各國低鹼性封塞混凝土配比[3][25]

應用類型	配比	水膠比	粗粒料 (kg)	細粒料 (kg)	填料 (kg)	國家
噴凝土	C60-SF40	0.90 0.84	615	1018	- 70	西班牙 瑞士
	C35-SF35-FA30 (SF35 系列*)	0.75	635	1048	-	西班牙
	C100	0.90	616	1018	-	西班牙
	C40-SF5-FA25-BFS30	0.45	545	1183	60 (鋼纖維)	美國
	C40-SF20-FA40 (HFSC424N 系列*)	0.35 (424N) 0.40 (325N) 0.45 (226N)	632 645 663	931 950 976	-	日本
SCC	C60-SF40 (B200、B300 系列*)	0.825 (B200) 0.550 (B300)	558 557	1037 1035	369 269 (石灰石)	瑞典

註：系列為固定其中一項膠結材料之配比，變動剩餘膠結材料比例做設計；或固定各項膠結材料比例，改變水膠比進行設計。

2.8 低鹼性噴凝土(Low pH shotcrete)

噴凝土又稱為噴射混凝土，為一種於剛性岩土表面上噴上混凝土的施工技術，透過輸送泵和壓縮空氣將混凝土以高速噴漿方式噴佈緊貼於施工面，經噴灑作用之混凝土會立即凝結在表層上，添加速凝劑的噴凝土即形成了支撐層。噴凝土除了於施作時設定的噴漿速度來決定噴凝土層的支撐能力以及結構強度的發展速度，通常也藉由添加加速劑以及調整噴凝土的配比來控制。在正常條件下，噴凝土層的厚度範圍為 5~15 公分。由於使用的配比與噴塗工法的不同，噴凝土與一般的標準混凝土相比，具有較高的密度和較低的滲透性等特性，因而能有效的降低表面開裂。

噴凝土可以應用在不同的地下處置場，在某些情況下，它比一般傳統灌漿混凝土技術更便利與經濟實惠，但在使用噴凝土進行地下處置場之封塞時，由於噴凝土的設計需使用多種摻劑，考量長期不確定因素和岩石與膨潤土屏障之化學反應情形下之案例會比一般傳統混凝土還多。

應用於封塞之低鹼性水泥混凝土，其施作方式以噴凝土為主。噴凝土的使用被認為是地下施工中用於岩石支撐的高效率節約成本方法，同時也可用於封塞。

2.8.1 噴凝土基本噴漿技術

噴凝土的噴漿技術可分為濕拌法(wet mix)及乾拌法(dry mix)兩種類型，如圖 2.30、圖 2.31，二者間的區別性在於：濕拌法之拌和程序為將配比規定之材料於拌和機中拌和均勻後用輸送機以壓縮空氣壓送至噴嘴，再與速凝劑混合後噴佈於施工面上。乾拌法則為以拌和機先行將水泥及粒料乾拌均勻，再用輸送機以壓縮空氣壓送至噴嘴處加水後噴出[32]。

現代噴凝土的施工法中，多數工程選擇濕拌法，由於濕拌法可以提供較長的泵送距離(達上百公尺)，在成品上也能提供更均勻的流動性與一致性的品質。

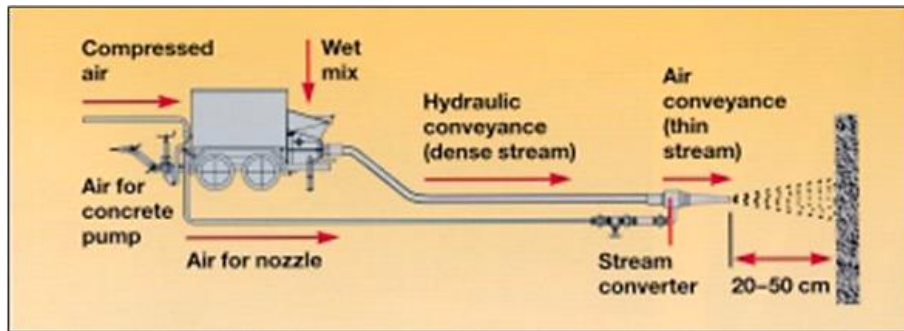


圖 2.30 濕拌法流程圖[32]

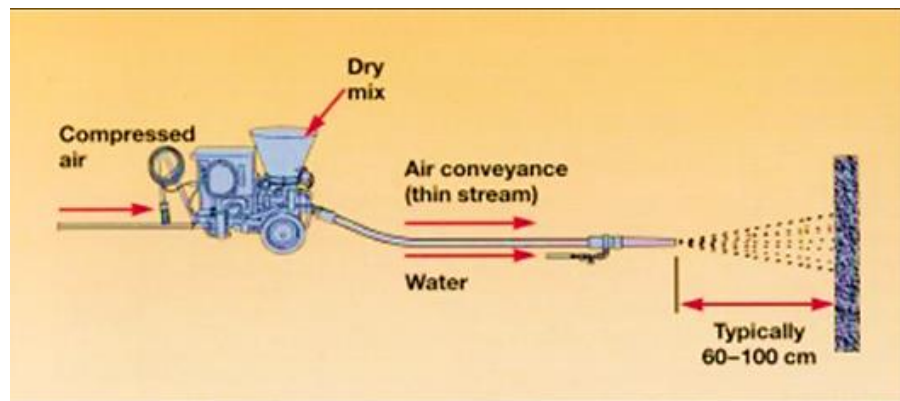


圖 2.31 乾拌法流程圖[32]

使用低鹼性水泥設計及生產結構用的噴凝土是一個複雜的過程，由於水膠比和拌合的特殊要求多，包含了新拌屬性與硬固狀態，在相關的結構設計上須考慮到一致性、可泵送性、可計劃性和硬固狀態。

執行濕拌法噴凝土需要加速摻料(Accelerator admixture)裝置在噴嘴上，同時在拌和上也需要相容性的成分組合，包含低鹼性水泥、減水劑和速凝劑等必須進行評估。低鹼性封塞噴凝土在設計和優化混凝土，必須考慮到硬固所需的性能包含抗壓強度、彈性模數和滲透係數等。

2.8.2 噴凝土與傳統混凝土之比較

純水泥是噴凝土膠結材料中最常使用的水泥系材料，而混合水泥則可用於調整混凝土在塑性或硬固狀態下的性能。在摻料中，添加矽灰可顯著的提高噴凝土的泵送性、粘結性以及粘附性[32]，並且能夠在單趟的泵送過程中形成較厚的噴凝土層。

噴凝土與傳統混凝土差異性在於要輸送、泵和噴漿，因此，在減少強度、彈性模數及增加水的滲透性時必須要考慮目標值。實際上，減少強度必須透過試驗驗證來比較鑽心與圓柱體作為配合設計之依據。它可以被估計為 50% 左右，假設噴凝土強度目標值是 10 MPa，傳統混凝土設計強度應為在 20 MPa 左右[32]。

粒料間的粒徑分佈為影響噴凝土性質的關鍵因素。噴凝土之配比須使用符合標準規範中規定的曲線，最大粒徑通常為 4、8 或 16 mm，取決於噴凝土工程所要求的細度。相較於傳統混凝土，噴凝土需要較高比例的細粒料，特別是使用濕拌法拌和之噴凝土。

其他因素需考慮到在現場製作混凝土試體時必須要有嚴格控制的實驗室，因此，降低到 10-15 % 的抗壓強度是可被預期的。當考慮到這些因素時，傳統混凝土在實驗階段之抗壓強度目標值範圍設定在 20-25 MPa、當噴凝土鑽心試驗結果得到後，水膠比和水泥用量在拌合時需做稍微調整改變。

2.8.3 粒料級配與特性

該試驗使用當地粒料，來自 ASPO 的花崗岩(crushed granite)，使用破碎花崗岩作為細粒料，粒料之最大粒徑為 12 mm，圖 2.32 中的虛線表示粒料級配目標值。圖 2.33 為 ASPO 所提供的三種尺寸粒料:0-4 mm(細粒料)、4-8 mm(中等粒料)及 8-12 mm(粗粒料) [33]。

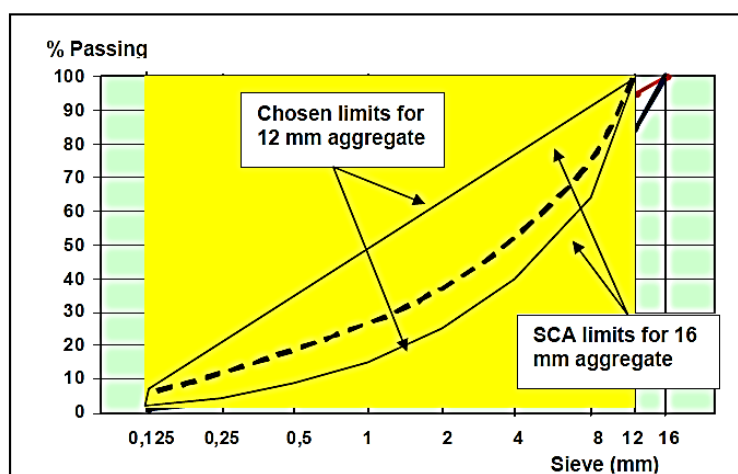


圖 2.32 選擇的粒料級配(破碎的花崗岩)[33]

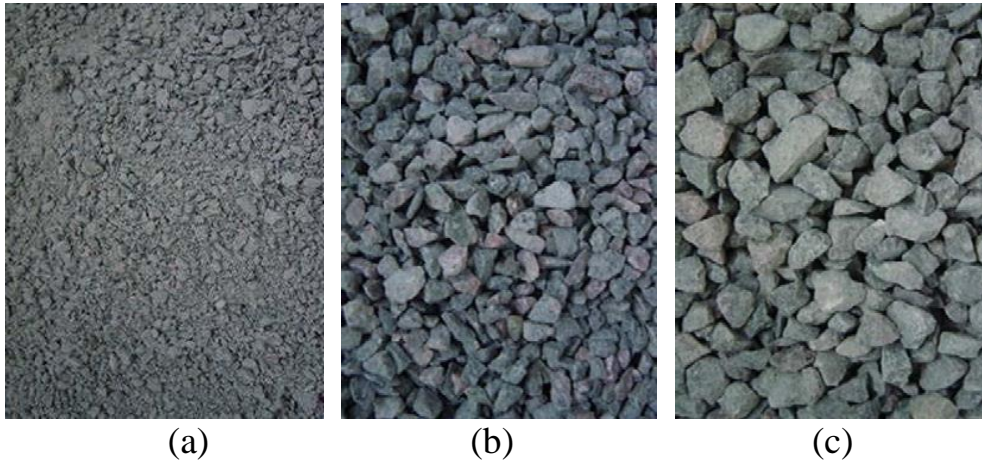


圖 2.33 粒料分級：(a)細、(b)中等、(c)粗粒料 (最大粒徑: 12 mm) [33]

混和粒料試驗結果顯示粒料級配需要在工作性做進一步改進，在級配曲線上取代細粒料，從理論最佳值來看，砂漿總量稍微增加，圖 2.34 為最後選用的級配 [33]。

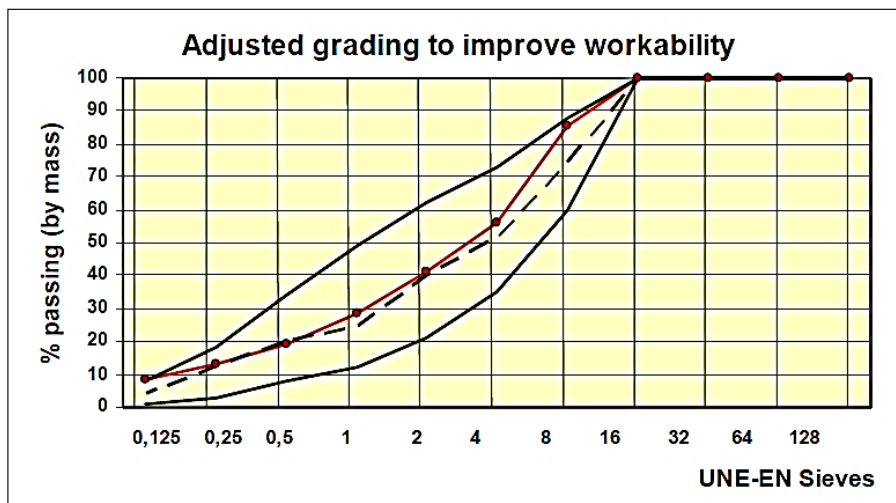


圖 2.34 總粒料級配(紅線)[33]

2.8.4 封塞用噴凝土的選擇

噴凝土經由混凝土試驗後，結果顯示，相較於傳統混凝土可以在第 90 天的齡期範圍內達到 20-25 MPa 的抗壓強度，噴凝土的最終強度值可能折減為 10MPa；而根據規範要求，傳統混凝土彈性模數須達到 20GPa，在噴凝土的部分同樣可以預期數值的折減。

然而，因噴凝土本身所具有之工程性質可藉由調整配比與級配，達到高泵送性與工作性等工程需求；此外，噴凝土層可在短時間內散熱，降低水化溫度，故從工程角度來看，噴凝土成為處置場封塞系統臨時和最終施工的優先選擇。

2.8.5 新拌噴凝土配合設計與試驗

1. 試驗材料

西班牙研究使用 3 種低鹼性水泥砂漿配比進行測試，分別為 B.1.2，B.3.4 和 A.3.1 [33]。鋁酸鈣水泥(Calcium-aluminate cement)為後來對應的配合設計，另兩組配合設計所對應的為抗硫酸鹽卜特蘭水泥(Sulphate resisting portland cement)。粒料分為粗、中等及細粒料，為破碎的花崗岩，使用重量法分配粒料比例：細粒料 51 %、中等粒料 12 %及粗粒料 37 %。為了提高水泥之工作性，應用於低鹼性水泥試驗之減水劑分別為碳化鈣(CAC)選用 SP1 聚羧酸(Policarboxylate)，pH 為 4.25、卜特蘭水泥(OPC)選用 SP2 萘甲醛(Naphtalene Formaldehyde)，pH 為 7.5。對於傳統混凝土而言，用非常低的輸氣劑劑量即可提高工作性，而增加的空氣含量是可忽略。而在設計低鹼性水泥配比時必須使用高效能減水劑，硬固混凝土的實際用量大約是 2 kg/2200 kg 混凝土，相當於 0.09%(質量比)。

2. 試驗方法

坍度和倒錐(Inverted cone)試驗用於描述工作性的特性。坍度試驗可說明混合物的流動性，水含量的添加是關鍵；倒錐試驗則可測定設計配比之潛在泵送性。為了估計坍度損失量，坍度試驗分別以 A.3.1、B.1.2、B.3.4 三種配比進行試驗，配比如表 2.23。新拌混凝土配合比例在拌和後 15 和 45 分鐘作量測，並評估新拌單位重，各別性質特性如表 2.24。根據 ASTM C 231，以 Type A 空氣儀量測空氣含量。凝聚力和泌水未做定量評估但進行定性評估[33]。

表 2.23 A.3.1、B.1.2、B.3.4 新拌混凝土配合比例[33]

組成	A.3.1	B.1.2	B.3.4
水膠比	0.85	0.9	0.75
水泥	309.70	307.0	337.00
水	262.30	277.0	316.00
粗粒料	621.00	615.0	635.00
中等粒料	201.00	200.0	205.00
細粒料	825.00	818.0	843.00
高效減水劑(1.8%)	5.58	5.5	5.70
輸氣劑(0.2%)	-	-	0.60

表 2.24 新拌混凝土特性[33]

性質	A.3.1	B.1.2	B.3.4
單位重 (t/m ³)	2.23	2.23	2.25
坍度 (cm)	17.00	12.00	13.00
凝聚力	良好	良好	良好
外觀	良好	良好	良好

2.8.6 硬固噴凝土性質探討

以砂漿試驗之數據評估混凝土最終特性。隨著時間變化，強度會隨著不同類型的水泥與齡期而有所改變。Luís Fernandez-Luco 等人[33]藉由砂漿試驗，發現噴凝土之強度相較於被噴佈的混凝土基礎有 50%的強度損失。

圖 2.35 為不同水膠比與不同類型水泥之試體，以任意齡期與 28 天齡期強度百分比進行強度與時間對數之關係比較，明顯可看出鋁酸鈣水泥 (Calcium-Aluminate)的強度發展快速，且後期強度發展趨於平緩；而卜特蘭水泥之強度則以後期為發展重點，在第 90 天齡期時之強度增加 40%。混凝土之硬固性質如表 2.25。

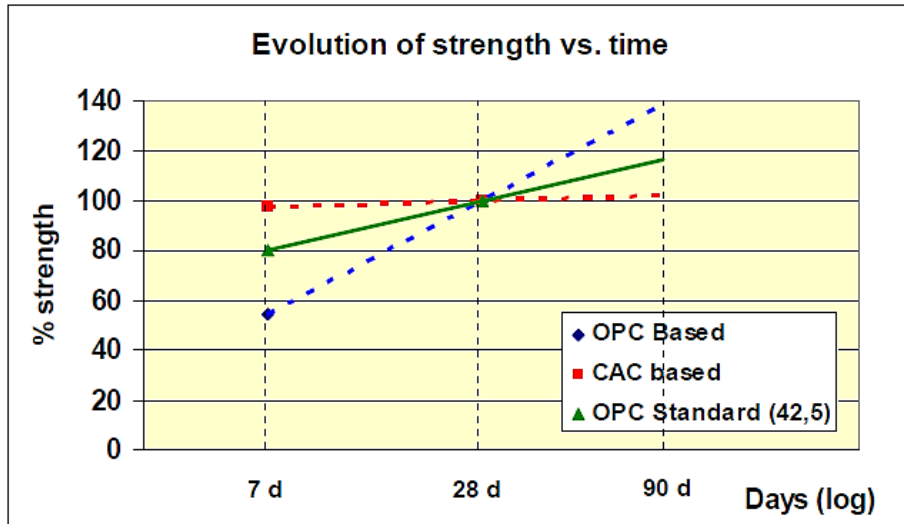


圖 2.35 各類水泥系材料之強度發展與時間對數之關係[33]

表 2.25 不同低鹼性水泥噴凝土在不同齡期的硬固性質[33]

性質		A.3.1	B.1.2	B.3.4
抗壓強度 (MPa)	7 天	18.3	16.2	11.8
	28 天	-	29.0	22.3
	35 天	18.7	-	-
	90 天	-	20.2 (1)	29.4
彈性模數 (GPa)		15.5 (35 天)	21.7 (90 天)	18.3 (90 天)

2.9 封塞用低鹼性自充填混凝土(Low pH SCC)

為了因應工程需求、提昇混凝土之流動性及充填能力，自充填混凝土(self-compacting concrete, SCC)於設計時將粗粒料用量大約減少至傳統混凝土之80%，粒料最大尺寸為通過鋼筋間隙亦有所限制，並增加化學摻料用量至臨界析離狀況，以避免高流動性造成析離。SCC 常大量利用再生材料飛灰、爐石粉及矽灰等礦物摻料，以增加漿體比重及稠度，使其有足夠懸浮力托住粗細粒料而達到材料不析離之目的。由於 SCC 本身具有足夠之稠度，在施工時可降低析離現象的發生，材料之均勻性優於經過振動搗實之傳統混凝土，並且在施工澆置時具有免振動搗實、高流動性等特性，擁有能夠通過鋼筋間隙及模版間充填能力，可藉由自身重力，立即充填成型。

SKB R-09-07 報告書[34]中提到，地下處置隧道(Deposition tunnel)入口的暫時性封塞有三個目的：(1)使處置洞(deposition holes)迅速產生水壓力，以濕潤緩衝區。(2)降低回填區域的地下水壓梯度，防止管湧(piping)發生。(3)確保運行階段回填到位，直到主隧道回填完成。處置場對於 SCC 在新拌狀態與硬固狀態分別有不同的需求；由於封塞設施不規則的幾何形狀，處於新拌狀態之 SCC，其自充填的特性須維持至少兩小時以上。此外，SCC 在硬固養護期間水化放熱溫度不可過高、混凝土的體積變化應盡量減少。

在處置場之設計概念中，應使用低鹼性混凝土代替傳統混凝土。現行開發的低鹼性混凝土大多藉由使用矽灰取代水泥重量 40%之比例達成 pH<11 之條件。根據目前研究顯示，混凝土之孔隙溶液通過 SiO₂ 消耗混凝土中之鈣化合物以降低溶液之 pH。低鹼性 SCC 之材料通常包含卜特蘭水泥、矽灰、石灰石填料、高效減水劑、優質天然細粒料、粗粒料等。

2.9.1 混凝土之性能要求

於工程施工前，針對處置場封塞設施所使用之混凝土特性要求大致如下：

1. 須具有可泵送。
2. 自密實特性，須保持自身密實性至少 2 小時。
3. 可以在普通混凝土工廠生產。

4. 最終抗壓強度至少為 10MPa。
5. 盡量降低水化反應時所產生之熱量，以減少冷卻措施之使用。膠結料之使用須控制在低用量，以減少混凝土所產生之熱量和體積上之收縮。
6. 各部件可供商業使用。
7. 混凝土與地下水接觸後之 pH 須小於 11。
8. 混凝土應盡量減少有機強塑劑，並且不得使用其他有機成分。

2.9.2 混凝土類型之選用

造成新拌和硬固混凝土發生體積變化的原因有幾項，而這對不同結構有很重要的影響。由於處置場中的封塞構造與處置場周圍的岩石呈現鑲嵌之關係，即封塞構造被固定在岩石中，因此不同情況下所造成的體積變化，如熱膨脹和各類型的收縮，可能導致混凝土和岩石之間的介面產生開裂與間隙。為了使混凝土有最小的體積變化，降低水泥水化反應時會引起熱收縮、開裂，進行設計時應使水泥所佔比例下降。有學者針對不同類型的低鹼性混凝土進行開發和測試，並獲得以下相關資訊：

1. SCC 可製成低鹼性 SCC，應用於處置場。
2. 由於低鹼性混凝土黏滯度比普通混凝土高，使得泵送的難度更大。
3. 超細填料的添加可以降低膠結材料的使用量。
4. 與普通混凝土相同或更高含量的膠結材料可使低鹼性混凝土之強度發展與普通混凝土相當。
5. 低鹼性混凝土之收縮率高於普通混凝土，且自生收縮持續時間比普通混凝土長。

2.9.3 封塞用 SCC 之配比試驗

Carsten Vogt 等人於報告中針對兩種配比進行了各別的基本性質測試[34]。現行低鹼性混凝土之配比可以藉由使用矽灰取代水泥重量 35%~40% 來實現。報告中之配比以使用之膠結材總重量進行區分，根據處置場配比設計原則應盡量減少膠結材料的使用量。

考量膠結材料含量若過低，則由於混凝土的高粘度引起的泵送性問題可能會發生，故研究分別使用每立方公尺的混凝土中加入 200 kg (B200)和 300 kg (B300)的膠結材(水泥與矽灰)，並以矽灰取代水泥重量 40%進行後續各項試驗。配比設計如

表 2.26 所示。實驗室低鹼性 SCC 拌合程序為：先加入粒料和矽灰拌合，接著加入水泥及石灰石填料拌合，再加入水及強塑劑拌合。

表 2.26 低鹼性 SCC 配比設計[34]

材料	單位	B200	B 300
水泥*	kg	120	180
矽灰	kg	80	120
水	kg	165	165
石灰石填料*	kg	369	269
砂 (0-8 mm)	kg	1,037	1,035
碎石 (8-16 mm)	kg	558	557
強塑劑*	kg	6.38	7.08
水灰比	-	1.375	0.917
水膠比	-	0.825	0.55
水固比	-	0.29	0.29

註：水泥使用 CEM I 42.5 MH/SR/LA，石灰石為 L25，強塑劑則使用 Glenium 51。

2.9.4 硬固性質

2.9.4.1 抗壓強度與抗拉強度

試體根據 SS-EN 12390-3 2001 規範，儲存在 5°C、20°C 和 35°C 三種不同溫度的水中，使用 100×100×100 mm³ 之立方試體測試抗壓強度，結果如圖 2.36、表 2.27。抗拉強度測試則根據 SS-EN 12390-6000，以 150×150×150 mm 的立方體，在 20°C，100% R.H. 下養護，試驗結果如表 2.27。

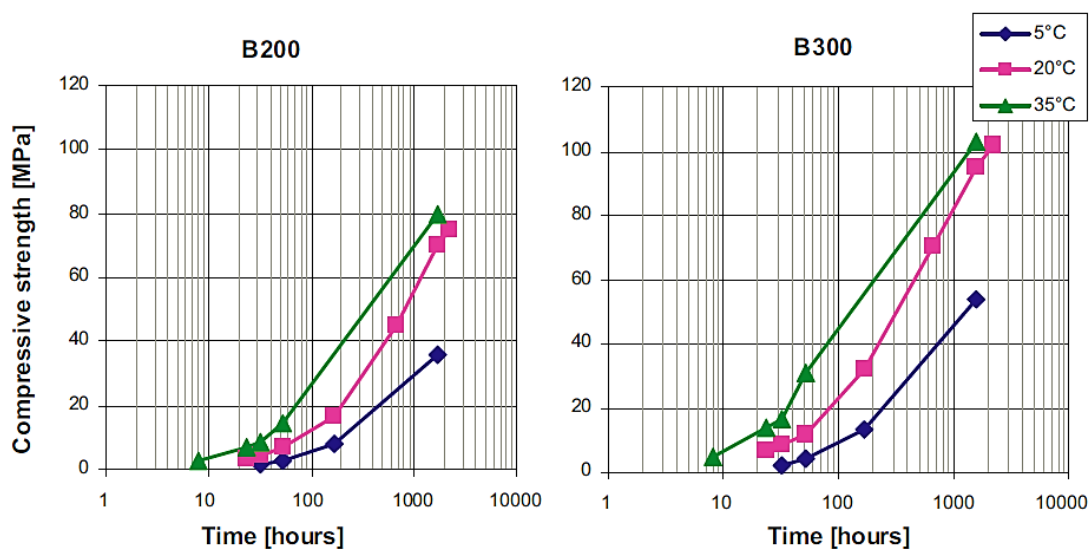


圖 2.36 B200 及 B300 91 天齡期不同溫度下之抗壓強度[34]

表 2.27 B200 及 B300 於 28 天及 91 天之抗壓強度與抗拉強度[34]

試驗	配比	B200		B300	
	齡期(天)	28	91	28	91
抗壓強度	平均值(MPa)	43.4	72.6	68.1	98.7
	最小值(MPa)	42.5	71.6	66.2	97.8
抗拉強度	平均值(MPa)	4.20	5.70	5.5	6.27
	最小值(MPa)	3.88	5.52	5.03	6.0

根據 B200 及 B300 系列在不同溫度下的抗壓強度的發展，如圖 2.36。可以發現，B300 中較高的膠結材料含量會有較高的抗壓強度。91 天齡期時，分別測出 B200 及 B300 之 150 mm 立方體在 20°C 下具有約 75MPa、100MPa 的抗壓強度。與 B200 具有相同的水膠比和膠結材含量的傳統混凝土比較，在 91 天所測得之抗壓強度約為 20MPa。相似水分配比和膠結材料含量的情況下，B200 與 B300 設計配比相較於普通混凝土在強度發展相對緩慢。然而，最終強度則遠高於傳統混凝土[37]。

2.9.4.2 滲透性質

根據 SS-EN 12390-8 2000 規範，150×150×150 mm 的試體經過 3 個月的養護後進行滲透性試驗。B200 測得之透水性約為 5 mm，B300 則為 3 mm，故上述低鹼性 SCC 配比滿足「滲透性小於 50 mm」的要求，可視為具有防水效果[38]。然而，考慮岩石和混凝土之間介面可能有裂縫或接觸區域未完全緊密貼合，仍可能有水分傳輸的情形發生。

2.9.4.3 水化熱之峰值

水化作用期間的水化熱發展為影響新拌混凝土裂縫生成之因素。圖 2.37 為 B200 和 B300 於新拌期間所測得之熱量發展。相較於傳統混凝土新拌時之溫度上升差值為 40°C ~ 45°C；B200 的溫度差值約 7°C，B300 的溫度差值則約 9°C，後兩組配比之溫度上升幅度非常低[39]，顯示低鹼性 SCC 的低熱發展與緩慢的強度發展具有良好相關性。

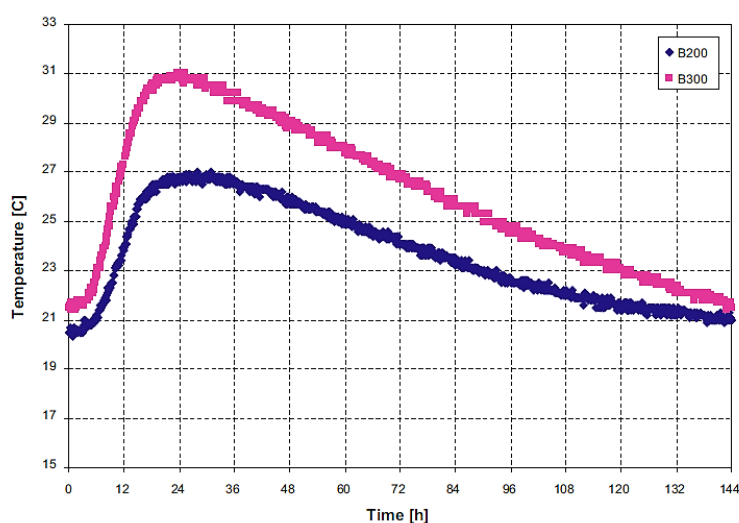


圖 2.37 B200 和 B300 新拌期間之熱量發展趨勢[34]

2.9.5 乾縮與潛變

SCC 是一種能夠在重力作用下流動的混凝土，無需額外的壓實工作，能夠完全填充模板，實現完全壓實。通常認為在新拌狀態下具有與常規混凝土不同的性能，但在硬固時具有相似的性能。然而，有研究數據顯示自充填混凝土具有比普通混凝土更高的潛變比[35]。

由於低鹼性 SCC 需使用高含量的細粉，使得混凝土本身對早期的體積變化更敏感[36]。因此，使用低鹼性 SCC 時，須注意其早期體積變化和潛變性能。

2.9.6 封塞系統與 SCC 之收縮關係

低鹼性 SCC 的收縮性能對於封塞結構的密封性能有非常重要的影響。處置場中的封塞構件將被設置在濕度不斷變化的隧道內。由於封塞整體結構十分巨大，因此可以認為只有封塞的表面可能受到環境的影響，而大多數封塞體積變化主要源自於密封條件下的收縮(即自生收縮，autogenous shrinkage)。

根據瑞典 SS 13 72 15 2000 標準規範所定義，收縮率的測量從養護齡期第 7 天開始。由於以前述方式無法獲得低鹼性 SCC 前 7 天之體積變化量，將會導致封塞系統安全性評估上的不便，故分別以阿基米德原理、數字膨脹計[40]以及標準波束(standard beams)三種方式進行體積變化量之測定，並進行討論分析。

1. 阿基米德原理

通過排開液體體積測定試體體積變化量，測量結果如圖 2.38 顯示，兩種混合物於前 6 小時之體積變化量很大。之後，B300 的速度略趨緩慢，探討其可能原因為 B300 具有更多的膠結材含量與較低水膠比，促使微結構和強度的發展更快，因此在硬化過程中體積變化將會減慢。兩配比於 24 小時後的長度變化約為 1.3mm / m [34]。

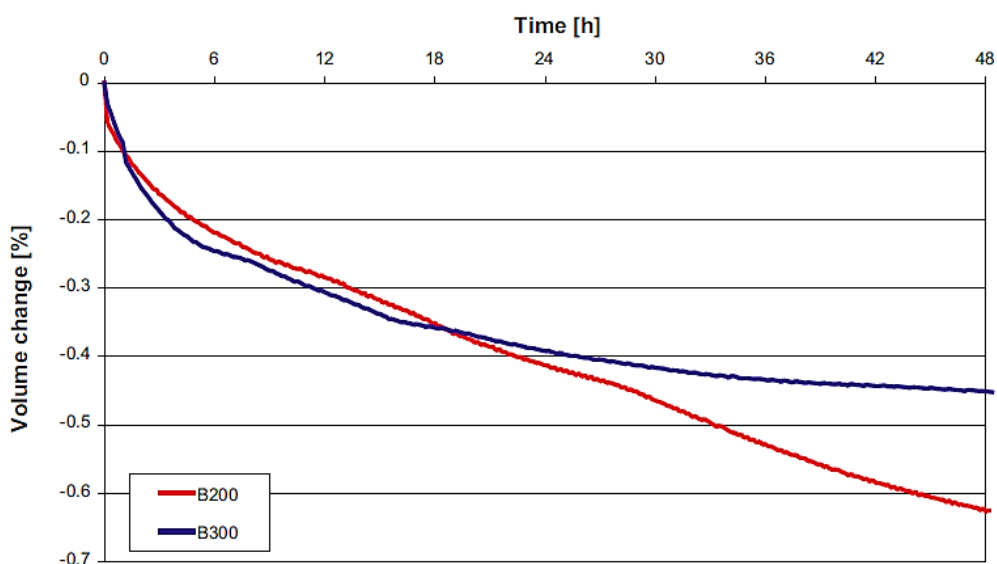


圖 2.38 排開液體體積隨時間之變化量(%) [34]

2. 數字膨脹計

以膨脹計長時間測量 B200 和 B300 的收縮，二者之總收縮率如圖 2.39 所示，約 4.5 個月後測得的總變形量約為 1.2mm / m；約有 2/3 的總變形量於測量的前 24 小時發生，圖 2.40 為前 24 小時之收縮量，圖 2.41 為 24 小時至 4.5 個月之收縮量。在兩個測試的混合設計中，前 24 小時內的變形幾乎相同，顯示兩種配比以相同的水含量和水粉比（粉末=水泥+砂灰+石灰石填料）可得到相似的體積變化量[34][40]。

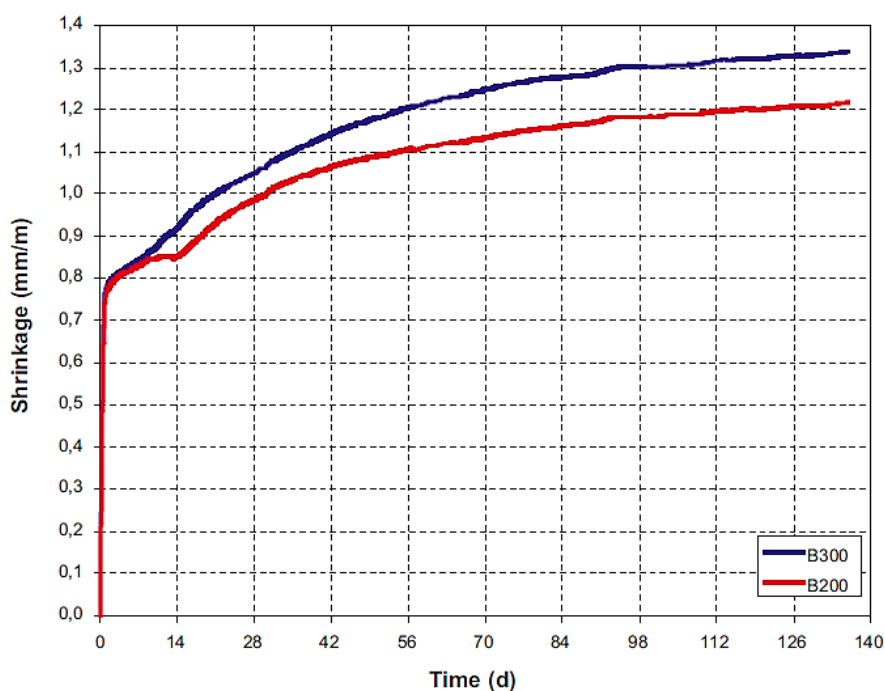


圖 2.39 B200 和 B300 之總收縮率[34]

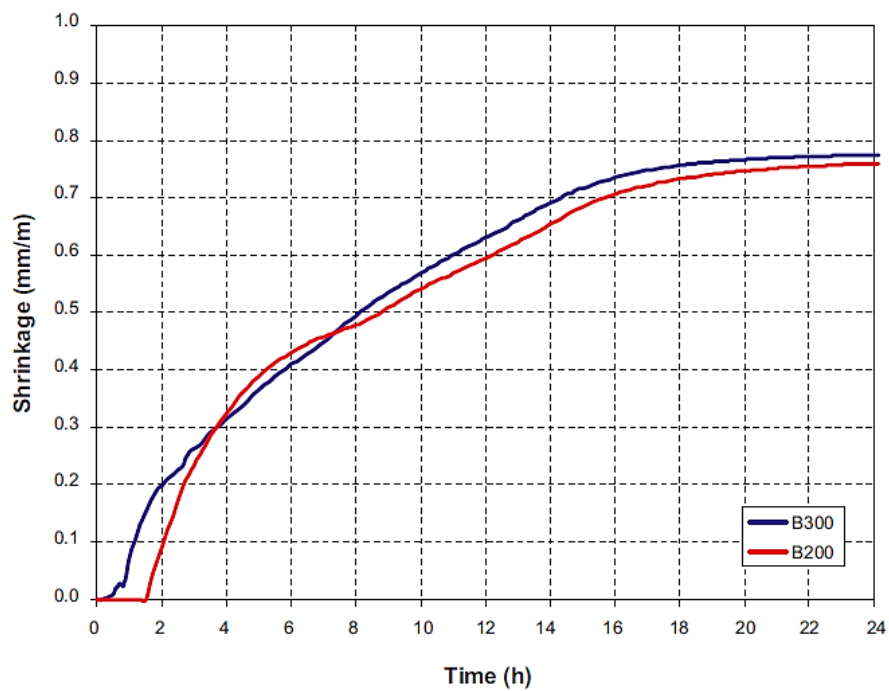


圖 2.40 B200 和 B300 前 24 小時之收縮量[34]

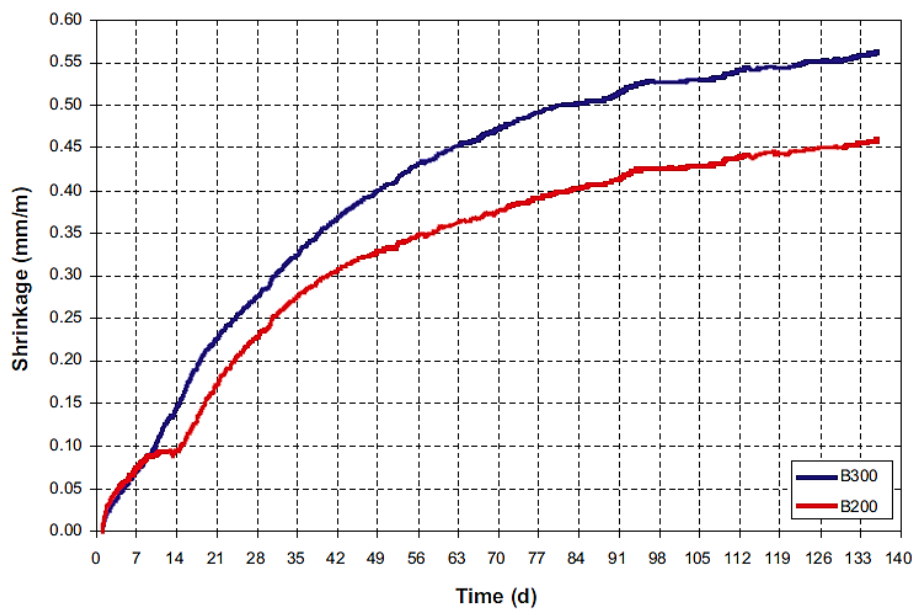


圖 2.41 B200 和 B300 24 小時後至 4.5 個月之收縮量[34]

3. 標準波束(standard beams)

比較使用膨脹計(圖 2.41)以及使用標準波束(圖 2.42)各別測得之收縮率時，試體使用膨脹計所測得之收縮率為使用標準波束的兩倍以上，可能造成此現象的原因為使用之試體及壓密程度不同的關係所致。使用標準波束所測得的收縮率明顯較低，B300 為 0.28 mm / m，B200 為 0.17 mm / m；然而，測試起始時間為 24 小時後，因此實際總變形應較量測值來的大。由於未密封波束狀態下紀錄之收縮率結合了自生收縮和乾燥收縮，B200 及 B300 兩種混合物之收縮率大致相同，故 B200 的乾燥收縮率勢必高於 B300 的乾燥收縮率。

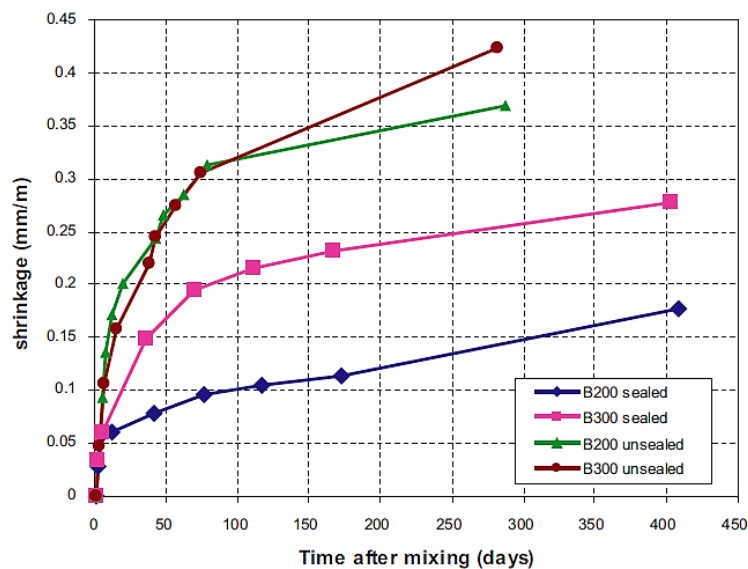


圖 2.42 使用標準波束測得之 B200 和 B300 收縮量[34]

根據上述結果，使用膨脹計量測封塞系統之變形量僅適用於早期之測量；而密封之標準光束則適用於 24 小時後密封條件下的收縮率測量。將膨脹計於 24 小時內所測得之數據配合標準波束於 24 小時後所測得之收縮率曲線做組合可能可以得到最接近封塞系統之實際自生收縮情形。

綜合前述試驗結果，低鹼性 SCC 具有高流動性，結合良好的穩定性。由於低水泥用量，所以水化反應放熱也相對較傳統混凝土來得低。在強度發展方面，在早期強度發展較為緩慢，並於 28 天後抗壓強度分別達到 53 MPa (B200)和 71 MPa (B300)；三個月後抗壓強度 B200 達到 75 MPa，B300 達到 100 MPa。

硬固後之低鹼性 SCC 其抗拉強度與一般傳統混凝土相似。兩種配比設計之間沒有太大的差距，但 B300 有更高的抗壓強度和抗拉強度。而早期體積變化相當高，但密封條件下的收縮率較低，且 B200 的自生收縮率低於 B300。

第三章、實驗規劃

3.1 試驗構想及流程

本子項計畫四的研究流程如圖 3.1 所示。

在進行子項計畫四「處置坑道封塞用低鹼性混凝土管制資訊研析」研究時，首先進行「國際處置坑道封塞用低鹼性混凝土相關資訊蒐集研究」，重點包括(1)低鹼性水泥介紹與國際規範要求、(2)封塞用低鹼性混凝土研究及應用現況、(3)封塞用低鹼性混凝土性質要求、工程特性及耐久性質。

其次，進行「處置坑道封塞用低鹼性混凝土膠結漿體配比設計及性質研析」，膠結材料使用矽灰及飛灰取代部分水泥，取代量介於 40~65%，根據相關研究顯示，矽灰取代部分水泥是最有效降低水泥孔隙溶液 pH 的方法，另一方面，考量矽灰使用成本相對於其他礦物摻料而言相對偏高，故膠結材料以矽灰取代水泥方式為主，並加入飛灰作為第二項礦物摻料，並參考各國文獻配比設計，進行試驗項目如下：

(1) 膠結漿體 pH 測定方法細節步驟建立

由於目前並無對水泥混凝土 pH 的標準檢測方法，因此需要對量測方法加以研究，參考國際研究成果建立實驗室中檢測水泥混凝土 pH 的標準方法與能力，並以 105 年「用過核子燃料處置安全審驗技術國際資訊研析」子項計畫三：「低鹼水泥混凝土於最終處置設施之應用研究」為基礎，針對各項影響因素進行重覆驗證，以建立 pH 測定方法。

(2) 膠結漿體研究

設計固定水膠比 0.5 之膠結漿體，並製作 5×5×5 cm 立方試體。膠體配比改變矽灰及飛灰取代水泥用量，分別為 40、50、60 及 65%，及固定矽灰取代量為 35% 等五個系列共 18 個配比進行試驗。

量測流度(參考 CNS 1010 水硬性水泥壩料抗壓強度檢驗法 8.3 流動性之測定)及凝結時間(參考 CNS 786 水硬性水泥凝結時間檢驗法(費開氏針法))，並進行齡期 14、28、56 及 90 天試體的 pH、抗壓強度(CNS 1010 水硬性水泥壩料抗壓強度檢驗法)等試驗。以瞭解矽灰取代水泥量對漿體凝結時間、pH、化學成分、

CaO/SiO₂ 比及工程性質等影響。

由上述結果選擇可以有效降低漿體 pH 及具有預期工程性質的卜作嵐材料取代量，再進行混凝土配比設計及性質研究。

本次計畫內容目標在設計自充填混凝土，前述所探討的漿體配比，除配合自充填混凝土膠結材料將使用雙系統(水及矽灰)為目標而設計外，並以去年度漿體研究配比作為今年度漿體配比規劃的先導研究，進而探討參系統(水泥、矽灰及飛灰)的漿體性質，而本次研究之漿體配比為參考 105 年子計畫三之實驗成果所進行之漿體設計。

(3) 封塞用低鹼性混凝土性質要求、工程特性及耐久性

先以前述膠結漿體試驗結果為基礎，再參考國外低鹼性封塞用混凝土研究及應用的設計配比，設計本子項流程的混凝土配比，以驗證國外的混凝土設計配比性能。試驗系列部份，參考國外文獻配比，依據膠結材料重量不同分為 B200 系列與 B300 系列。B200 系列係指 1m³ 之混凝土中，膠結材料重用量為 200 kg；B300 系列則指 1m³ 之混凝土中，膠結材料重用量為 300 kg。以前述二系列作為混凝土設計根據，於 B200 系列，設計固定水膠比 0.825，配比改變矽灰取代水泥用量，分別為 40、50 及 60% 進行試驗，並以添加強塑劑方式使混凝土達到設計坍度；試驗項目於新拌性質部份包括：凝結時間、坍流度及流下性試驗；硬固及耐久性則包含：抗壓強度、角柱乾縮、角柱硫酸鹽侵蝕、彈性模數與快速氯離子滲透等試驗。B300 系列則作為驗證系列，設計固定水膠比 0.55，配比改變矽灰取代水泥用量，分別為 40、50 及 60% 進行試驗，試驗項目僅包含抗壓強度與 pH。

據以提出「處置坑道封塞用低鹼性混凝土新拌及硬固性質研析」、及「處置坑道封塞用低鹼性混凝土耐久性研析」，進而「探討封塞用低鹼性混凝土之配比技術與工程特性」。

最後，綜整國際資訊及試驗成果，提出「處置坑道封塞用低鹼性混凝土之配方分析審查重點及注意事項」，以完成結案報告。

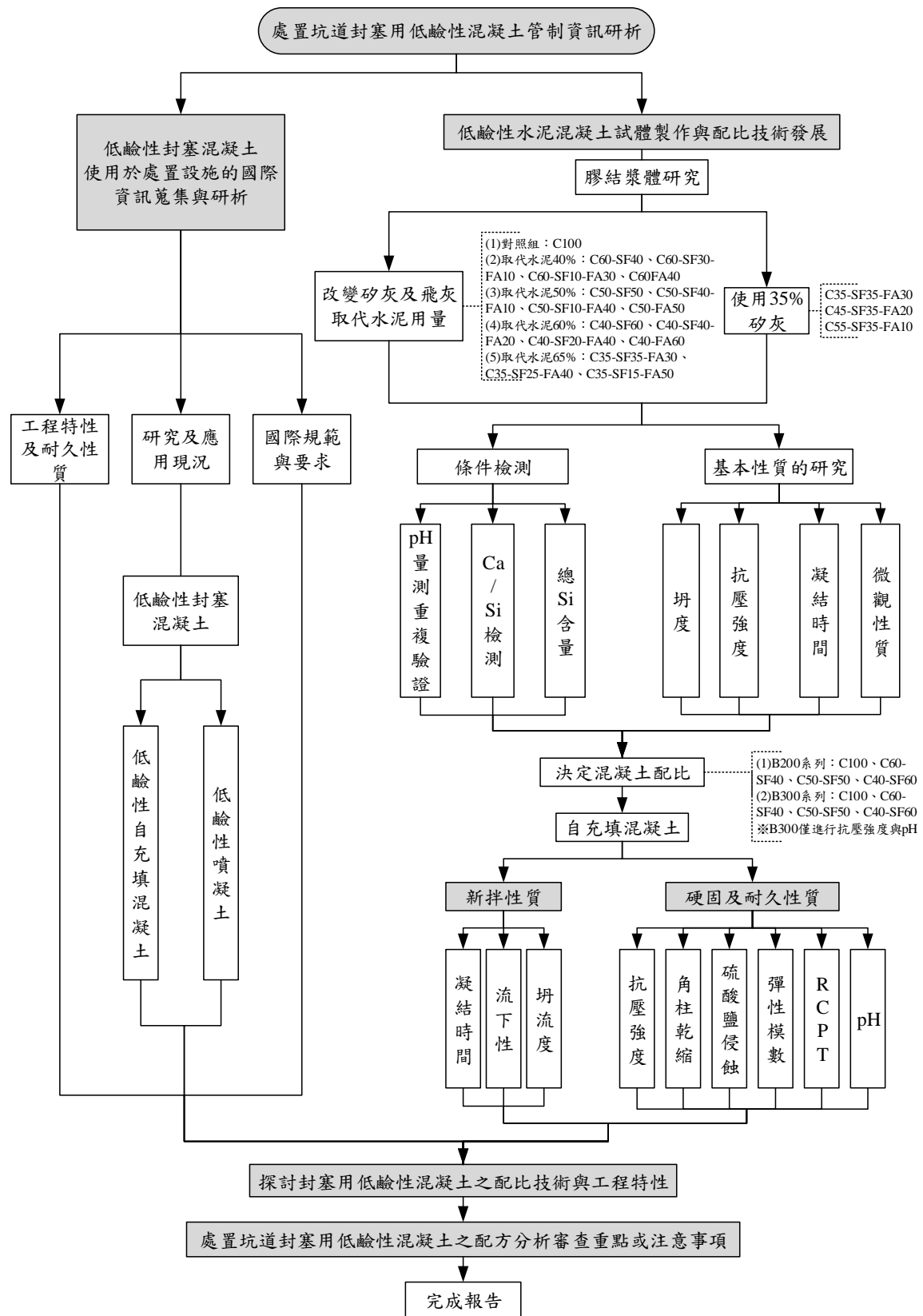


圖 3.1 子計畫四研究流程圖

3.2 試驗材料

(1) 卜特蘭水泥

水泥採用台灣水泥公司所生產之卜特蘭水泥第一型，採一批次購置，將其密封包裝後放置乾燥貯藏空間，以避免受潮而影響水泥性質。水泥化學成份如表 3.1 所示。

表 3.1 水泥成分分析表

試驗項目	CNS 61 R2001 規格	試驗結果(%)
二氧化矽(SiO ₂)	---	22.10
三氧化鋁(Al ₂ O ₃)	---	5.40
三氧化鐵(Fe ₂ O ₃)	---	3.10
氧化鈣(CaO)	---	64.60
氧化鎂(MgO)	Max.6.0	1.40
三氧化硫(SO ₃)	Max.3.0	-
游離石灰(F-CaO)	---	-
含鹼當量 Na ₂ O _{eq} = Na ₂ O+0.658K ₂ O	Max.0.6	-
燒失量(I.L)	Max.3.0	1.06
鈣矽比		2.92

(2) 矽灰

使用 ELKEM Microsilica Grade 951-U 型，顏色為灰色的粉末，粒徑大小為 0.1-0.2 μm，比重 2.2 (交泰興有限公司提供)，比表面積為 2,200-2,600 m² /kg，SiO₂、Al₂O₃、Fe₂O₃、CaO、MgO 及 SO₃ 含量分別為 95、0.6、<0.05、0.4、0.3 及 <0.20 %，鈣矽比 0.004，細度(通過 325 號篩) > 90%。

(3) 飛灰

使用燃煤電廠飛灰，如圖 3.2，由臺灣電力公司林口發電廠提供，其用為膠

結材之主要基質，細度約為 $447 \text{ m}^2/\text{kg}$ ，比重為 2.2。

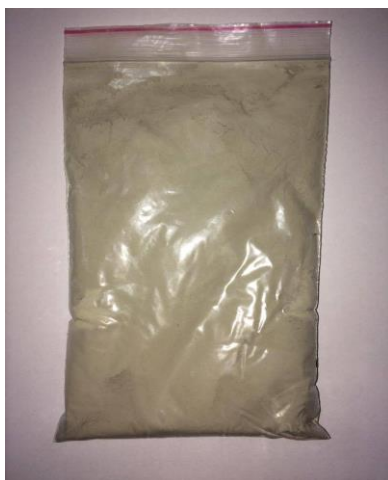


圖 3.2 飛灰粉末

(4) 細粒料

本研究中，膠結材料相關試驗用砂，採用天然河砂與機制砂混合使用，天然砂為久大建材所提供之天然粒料，取自花蓮河砂；機制砂為廣州機制砂。本研究根據 CNS1240 規範，以天然比機制 8：2 混合，級配之粒徑分布曲線如圖 3.3，混合後之乾密度 2.72、吸水率 1.22%、細度模數 2.70。

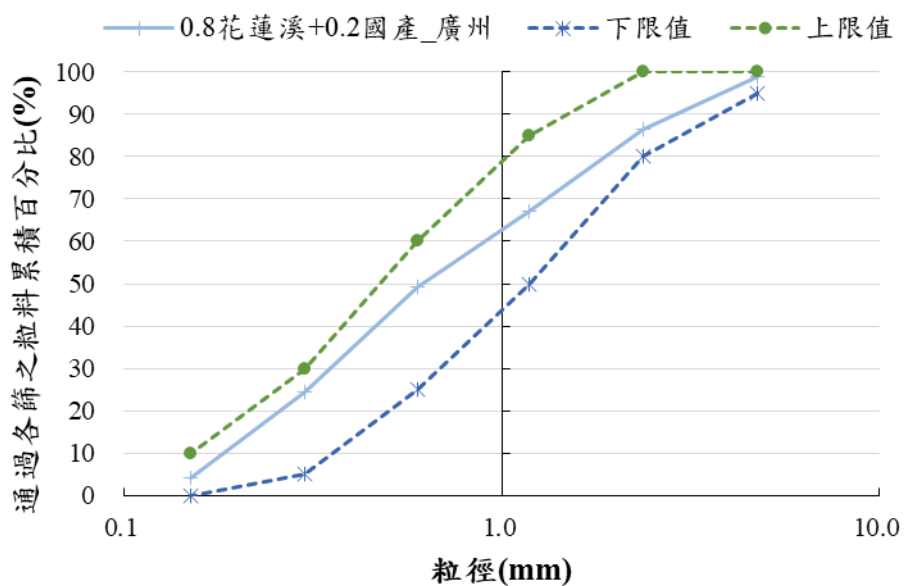


圖 3.3 細粒料混合粒徑分布曲線

(5) 粗粒料

粗粒料使用久大建材之粗粒料，取自新竹油羅溪，最大粒徑為 19 mm，乾密度 2.55、吸水率 2.09。圖 3.4 為其根據 CNS1240 規範選定之粒徑分布曲線。

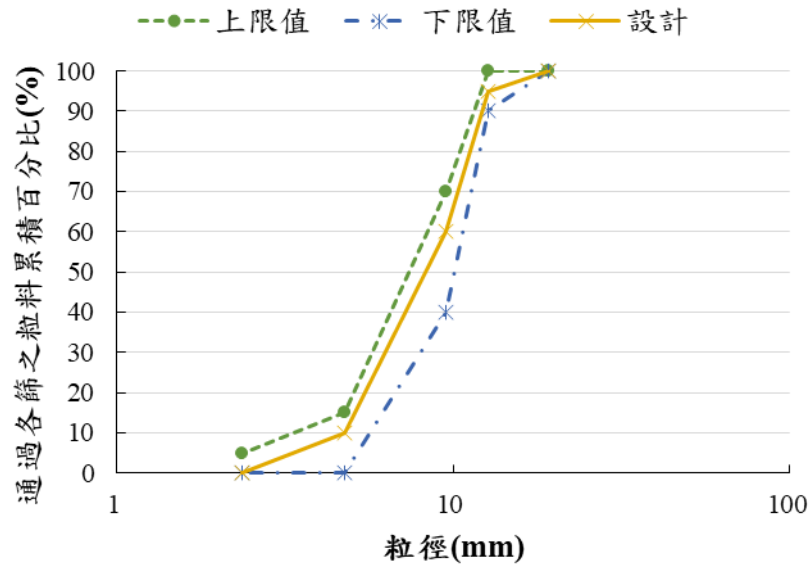


圖 3.4 粗粒料粒徑分布曲線

3.3 試體編號及級配

3.3.1 膠結漿體研究

(1) 以矽灰與飛灰取代不同水泥重量的漿體性質

以矽灰與飛灰取代 40、50、60 及 65% 水泥重量，水膠比固定為 0.5，共 16 組配比編號分別如

表 3.2 所示；其中，C 代表水泥，SF 為矽灰，FA 為飛灰，而各英文代號後出現之數字為各別材料於膠結材料中所佔比例。

表 3.2 各系列矽灰、飛灰取代漿體配比

系列			
C60-SF40	C50-SF50	C40-SF60	C35-SF35-FA30
C60-SF40-FA 0	C50-SF50-FA 0	C40-SF60-FA 0	C35-SF15-FA50
C60-SF30-FA10	C50-SF30-FA20	C40-SF40-FA20	C35-SF25-FA40
C60-SF10-FA30	C50-SF20-FA30	C40-SF20-FA40	C35-SF35-FA30*
C60-SF 0-FA40	C50-SF10-FA40	C40-SF 0-FA60	C45-SF35-FA20*
	C50-SF 0-FA50		C55-SF35-FA10*

註：C35-SF35-FA30、C45-SF35-FA20、C55-SF35-FA10，3 組配比为考量經濟成本問題而固定矽灰取代比例 35%，以調整水泥與飛灰取代比例，進行漿體抗壓與 pH 之探討。

3.3.2 SCC 混凝土性質研究

混凝土系列參考國外文獻，可分為 B200 及 B300 二部份：

1. B200 系列部份：以矽灰取代 40、50 及 60% 水泥重量，水膠比固定為 0.825，表 3.3 為試驗配比代碼，表 3.4 則為相應試驗代碼。以進行流下性試驗為例，如試驗配比为 C100，則試驗代碼表示為 B200-C100-FDA，B200 為試驗系列(與 B300 作區別)，C 為水泥，SF 為矽灰，接於二者之後之數字為佔膠結材料中之重量比例；FD 取自乾縮之英文單字字首縮寫。

表 3.3 B200 系列配比代碼

試驗配比
C100
C60-SF40
C50-SF50
C40-SF60

表 3.4 B200 系列試驗代碼

試驗項目	代碼
流下性試驗	FD
坍流度	SL
凝結時間	F
抗壓強度+ pH	C
角柱乾縮乾縮	DS
角柱硫酸鹽侵蝕	SFA
彈性模數	Ec
RCPT	R

2. B300 系列部份：以矽灰取代 40、50 及 60% 水泥重量，水膠比固定為 0.55，表 3.5 為其試驗項目與其對應試驗代碼。以進行抗壓強度試驗為例，如試驗配比为 C100，則試驗代碼表示為 B300-CA，B300 為試驗系列，與 B200 作區別，C 取自抗壓強度之英文單字字首縮寫，A 則代指為配比 C100。

表 3.5 B300 系列試驗代碼

試驗項目	C100	C60-SF40	C40-SF60	C50-SF50
抗壓強度+ pH	CA	CB	CC	CD

3. B200 及 B300 混凝土配比設計如
4. 表 3.6 所示，各配比以控制坍流度 60cm~70cm 之方式添加強塑劑。

表 3.6 B200 及 B300 混凝土配比設計

單位：kg/m³

系列	配比	水泥	矽灰	水	強塑劑	粗粒料	細粒料
B200	C100	200	-	189.31	6.37	558	1037
	C60-SF40	120	80	189.31	7.80	558	1037
	C50-SF50	100	100	189.31	10.39	558	1037
	C40-SF60	80	120	189.31	11.04	558	1037
B300	C100	300	-	189.27	8.32	557	1035
	C60-SF40	180	120	189.27	7.15	557	1035
	C50-SF50	150	150	189.27	10.39	557	1035
	C40-SF60	120	180	189.27	11.04	557	1035

3.4 實驗設備及儀器

(1) 水泥漿體拌合機

實驗採用之水泥拌合機出產型號為 YSL-11007，具有五段變速與數位定時設定，其轉速為 100-500 rpm，如圖 3.5 所示。主要用於膠結材、細粒料及拌合水之混合料攪拌均勻使用，並依 CNS 3655 水硬性水泥可塑稠性水泥漿及壩料之力學拌合法中所規定之拌合步驟進行砂漿試體之製作。



圖 3.5 水泥砂漿拌合機

(2) 水泥砂漿流動台

水泥流動台符合 CNS 1012 水硬性水泥試驗用之流動性台規定，為控制砂漿試體之流動性，以期表現出不同配比間之流動性。如圖 3.6 所示。



圖 3.6 水泥砂漿流動台

(3) 油壓沖床

本實驗作為破碎漿體、砂漿及混凝土試體之油壓沖床，如圖 3.7 所示。將試體破碎後以研磨棒與鉢，研磨至所需之粒徑大小，如圖 3.8 所示。



圖 3.7 油壓沖床



圖 3.8 研磨棒與鉢

(4) 自動抗壓機

本研究採用之萬能試驗機為 ELE 公司所生產之 200 噸自動萬能試驗機，如圖 3.9 所示。可設定各種類試體之加壓範圍及加壓速率，並依試體種類搭配承壓座使用。承壓座如圖 3.10 所示。



圖 3.9 萬能試驗機



圖 3.10 承壓座

(5) 費開氏試驗儀

儀器如圖 3.11 所示，其裝置為支架上一支 $300\pm 0.5\text{g}$ 之活動圓桿，上端為直徑 $10\pm 0.05\text{mm}$ ，長度為 50mm 之活動圓柱，量測漿體之標準稠性；下端為直徑 $1\pm 0.05\text{mm}$ ，長 50mm 之標準針(費開氏針)，用以量測純漿體之初終凝時間。



圖 3.11 費開氏試驗儀

(6) 混凝土凝結時間試驗儀

圖 3.12 為混凝土凝結時間試驗儀，以不同尺寸之貫入針量測混凝土篩分後之砂漿初凝、終凝時間。



圖 3.12 混凝土凝結時間試驗儀

(7) 酸鹼檢測儀

儀器如圖 3.13 所示，用以量測漿體、砂漿及混凝土在不同齡期之孔隙溶液 pH。手動溫度補償，量測範圍 0-14 pH、解析度 0.001 pH、精準度 ± 0.01 pH。



圖 3.13 酸鹼性計

(8) 數位式熱壓膨脹試驗儀

圖 3.14 為熱壓膨脹試驗儀，於本計畫中用以量測混凝土角柱乾縮與角柱硫酸鹽侵蝕之長度變化量，最大量測範圍 $\pm 6.0\text{mm}$ ，使用前須以鋼棒進行長度校正，並確認儀器是否處於水平狀態。



圖 3.14 熱壓膨脹試驗儀

(9) 電源供應器與壓克力水槽

進行快速氯離子滲透試驗(RCPT)時，使用之直流電源供應器與壓克力水槽如圖 3.15。電源供應器部份，電壓輸出範圍為 0-60V，電流輸出範圍 0-3A。壓克力水槽則分為陰極與陽極兩側；陰極置放氯化鈉溶液，陽極則為氫氧化鈉溶液。

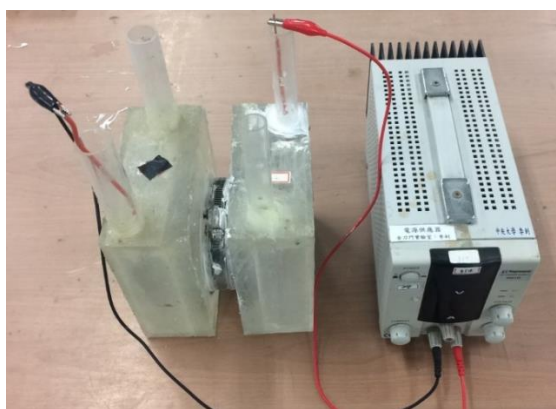


圖 3.15 電源供應器與壓克力水槽

(9) 彈性模數試驗儀器

進行彈性模數試驗之設備包含：TDS-530 數據擷取器，用以擷取混凝土圓柱試體於抗壓過程中承受之瞬時荷重與試體形變量，如圖 3.16；變位計，量測混凝土圓柱試體於抗壓過程中試體各側承受之形變量，如圖 3.17。



圖 3.16 數據擷取器



圖 3.17 變位計與圓柱試體

(10) V 形漏斗

如圖 3.18，以卸出口斷面 6.5×7.5 cm 之 V 形漏斗進行混凝土流下性試驗，根據固定體積混凝土之流下時間判斷混凝土品質。



圖 3.18 V 形漏斗

3.5 實驗方法

3.5.1 新拌試驗

相關自充填混凝土之新拌性質試驗係根據行政院公共工程委員會之施工網要規範 03315 與 CSN 14841 進行實驗，試驗要求如表 3.7。

表 3.7 SCC 相關試驗規定

流動障礙等級		1	2	3
流動性	坍流度(mm)	650~750	600~700	500~600
材料析離 抵抗性	V ₇₅ 漏斗 流下時間(sec)	10~25	7~20	7~20
	500mm 坍流度 到達時間(sec)	5~20	3~15	3~15

1. 流下性試驗

根據 CNS 14841 自充填混凝土流下性試驗法(漏斗法)，以卸出口斷面 6.5×7.5 cm 之 V 形漏斗進行混凝土試驗，根據固定體積混凝土之流下時間求出流下速度判斷自充填混凝土之黏稠性質，圖 3.19 為現場實驗狀況。



圖 3.19 流下性試驗

2. 流度試驗

根據 CNS 1010 水硬性水泥壩料抗壓強度檢驗法要求，於拌合完成後，將砂漿分兩層填入模具中，每層以搗棒搗實 25 下，並將模具提起，並在流動台上 15 秒內振動 25 下，每次落距 12.7 公厘，並量測其直徑 4 次，取平均值。

3. 坍流度試驗

根據 CNS 14842 高流動性混凝土坍流度試驗法進行混凝土坍流度試驗，並以添加強塑劑的方式控制各配比之坍流度範圍 60-70cm。圖 3.20 為現場實驗狀況。使用 CNS 1176 所規範之平截圓錐試體模具進行試驗，將混凝土於 2 分鐘內不分層一次填入坍度錐形模內，並在刮除餘料後於 2-3 秒內將模具垂直向上拉起 30cm，待混凝土停止流動後，量測試體之最大直徑以及垂直於最大直徑之直徑，並取平均。



圖 3.20 坍流度試驗

4. 凝結時間試驗

漿體部份，根據 CNS 786 水硬性水泥凝結時間檢驗法(費開氏針法)進行初凝時間及終凝時間量測，以判定標準費開氏針自漿體表面，於 30 秒內貫入深度達 25mm 之時間為凝結時間為初凝時間，而直至費開氏針無法在將體表面留下痕跡時，即為終凝時間。

混凝土部份，根據 CNS 14220 混凝土凝結時間試驗法進行初凝時間及終凝時間量測，初凝時間判定標準為水泥與水接觸後，直至混凝土體篩分出之水泥砂漿，其貫入阻抗達 3.5 MPa 時所經過之時間；終凝時間判定標準則為水泥與水接觸後，直至混凝土體篩分出之水泥砂漿，其貫入阻抗達 27.6 MPa 時所經過之時間。

3.5.2 硬固試驗

1. 抗壓強度

漿體部份，依據 CNS 1010 規範之要求，將水泥漿灌入試體尺寸 5×5×5 cm 立方塊之模具中，並以保鮮膜加以覆蓋後置入溫度 23°C 相對溼度 90% 以上之環境養護，一天後拆模，並依齡期進行抗壓強度試驗。

混凝土部份，依據 CNS 1232 規範之試驗程序，將混凝土試體灌入尺寸 $\phi 10 \times 20$ cm 圓柱模具中，並以保鮮膜及濕布加以覆蓋後於室溫環境下養護，一天後拆模、浸泡於飽和石灰水中養護，並於設計試驗齡期將試體自水中取出，以面乾狀態進行抗壓強度試驗，如圖 3.21。



圖 3.21 混凝土抗壓試體

2. 彈性模數試驗

參照 ASTM C469，如圖 3.22。將混凝土圓柱試體側邊套上變位計，並在下方設置荷重檢測儀，檢測試體承受荷重時相對之形變量，並以數據擷取器擷取各側變位計之瞬時數據資料，探討混凝土於齡期 28 天及 90 天之應力與應變關係。



圖 3.22 荷重、變位實驗設置

3. 角柱乾縮試驗

參考 CNS 11056 卜特蘭水泥砂漿乾燥收縮量測定法，製作 $7.5 \times 7.5 \times 28.5$ cm 之混凝土角柱試體。試體拆模後進行濕養護三天，再置於室溫下乾養護，並於乾養護之第 4、11、18 及 25 天，以熱壓膨脹試驗儀量測試體之於原始長度之變化量，探討混凝土之體積穩定性。

4. 角柱硫酸鹽試驗

參考 CNS 14794 水硬性水泥砂漿棒暴露於硫酸鹽溶液中之長度變化試驗法，製作 $7.5 \times 7.5 \times 28.5$ cm 之混凝土角柱試體，拆模後進行濕養護直至 $5 \times 5 \times 5$ cm 方塊試體抗壓強度達 20MPa 時，再將試體浸泡於濃度 50.0g/L 之硫酸鈉溶液中，並於浸泡後 1、2、3、4、5、13 及 15 週，以熱壓膨脹試驗儀進行試體膨脹量量測，探討混凝土之抵抗硫酸鹽侵蝕之能力。

5. 快速氯離子滲透試驗

試驗程序參照 ASTM C1202，以 $\phi 10 \times 5$ cm 之混凝土試體進行 56 天與 90 天之試驗；試體側面以環氧樹脂塗封後進行抽真空 3 小時，於浸泡於去氣水中 18 小時後進行試驗。試體置放於兩壓克力槽之間，如圖 3.23，各槽內均放置一 20 號篩徑的不鏽鋼網做為電極，並於試驗槽內置入 0.3 N 氫氧化鈉溶液作為陽極，另一側則置入 3% 氯化鈉溶液作為陰極；試驗期間施加 60 V 直流電壓，於 6 小時試驗期間內，紀錄每 30 分鐘通過試體電流，如圖 3.24。



圖 3.23 壓克力槽設置



圖 3.24 RCPT 試驗情形

第四章、結果與討論

4.1 低鹼性膠結材料 pH 量測方法驗證

現行各國針對低鹼性封塞混凝土之酸鹼值檢測方式大略可分為破壞性(Destructive methods)與非破壞性(Non-destructive methods)兩類，在破壞性檢測的方法中，移地浸取法(Ex-situ leaching method, ESL)因其便利性與檢測穩定性較高為較多國家所使用[13]。ESL 的使用常見於土壤酸鹼值檢測，其標準檢測程序可參照 ASTM D4972 土壤 pH 之標準檢測方法[12]。在 105 年「用過核子燃料處置安全審驗技術國際資訊研析」子項計畫三：「低鹼水泥混凝土於最終處置設施之應用研究」的成果中也得到初步驗證。

去年度子計畫三之 ESL 標準量測程序之建立與合適性評估，其研究目的主要在於與文獻[2]所提及之影響因子進行初步實驗成果驗證，並藉由穩定性試驗確認實驗操作與結果之穩定性。今年度則為確認細節程序、相關因子影響及重複性行為，以評估是否適合作為本土化的 pH 量測方法。

4.1.1 ESL 標準測量程序之建立

常見之 ESL 法量測程序為取出試體以油壓沖床壓碎，再以研磨棒於 15 分鐘內完成研磨，並取通過#200 篩的粉料，分裝至數只燒杯中，每只燒杯放入重量比 1:1 之試樣粉料與去離子水混合後，利用磁力攪拌器攪拌 5 分鐘，隨即進行 pH 之量測(量測須於 5 分鐘內完成)。

以下，針對破壞性檢測中之 ESL 法進行影響因素探討，探討的因素包括(1)試體測試時之不同含水狀態、(2)粉料暴露空氣時間、(3)試體顆粒尺寸大小、(4)不同溫度環境，及(5)重複性等，進行試體 pH 之檢測，以確定各影響因素對試體 pH 檢測結果之影響，如圖 4.1 所示，並建立完整之 pH 檢測程序。試驗配比選用固定 W/B=0.5，矽灰取代水泥 0% 及 40% 的水泥漿體，試體編號分別為 C100 及 C60-SF40。

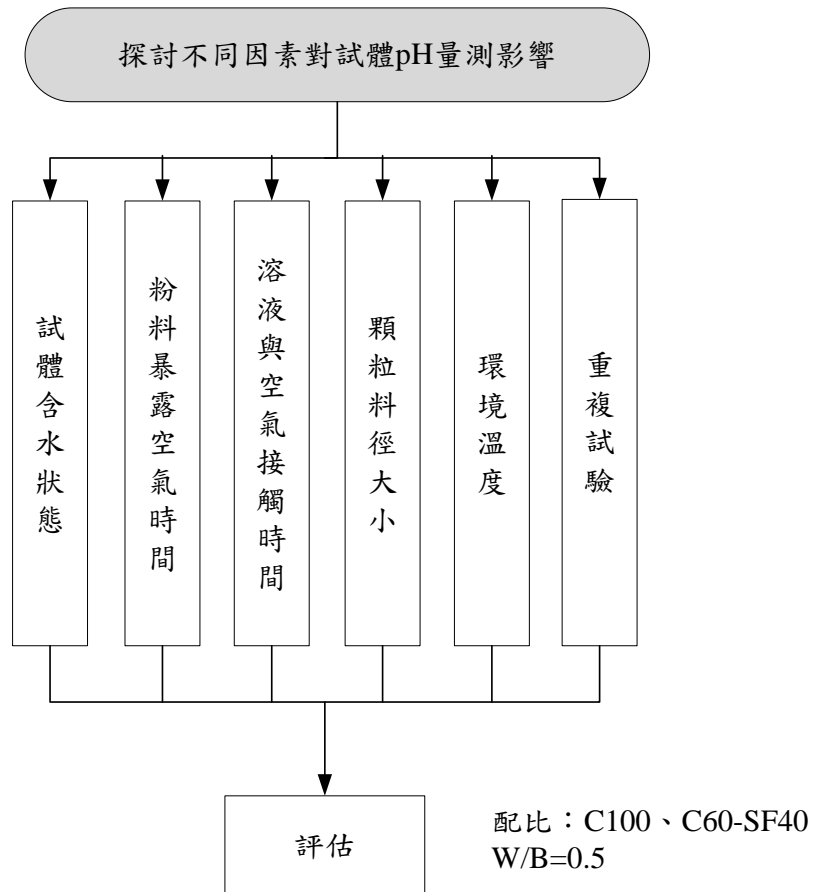


圖 4.1 試體 pH 量測試驗所考慮的影響因素及評估

1. 試體含水狀態影響

ESL 法之測試通常使用於土壤之範疇[12]，應用於低鹼性混凝土之檢測尚未建立一套標準檢驗程序，實驗程序參照 ASTM D4972 土壤 pH 之標準檢測方法，其中試體之測試狀態多以飽和面乾為主，尚未探討試體在乾燥狀態及潮濕狀態下對 pH 之量測影響，故本實驗分別探討試體在烘乾、氣乾及潮濕狀態下，其 pH 之差異性。分別使用矽灰取代水泥重量 0% 及 40%，水膠比 0.5 之漿體，於室溫條件養護室養護 14、28 天後，進行試驗。欲烘乾之試體自養護室取出後，以乾布擦拭試體表面，然後將之置入 60°C 之烘箱進行乾燥；氣乾試體則於濕布擦拭後靜置於室溫下進行測試。圖 4.2、圖 4.3 分別為不同氣乾與烘乾時間下，pH 之變化趨勢。

由圖 4.2 觀察到以下現象：

- (1) 對於同一種膠結配比、同一靜置氣乾時間，無論是 C100 或 C60-SF40，pH 隨養護齡期增加而降低，亦即 pH 最高發生在試體水化程度較低時。
- (2) 對於同一種膠結配比、同一養護齡期，pH 會隨氣乾靜置時間增加而減少，除 C60-SF40 外，降幅並不顯著。

由圖 4.3 也觀察到上述現象。比較圖 4.2 及圖 4.3，發現烘乾的試體會量測到較低的 pH，而且第 1 個小時下降較明顯。

綜合上述結果，研判對於同一配比，水化程度越高，其 pH 越低。因此，進行試體 pH 量測時，需要(1)控制在同一試體含水量及養護齡期條件。(2)建議以養護 28 天或是 56 天的試體為對象，因為這樣才能量測到試體穩定狀態的 pH。

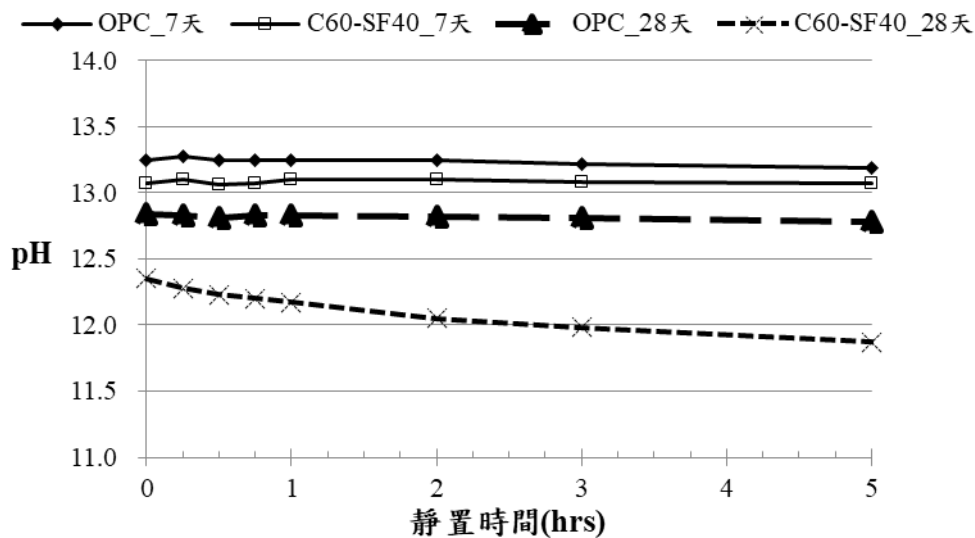


圖 4.2 不同氣乾時間下之 pH

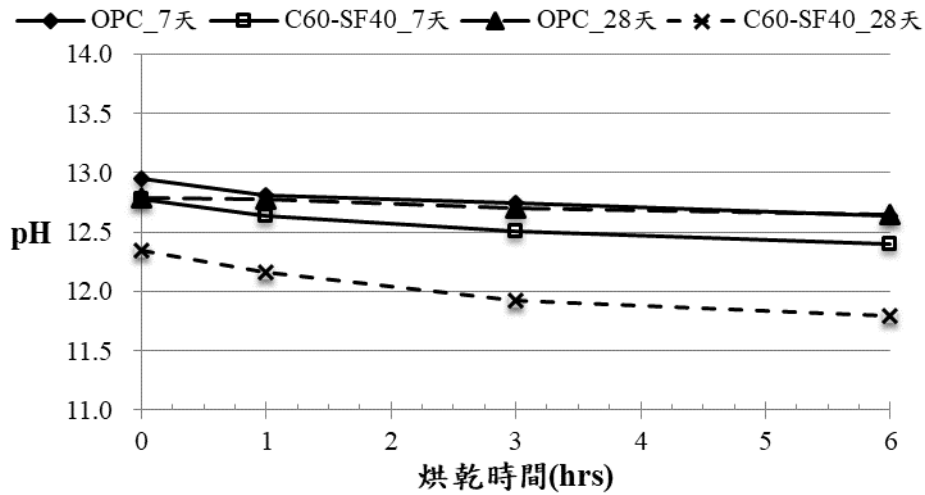


圖 4.3 不同烘乾時間下之 pH

2. 粉料暴露空氣時間

為避免空氣中之二氧化碳等酸性物質與試體接觸，進而影響 pH 之檢測結果 [41]，試體自養護室取出後以密封狀態防止試體本身與空氣接觸，然而測試前為使試體尺寸大小足以通過 200 號篩，常以沖床壓碎及人工篩選之方式進行試樣之選擇，此過程及造成試體與空氣接觸。此外，根據用過核子燃料處置安全審驗技術建立之國際資訊研析[14]之報告顯示，以乾粉狀態之試體進行 pH 測試，不同配比之試體與空氣接觸時間的長短對檢測結果所造成的影響並不明顯。

本研究對於粉料在與去離子水混合前暴露於空氣中的時間，是否會對 pH 之檢測結果造成影響，亦進行研究，結果如圖 4.4 所示，顯示普通卜特蘭水泥漿體的 pH 雖隨粉料暴露空氣時間增加而略降，但降幅並不明顯；而 40% 矽灰取代水泥的漿體 pH，則隨粉料暴露空氣時間增加而有些微降低的趨勢，因此，在進行 pH 檢測時，粉狀試體暴露於空氣中的時間不宜超過 30 分鐘。

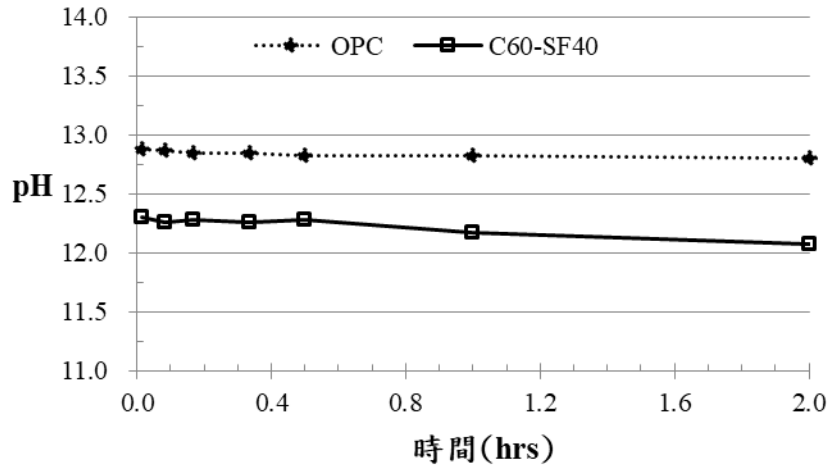


圖 4.4 28 天粉料暴露空氣不同時間之 pH

3. 溶液與空氣之接觸時間

本研究對於粉料與去離子水混合後的溶液，暴露於空氣中的時間，是否會對 pH 之檢測結果造成影響，亦進行研究，結果如圖 4.5 所示，顯示溶液暴露空氣時間在 60 分鐘內，並未發生明顯改變溶液的 pH。

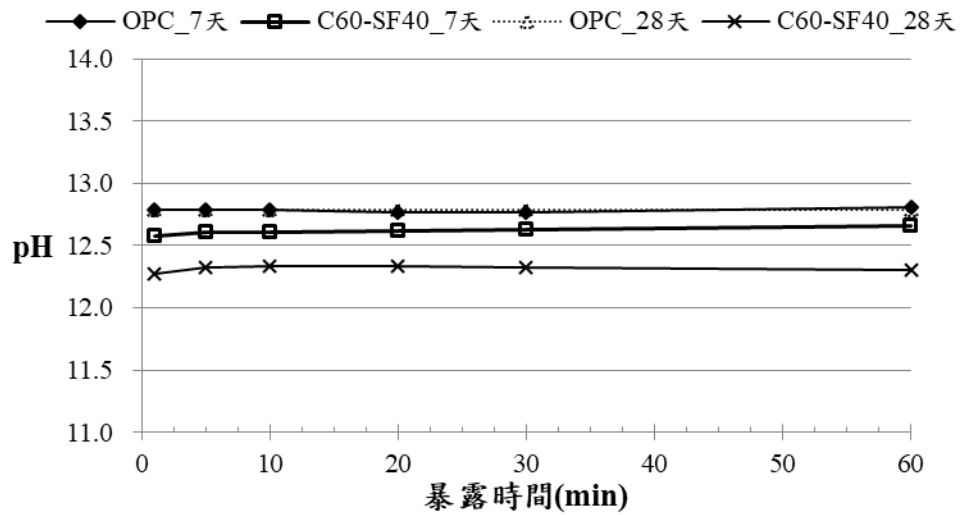


圖 4.5 溶液不同暴露時間之 pH

4. 試體顆粒尺寸大小對 pH 之影響

在探討不同試體大小進行 ESL 法檢測對 pH 影響方面，顆粒大小包括 #30~#50、#50~#100、#100~#200、通過#200、#200~#325，結果如圖 4.6 所示。除了 C60-SF40 養護 28 天試體的 pH 隨粒徑減小而有些微增加外，其餘配比及養護齡期試體，粒料尺寸小於#30 後，粒料尺寸對 pH 的量測結果並未產生明顯影響。

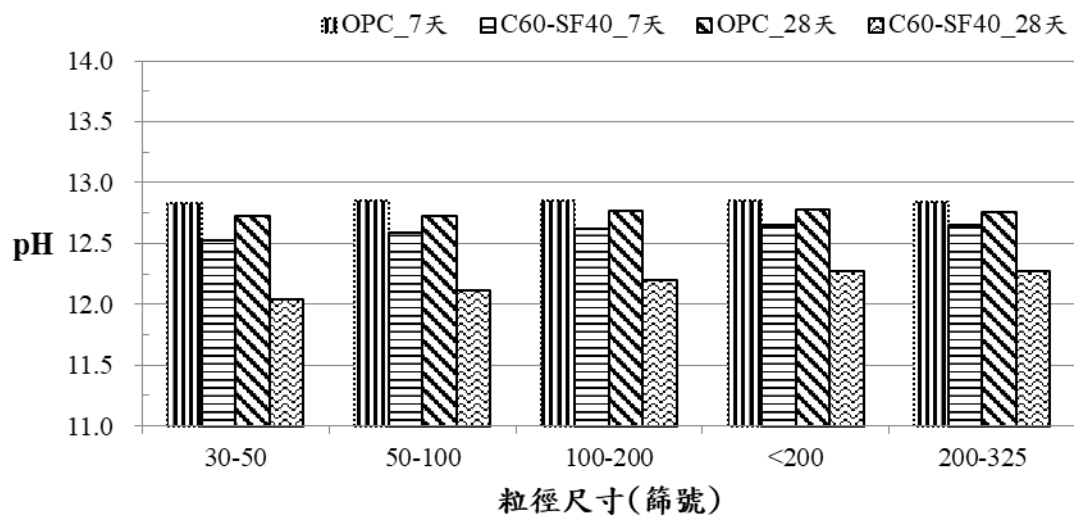


圖 4.6 不同粒徑大小之 pH

5. 不同溫度環境下 pH 之變化

考慮不同測試環境溫度對於實驗結果可能造成之影響，粉末狀試體在與去離子水進行混合後，藉由磁石攪拌機加熱至各設定的溫度，再量測溶液的 pH，結果如圖 4.7 所示，隨攪拌溫度增加，pH 有下降的趨勢，24.6~25.0°C 之間所檢測出的 pH 最高。

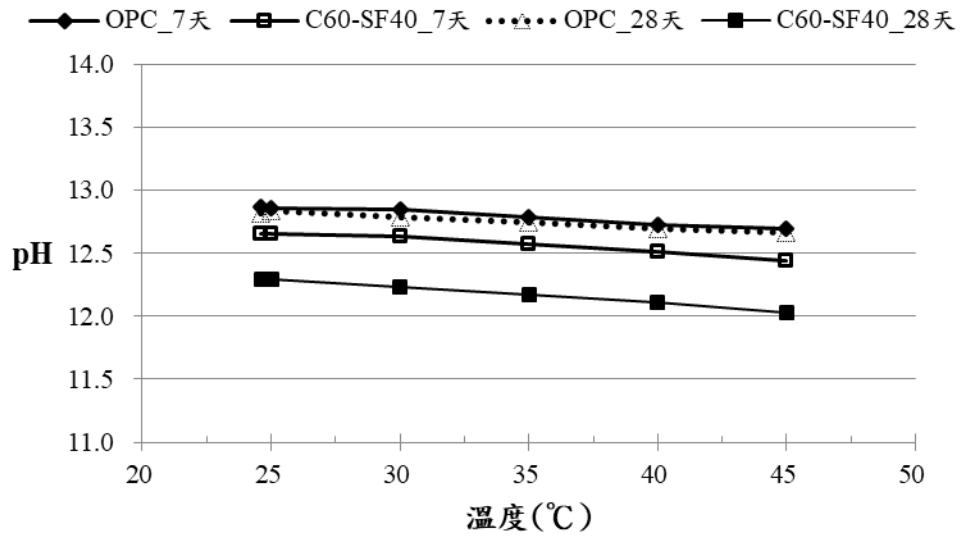


圖 4.7 不同溫度下之 pH

6. pH 檢測之重複性試驗

在進行養護齡期 28 天試體之 pH 量測的重複性量測分析，每組試驗重複進行至少五次以上，並配合 SKB R12-02(2012)報告第 3.6 節重複性變異數之分析方法，探討 ESL 法是否符合 ISO 5725 之規範值。試驗結果如表 4.1，根據該表所計算而得之純水泥重複性變異值 r 趨近於 0，C60-SF40 則為 0.047；純水泥與 C60-SF40 於重複性變異率之部分則分別為 0.00%、0.37%，顯示使用 ESL 法測得之孔隙溶液 pH 量測具有穩定性與重複性。

表 4.1 pH 重複性試驗

檢驗次數(第_次)	1	2	3	4	5	平均
C100	12.82	12.82	12.82	12.82	12.82	12.82
C60-SF40	12.28	12.31	12.28	12.31	12.31	12.30

4.1.2 選用 ESL 法量測低鹼性水泥 pH 的合適性評估

綜合前述進行之測試，結果如表 4.2 所示。我們可得獲得以下結果：

1. 試體含水狀態(氣乾)：

卜特蘭水泥漿體養護 7 及 28 天，及 C60-SF40 養護 7 天，pH 隨氣乾時間增加(即含水量下降)會下降，但不明顯；C60-SF40 養護 28 天，pH 隨氣乾時間增加會下降，而且明顯。

2. 試體含水狀態(烘乾)：

卜特蘭水泥漿體養護 7 及 28 天，及 C60-SF40 養護 7 天，pH 隨烘乾時間增加(即含水量下降)會下降，且第 1 個小時下降較明顯；C60-SF40 養護 28 天，pH 隨烘乾時間增加會下降，而且明顯。

3. 粉料暴露空氣時間：

卜特蘭水泥漿體養護 28 天，及 C60-SF40 養護 28 天，pH 隨暴露時間增加(即含水量下降)會下降，但前 30 分鐘內不明顯變化。

4. 溶液與空氣接觸時間：

卜特蘭水泥漿體養護 7 及 28 天、C60-SF40 養護 7 及 28 天，pH 在暴露時間 60 分鐘內無明顯變化。

5. 顆粒粒徑大小：

卜特蘭水泥漿體養護 7 及 28 天，及 C60-SF40 養護 7 天，粒徑縮小對 pH 不明顯變化；C60-SF40 養護 28 天，pH 隨粒徑縮減而有些微增加。

6. 溫度環境：

卜特蘭水泥漿體養護 7 及 28 天、C60-SF40 養護 7 及 28 天，pH 在溫度增加而下降，在 24.6~25.0°C 時 pH 最高。

7. 重覆性試驗顯示量測到的數值穩定。

本研究使用的 ESL 法量測程序，參考 ASTM D4972 土壤 pH 之標準試驗方法，先取出試體以沖床壓碎，再以研磨棒於 15 分鐘內完成研磨，並取通過 #200 篩的粉料(未氣乾及烘乾)，分裝至各容器中，單一容器放入重量比 1:1 之試樣粉料與去離子水混合，利用磁力攪拌器攪拌 5 分鐘，隨即進行 pH 之量測(量測須於 5 分鐘內完成)。由以上結果顯示，本研究試驗流程的 ESL 法是適合作為低鹼性

水泥 pH 的量測方法。

表 4.2 不同因素對試體 pH 量測影響

配比及 養護時間	試體含 水狀態 (氣乾)	試體含 水狀態 (烘乾)	粉料暴 露空氣 時間	溶液與 空氣接 觸時間	顆粒 粒徑 大小	溫度環境	重複 性試 驗
C100 7 天	↓ 不明顯	↓第 1 小時較 明顯	-	55 min 內不明 顯變化	不明 顯變 化	↓24.6~25.0 °C 最高	穩定
C100 28 天	↓ 不明顯	↓第 1 小時較 明顯	30 min 內不明 顯↓	55 min 內不明 顯變化	不明 顯變 化	↓24.6~25.0 °C 最高	穩定
C60-SF40 7 天	↓ 不明顯	↓第 1 小時較 明顯	-	55 min 內不明 顯變化	不明 顯變 化	↓24.6~25.0 °C 最高	穩定
C60-SF40 28 天	↓ 明顯	↓ 明顯	30 min 內不明 顯↓	55 min 內不明 顯變化	↑	↓24.6~25.0 °C 最高	穩定

註：表中「↓」與「↑」分別為各配比在不同測試條件下孔隙溶液 pH 值之影響程度；「↓」表示影響程度低，「↑」則表示影響程度高。

4.2 膠結漿體性質分析

本子項計畫於漿體性質研究部分，固定水膠比 0.5，以矽灰與飛灰取代不同水泥重量，並額外增加固定矽灰取代比例 35%之 3 組配比(C35-SF35-FA30、C45-SF35-FA20 及 C55-SF35-FA10)，製作的膠結漿體進行流度試驗及凝結時間試驗，於養護齡期 28、56 及 90 天量測試體的 pH、抗壓強度。另 TGA、XRD 及 SEM(EDS)等微觀性質試驗則選擇純矽灰取代之配比(C60-SF40、C50-SF50 及 C40-SF60)與對照組 C100，進行各成分含量分析。各系列配比皆加做 14 天的 pH 量測，並與對照組 C100 進行比較。

4.2.1 流度及凝結時間

探討各系列不同礦物摻料取代比例對漿體流度與凝結時間之影響，表 4.3~表 4.9 為不同矽灰、飛灰取代比例流度與凝結時間試驗結果。圖中紅線為各系列配比流度控制之標準；各系列配比之流度，以添加強塑劑之方式，控制各配比之流度與飛灰取代量最高配比流度百分比相差 $\pm 10\%$ 。C35 系列與 SF35 系列使用相同之配比(C35-SF15-FA50)進行流度控制；由於 C35-SF35-FA30 於未加入強塑劑之情況下，流度即超過 C35-SF15-FA50 (8%) 2 倍，故該配比之試驗結果為未添加強塑劑之流度。

表 4.3 C60 系列凝結時間與流度

漿體編號	流度 百分比(%)	凝結時間(hrs)	
		初凝	終凝
C60-SF40-FA 0	100	8.62	9.38
C60-SF30-FA10	106	10.52	11.42
C60-SF10-FA30	108	10.27	11.05
C60-SF 0-FA40	103	11.35	12.38

表 4.4 C50 系列凝結時間與流度

漿體編號	流度 百分比(%)	凝結時間(hrs)	
		初凝	終凝
C50-SF50-FA 0	88	8.43	9.20
C50-SF30-FA20	99	10.75	11.52
C50-SF10-FA40	121	11.38	12.27
C50-SF 0-FA50	95	11.58	12.70

表 4.5 C40 系列凝結時間與流度

漿體編號	流度 百分比(%)	凝結時間(hrs)	
		初凝	終凝
C40-SF60-FA 0	81	8.08	8.97
C40-SF40-FA20	87	8.88	9.85
C40-SF20-FA40	91	11.13	11.98
C40-SF 0-FA60	86	12.08	13.05

表 4.6 C35 系列凝結時間與流度

漿體編號	流度 百分比(%)	凝結時間(hrs)	
		初凝	終凝
C35-SF15-FA50	8	11.30	12.25
C35-SF25-FA40	11	10.22	11.20
C35-SF35-FA30	27	9.70	10.68

表 4.7 SF35 系列凝結時間與流度

漿體編號	流度 百分比(%)	凝結時間(hrs)	
		初凝	終凝
C35-SF35-FA30	27	9.70	10.68
C45-SF35-FA20	5	9.40	10.30
C55-SF35-FA10	8	9.30	10.15

表 4.8 單純矽灰取代之凝結時間與流度

漿體編號	流度 百分比(%)	凝結時間(hrs)	
		初凝	終凝
C60-SF40	100	8.62	9.38
C50-SF50	88	8.43	9.20
C40-SF60	81	8.08	8.97

表 4.9 單純飛灰取代之凝結時間與流度

漿體編號	流度 百分比(%)	凝結時間(hrs)	
		初凝	終凝
C60-FA40	103	8.62	9.38
C50-FA50	95	8.43	9.20
C40-FA60	86	8.08	8.97

(1) 流度變化

各配比趨勢如圖 4.8~圖 4.11 所示，觀察結果如下；

- A. 對於矽灰單獨取代部分水泥，C60-SF40、C50-SF50、C40-SF60，流度分別為 100%、88%及 81%，隨取代量增加，流度減少。
- B. 對於飛灰單獨取代部分水泥，C60-FA40、C50-FA50、C40-FA60，流度分別為 103%、95%及 86%，隨取代量增加，流度減少。且發現矽灰取代較飛灰取代對流度折減影響較大。
- C. 矽灰及飛灰取代水泥，二類摻料總和比例未超過 60%時，同時取代相較單一矽灰或飛灰取代有較大的流度。
- D. 矽灰及飛灰單一或同時取代部分水泥，取代量愈多，除 C50-SF10-FA40 外，流度愈低。
- E. 矽灰及飛灰同時取代水泥達 65%時，流度大幅降低。

由上述結果顯示，

- A. 矽灰及飛灰取代水泥量愈多，流度折減愈大，未來在進行混凝土配比設計時，若以增加水量方式增加工作性，但會造成混凝土其它性質達不到

要求時，則添加強塑劑以維持工作性是必然的。

- B. 高比例飛灰取代量配合矽灰取代部分水泥，以及單純使用飛灰取代水泥均可增加流度。

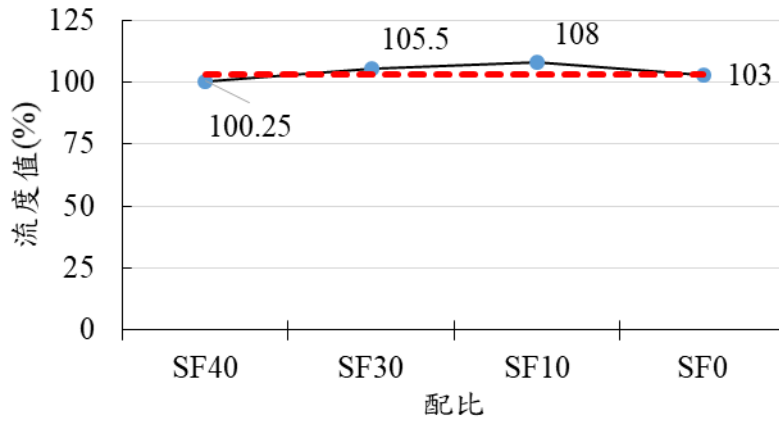


圖 4.8 C60 系列的流度 (C60-FA40 為流度控制)

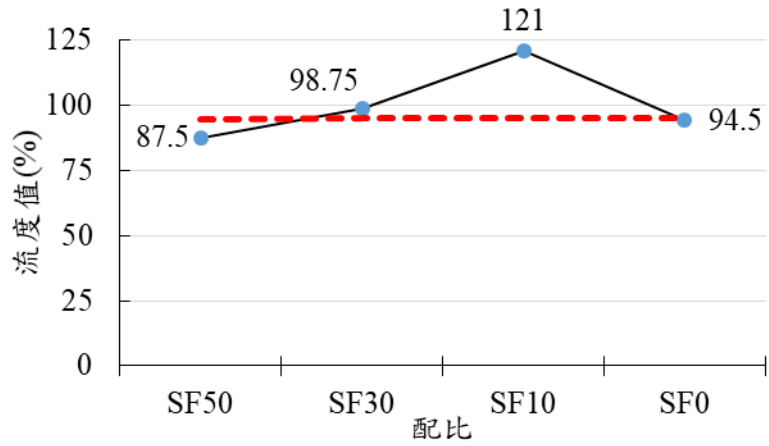


圖 4.9 C50 系列的流度 (C50-FA50 為流度控制)

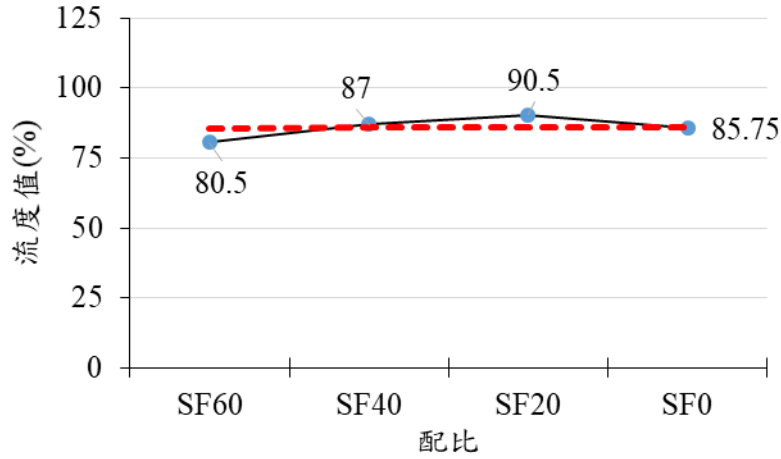


圖 4.10 C40 系列的流度 (C40-FA60 為流度控制)

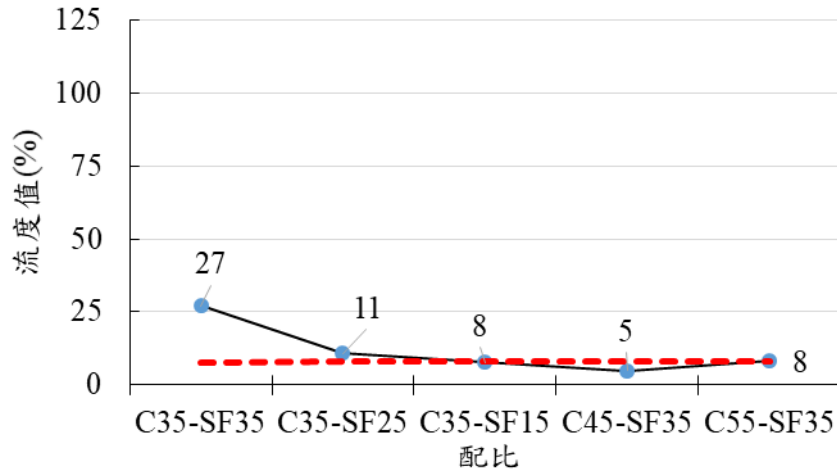


圖 4.11 C35 與 SF35 系列的流度 (C35-SF15-FA50 為流度控制)

(2) 凝結時間變化

結果如圖 4.12~圖 4.16 所示，純水泥漿體對照組 C100 的初凝及終凝時間分別為 435 及 516 分鐘，隨著卜作嵐膠結材矽灰與飛灰取代量增加，初凝及終凝時間逐漸增加，C60 系列，矽灰與飛灰分別取代水泥重量 40%，初凝及終凝時間分別為 517 及 563 分鐘和 681 及 743 分鐘，與對照組比較，40%矽灰增加 18.9% 及 9.1%，40%飛灰增加 56.3% 及 44.0%。

C50 系列，矽灰與飛灰分別取代水泥重量 50%，初凝及終凝時間分別為 506 及 552 分鐘和 695 及 762 分鐘，與對照組比較，50%矽灰增加 16.3% 及 7.0%，50%飛灰增加 60.0% 及 47.7%。

C40 系列，矽灰與飛灰分別取代水泥重量 60%，初凝及終凝時間分別為 485 及 538 分鐘和 725 及 783 分鐘，與對照組比較，60%矽灰增加 11.5%及 4.3%，60%飛灰增加 66.7%及 51.7%。C35 系列，卜作嵐膠結材矽灰與飛灰取代水泥重量 65%，以 C35-SF15-FA50 為例，初凝及終凝時間分別為 678 及 735 分鐘，與對照組比較，增加 55.9%及 42.4%，由各系列配比凝結時間可得知，初凝與終凝時間會隨著飛灰取代水泥重量增加而增加，而矽灰取代水泥重量增加而縮短了初凝及終凝時間。

綜合上述試驗結果可觀察到：

- A. 卜作嵐材料取代部分水泥會增加初、終凝時間。
- B. 以矽灰單一取代，加入矽灰會增加凝結時間，但加入矽灰比例愈多，凝結時間會縮短，但仍高於純水泥。
- C. 以飛灰單一取代，加入飛灰會增加凝結時間，加入飛灰比例愈多，凝結時間會增加。

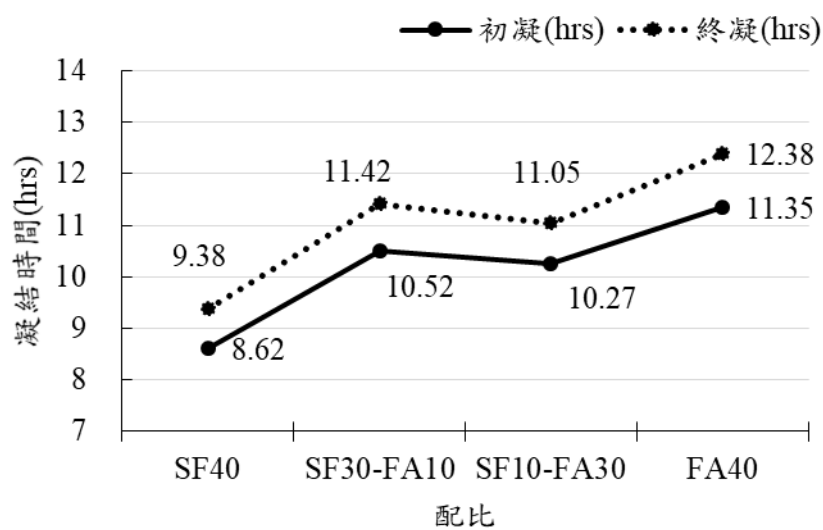


圖 4.12 C60 系列的凝結時間

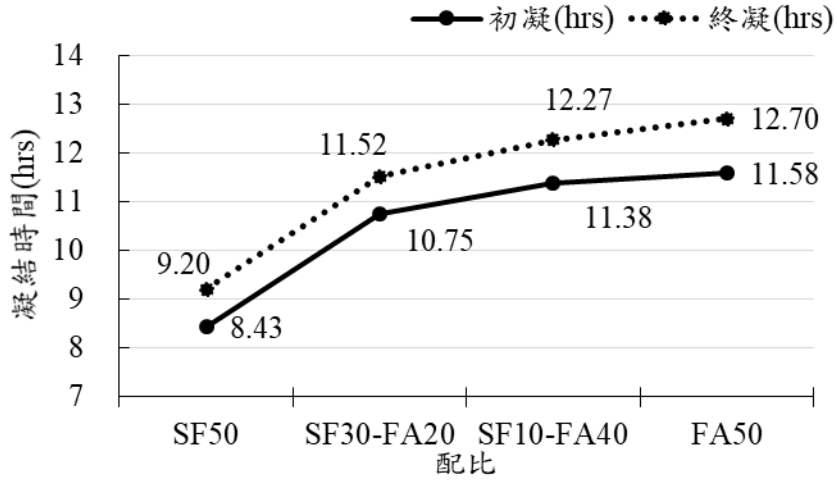


圖 4.13 C50 系列的凝結時間

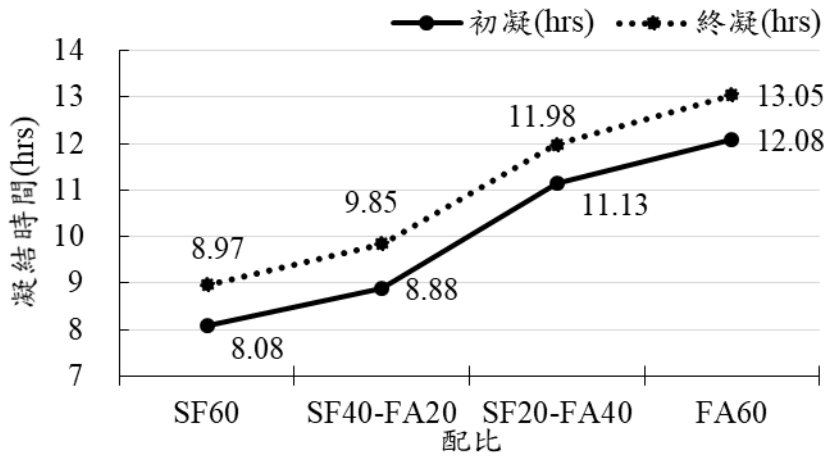


圖 4.14 C40 系列的凝結時間

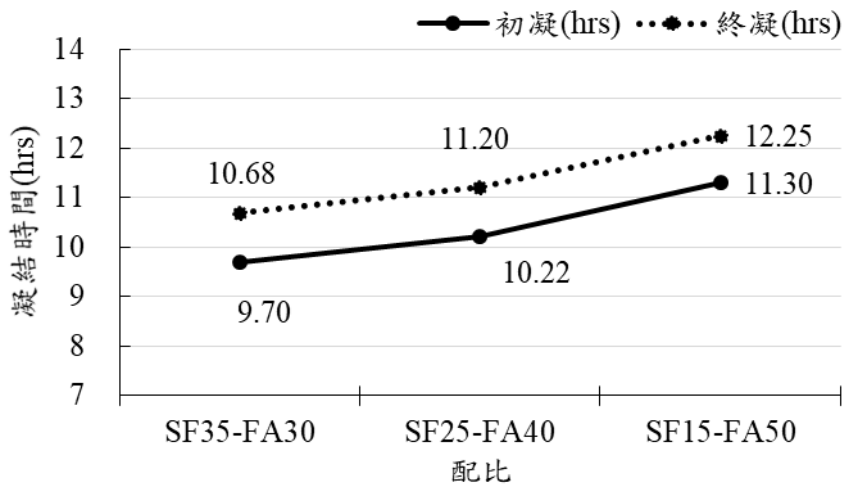


圖 4.15 C35 系列的凝結時間

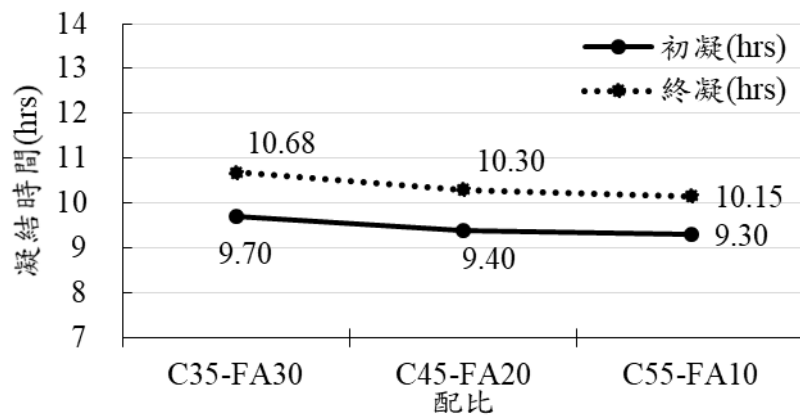


圖 4.16 SF35 系列的凝結時間

4.2.2 漿體 pH 與抗壓強度

相關各系列配比之 pH 值與抗壓強度試驗結果如表 4.10~表 4.16 所示，以下分別針對各礦物摻料(矽灰、飛灰)取代比例進行 pH 與抗壓強度於各齡期之變化趨勢探討。

表 4.10 C60 系列配比 pH 值與抗壓強度

漿體編號	pH				平均抗壓強度(MPa)		
	14 天	28 天	56 天	90 天	28 天	56 天	90 天
C100	12.88	12.95	12.97	12.78	37.34	45.20	50.47
C60-SF40-FA 0	12.44	12.42	11.98	11.37	34.85	43.35	47.24
C60-SF30-FA10	12.59	12.57	12.33	12.03	34.41	42.31	45.86
C60-SF10-FA30	12.74	12.71	12.56	12.53	20.79	40.02	42.24
C60-SF 0-FA40	12.76	12.78	12.74	12.72	20.26	37.15	40.38

表 4.11 C50 系列配比 pH 值與抗壓強度

漿體編號	pH				平均抗壓強度(MPa)		
	14 天	28 天	56 天	90 天	28 天	56 天	90 天
C100	12.88	12.95	12.97	12.78	37.34	45.20	50.47
C50-SF50-FA 0	11.78	11.76	11.23	10.75	33.15	37.95	45.37
C50-SF30-FA20	12.48	12.45	11.89	11.36	28.71	36.10	40.67
C50-SF10-FA40	12.59	12.58	12.54	12.42	20.43	32.94	37.73
C50-SF 0-FA50	12.69	12.71	12.68	12.64	18.53	31.00	36.85

表 4.12 C40 系列配比 pH 值與抗壓強度

漿體編號	pH				平均抗壓強度(MPa)		
	14 天	28 天	56 天	90 天	28 天	56 天	90 天
C100	12.88	12.95	12.97	12.78	37.34	45.20	50.47
C40-SF60-FA 0	11.29	11.26	11.04	10.46	28.43	36.05	37.73
C40-SF40-FA20	11.68	11.65	11.19	10.71	27.18	34.13	35.38
C40-SF20-FA40	12.48	12.46	12.14	11.48	19.24	29.21	32.93
C40-SF 0-FA60	12.73	12.75	12.66	12.54	15.77	27.48	31.85

表 4.13 C35 系列配比 pH 值與抗壓強度

漿體編號	pH				平均抗壓強度(MPa)		
	14 天	28 天	56 天	90 天	28 天	56 天	90 天
C100	12.88	12.95	12.97	12.78	37.34	45.20	50.47
C35-SF15-FA50	12.32	12.26	12.13	11.49	11.20	20.79	25.28
C35-SF25-FA40	12.27	12.25	11.72	11.1	14.06	23.38	28.03
C35-SF35-FA30	11.74	11.7	11.17	10.58	25.96	36.09	37.53

表 4.14 SF35 系列配比 pH 值與抗壓強度

漿體編號	pH				平均抗壓強度(MPa)		
	14 天	28 天	56 天	90 天	28 天	56 天	90 天
C100	12.88	12.95	12.97	12.78	37.34	45.20	50.47
C35-SF35-FA30	11.74	11.7	11.17	10.58	25.96	36.09	37.53
C45-SF35-FA20	12.13	12.1	11.54	10.95	25.69	34.60	44.20
C55-SF35-FA10	12.19	12.16	11.92	11.43	34.79	43.80	52.14

表 4.15 矽灰取代水泥重量 40%、50%及 60% 配比 pH 值與抗壓強度

漿體編號	pH				平均抗壓強度(MPa)		
	14 天	28 天	56 天	90 天	28 天	56 天	90 天
C100	12.88	12.95	12.97	12.78	37.34	45.20	50.47
C60-SF40	12.44	12.42	11.98	11.37	34.85	43.35	47.24
C50-SF50	11.78	11.76	11.23	10.75	33.15	37.95	45.37
C40-SF60	11.29	11.26	11.04	10.46	28.43	36.05	37.73

表 4.16 飛灰取代水泥重量 40%、50%及 60% 配比 pH 值與抗壓強度

漿體編號	pH				平均抗壓強度(MPa)		
	14 天	28 天	56 天	90 天	28 天	56 天	90 天
C100	12.88	12.95	12.97	12.78	37.34	45.20	50.47
C60-FA40	12.76	12.78	12.74	12.72	20.26	37.15	40.38
C50-FA50	12.69	12.71	12.68	12.64	18.53	31.00	36.85
C40-FA60	12.73	12.75	12.66	12.54	15.77	27.48	31.85

4.2.2.1 不同系列配比 pH

在養護齡期對 pH 的影響方面，孔隙溶液 pH 會隨著水化時間而有所改變，不同系列配比漿體的 pH，均隨養護時間增加而降低，如 C60 系列配比 C60-SF40，14 天 pH 為 12.44，至 56 天時降為 11.98，減少 3.7%，顯示 pH 隨著時間增加而減少。配比 C60-FA40，14 天 pH 為 12.76，至 56 天時降為 12.74，減少 0.2%。可觀察出矽灰及飛灰取代水泥重量各 40% 時，氫氧化鈣被消耗速率不同，矽灰比飛灰降低 pH 來得迅速。C50 系列配比 C50-SF50，14 天 pH 為 11.78，至 56 天時降為 11.23，減少 4.7%，配比 C50-FA50，14 天 pH 為 12.69，至 56 天時降為 12.68，減少 0.07%。可觀察出矽灰及飛灰取代水泥重量各 50% 時，矽灰能有效降低 pH 而飛灰降低 pH 能力有限，孔隙中仍有大量氫氧化鈣無法消耗，使得孔隙溶液 pH 仍然偏高。C40 系列配比 C40-SF60，14 天 pH 為 11.29，至 56 天時降為 11.04，減少 2.2%，配比 C40-FA60，14 天 pH 為 12.73，至 56 天時降為 12.66，減少 0.5%。可觀察出矽灰及飛灰取代水泥重量各 60% 時，矽灰在消耗氫氧化鈣速率比飛灰迅速，降低 pH 比飛灰明顯。

使用膠結材取代卜特蘭水泥之孔隙溶液 pH 如圖 4.17~圖 4.23 所示，由試驗結果得知，孔隙溶液 pH 會隨著水化時間而有所改變，pH 會隨著低鹼膠結材料矽灰取代水泥量增加而減少，由於氫氧化鈣已被消耗掉，以純水泥漿體為例，可發現其孔隙溶液 pH 下降幅度有限，代表孔隙中仍有大量氫氧化鈣無法消耗，使得孔隙溶液 pH 仍然偏高，而藉由低鹼性膠結材矽灰及飛灰來取代水泥用量，由圖可觀察到在各系列配比中的 pH，水泥用量低於 40% 時，其 56 天的孔隙溶液之 pH 相當接近 11。

在矽灰用量對 pH 的影響方面，pH 隨矽灰取代水泥重量增加而降低，以養護 56 天試體為例，矽灰取代水泥重量 40 %、50 % 及 60 % 的 pH 分別為 11.98、11.23 及 11.04，與對照組(C100)56 天齡期 pH 為 12.97 比較，分別降低了 7.6 %、13.4 % 及 14.9 %。由圖 4.24 可以發現，當矽灰取代量 40-60 % 範圍時，56 天齡期的 pH 降低幅度最大，因此，降低水泥用量，藉由摻配低鹼膠結材進行卜作嵐反應，可消耗孔隙溶液中之氫氧化鈣含量，促使 C-S-H 膠體及 C-A-S-H 膠體的形成，以降低孔隙溶液 pH。

在飛灰用量對 pH 的影響方面，pH 隨飛灰取代水泥重量增加而降低幅度有限，以養護 56 天試體為例，飛灰取代水泥重量 40 %、50 % 及 60 % 的 pH 分別為 12.74、12.68 及 12.66，與對照組(C100)56 天齡期 pH 為 12.97 比較，分別降低了 1.8 %、2.2 % 及 2.4%。由圖 4.25 可以發現，當矽灰取代量 40 %-60 % 範圍時，由於孔隙中仍有大量氫氧化鈣無法消耗，56 天齡期的 pH 降低幅度有限，孔隙溶液 pH 仍然偏高。

綜合性的觀察如下：

- A. 圖 4.22 顯示，單一以矽灰取代部分水泥，取代量愈多，pH 下降越多；pH 隨養護齡期增加而下降，達 56 天齡期時，下降明顯。
- B. 圖 4.23 顯示，單一以飛灰取代部分水泥，取代量在 40%~60% 範圍內，pH 略低於純水泥漿體，但飛灰用量多寡，在齡期未超過 56 天時，對 pH 影響並不明顯，也未顯著降低 pH。
- C. 圖 4.17~圖 4.20 顯示，同時以矽灰及飛灰取代部分水泥，飛灰比例增加，pH 就會隨之增加，但仍低於純水泥漿體。
- D. 圖 4.21 顯示，同時以矽灰及飛灰取代部分水泥，固定矽灰取代 35%，則飛灰取代量越多，pH 越低。
- E. 圖 4.22 顯示，以單一矽灰取代部分水泥對降低 pH 才有明顯效果，而且取代量要達到 50%，在養護 90 天時較有機會將 pH 降至 11 以下。
- F. 上述研究使用純膠結材料及水膠比固定為 0.5，若對於砂漿或混凝土，且用水量增加，試體的 pH 可能又會降低。

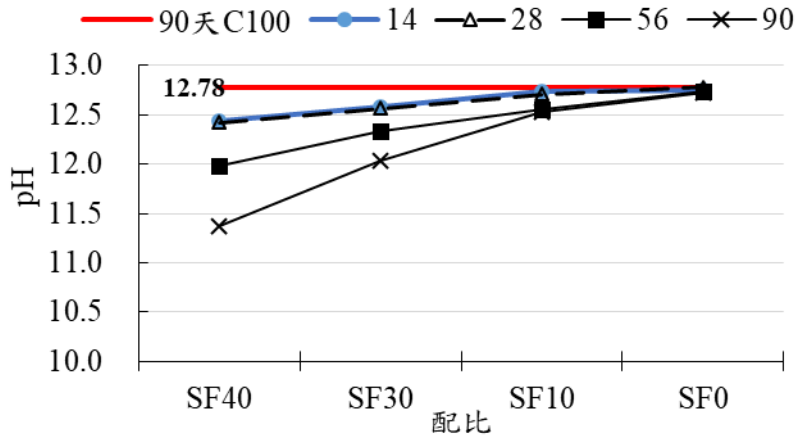


圖 4.17 C60 系列的 pH

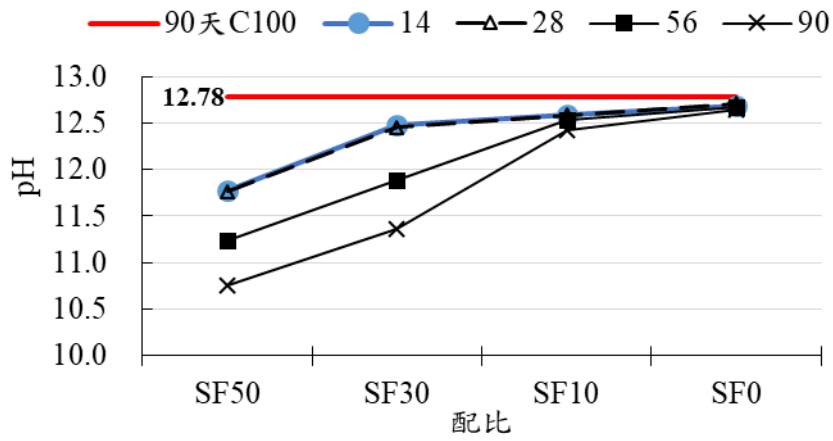


圖 4.18 C50 系列的 pH

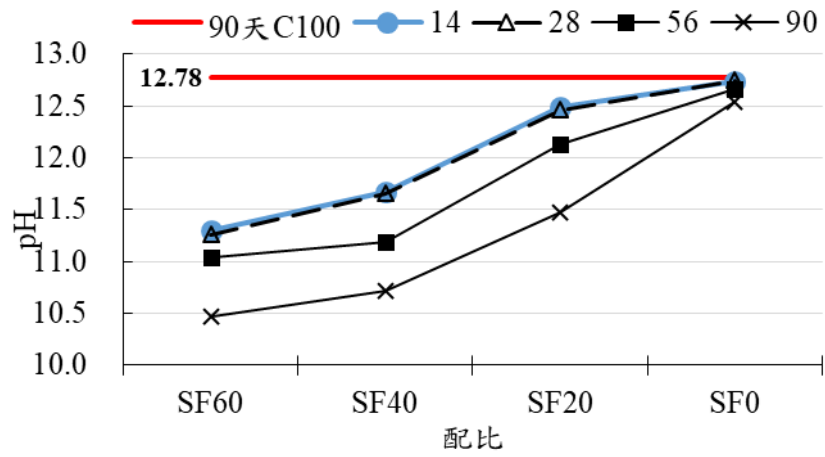


圖 4.19 C40 系列的 pH

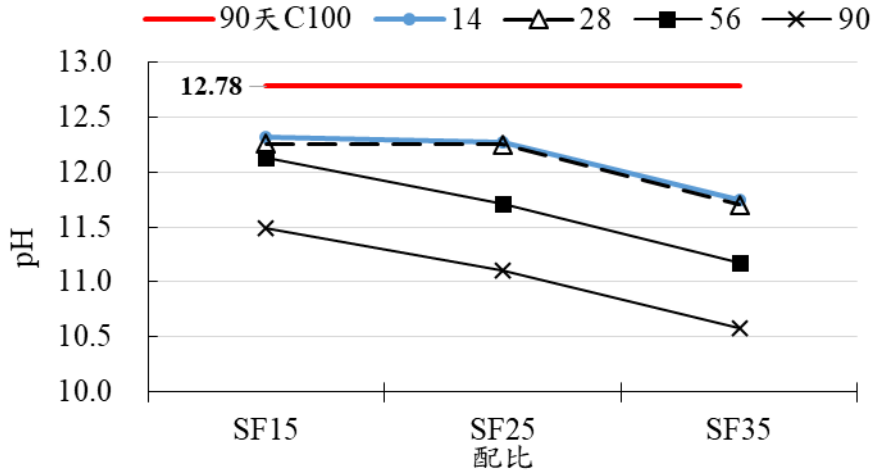


圖 4.20 C35 系列的 pH

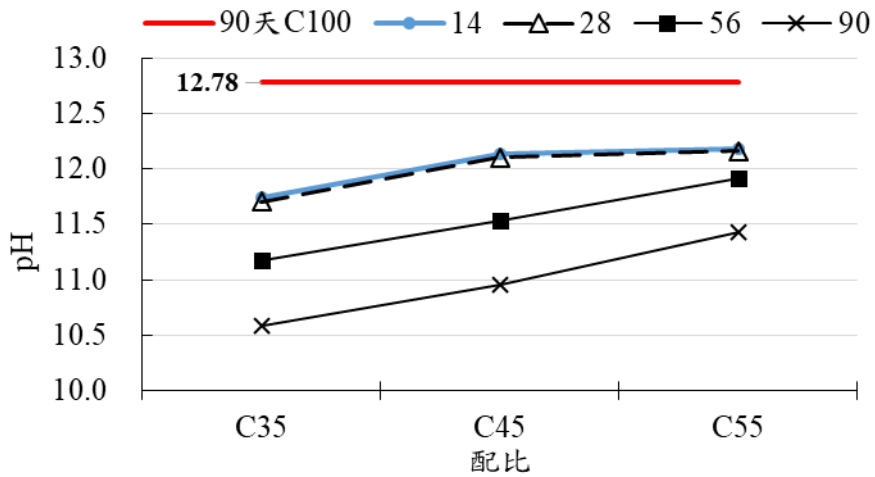


圖 4.21 SF35 系列的 pH

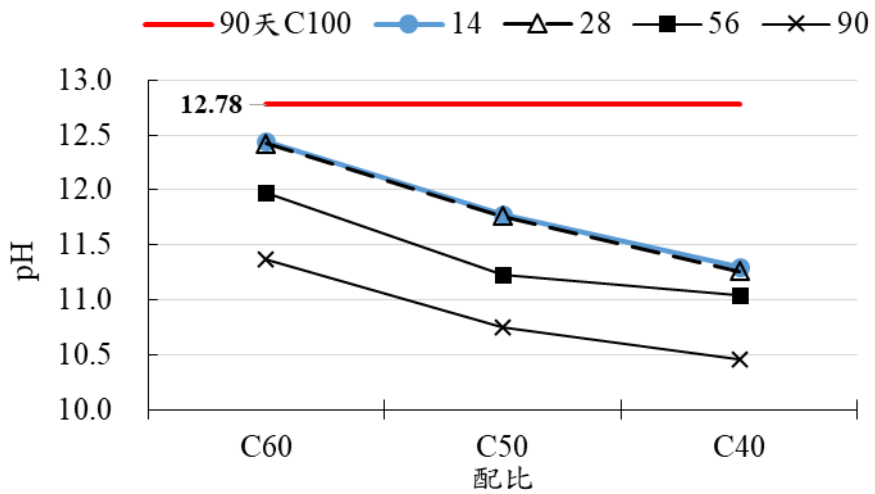


圖 4.22 砂灰取代水泥重量 40%、50% 及 60% 的 pH

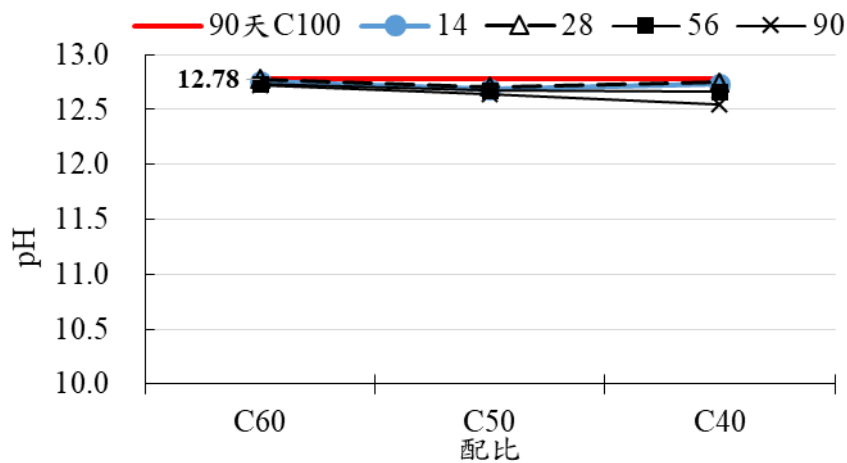


圖 4.23 飛灰取代水泥重量 40%、50% 及 60% 的 pH

4.2.2.2 不同系列配比對抗壓強度影響

抗壓強度變化結果如表 4.10~表 4.16 及圖 4.24~圖 4.30 所示。

在養護齡期對抗壓強度的影響方面，不同漿體的抗壓強度，均隨養護時間增加而增加，如對照組 C100，28 天抗壓強度為 37.34 MPa，至 56 天時增加為 45.20 MPa，增加 21 %。C60 系列配比 C60-SF40，28 天抗壓強度為 34.85 MPa，至 56 天時增加為 43.35 MPa，增加 18.8 %，配比 C60-FA40，28 天抗壓強度為 20.26 MPa，至 56 天時增加為 37.15 MPa，增加 83.0 %。C50 系列配比 C50-SF50，28 天抗壓強度為 33.15 MPa，至 56 天時增加為 37.95 MPa，增加 14.5 %，配比 C50-FA50，28 天抗壓強度為 18.53 MPa，至 56 天時增加為 31.00 MPa，增加 67.3 %。C40 系列配比 C40-SF60，28 天抗壓強度為 28.43 MPa，至 56 天時增加為 36.05 MPa，增加 26.8 %，配比 C40-FA60，28 天抗壓強度為 15.77 MPa，至 56 天時增加為 27.48 MPa，增加 74.3 %。

以養護 56 天試體為例，與對照組(C100) 56 天齡期抗壓強度為 45.20MPa 比較，矽灰取代水泥重量 40 %-60 % 範圍皆低於對照組(C100)，抗壓強度分別為 43.35 MPa、37.95 MPa 及 36.05 MPa，分別降低了 4.1 %、16.0 % 及 20.2 %。

在矽灰用量對抗壓強度的影響方面，齡期 28 天時，矽灰取代水泥的漿體抗壓強度皆低於對照組(C100)抗壓強度。齡期 28 天，40%矽灰取代量之抗壓強度 34.85 MPa，60%矽灰取代量之抗壓強度 28.43 MPa，減少 18.4%。

在飛灰用量對抗壓強度的影響方面，飛灰取代水泥的漿體抗壓強度皆低於對照組(C100)與 40%~60%矽灰之抗壓強度，由於矽灰單價比飛灰貴將近六倍，但抗壓強度比飛灰取代高，故在考慮添加礦物摻料飛灰時不得高於 30%。

綜合性的觀察如下：

- A. 圖 4.29 顯示，單一以矽灰取代部分水泥，取代量愈多，抗壓強度下降越多；抗壓強度隨養護齡期增加而增加，於 56 天齡期時，矽灰取代量 40%(配比 C60-SF40)的強度發展與純水泥試體之強度相當。
- B. 圖 4.30 顯示，單一以飛灰取代部分水泥，取代量愈多，抗壓強度下降越多；抗壓強度隨養護齡期增加而增加。
- C. 圖 4.24~圖 4.27 顯示，同時以矽灰及飛灰取代部分水泥，抗壓強度均較純水泥試體抗壓強度低。飛灰比例增加，抗壓強度也會隨之降低。
- D. 圖 4.29 及圖 4.30 顯示，抗壓強度隨養護齡期增加而增加，且取代水泥比例越高，抗壓強度越高。

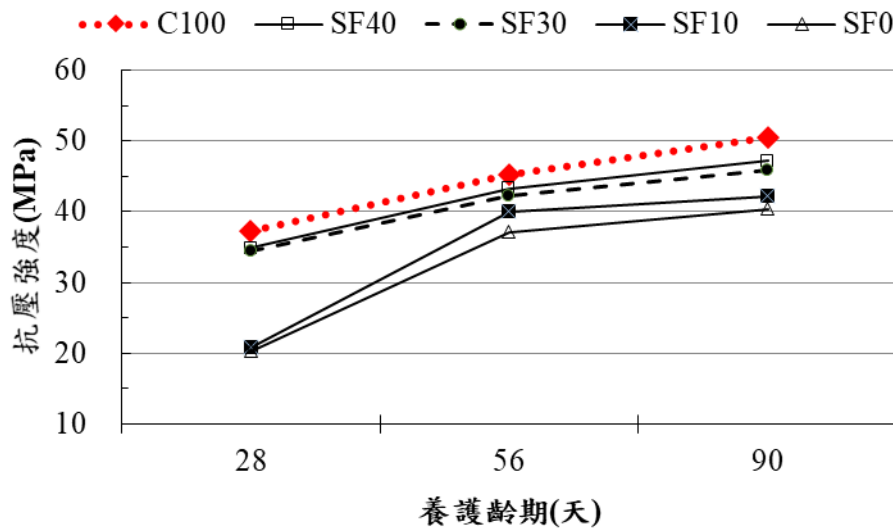


圖 4.24 C60 系列的平均抗壓強度

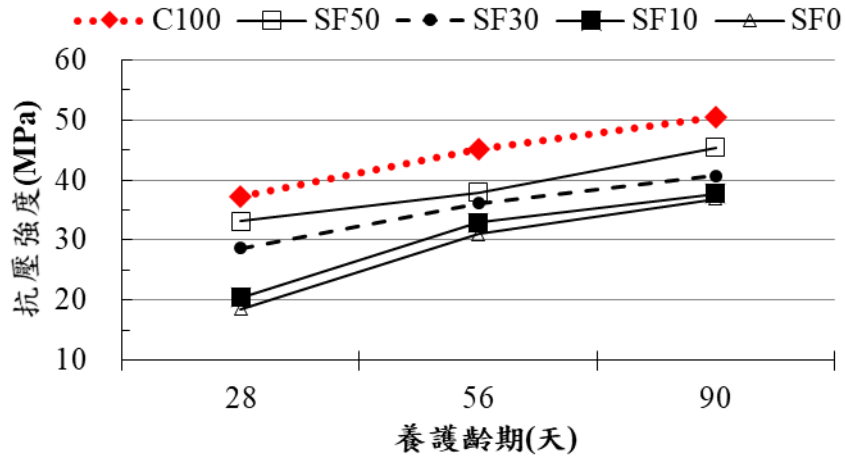


圖 4.25 C50 系列的平均抗壓強度

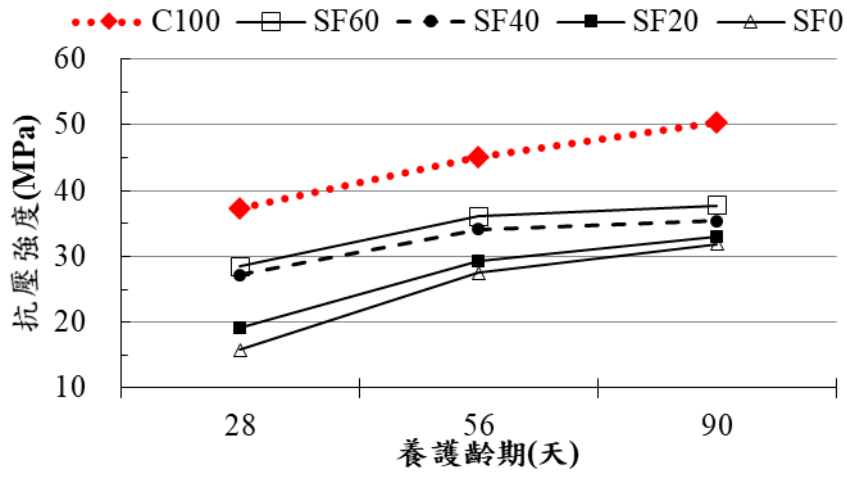


圖 4.26 C40 系列的平均抗壓強度

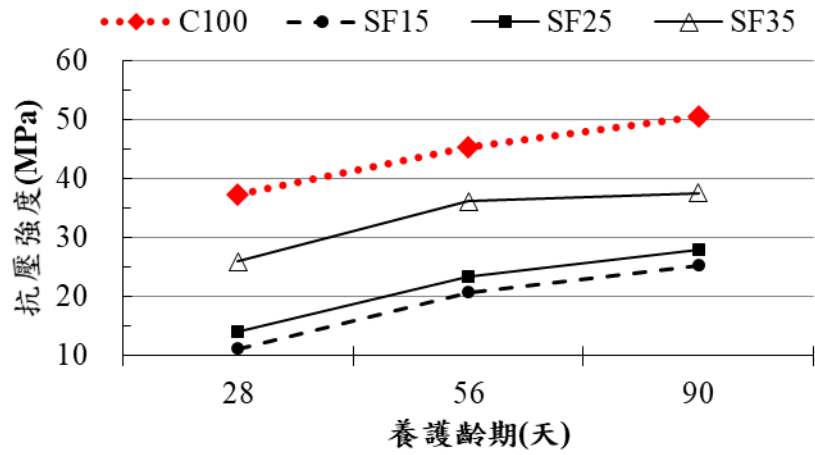


圖 4.27 C35 系列的平均抗壓強度

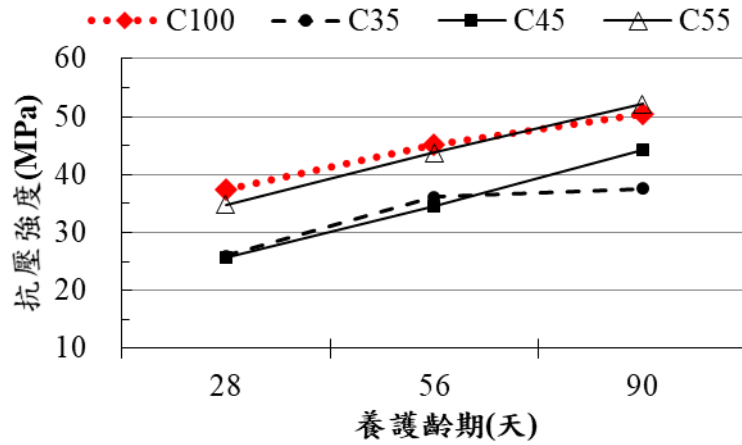


圖 4.28 SF35 系列的平均抗壓強度

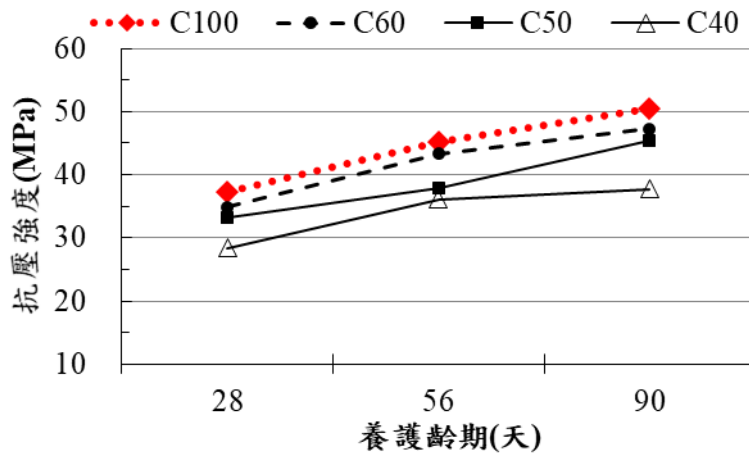


圖 4.29 矽灰取代水泥重量 40%、50% 及 60% 的平均抗壓強度

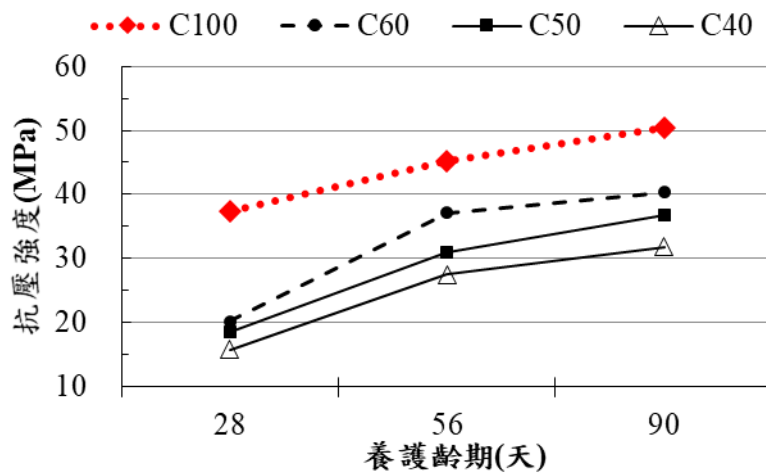


圖 4.30 飛灰取代水泥重量 40%、50% 及 60% 的平均抗壓強度

4.2.3 微觀分析

微觀性質試驗如 TGA、XRD 及 SEM(EDS)等，於本子項計畫中選擇純矽灰取代之配比(C60-SF40、C50-SF50 及 C40-SF60)與對照組 C100，於養護齡期 90 天時進行各成分含量分析，探討於純矽灰取代情況下，各漿體配比 CaO/SiO₂ 與總矽含量。

4.2.3.1 TGA

本試驗使用矽灰取代水泥比例 40、50 及 60%與對照組 C100 進行 TGA 試驗，表 4.17 為各配比於各溫度階段之重量損失百分比。純水泥漿體於 TGA 升溫過程中可分為四階段之重量損失：第一階段，25-100°C，為粉末損失來自空氣中所吸附之水重；第二階段，100°C-350°C，將損失 C-S-H 膠體、鈣礬石(Ettringite)及水化鋁酸鈣(Calicium aluminate hydrate)之鍵結水分子；第三階段，430-460°C，重量損失主要是 Ca(OH)₂ 的分解；第四階段，約在 790°C 左右，此階段主要為 CaCO₃ 分解的重量損失。

圖 4.31 為單純以不同比例之矽灰取代水泥於 90 天齡期之 TGA 趨勢。由圖中可發現，相較於對照組 C100，於溫度達 400°C-500°C 區間時有明顯重量損失之情況外，其餘使用不同比例矽灰取代水泥之配比，於該溫度區間皆未有明顯重量損失。配比 C100、C60-SF40、C50-SF50 及 C40-SF60 於此溫度區間損失之重量百分比分別占總重量之 2.86%、0.27%、0.25%及 0.30%。顯示純水泥漿體 C100 於 90 天齡期時，試體中存在氫氧化鈣(CH)比例較使用矽灰取代部水泥之配比(C60-SF40、C50-SF50 及 C40-SF60)來得高；而配比 C60-SF40、C50-SF50 及 C40-SF60 於此溫度區間，以矽灰取代量 50%試體重量損失情形最為不明顯，顯示在此取代比例情況下，漿體中之 CH 能夠最有效地消耗並形成 C-S-H 膠體。

表 4.17 各配比於各階段重量損失百分比(%)

溫度範圍(°C)	C100	C60-SF40	C50-SF50	C40-SF60
25-105	2.27	3.47	3.26	4.95
110-350	7.61	7.98	9.00	9.17
430-460	2.86	0.27	0.25	0.30
790-900	0.44	0.78	0.79	1.58

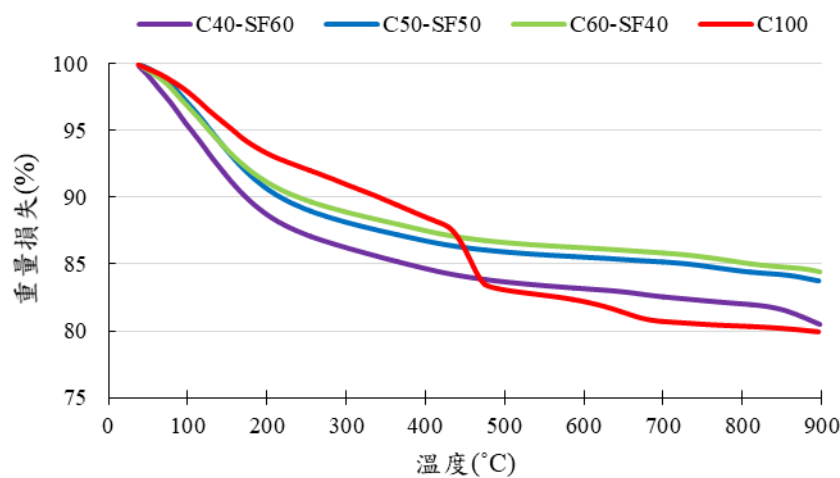


圖 4.31 純砂灰取代 90 天之 TGA

4.2.3.2 XRD

不同砂灰取代水泥的水化產物變化可透過 XRD 分析進行探討，本研究漿體之水化產物主要包含 C-S-H 膠體、 CaCO_3 、 $\text{Ca}(\text{OH})_2$ 、 C_2S 、 C_3S 、 C_4AF 、 SiO_2 (Quartz) 及鈣礬石 (Ettringite)；其中，使用砂灰取代水泥所影響之水化產物主要以 $\text{Ca}(\text{OH})_2$ 、 CaCO_3 、 C_2S 、 C_3S 為主。

各配比漿體於 90 天齡期 XRD 試驗結果如圖 4.32 所示。對照組 C100 於 90 天 XRD 結果顯示有 $\text{Ca}(\text{OH})_2$ 、 C_2S 、 C_3S 、C-S-H 及 CaCO_3 等成分，仍有氫氧化鈣存在；使用砂灰取代水泥之配比(C60-SF40、C50-SF50 及 C40-SF60)在 90 天齡期產物主要以 C_2S 、 C_3S 、C-S-H 膠體為主，幾乎觀察不到氫氧化鈣的存在，顯示砂灰的使用能有消耗氫氧化鈣，而 C-S-H 膠體的生成與漿體孔隙溶液 pH 的下

降則存在著高度相關性。

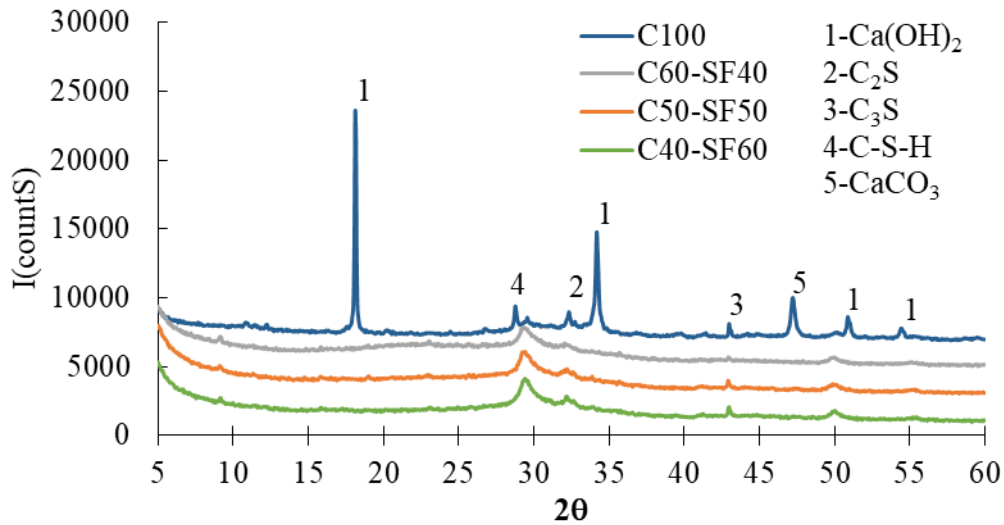


圖 4.32 各配比 90 天 XRD 分析結果

4.2.3.3 SEM (EDS)

本研究以矽灰取代水泥比例 40%、50% 及 60% 進行 SEM 影像觀察，探討配比表面於 90 天齡期相關水化產物生成狀況，並使用 EDS 進行成分分析，檢視使用矽灰取代水泥之配比其 CaO/SiO_2 與總矽含量是否符合低鹼性水泥應用於處置場之要求。

SEM 影像如圖 4.33 至圖 4.35。圖 4.33 為配比 C60-SF40，表面平滑且結晶較大的成分比例居多；圖 4.34 為配比 C50-SF50，此配比之結晶表面更為平滑，可以觀察到雲霧狀物質分布於圖中各處，並發現小顆粒結晶較配比 C60-SF40 增加；圖 4.35 為配比 C40-SF60，雲霧狀物質分布比例介於前述二配比，且結晶顆粒分布亦介於前述二配比。根據上述觀察到之 C-S-H 膠體生成狀況與分布情形，矽灰取代水泥重量為 50 % 可最有效率地促使 C-S-H 膠體的生成。

EDS 各配比之分析點位及其對應之圖譜如圖 4.36 至圖 4.38 如所示。表 4.18 則為各配比化學元素與其對應氧化物於總成分中之重量百分比。由表中可發現，Si 含量百分比會隨矽灰取代水泥比例增加而增加；而根據 CaO 與 SiO_2 含量百分比計算而得之 CaO/SiO_2 於 90 天齡期皆小於 0.8，符合低鹼性混凝土之要求，並且各別 CaO/SiO_2 值亦隨著矽灰取代比例的增加而有下降之趨勢，顯示當矽灰取

代水泥量達 40%即可使 CaO/SiO_2 有效降低，符合低鹼性混凝土使用要求。

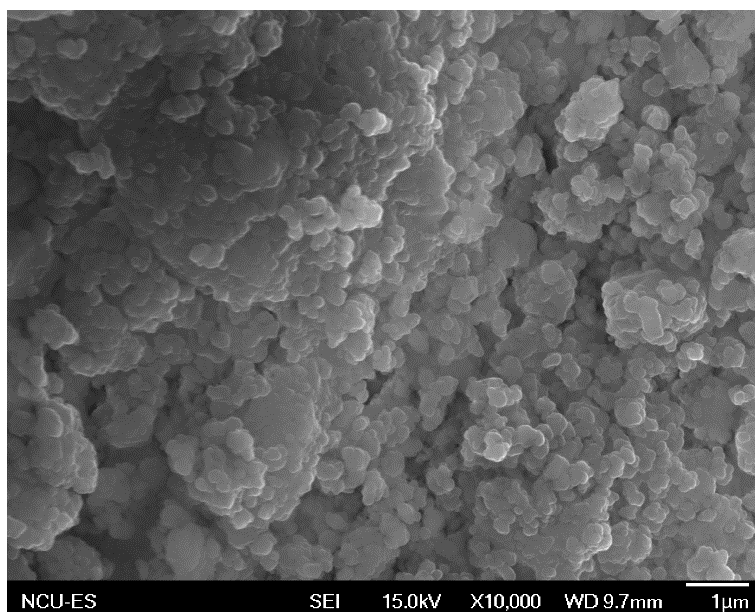


圖 4.33 C60-SF40 90 天齡期之 SEM

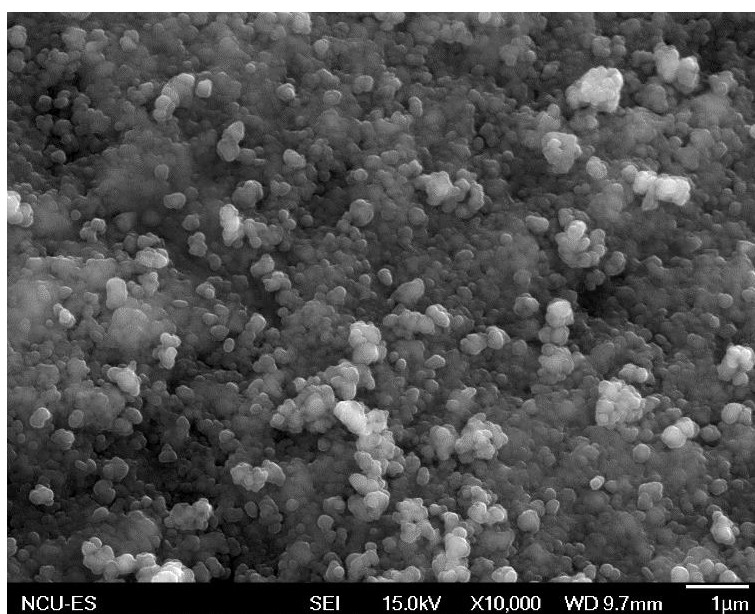


圖 4.34 C50-SF50 90 天齡期之 SEM

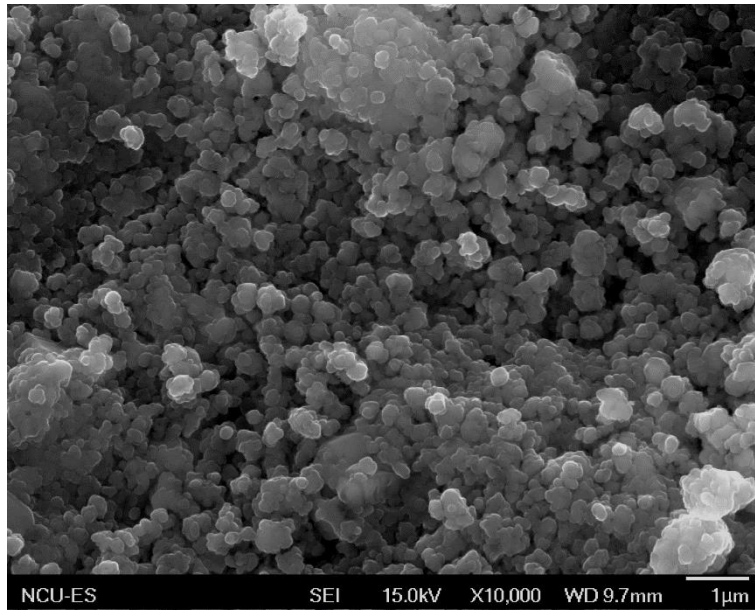
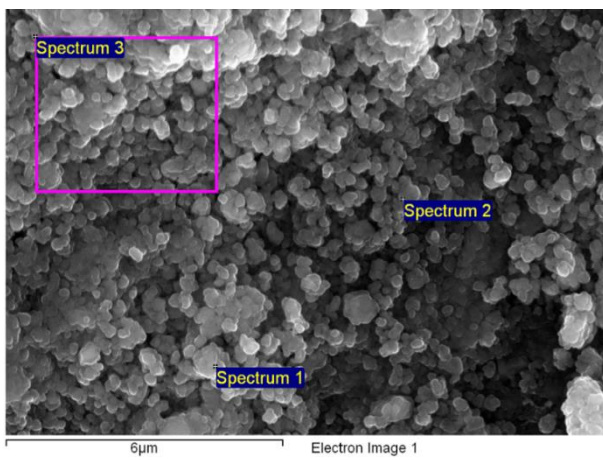
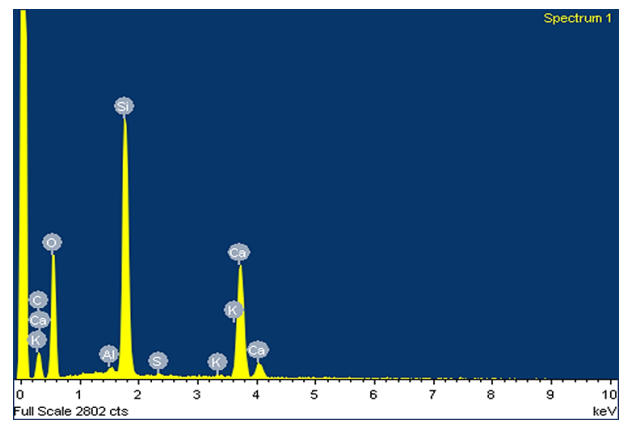


圖 4.35 C40-SF60 90 天齡期之 SEM



(a)



(b)

圖 4.36 C60-SF40 EDS(a)分析點位 (b)圖譜

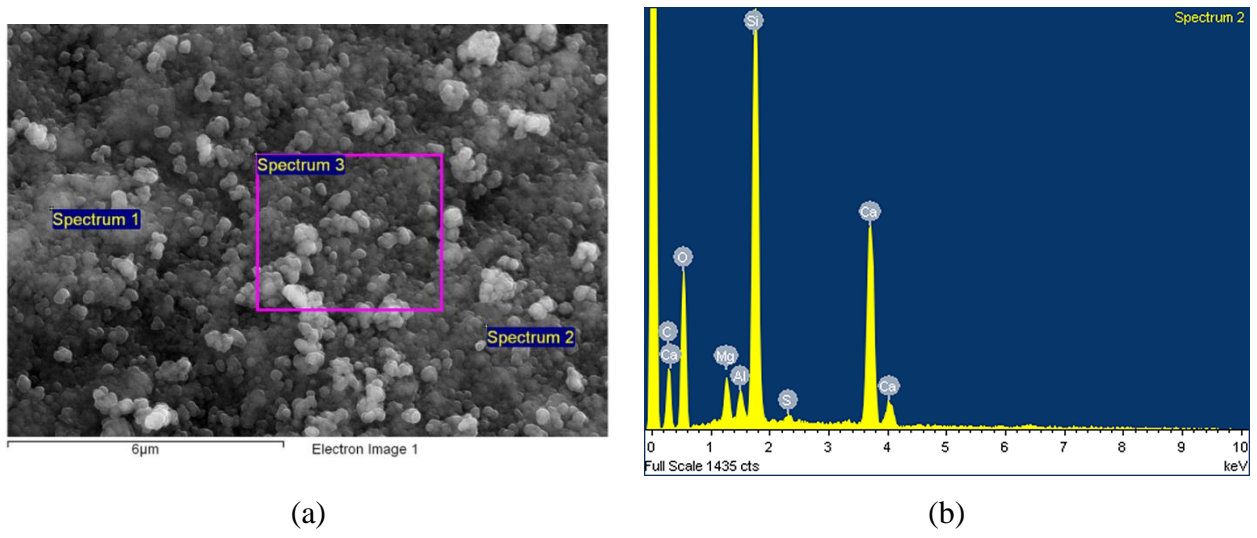


圖 4.37 C50-SF50 EDS(a)分析點位 (b)圖譜

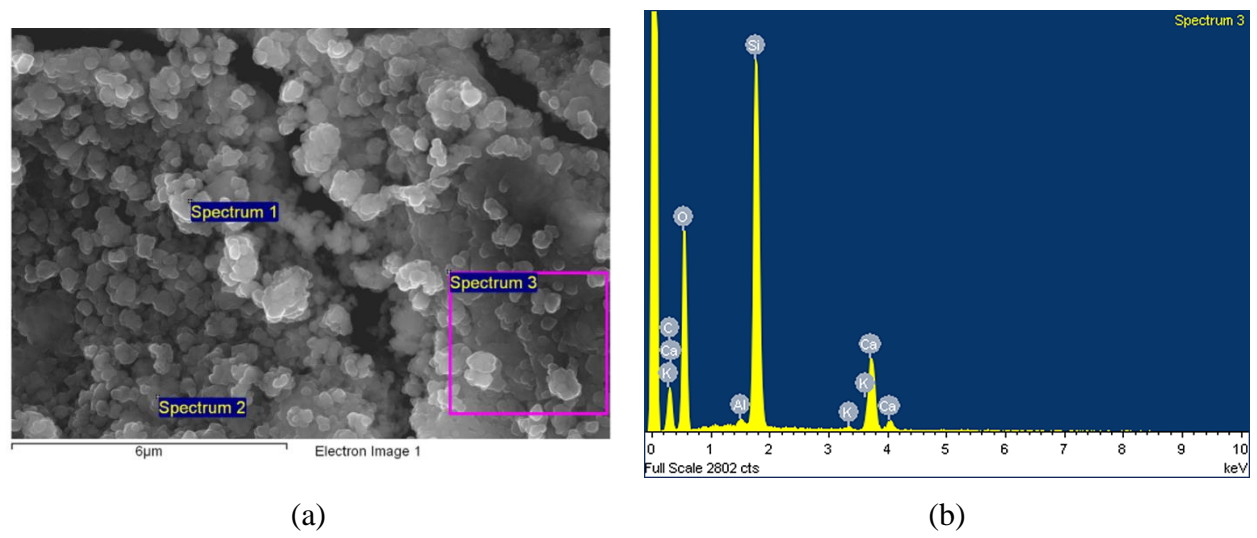


圖 4.38 C40-SF60 EDS(a)分析點位 (b)圖譜

表 4.18 各配比 EDS 元素與化合物分析

分析項目		重量(%)		
		C60-SF40	C50-SF50	C40-SF60
元素	Ca	10.79	20.81	13.21
	Si	14.35	25.92	27.61
氧化物	CaO	24.05	34.37	26.04
	SiO ₂	32.55	49.92	39.53
鈣矽比		0.74	0.69	0.66

4.3 處置坑道封塞用低鹼性混凝土新拌及硬固性質研究

分別設計 B200 系列與 B300 系列作為混凝土配比進行試驗。於 B200 系列之部分，為探討低鹼性自充填混凝土之新拌及硬固性質，以矽灰取代量 0%、40%、50% 及 60% (配比 C100、C60、C50 及 C40)，固定水膠比 0.825，並以添加強塑劑之方式控制坍流度 60-70cm 進行黏稠性(流下性試驗)、坍流度及凝結時間等新拌性質，抗壓強度、pH 值、角柱乾縮、硫酸鹽侵蝕、彈性模數、RCPT 等硬固及耐久性質試驗。B300 系列部份，則作為對應膠結材料用量系列，以矽灰取代量 0%、40%、50% 及 60% (配比 C100、C60、C50 及 C40)，固定水膠比 0.55，進行 pH 與抗壓強度試驗。

4.3.1 黏稠性

低鹼性封塞用自充填混凝土之黏稠性與坍流度分別根據 CNS 14841 自充填混凝土流下性試驗法，以及 CNS 14842 高流動性混凝土坍流度試驗法進行試驗。流下性試驗結果如表 4.19 所示。各配比以固定體積 196.4 cm³、卸出口斷面 6.5×7.5 cm 之 V 行漏斗進行試驗；有添加矽灰之配比，其流下速度為未添加之 2 倍，顯示添加矽灰可提高混凝土之流動性。而在相對流下速度(R_m)部分，使用矽灰取代水泥之配比具有較高之 R_m 值，顯示矽灰的添加會使混凝土黏稠度增加。

表 4.19 低鹼性封塞用 SCC 流下試驗結果

配比	流下時間 t ₀ (sec)	流下速度 V _m (m/s)	相對流下速度 R _m	是否 堵塞
C100	18.10	0.0022	113.33	否
C60	7.48	0.0054	274.24	否
C50	7.74	0.0052	265.02	否
C40	7.15	0.0056	286.89	否

4.3.2 坍流度

坍流度試驗結果如表 4.20 所示。圖 4.39 為現場各配比實驗狀況。各配比以強塑劑控制坍流度範圍 60-70cm，均可以符合封塞用低鹼性 SCC 坍流度 60-70 cm 的要求。

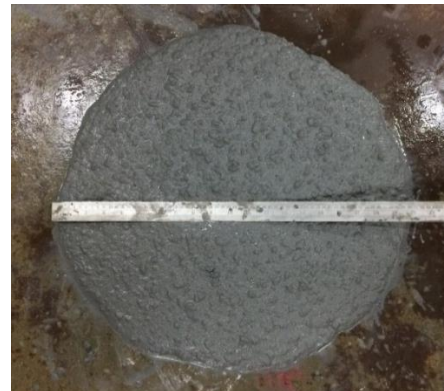
當矽灰 40%取代水泥時(C60)，所需的強塑劑用量低於對照組配比(C100)，但隨矽灰取代水泥比例增加，所需的強塑劑用量也隨之增加，並超過對照組的用量；直徑達 50cm 所需時間及停止流動時間，矽灰取代水泥的影響行為均與強塑劑用量試驗的結果趨勢相符。

表 4.20 低鹼性封塞用 SCC 坍流度試驗結果

配比	SP (kg/m ³)	直徑達 50cm 時間 (sec)	停止 流動 時間 (sec)	坍流度(cm)		
				最大直徑	與最大直徑 垂直之直徑	平均
C100	8.32	4.36	25.44	71.0	67.0	69.0
C60-SF40	7.15	3.06	24.10	62.0	61.0	61.5
C50-SF50	10.39	4.80	22.30	60.0	60.0	60.0
C40-SF60	11.04	4.70	41.00	69.5	69.0	69.3



(a) C100



(b) C60-SF40



(c) C50-SF50



(d) C60-SF40

圖 4.39 SCC 坍流度試驗圖

4.3.3 凝結時間

圖 4.40 為各砂灰取代量之凝結時間。砂灰取代水泥 0%、40%、50%及 60% 的初凝時間分別為 2.75、3.80、4.20 及 4.13 小時，均能符合封塞用低鹼性 SCC 工作性 ≥ 2 小時的要求，使用砂灰取代比例越高者，達初凝時間越長，達終凝所需時間亦有相同趨勢，且趨勢較初凝時更加顯著，顯示砂灰取代水泥比例越高者，混凝土達終凝時間越長。

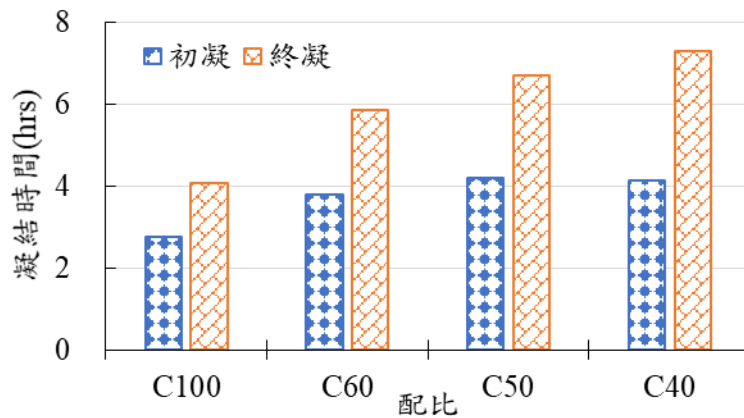


圖 4.40 各配比凝結時間

4.3.4 抗壓強度

抗壓強度部份試驗系列分為 B200 系列與 B300 系列，以下分別針對各系列進行說明。

1. B200 系列抗壓強度

各砂灰取代比例抗壓強度變化結果如表 4.21、圖 4.41 所示。

在養護齡期對抗壓強度影響方面，各配比(C60-SF40、C50-SF50 及 C40-SF60) 之抗壓強度均隨養護時間增加而增加。如對照組 C100，28 天及 90 天抗壓強度分別為 20.51 MPa 及 23.61 MPa，成長 15.1%；配比 C60-SF40 抗壓強度分別為 26.59 MPa 及 31.27 MPa，成長 17.6%；配比 C50-SF50，抗壓強度分別為 25.07 MPa 及 29.63 MPa，成長 18.2%；而配比 C40-SF60 抗壓強度分別為 22.68 MPa 及 27.93 MPa，成長 25.2%。

在矽灰取代量對晚期強度成長的影響方面，由上述各矽灰取代比例的 90 天齡期相對於 28 天齡期之強度成長幅度，以取代量 60% 之幅度最大，顯示使用矽灰取代水泥量越高，晚期強度成長幅度越大。

在矽灰取代部分水泥量對混凝土強度影響方面，矽灰分別取代 40%、50% 及 60% 水泥，28 天齡期抗壓強度分別較對照組增加 29.6%、22.0% 及 10.6%；90 天齡期抗壓強度分別較對照組增加 32.4%、25.5% 及 20.2%。對於 B200 系列而言，可觀察到：(1) 矽灰取代 40% 有較佳的強度表現，隨矽灰取代量再增加，強度會降低，但矽灰取代量達 60% 時，強度仍高於對照組。(2) 齡期越長，矽灰部分取代水泥之混凝土強度高出對照組強度之幅度越大。

在矽灰取代部分水泥量對低鹼性 SCC 抗壓強度要求之符合性方面，B200 系列 90 天抗壓強度均大於 10 MPa 的要求。

表 4.21 B200 系列各齡期抗壓強度

配比	平均抗壓強度(MPa)		
	28	56	90
C100	20.51	21.67	23.61
C60-SF40	26.59	28.57	31.27
C50-SF50	25.07	27.08	29.63
C40-SF60	22.68	27.99	28.39

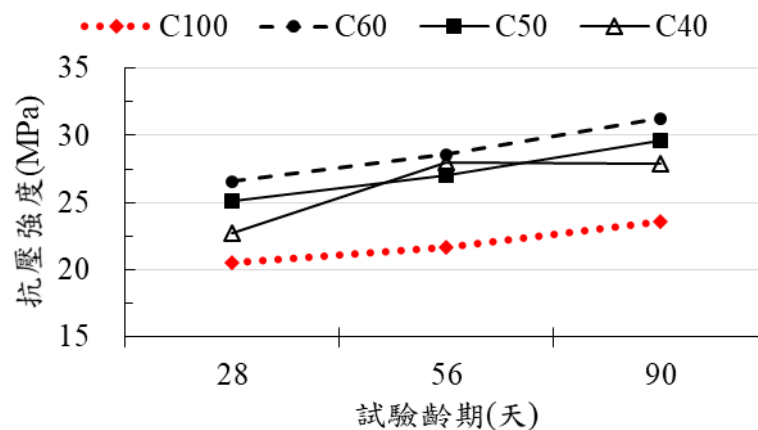


圖 4.41 B200 系列各配比抗壓強度

2. B300 系列抗壓強度

此系列與 B200 系列之最大不同為每立方公尺膠結材之使用重量；B200 系列 200 kg/m³，B300 系列則為 300 kg/m³。各矽灰取代比例抗壓強度變化結果如表 4.22、圖 4.42 所示。

在養護齡期對抗壓強度影響方面，各配比(C60-SF40、C50-SF50 及 C40-SF60)之抗壓強度均隨養護時間增加而增加。如對照組 C100，28 天及 90 天抗壓強度分別為 33.68 MPa 及 36.52 MPa，成長 8.4%；配比 C60-SF40 抗壓強度分別為 47.54 MPa 及 51.47 MPa，成長 8.3%；配比 C50-SF50，抗壓強度分別為 49.70 MPa 及 51.81 MPa，成長 4.2%；而配比 C40-SF60 抗壓強度分別為 45.31 MPa 及 56.87 MPa，成長 25.6%。

在矽灰取代量對晚期強度成長的影響方面，由上述各矽灰取代比例的 90 天齡期相對於 28 天齡期之強度成長幅度，以取代量 60%之幅度最大，顯示使用矽灰取代水泥量越高，晚期強度成長幅度越大。

在矽灰取代部分水泥量對混凝土強度影響方面，矽灰分別取代 40%、50%及 60%水泥，28 天齡期抗壓強度分別較對照組增加 41.2%、47.6%及 34.5%；90 天齡期抗壓強度分別較對照組增加 40.1%、41.9%及 55.7%。對於 B300 系列而言，可觀察到：(1)矽灰取代 60%有較佳的強度表現，隨矽灰取代量增加，強度會增加，強度均高於對照組，但與 B200 系列以矽灰取代 40%有較佳的強度表現不同，顯示對於抗壓強度而言，最佳矽灰取代量與膠結材的總量有關。(2)對於混凝土具有較高的膠結使用量時，在較短的 28 天養護齡期時，矽灰部分取代水泥之混凝土強度即有高出對照組強度 34.5%-41.2%的表現，至 90 天齡期時則有高出 40.1%-55.7%的表現。

在矽灰取代部分水泥量對低鹼性 SCC 抗壓強度要求之符合性方面，B300 系列 90 天抗壓強度均大於 10 MPa 的要求。

表 4.22 B300 系列各齡期抗壓強度

配比	平均抗壓強度(MPa)		
	28	56	90
C100	33.68	34.89	36.52
C60-SF40	47.54	48.47	51.47
C50-SF50	49.70	51.13	51.81
C40-SF60	45.31	56.02	56.87

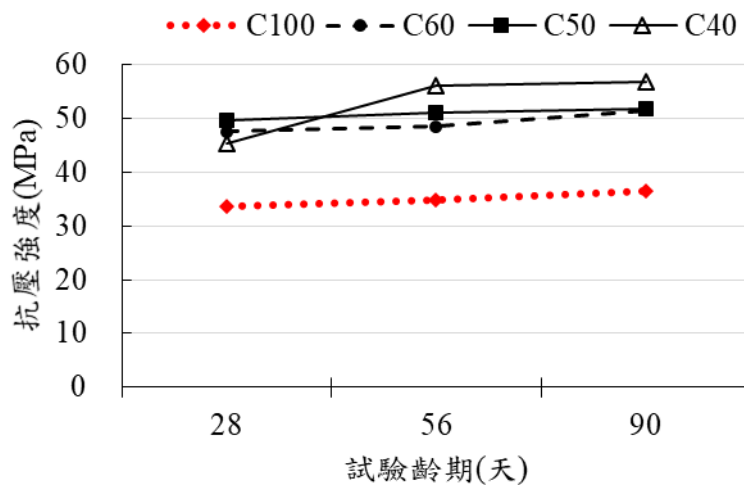


圖 4.42 B300 系列各配比抗壓強度

根據前述 B200 系列與 B300 系列之抗壓強度試驗結果，將兩系列進行綜合比較後，整理如圖 4.43 至圖 4.45，結果如下：

1. 圖 4.43 為 B200 系列與 B300 系列於 28 天各配比之抗壓強度。矽灰取代水泥 0%、40%、50% 及 60% 時的抗壓強度，B300 系列分別為 B200 系列的 1.64、1.78、1.98 及 1.99 倍。
2. 兩系列於 56 天各配比之抗壓強度比較如圖 4.44 所示。矽灰取代水泥 0%、40%、50% 及 60% 時的抗壓強度，B300 系列分別為 B200 系列的 1.61、1.70、1.89 及 2.00 倍。

3. 兩系列 90 天之抗壓強度比較如圖 4.45 所示。矽灰取代水泥 0%、40%、50% 及 60% 時的抗壓強度，B300 系列分別為 B200 系列的 1.35、1.39、1.43 及 1.50。
4. B300 系列於膠結材料使用比例較 B200 多出 1.5 倍重量，故各齡期整體之抗壓強度均較 B200 系列為高。對於相同的矽灰取代量，養護齡期超過 56 天時，B300 系列強度高出 B200 系列的比例會降低，以矽灰 60% 取代水泥為例，B300 系列 28 天、56 天及 90 天齡期的抗壓強度分別為 B200 系列的 1.99、2.00 及 1.50 倍。

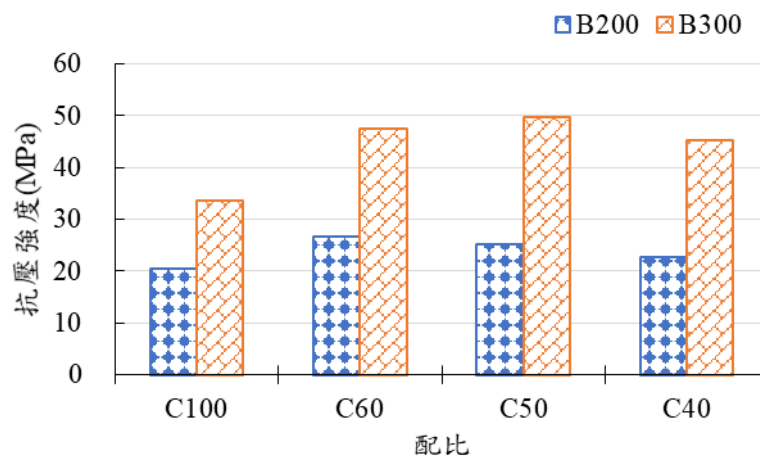


圖 4.43 B200 與 B300 系列 28 天抗壓強度

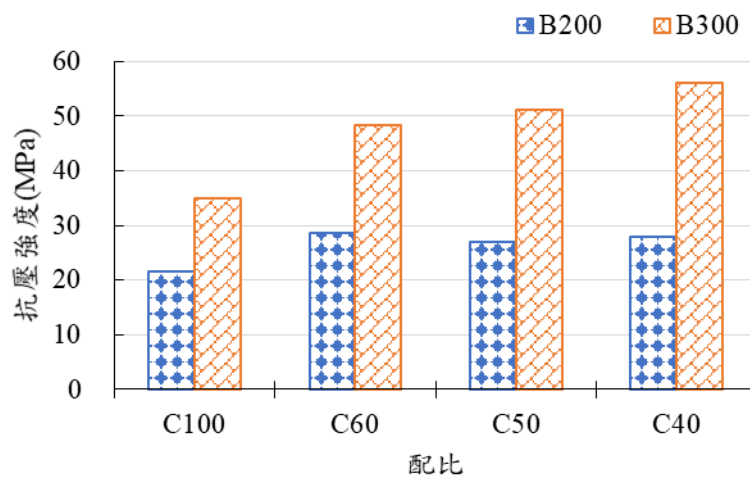


圖 4.44 B200 與 B300 系列 56 天抗壓強度

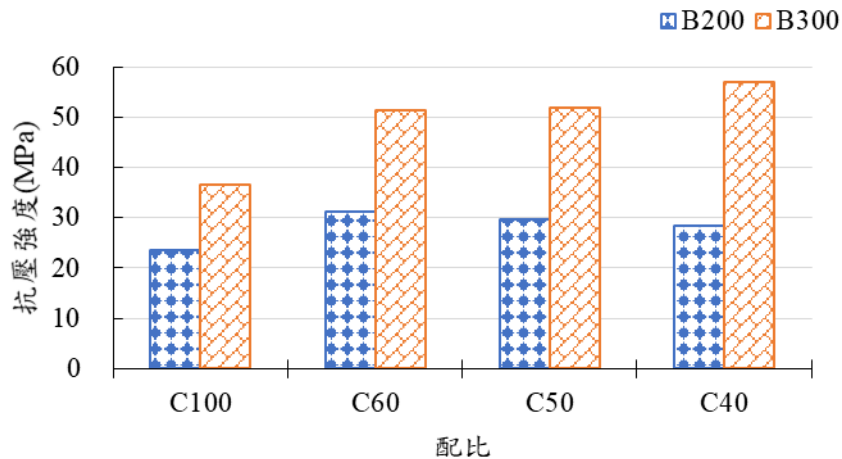


圖 4.45 B200 與 B300 系列 90 天抗壓強度

4.3.5 pH

B200 系列與 B300 系列均進行 28、56 及 90 天 pH 之量測，說明如下。

1. B200 系列的 pH 值

表 4.23 與圖 4.46 為 B200 系列各配比於 28、56 及 90 天之 pH 值。對於對照組，具有高的 pH 值，齡期 28 天後的 pH 值無明顯變化，介於 12.49~12.63。對於矽灰 40%、50% 及 60% 取代水泥之配比 C60、C50 及 C40，觀察如下：

- (1) 孔隙溶液 pH 值均隨養護時間增加而降低，對於矽灰 40%、50% 及 60% 取代水泥之配比，分別於 56 天、28 天及 28 天，pH 值即符合低鹼性 SCC 的要求， $pH \leq 11.0$ 。
- (2) 孔隙溶液 pH 值雖隨養護時間增加而降低，但齡期 56 天之後，pH 值降低的幅度較小，以矽灰 40% 取代水泥之配比為例，28 天、56 天及 90 天的 pH 值分別為 11.13、10.80 及 10.75。
- (3) 孔隙溶液 pH 值均隨矽灰取代量增加而降低，以 28 天齡期為例，矽灰分別取代 40%、50% 及 60% 水泥，pH 值分別為 11.13、10.72 及 10.53。

表 4.23 B200 系列於各齡期之 pH

配比	平均 pH		
	28	56	90
C100	12.49	12.59	12.63
C60-SF40	11.13	10.80	10.75
C50-SF50	10.72	10.71	10.68
C40-SF60	10.53	10.24	10.21

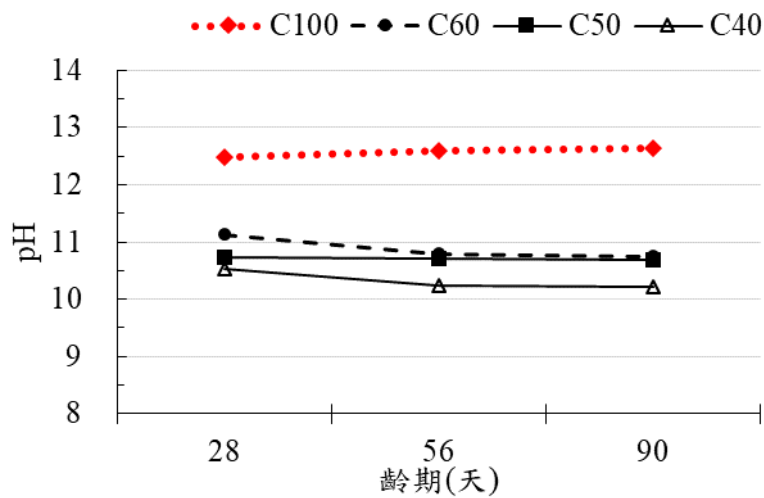


圖 4.46 B200 系列於各齡期之 pH

2. B300 系列 pH

表 4.24 與圖 4.47 為 B300 系列各配比於 28 天、56 天及 90 天之 pH 值。對於對照組，具有高的 pH 值，齡期 28 天後的 pH 值無明顯變化，介於 12.53~12.69。對於矽灰 40%、50% 及 60% 取代水泥之配比 C60、C50 及 C40，觀察如下：

- (1) 孔隙溶液 pH 值均隨養護時間增加而降低，對於矽灰 40%，90 天時 pH 值為 11.07，仍未能符合低鹼性 SCC 的要求；50% 及 60% 取代水泥之配比，分別於 56 天及 28 天，pH 值即符合低鹼性 SCC 的要求， $pH \leq 11.0$ 。
- (2) 孔隙溶液 pH 值雖隨養護時間增加而降低，但齡期 56 天之後，pH 值降低的幅度仍未見趨緩，以矽灰 40% 取代水泥之配比為例，28 天、56 天及 90 天的 pH 值分別為 11.27、11.26 及 11.07。

(3) 孔隙溶液 pH 值均隨矽灰取代量增加而降低，以 28 天齡期為例，矽灰分別取代 40%、50%及 60%水泥，pH 值分別為 11.27、11.01 及 10.76。

表 4.24 B300 系列於各齡期之 pH

配比	平均 pH		
	28	56	90
C100	12.59	12.69	12.53
C60-SF40	11.27	11.26	11.07
C50-SF50	11.01	10.92	10.71
C40-SF60	10.76	10.48	10.34

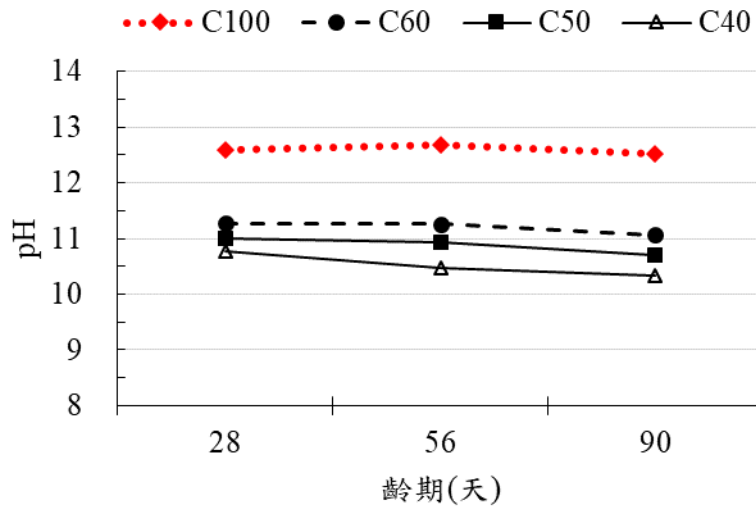


圖 4.47 B300 系列於各齡期之 pH

根據前述 B200 系列與 B300 系列之 pH 試驗結果，將兩系列進行綜合比較後，整理如圖 4.48 至圖 4.50，顯示：

1. 對於對照組混凝土，混凝土內的膠結材料用量對同一齡期的 pH 值未產生明顯影響。
2. 矽灰以相同重量比例取代部分水泥時，混凝土內的膠結材料總量的增加，會增加相同齡期混凝土的 pH 值。

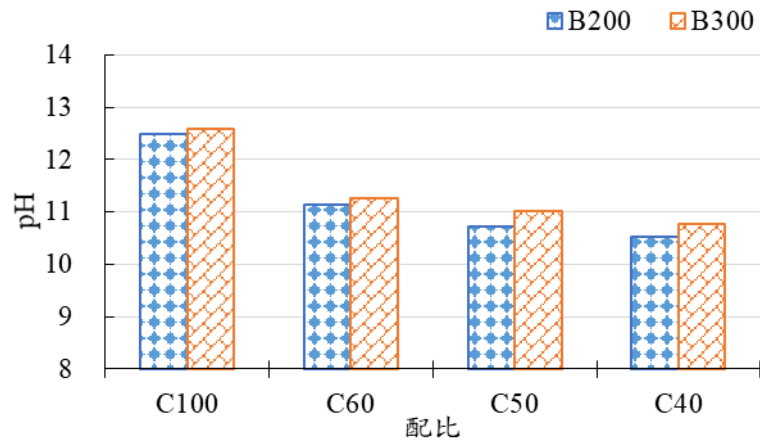


圖 4.48 B200 及 B300 系列 28 天的 pH 值

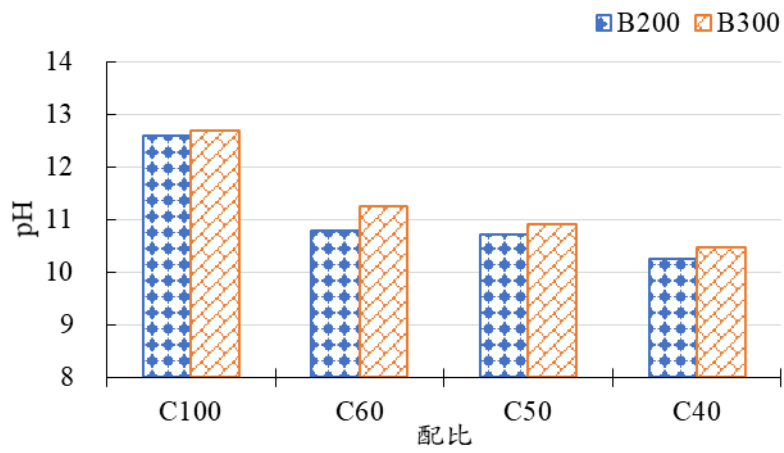


圖 4.49 B200 及 B300 系列 56 天的 pH 值

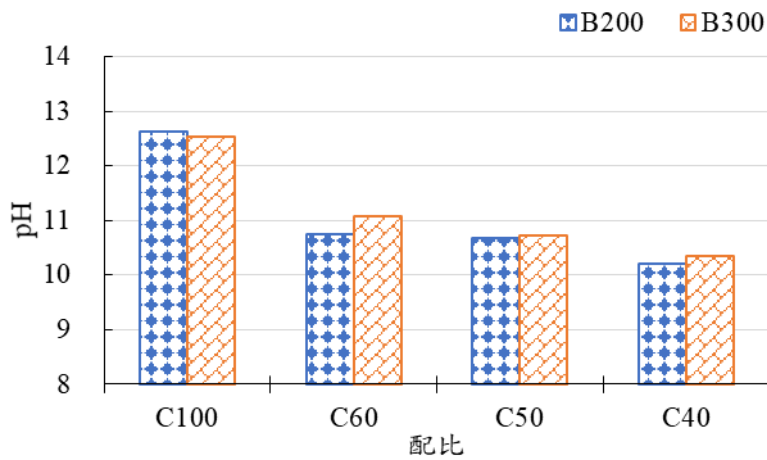


圖 4.50 B200 及 B300 系列 90 天的 pH 值

4.3.6 彈性模數試驗

彈性模數試驗參照 ASTM C469，以 B200 系列進行各混凝土配比於齡期 28、90 天之彈性模數與抗壓強度關係，試驗結果如圖 4.51。結果顯示：

- (1) 各配比之彈性模數隨養護齡期增加而增加，與抗壓強度的成長趨勢相符。
- (2) 砂灰分別取代 40%、50% 及 60% 水泥，90 天彈性模數分別為 24.52GPa、22.29GPa 及 23.99GPa，均符合低鹼性 SCC 彈性模數要求，90 天齡期之彈性模數 ≈ 20 GPa。

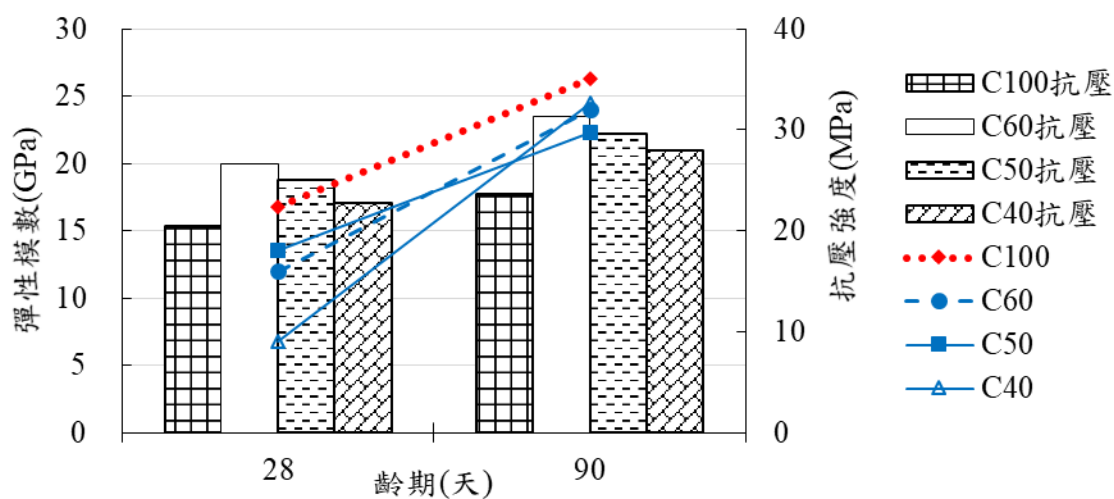


圖 4.51 彈性模數與抗壓強度關係

4.4 處置坑道封塞用低鹼性混凝土耐久性研究

4.4.1 不同矽灰取代量體積穩定性

針對 B200 系列混凝土進行角柱乾縮試驗評估各配比之體積穩定性，圖 4.52~圖 4.55 為各配比之角柱乾縮試體試驗前之狀態。

角柱乾縮試驗部分，試驗程序參照 CNS11056 卜特蘭水泥砂漿乾燥收縮量測定法，以 7.5×7.5×28.5cm 之混凝土角柱於濕養護 72 小時後於氣乾養護之第 4 天、11 天、18 天及 25 天，以比長儀進行各配比角柱長度變化量之量測。

試驗結果如圖 4.56 所示。顯示：

- (1) 收縮量隨試驗齡期增加而增加。以 0-4 天收縮量增加幅度較小，4-11 天的增加幅度最大。
- (2) 矽灰 0%、40%、50% 及 60% 取代水泥的試體試驗 25 天的收縮量分別為 0.0402%、0.0313%、0.0356% 及 0.0312%。矽灰取代水泥可以減少混凝土收縮量，增加體積穩定性。符合低鹼性 SCC 要減少混凝土體積上的收縮要求。
- (3) 矽灰取代 40% 水泥的混凝土收縮量最小，試驗 25 天的收縮量與對照組比較，減少 21% 的收縮量。各矽灰取代量之收縮量與對照組比較的減少幅度落在 11%~22% 之間，當矽灰取代 40% 水泥時，試驗前 5 天的收縮量約為對照組收縮量之 13%。



圖 4.52 B200-C100 角柱乾縮試驗前



圖 4.53 B200-C60-SF40 角柱乾縮試驗前



圖 4.54 B200-C50-SF50 角柱乾縮試驗前



圖 4.55 B200-C40-SF60 角柱乾縮試驗前

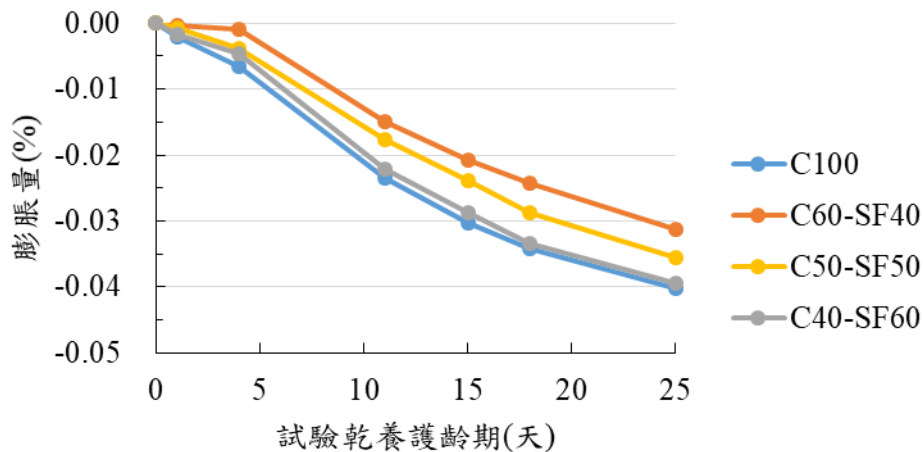


圖 4.56 各矽灰取代量之各齡期乾縮量

4.4.2 不同矽灰取代量耐久性

耐久性質試驗係參照 CNS 14794 水硬性水泥砂漿棒暴露於硫酸鹽溶液中之長度變化試驗法，製作 7.5×7.5×28.5cm 之 B200 系列混凝土角柱試體，並浸泡於濃度 50.0g/L 之硫酸鈉溶液，進行 1、2、3、4、5、13 及 15 週之膨脹量量測，圖 4.57 為浸泡於硫酸溶液中之混凝土角柱。試驗結果如圖 4.58 所示。顯示：

- (1) 對於對照組，膨脹量隨試驗齡期增加而增加。以 0-2 週增加幅度較大，而後維持概略相同的膨脹速率，至第 13 週，膨脹量的增加仍未見減緩。
- (2) 對於矽灰部分取代水泥混凝土，0-4 週的膨脹量增加較快，而後膨脹量維持相對穩定。
- (3) 矽灰 40%、50% 及 60% 取代水泥的試體試驗 13 週膨脹量分別為 0.0052%、0.0088% 及 0.0081%，並均較對照組(0.0185%)小，僅對照組膨脹量的 28%-48%，表現出耐久性，以矽灰 40% 取代水泥的混凝土有最低的膨脹量，即最佳的耐久性。



圖 4.57 B200 系列角柱硫酸鹽試體(a)、(b)

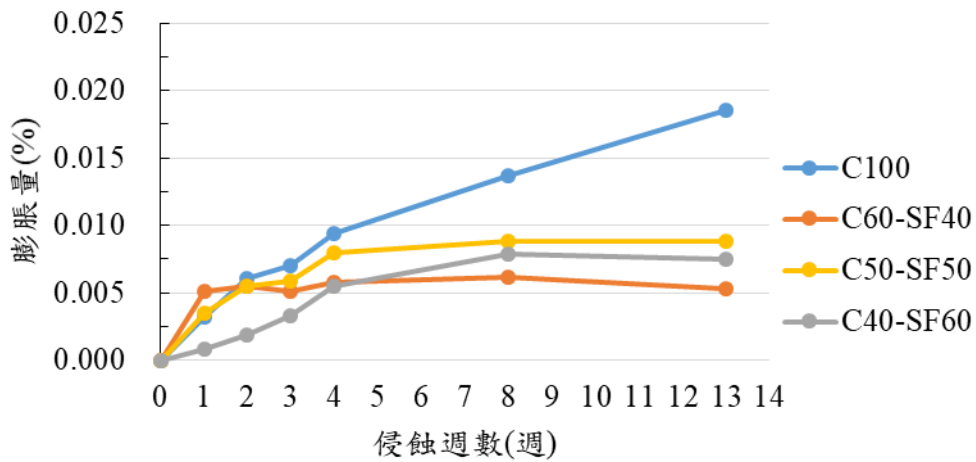


圖 4.58 不同比例矽灰抗硫酸鹽能力

4.4.3 不同矽灰取代量混凝土緻密程度

試驗根據 ASTM C1202 進行 B200 系列配比之快速氯離子滲透試驗(RCPT)，所測得之 RCPT 累積通過電量可依表 4.25 由高至低分為各範圍，以此辨別氯離子於混凝土中穿透性的高低，並依此判斷混凝土緻密程度。本試驗以 $\phi 10 \times 5$ cm 之混凝土試體進行 56 天與 90 天氣離子穿透性試驗，試驗結果如表 4.26，單純以矽灰取代之配比 C60、C50 及 C40。

各配比於 56、90 天齡期氯離子之穿透能力，除對照組 C100 有下降之趨勢外，其餘各配比皆呈現上升之趨勢，顯示純水泥混凝土之孔隙緻密程度會隨著養護齡期增加而增加，應證混凝土之強度發展與孔隙緻密程度存在一定相關性。

根據表 4.25 所提供之分類等級，除對照組 C100 屬氯離子穿透性高之外，使用矽灰取代水泥之配比 C60、C50 及 C40，氯離子穿透性幾乎可視為無，並且由表 4.26 可看出，在取代量 40% 至 60% 區間內，累積通過電量隨著取代量增加而增加，顯示混凝土之孔隙緻密程度隨矽灰取代量增加而下降。以取代量 60% 做正規化，取代量 40% 及 50% 之配比於 56 天、90 天之累積通過電量分別為 C40(矽灰取代量 60%) 之 23.39%、29.49% 及 39.29% 及 42.77%。顯示，矽灰取代量越高，混凝土晚期孔隙緻密程度越低。

然則，以添加矽灰所製成之混凝土進行 RCPT 之檢測結果於 2000 年由 T. H. Wee 等人提出 [42]，添加礦物摻料之混凝土，其藉由 RCPT 所檢測出之累積通過電量與氯離子穿透性並不具高度相關性，無法斷定與氯離子於混凝土中遷移的能力高低 [2]，故本試驗檢測之結果僅可作為參考資訊，相關矽灰取代比例對混凝土緻密程度之影響尚需藉由其他試驗進行驗證。以本試驗成果可歸結，矽灰添加比例越高，可測得之累積通過電量越高。

表 4.25 ASTM C1202 氯離子穿透等級

累積通過電量(C)	氯離子穿透性
>4000	高
2000~4000	中
1000~2000	低
100~1000	極低
< 100	可視為無

表 4.26 各配比 56、90 天 RCPT 試驗結果

配比	累積電量(C)	
	56 天	90 天
C100	9888.015	8067.03
C60-SF40	19.29	35.37
C50-SF50	32.40	51.30
C40-SF60	82.47	119.94

4.5 封塞用低鹼性自充填混凝土之配方分析審查重點及注意事項

放射性廢棄物最終處置場需使用低鹼性水泥混凝土，因純水泥混凝土，試體內的 pH 值很高，一般可使用具有卜作嵐材料特性的礦物摻料，以降低膠結材料的孔隙溶液 pH 值，同時可增加漿體比重及稠度，使其有足夠懸浮力托住粗細粒料而達到材料不析離之目的。

於設計時將粗粒料用量大約減少至傳統混凝土之 80%，粒料最大尺寸為通過鋼筋間隙亦有所限制，並增加化學摻料用量至臨界析離狀況，以避免高流動性造成析離。

檢測 pH 值的方法可直接選擇混凝土利用 ESL 法加以評估，pH 值需小於 11.0；工作性可藉添加強塑劑加以改善，並需進行坍流度試驗，用量需達到實務需求。

發展應用於最終處置場之低鹼性混凝土，需掌握應用之場合，針對其功能需求進行考量，以達到使用低鹼性水泥混凝土的預期目標，一般型式包括封塞用混凝土、噴凝土及自充填混凝土等，而各種不同之應用所要求之功能不同，故對於低鹼性水泥混凝土之配比，需具體考量其不同功能的要求及應用方式。例如，封塞用混凝土對於工作性之要求高，而噴凝土則對強度之要求較高，另一方面，自充填混凝土則同時對工作性及強度皆相當重視。除此之外，不論何種應用，最終處置場使用之混凝土皆需具備良好的水密性。

對於最終處置場進行低鹼混凝土配比設計時，經參採瑞典、芬蘭、日本及本研究結果，列出審查管制要項建議：

1. 卜作嵐材料如矽灰、飛灰或爐石等取代卜特蘭水泥量須達 40% 以上且配比總矽量須達 55% 矽含量。
2. 水泥孔隙溶液目標 pH 值降至 11 以下，且水化產物 C-S-H 膠體鈣矽比降至 0.8。

3. pH 值量測方法評估方面，目前各國尚未制定出一套標準化的測試程序，根據瑞典報告書 SKB R-12-02 (2012)及本研究結果，均發現使用 Ex Situ Leaching method (ESL)，量測程序是根據 ASTM D4972 土壤 pH 值之標準試驗方法，在重複性與再現性會比其它量測 pH 值方法來的適用及精準。
4. 低鹼性封塞混凝土 90 天齡期之抗壓強度須達到 10 MPa 以上、楊氏模數須落在 20 GPa 左右，而工作性須維持至少 2 小時以上。
5. 矽灰為最有效降低孔隙溶液 pH 值之卜作嵐摻料，會加速 C₃S 之水化及 C-S-H 膠體形成，故具有高強度，用量需超過 20 % 才能消耗氫氧化鈣，但過高的矽灰比例會導致強度增加緩慢、較低的最終強度及對養護環境有較大的敏感性。

於工程施工前，針對處置場封塞設施所使用之自充填混凝土特性要求大致如下：

1. 須具有可泵送性。
2. 自密實特性，須保持自身密實性至少 2 小時。
3. 可以在普通混凝土工廠生產。
4. 最終抗壓強度至少為 10Mpa。
5. 盡量降低水化反應時所產生之熱量，以減少冷卻措施之使用。膠結料之使用須控制在低用量，以減少混凝土所產生之熱量和體積上之收縮。
6. 混凝土與地下水接觸後之 pH 值須小於 11。
7. 混凝土應盡量減少有機強塑劑，並且不得使用其他有機成分。

4.6 綜合討論

4.6.1 試驗方法及低鹼性自充填混凝土的工程性質驗證

去年度子計畫三之 ESL 標準量測程序之建立與合適性評估，其研究目的主要在於與文獻[2]所提及之影響因子進行初步實驗成果驗證，並藉由穩定性試驗確認實驗操作與結果之穩定性。今年度則為確認細節程序、相關因子影響及重複性行為，已評估適合作為本土化的 pH 值量測方法。

此外，本研究也依據 SKB 報告中的低鹼性自充填混凝土配比，經改變矽灰取代水泥用量及使用本土粒料等調整，製作 B200 系列混凝土，並進行低鹼性自充填混凝土的工程性質驗證，驗證成果如下，均滿足 4.6 節的低鹼性自充填混凝土的性質要求：

1. 根據 CNS 14841 自充填混凝土流下性試驗結果，顯示矽灰的添加可使混凝土黏稠度增加。
2. 以強塑劑控制坍流度範圍 60-70cm，均可以符合封塞用低鹼性 SCC 坍流度 60-70 cm 的要求。
3. 矽灰取代水泥之混凝土凝結時間可符合封塞用低鹼性 SCC 工作性 ≥ 2 小時的要求，使用矽灰取代比例越高者，達初凝時間越長，達終凝所需時間亦有相同趨勢。
4. 使用矽灰取代水泥量越高，晚期強度成長幅度越大。矽灰取代 40% 有較佳的強度表現，隨矽灰取代量再增加，強度會降低，但矽灰取代量達 60% 時，強度仍高於對照組。在矽灰取代部分水泥量對低鹼性 SCC 抗壓強度要求之符合性方面，B200 系列混凝土 90 天抗壓強度均大於 10 MPa 的要求。
5. 孔隙溶液 pH 值均隨養護時間增加而降低，對於矽灰 40%、50% 及 40% 取代水泥之 B200 配比，分別於 56 天、28 天及 28 天，pH 值即符合低鹼性 SCC 的要求， $\text{pH} \leq 11.0$ 。孔隙溶液 pH 值均隨矽灰取代量增加而降低，以 28 天齡期為例，矽灰分別取代 40%、50% 及 60% 水泥，pH 值分別為 11.13、10.72 及 10.53。

6. B200 系列各配比之彈性模數隨養護齡期增加而增加，與抗壓強度的成長趨勢相符。矽灰分別取代 40%、50% 及 60% 水泥，90 天彈性模數分別為 24.52GPa、22.29GPa 及 23.99GPa，均符合低鹼性 SCC 彈性模數要求，90 天齡期之彈性模數 \approx 20 GPa。
7. 矽灰 40%、50% 及 60% 取代水泥的試體試驗 25 天的收縮量分別為 0.0061%、0.0055% 及 0.0049%。矽灰取代水泥可以減少 B200 系列混凝土的收縮量，增加體積穩定性。符合低鹼性 SCC 要減少混凝土體積上的收縮要求。
8. 對於對照組，膨脹量隨試驗齡期增加而增加。B200 系列混凝土，0-4 週的膨脹量增加較快，而後膨脹量維持相對穩定。矽灰取代水泥的試體試驗 13 週膨脹量均較對照組小，僅為對照組膨脹量的 28%-48%，表現出耐久性，以矽灰 40% 取代水泥的混凝土有最低的膨脹量，即最佳耐久性。
9. B200 系列的對照組混凝土，因低水泥用量(200 kg/m³)及高水灰比(0.825)的卜特蘭水泥混凝土的特性，故具有高的氯離子穿透性。矽灰分別取代 40%、50% 及 60% 水泥時，養護 56 天混凝土的累積電量分別為 19.29、32.40 及 82.47 庫倫，均可視為無氯離子穿透性，矽灰取代 40% 水泥的混凝土緻密性最佳，顯示低鹼性水泥混凝土，即使在低水泥用量及高水膠比用量等不利條件下，仍能具有極佳的緻密性。

4.6.2 漿體性質探討

圖 4.59~圖 4.65 為綜合前述漿體試驗結果之比較，根據漿體所提供之抗壓強度、pH 等試驗結果，可獲得下列資訊：

1. 要達到低鹼性水泥混凝土性質的要求，最重要是要掌握膠結材料的性質，本計畫利用矽灰取代部分水泥作為配比設計基礎，並新增飛灰作為膠結材料，配合矽灰發展不同漿體配比。
2. 矽灰取代量在 40%-60 % 範圍養護達 56 天齡期時，漿體的 pH 即接近低鹼性水泥的要求，但飛灰取代量在 40~60% 範圍時，漿體 pH 降低幅度有限，因此，在選用不同膠結材比例必須考慮到降低 pH 的折損率，應使用足量的矽灰。

3. 強度方面，可藉由調整膠結性材料的用量以符合所要的強度要求。在用水量方面，因為加入了高比例的矽灰，會影響混凝土的工作性，因此，添加少量飛灰取代部分水泥可改善工作性，但仍未達到工作性要求且需控制用水量情形下，則加入適當的強塑劑以改善工作性有其必要性。

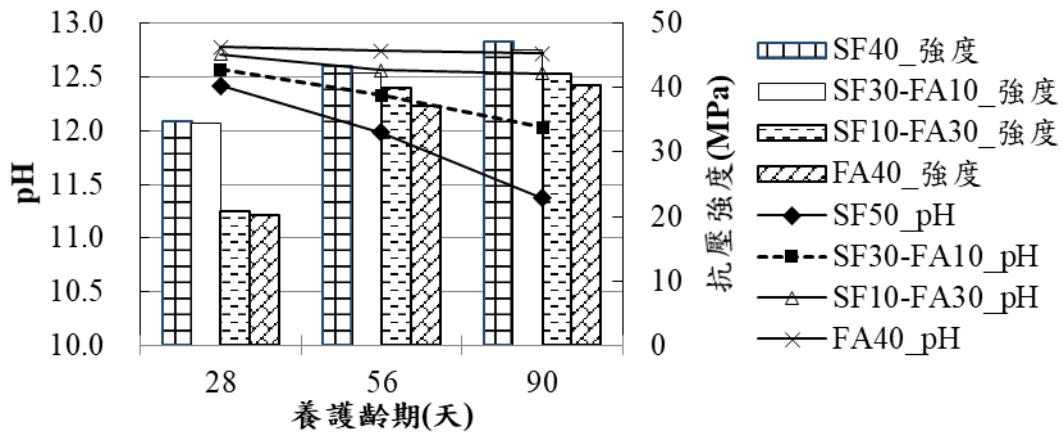


圖 4.59 C60 系列的 pH 及抗壓強度

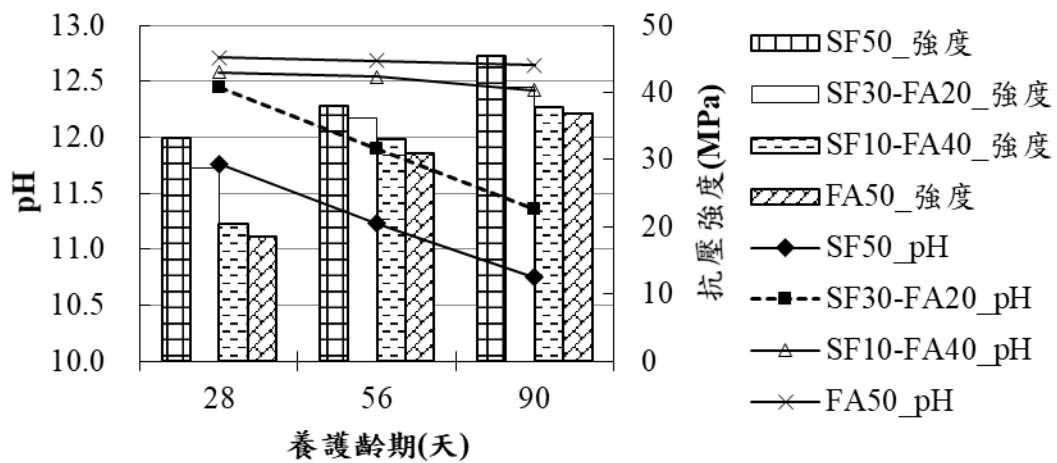


圖 4.60 C50 系列的 pH 及抗壓強度

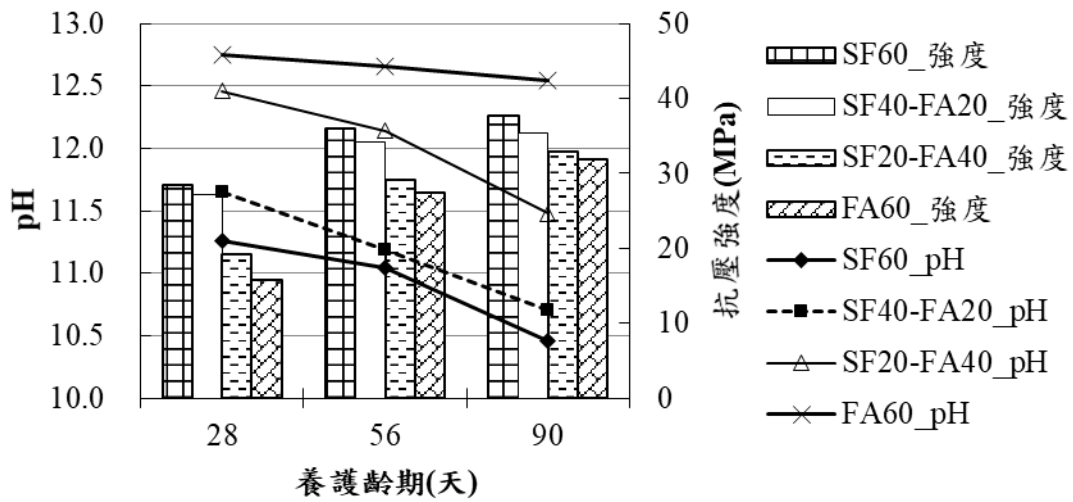


圖 4.61 C40 系列的 pH 及抗壓強度

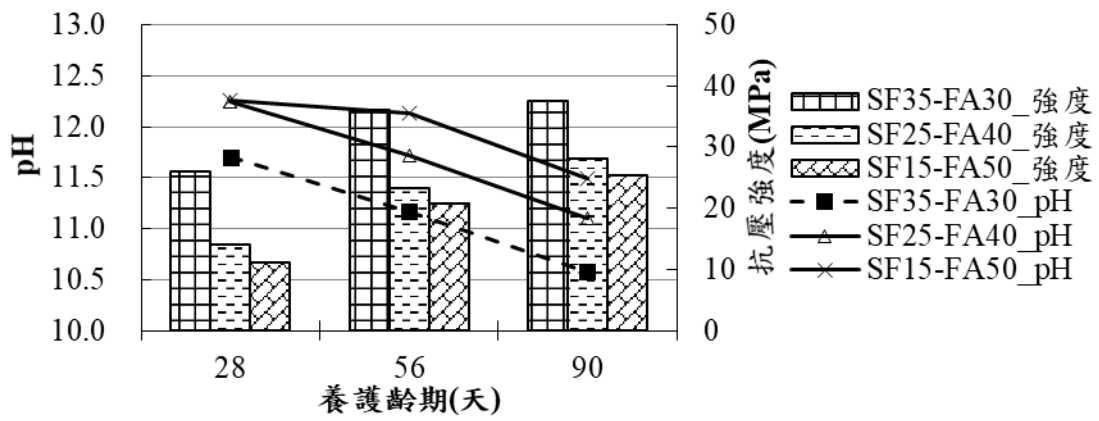


圖 4.62 C35 系列的 pH 及抗壓強度

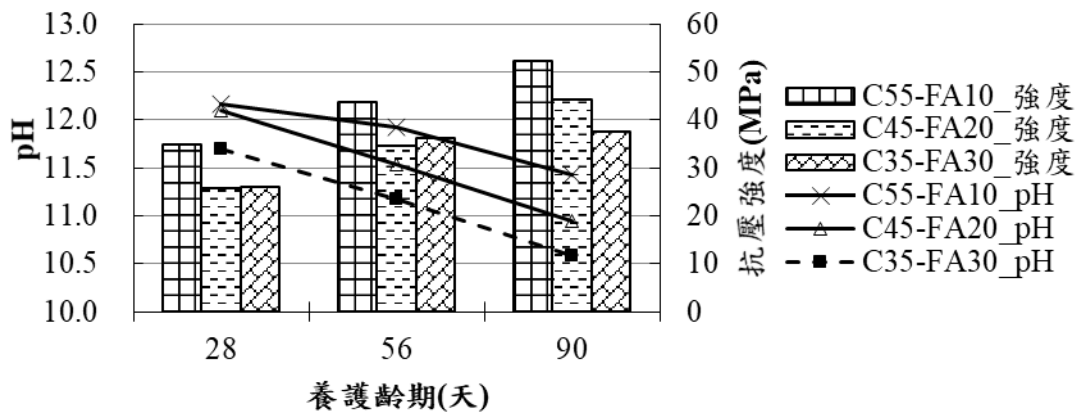


圖 4.63 SF 35 系列的 pH 及抗壓強度

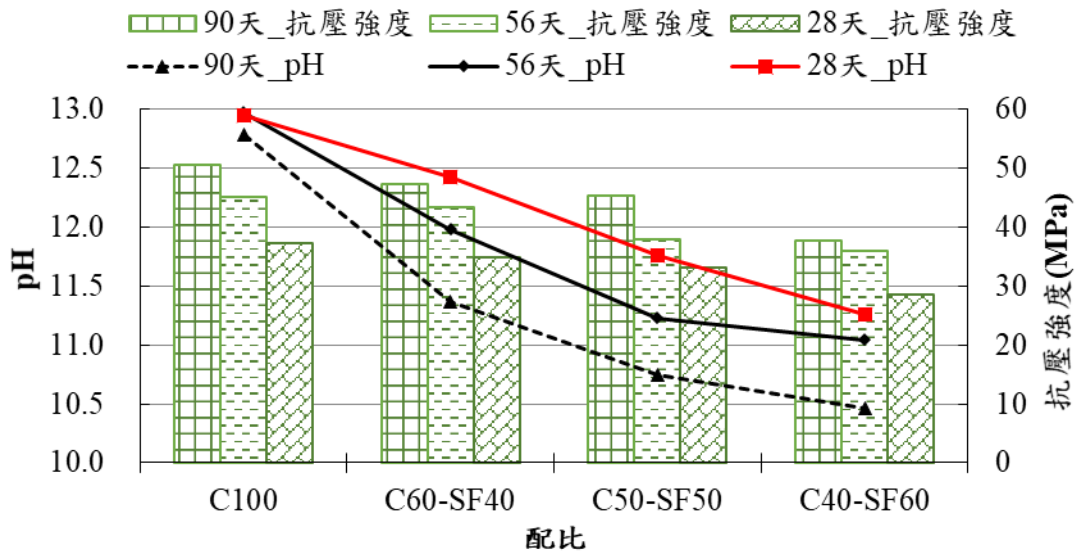


圖 4.64 矽灰取代水泥重量 40~60 % 的 pH 及抗壓強度

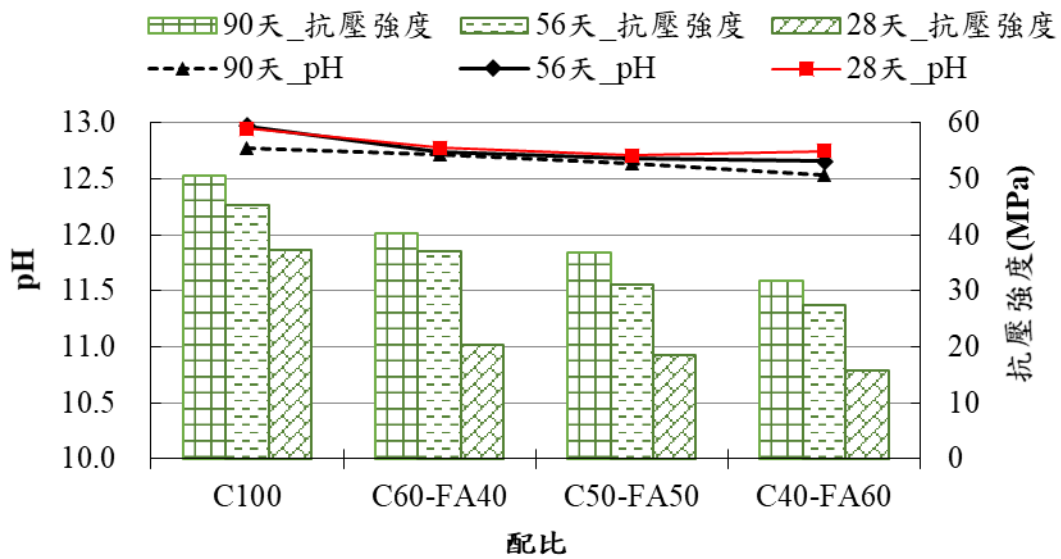


圖 4.65 飛灰取代水泥重量 40~60 % 的 pH 及抗壓強度

4.6.3 低鹼性自充填混凝土性質探討

綜合前述相關試驗結果，可獲得下列資訊：

1. 圖 4.66 顯示，使用矽灰取代水泥比例越高之配比，其凝結時間與相對流下速度皆較高，顯示高矽灰取代比例於控制坍流度範圍 60-70cm 之情況下，可提供較長之澆置作業時間，但同時亦會因高黏滯性而增加施工難度；取代量達 40%、50% 則可獲得較低之黏稠性，使澆置作業較易進行並提供良好之工作性。
2. 圖 4.67 顯示，於抗壓強度之部份，以矽灰部份取代水泥之配比 C60、C50 及 C40，各齡期強度隨取代比例越高，有下降之趨勢，然而，矽灰取代量最高之 C40 於各齡期強度發展仍較對照組 C100 來得高，顯示使用矽灰取代部分水泥，於取代量 40-60% 之間，可使混凝土強度增加。
3. 各配比於 pH 部份，除對照組 C100 於各齡期維持持平外，皆在齡期達 28 天時下降至 pH 11 附近，並且於 56 天齡期即符合低鹼性混凝土之要求。此外，各配比測得之 pH 隨矽灰取代比例增加而降低，顯示增加矽灰取代比例可有效降低混凝土孔隙溶液 pH。
4. 比較各矽灰取代量之體積穩定性與耐久性，如圖 4.56、圖 4.58。

體積穩定性部份，圖 4.56 顯示，使用矽灰取代比例越高，其乾縮量越大、越接近對照組 C100 之乾縮曲線；乾縮量隨取代比例下降而減少，並在矽灰取代比例達 40% 時，可獲得較穩定之混凝土體積。

耐久性部份，由圖 4.58 可發現，使用矽灰部份取代水泥之配比 C60、C50 及 C40 於進行硫酸鹽侵蝕第 4 周後，各別之體積變化量趨於穩定，顯示使用矽灰部份取代水泥可增加混凝土抵抗硫酸鹽侵蝕之能力；其中，以取代比例 40% 時，可獲得較好之硫酸鹽抵抗性。

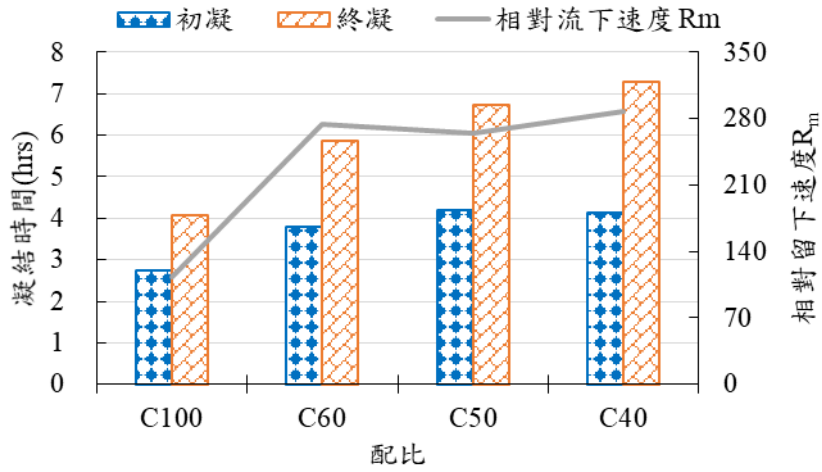


圖 4.66 各配比凝結時間與黏稠性

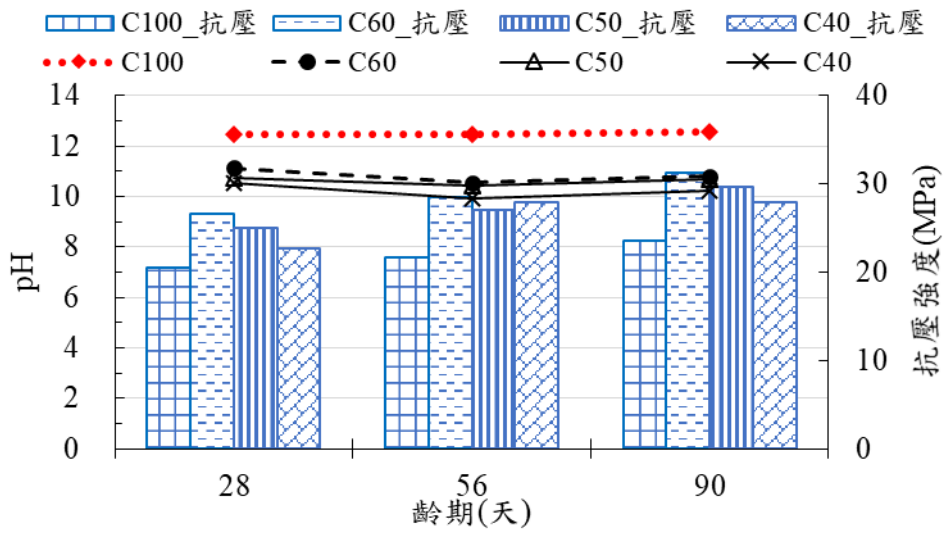


圖 4.67 各配比抗壓強度與 pH

4.7 研究成果

本子計畫已依研究規劃完成各項研究，內容符合，獲得成果摘述如下：

1. 國際相關資訊蒐集研析：

相較於 105 年度的研究內容，持續及更深入蒐集、綜整及分析國際合作研究資訊，有關低鹼性封塞混凝土的配比分析及性質研究，及針對低鹼性封塞混凝土的性質要求事項。

2. 封塞用低鹼性混凝土的膠結漿體配比及性質研究：

參考國際合作研究資訊，嘗試發展用於封塞混凝土的低鹼性水泥可行配比，針對可行之添加材料特性進行試拌及製作試體，並制定配比設計原則。

相較於 105 年度的研究內容，膠結漿體的設計是基於 105 年度的研究基礎上，選擇以降低漿體鹼性較具成效的卜作嵐材料比例，40%，為最低用量，並增加卜作嵐材料用量及多種卜作嵐材料併用的設計方式，掌握雙系統及多系統的低鹼性膠結材料性質。

3. 低鹼性自充填混凝土之工程特性測試及掌握：

相較於 105 年度計畫，今年度進行之高矽灰取代量的低鹼性混凝土研究已完成自充填形式應用於封塞系統之工程特性測試。

4. 低鹼性自充填混凝土之耐久性質評估：

已進行高矽灰取代水泥量的低鹼性混凝土體積穩定性、耐久性及緻密度等性質評估。

5. 參考低鹼性水泥國際合作研究成果，配合國內材料特性及預期成效，已完成低鹼性自充填混凝土之配方分析審查重點及注意事項。

第五章、結論與建議

5.1 結論

本子計畫已依研究規劃完成各項研究，包括：國際相關資訊蒐集研析、封塞用低鹼性混凝土的膠結漿體配比及性質研究、低鹼性自充填混凝土之工程特性測試及掌握、低鹼性自充填混凝土之耐久性質評估、參考低鹼性水泥國際合作研究成果，配合國內材料特性及預期成效，已完成低鹼性自充填混凝土之配方分析審查重點及注意事項。

相較於 105 年度的研究內容，今年度之膠結漿體的設計是基於 105 年度的研究基礎上，選擇以降低漿體鹼性較具成效的卜作嵐材料比例，40%，為最低用量，並增加卜作嵐材料用量及多種卜作嵐材料併用的設計方式，掌握雙系統及多系統的低鹼性膠結材料性質。

去年度子計畫三之 ESL 標準量測程序之建立與合適性評估，其研究目的主要在於與文獻[2]所提及之影響因子進行初步實驗成果驗證，並藉由穩定性試驗確認實驗操作與結果之穩定性。今年度則為確認細節程序、相關因子影響及重複性行為，已評估適合作為本土化的 pH 值量測方法。

此外，今年度之研究也依據 SKB 報告中的低鹼性自充填混凝土配比，經改變矽灰取代水泥用量及使用本土粒料等調整，製作 B200 系列混凝土，並進行低鹼性自充填混凝土的工程性質驗證，均滿足低鹼性自充填混凝土的性質要求，驗證成果如下：

1. 根據 CNS 14841 自充填混凝土流下性試驗結果，添加矽灰可使混凝土黏稠度增加。
2. 可以強塑劑控制坍流度符合低鹼性 SCC 坍流度要求。
3. 矽灰取代水泥之混凝土凝結時間可符合封塞用低鹼性 SCC 工作性 ≥ 2 小時的要求，使用矽灰取代比例越高者，凝結時間越長。
4. 矽灰取代 40% 有較佳的強度表現，隨矽灰取代量再增加，強度會降低，但矽灰取代量達 60% 時，強度仍高於對照組。矽灰取代部分水泥量的 B200 系列混凝土 90 天抗壓強度均大於自充填需求強度，10 MPa。

5. 孔隙溶液 pH 值均隨養護時間增加而降低，對於矽灰 40%、50% 及 40% 取代水泥之 B200 配比，分別於 56 天、28 天及 28 天，pH 值即符合低鹼性 SCC 的要求， $pH \leq 11.0$ 。孔隙溶液 pH 值均隨矽灰取代量增加而降低。
6. B200 系列各配比之彈性模數隨養護齡期增加而增加，與抗壓強度的成長趨勢相符。矽灰分別取代 40%、50% 及 60% 水泥，90 天彈性模數均符合低鹼性 SCC 彈性模數需 ≈ 20 GPa 的要求。
7. 矽灰取代水泥可以減少 B200 系列混凝土的收縮量，增加體積穩定性。符合低鹼性 SCC 要減少混凝土體積上的收縮要求。
8. B200 系列混凝土，0-4 週的膨脹量增加較快，而後膨脹量維持相對穩定，13 週膨脹量僅為對照組的 28%-48%，表現出耐久性，以矽灰 40% 取代水泥的混凝土有最低的膨脹量，即最佳耐久性。
9. B200 系列混凝土，矽灰分別取代 40%、50% 及 60% 水泥時，養護 56 天混凝土的累積電量結果顯示混凝土可視為無氯離子穿透性，且以矽灰取代 40% 水泥的混凝土緻密性最佳，顯示低鹼性水泥混凝土，即使在低水泥用量及高水膠比用量等不利條件下，仍能具有極佳的緻密性。

5.2 建議

1. 本研究使用矽灰作為膠結材料取代部分水泥為主軸，並於漿體部份已嘗試加入飛灰，進行孔隙溶液 pH 與抗壓強度之檢測，成果可提供進一步進行三系統(水泥+矽灰+飛灰)低鹼性水泥混凝土的工程性質探討。
2. 本研究針對 B300 系列混凝土之試驗僅進行基礎抗壓強度與 pH 試驗，未來可針對其耐久性、體積穩定性等性質進行各項試驗，進行 B300 系列混凝土之工程性質驗證。
3. 針對封塞用低鹼性自充填混凝土部分，未來可進行水力傳導係數相關試驗，以驗證混凝土之水密性與緻密程度。

參考文獻

- [1] Jorma Autio, Saanio & Reikkola Oy, “KBS-3H design description 2005”, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co, SKB Rapport R-08-29, 2008.
- [2] Bamforth P.B., Baston G.M.N., Berry J.A., Glasser F.P., Heath T.G., Jackson C.P., Savage D. and Swanton S.W., “Cement materials for use as backfill, sealing and structural materials in geological disposal concepts. A review of current status.” Serco, United Kingdom, RP0618-252A, 2012.
- [3] David Savage, Steven Benbow, “Low pH Cements”, SKI Report 2007:32, ISSN 1104-1374, 2007.
- [4] Céline Cau Dit Coumes, Simone Courtois, Didier Nectoux, Stéphanie Leclercq, Xavier Bourbon, “Formulating a low-alkalinity, high-resistance and low-heat concrete for radioactive waste repositories”, Cement and Concrete Research, 36(12), 2152-2163, 2006.
- [5] Kronlöf A, “Injection Grout for Deep Repositories – Low pH Cementitious Grout for Larger Fractures: Testing Technical Performance of Materials”, Posiva Oy, Olkiluoto, Finland. Working Report 2004-45, 2004.
- [6] Kronlöf A, “Injection Grout for Deep Repositories – Low pH Cementitious Grout for Larger Fractures: Testing Effect of Superplasticiser on Technical Performance”, Posiva Oy, Olkiluoto, Finland. Working Report 2005-08, 2005.
- [7] Cau Dit Coumes C., “Low pH cements for waste repositories: a review, in Mechanisms and Modelling of Waste/Cement Interactions”, Le Croisic, France, October 12-16, 2008.
- [8] Vuorinen U, Lehtikoinen J, Imoto H, Yamamoto T, Cruz Alonso M, “Injection Grout for Deep Repositories, Subproject 1: Low pH Cementitious Grout for Larger Fractures, Leach Testing of Grout Mixes and Evaluation of the

- Long-Term Safety”, Posiva Oy, Olkiluoto, Finland. Working Report 2004-46, 2005.
- [9] Pablo Cardoso Jacoby, Fernando Pelisser, “Pozzolanic effect of porcelain polishing residue in Portland cement”, *Journal of Cleaner Production*, 84–88, 2015.
- [10] Rossen J.E., Lothenbach B., Scrivener K.L., “Composition of C–S–H in pastes with increasing levels of silica fume addition”, *Cement and Concrete Research*, 14–22, 2015.
- [11] Lee N.K., Jang J.G., Lee H.K.,” Shrinkage characteristics of alkali-activated fly ash/slag paste and mortar at early ages”, *Cement and Concrete Composites*, 239–248, 2014.
- [12] Ali Behnood, Kim Van Tittelboom, Nele De Belie, “Methods for measuring pH in concrete: A review”, *Construction and Building Materials* 105 (2016), 176–188, 2016.
- [13] Alonso M C, García Calvo J L, Walker C, Naito M, Pettersson S, Puigdomenech I, Cuñado M A, Vuorio M, Weber H, Ueda H, Fujisaki K, “Development of an accurate pH measurement methodology for the pore fluids of low pH cementitious materials”, SKB R-12-02, 2012.
- [14] 用過核子燃料處置安全審驗技術建立之國際資訊研析 子項計畫三：低鹼性水泥混凝土於最終處置設施之應用研究，《行政院原子能委員會放射性物料管理局》，2016。
- [15] Alonso M.C., Garci´a Calvo J. L., and Hidalgo A., “Development and application of low-pH concretes for structural purposes in geological repository systems”, Eduardo Torroja Institute for Construction Sciences, Spain, 286-322, 2010.
- [16] Stronach S.A., Walker N.L., Macphee D.E., Glasser F.P., “Reactions between cement and As (III) oxide: The system $\text{CaO-SiO}_2\text{-As}_2\text{O}_3\text{-H}_2\text{O}$ at 25°C ”, *Waste*

- Management, Volume 17, Issue 1, 1997, 9-13, 1997.
- [17] Harris A.W, Manning M.C, Tearle W.M, Tweed C.J, “Testing of models of the dissolution of cements—leaching of synthetic CSH gels”, *Cement and Concrete Research*, Volume 32, Issue 5, May 2002, 731-746, 2002.
- [18] Sagüés A.A., Moreno E.I., Andrade C., “Evolution of pH during in-situ leaching in small concrete cavities”, *Cement and Concrete Research*, Volume 27, Issue 11, November 1997, 1747-1759, 1997.
- [19] Larbi J.A., Bijen J.M.J.M., “Interaction of polymers with portland cement during hydration: A study of the chemistry of the pore solution of polymer-modified cement systems”, *Cement and Concrete Research*, Volume 20, Issue 1, January 1990, 139-147, 1990.
- [20] Taylor H.F.W., “Cement Chemistry”, Thomas Telford, London, 1997.
- [21] Longuet P., “La protection des armatures dans le beton arme elabore avec des ciments de laitiers”, *Silic. Ind.* 8 (1976), 321–328, 1976.
- [22] Barneyback R.S., Diamond S., “Expression and analysis of pore fluids from hardened cement pastes and mortars”, *Cem. Concr. Res.* 11 (2) (1981), 279–285, 1981.
- [23] Cyr M., Rivard P., Labrecque F., Daidie A., “High-pressure device for fluid extraction from porous materials: application to cement based materials”, *J. Am. Ceram. Soc.* 91, 2653–2658, 2008.
- [24] Codina M., Cau-dit-Coumes C., Le Bescop P., Verdier J., Ollivier J.P., “Design and characterization of low-heat and low-alkalinity cements”, *Cement and Concrete Research*, Volume 38, Issue 4, April 2008, 437-448, 2008.
- [25] García J.L., Alonso M.C., Hidalgo A., Fernández Luco L., “Design of Low-pH Cementitious Materials Based on Functional Requirements”, *R&D on low-pH cement for a geological repository. 3rd workshop, Paris June*, 40-51, 2007.
- [26] Tatsuo Nishiuchi, Takeshi Yamamoto, Michihiro Hironaga and Hiroyoshi Ueda,

- “Mechanical Properties of Low pH Concretes, LAC, HFSC AND SAC”, R&D on low-pH cement for a geological repository. 3rd workshop, Paris, 62-71, 2007.
- [27] JNC (Japan Nuclear Cycle Development Institute), “H17: Development and management of the technical knowledge base for the geological disposal of HLW – Supporting report 2: Development of engineering technology –“, JNC-TN1400 2005- 015, Tokai, Japan (in Japanese), 2005.
- [28] Holt E., “Durability of low-pH injection grout”, Posiva Working Report 2007-57, 2007.
- [29] SKB, 2010f. “Design, production and initial state of the backfill and plug in deposition tunnels”, SKB TR-10-16, Svensk Kärnbränslehantering AB, 2010.
- [30] Paula Keto (ed.), Md. Mamunul Hassan, Petriikka Karttunen, Leena Kiviranta, Sirpa Kumpulainen, “Design, Production and Initial State of the Deposition Tunnel Backfi II and Plug”, Backfi II Production Line 2012, FI-27160 EURAJOKI, FINLAND, 2013.
- [31] Posiva SKB Report 01. ” Safety functions, performance targets and technical design requirements for a KBS-3V repository”, Conclusions and recommendations from a joint SKB and Posiva working group, Kärnbränslehantering AB and Posiva Oy, 2017.
- [32] José-Luis Fuentes-Cantillana, Fernando Huertas, Jaime Cuevas, “Potential applications of shotcrete techniques in HLW repositories”, Engineering aspects and chemical implications. 2nd low-pH workshop. Madrid, June, 2005 Enresa, SKB and the ESDRED-project, 150-160, 2005.
- [33] Luís Fernandez-Luco, Maria Cruz Alonso, Jose Luís Garcia, Ana Hidalgo, “Shotcrete development for low-pH cements”, 2nd low-pH workshop. Madrid, June 15-16, 2005 Enresa, SKB and the ESDRED-project, 161-171, 2007.
- [34] Carsten Vogt, Björn Lagerblad, Kjell Wallin, Franziska Baldy, “Low pH self-compacting concrete for deposition tunnel plugs”, Swedish Cement and

- Concrete Research Institute (CBI), SKB Rapport R-09-07, 2009.
- [35] Reinhardt H W, Wuestholz T., “Tensile deformation behaviour of self-compacting concrete under sustained loading”, 5th International RILEM Symposium on Self-Compacting Concrete 2007, Ghent, Belgium, 2007.
- [36] Esping O., “Early age properties of self-compacting concrete- Effects of fine aggregate and limestone filler, doctoral thesis”, Chalmers University of Technology, Göteborg, Sweden, 2007.
- [37] Neville, “Properties of concrete”, 4th Ed, 1994.
- [38] Betonghandbok Material, AB Svensk Byggtjänst, in Swedish, 1994.
- [39] Ekerfors K, “Mognadsutveckling i ung betong, temperaturkänslighet, hållfasthet och värmeutveckling” (in Swedish), “Maturity development for young concrete, temperature sensitivity, strength growth and heat evolution”, Luleå University of Technology, Division of Structural Engineering. Licentiate thesis 1995:34 L, 1995.
- [40] Esping O, “Early age properties of self-compacting concrete- Effects of fine aggregate and limestone filler”, doctoral thesis, 2007, Chalmers University of Technology, Göteborg, Sweden, 2007.
- [41] Alonso M C et al., August, “Development of an accurate pH measurement methodology for the ore fluids of low pH cementitious materials”, 11-18, 2012.
- [42] T.H. Wee, A.K. Suryavanshi, S.S. Tin, “Evaluation of rapid chloride permeability test (RCPT) results for concrete containing mineral admixture”, ACI Mater. J. 97 (2) (2000) 221-232, 2000.