

用過核子燃料最終處置

計畫書

2014 年修訂版

台灣電力公司

中華民國一零四年三月

用過核子燃料最終處置計畫書 2014 年修訂版

摘要

我國從事原子能的和平應用已有多年的歷史，原子能科技已廣泛應用於醫、農、工、學及核能發電等領域，與國人的生活息息相關，但也無可避免的帶來放射性廢棄物問題。放射性廢棄物的安全管理，近年來成為社會大眾關心的議題；其中有關放射性廢棄物的最終處置，更是各界關注的焦點。放射性廢棄物管理，已不僅是一項科技議題，也是一項政經及社會議題。

我國自 1978 年開始利用核能發電，迄今共有核一、二、三廠的六部核能機組，加上目前正在進行的龍門計畫(原核四廠)，將來還會有二部機組加入運轉發電。其中，核一、二廠四座機組為沸水式，核三廠兩座機組為壓水式，核四廠兩部則預定為進步型沸水式反應器。預估此四個核能電廠的八部機組運轉 40 年將會產生約 7,714 公噸鈾的用過核子燃料。經過國際間多年的研究後，一般咸認「深層地質處置」是放射性廢棄物(用過核子燃料或其經再處理所產生之萃取殘餘物)較為可行的最終處置方式。所謂「深層地質處置」是利用深部岩層的隔離阻絕特性，採用「多重障壁」的概念，將用過核子燃料埋在深約 300 至 1000 公尺的地下岩層中，再配合包封容器、緩衝回填材料等工程設施。藉由人工與天然障壁所形成的多重屏障系統，有效阻絕或遲滯核種的外釋與遷移，以換取足夠的時間使用過核子燃料的輻射強度在影響生物圈之前已衰減至可忽略的程度。

我國用過核子燃料處置之相關研究計畫自民國 75 年起，執行至民國 93 年止，歷經處置概念初步研發、初期工作規劃、區域調查技術準備、調查實施與技術發展等階段。為因應「放射性物料管理法」及「放射性物料管理法施行細則」相關條文規定，台電公司於 2004

年提報「我國用過核子燃料最終處置計畫書」，於 2006/07 取得行政院原子能委員會核備；全程工作規劃為「潛在處置母岩特性調查與評估」、「候選場址評選與核定」、「場址詳細調查與試驗」、「處置場設計與安全分析評估」、以及「處置場建造」等五個執行階段，時程自 2005 年起迄 2055 年止；旨在根據過去我國用過核子燃料長程處置計畫經驗，以我國特有地質環境調查成果與國際現有最終處置技術水準，來評估目前可行之過核子燃料處理方案，作為制定我國用過核子燃料近、中、長期處理策略與處置技術發展規劃之依據。

台電公司依「我國用過核子燃料最終處置計畫書(2006/07 核備版)」之規劃目標，於 2009/09 提報「我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告」(簡稱 SNFD2009 報告)，並於 2010/07 取得行政院原子能委員會核備；針對「處置環境條件的調查研究」、「處置技術的研究發展」，及「用過核子燃料處置的功能評估」等三大議題進行探討，並提出後續研究發展的方向與建議。

依法(放射性物料管理法實行細則第 37 條)「用過核子燃料最終處置計畫書」每四年需檢討修正。2010 年 5 月，台電公司考量國內外最終處置計畫之執行現況，與我國 SNFD2009 報告之結論與建議，修正「用過核子燃料最終處置計畫書」之全程工作規劃內容(詳第六章)及現階段工作規劃(詳第七章)，並提報管制單位核定。

2014 年 9 月，台電公司考量現階段工作目標、國內外最終處置計畫之執行現況以及民意接受度，修正「用過核子燃料最終處置計畫書」，主要修正內容：(1)因地質實驗試坑停建提出因應方案；(2)新增如無法依時程完成最終處置場選址作業，所需啟動之應變方案(詳第十章)；(3)依現階段工作目標調整工作項目及經費。提報管制單位核定後，做為後續工作規劃與執行的依據。

目錄

頁次

摘要.....	i
目錄.....	iii
圖目錄.....	vii
表目錄.....	viii
1、 概述.....	1-1
2、 法規基礎.....	2-1
2.1. 國內相關法規.....	2-1
2.2. 國外相關法規.....	2-3
2.2.1. 美國.....	2-3
2.2.2. 德國.....	2-4
2.2.3. 比利時.....	2-4
2.2.4. 加拿大.....	2-5
2.2.5. 芬蘭.....	2-6
2.2.6. 日本.....	2-7
2.2.7. 瑞典.....	2-8
2.2.8. 中國.....	2-10
2.2.9. 法國.....	2-10
2.2.10. 英國.....	2-12
2.2.11. 俄羅斯.....	2-13
3、 用過核子燃料管理策略評估	3-1
3.1. 乾式貯存方案.....	3-2
3.2. 再處理.....	3-3
3.3. 核種群分離與核轉換.....	3-6
3.4. 境內直接最終處置.....	3-7
3.5. 國際合作處置.....	3-8
3.5.1. 國際現況.....	3-12
3.5.2. 國際合作處置.....	3-16
3.6. 處置方案比較評估.....	3-22
3.7. 處置計畫之必要性與可行性.....	3-23
4、 用過核子燃料的種類與數量預估	4-1

5、處置計畫過去成果說明.....	5-1
5.1. 計畫成果概述.....	5-1
5.1.1. 長程處置計畫.....	5-1
5.1.2. 用過核子燃料最終處置計畫.....	5-16
5.2. 技術發展與應用.....	5-38
6、用過核子燃料最終處置計畫全程規劃	6-1
6.1. 整體計畫階段性發展.....	6-1
6.2. 各階段的工作目標時程推估.....	6-4
6.3. 各階段之研究與發展內容概述.....	6-8
6.3.1. 潛在處置母岩特性調查與評估.....	6-8
6.3.2. 候選場址評選與核定階段.....	6-22
6.3.3. 場址詳細調查與試驗階段.....	6-31
6.3.4. 處置場設計與安全分析評估階段.....	6-38
6.3.5. 處置場建造階段.....	6-40
6.4. 技術發展與規劃.....	6-43
6.4.1. 地質環境調查技術.....	6-48
6.4.2. 工程障壁與處置設施技術.....	6-48
6.4.3. 功能/安全評估技術	6-54
6.4.4. 地下實驗設施與技術驗證.....	6-55
6.5. 國際技術合作規劃.....	6-55
6.6. 經費概估.....	6-62
7、現階段工作規劃.....	7-1
7.1. 技術可行性評估項目	7-2
7.1.1. 地質環境.....	7-3
7.1.2. 處置設計與工程技術.....	7-4
7.1.3. 安全評估.....	7-4
7.1.4. 階段預期成果.....	7-5
7.2. 2014-2017年工作規劃	7-13
7.2.1. 地質環境.....	7-13
7.2.2. 處置技術的研究發展.....	7-14
7.2.3. 安全評估.....	7-17
7.2.4. 經費與人力需求評估.....	7-26
7.2.5. 預期困難與解決方案	7-26
8、計畫管理.....	8-1
8.1. 計畫追蹤、審查與考核.....	8-6
8.2. 成果整合與應用.....	8-11

8.3.	知識管理.....	8-13
8.3.1.	建置知識地圖.....	8-18
8.3.2.	建置專家系統.....	8-21
8.3.3.	人力管理與培訓.....	8-21
8.4.	技術傳承.....	8-23
8.4.1.	專屬網站之建置.....	8-23
8.4.2.	專業技術之傳承.....	8-26
8.5.	品質保證.....	8-26
9、	資訊公開與宣導.....	9-1
9.1.	資訊公開作業.....	9-1
9.2.	宣導計畫.....	9-2
9.2.1.	宣導計畫工作流程及時程.....	9-2
9.2.2.	潛在處置母岩特性調查與評估階段宣導計畫.....	9-5
9.2.3.	候選場址評選與核定階段宣導計畫.....	9-6
9.2.4.	場址詳細調查與試驗階段宣導計畫.....	9-6
9.3.	民眾意見處理.....	9-7
9.3.1.	前言.....	9-7
9.3.2.	階段性民眾意見處理及工作項目.....	9-7
9.3.3.	作好溝通工作的新方向.....	9-8
9.3.4.	溝通計畫的參考.....	9-9
9.3.5.	影響放射性廢棄物最終處置場址選址工作的關鍵因素.....	9-14
9.3.6.	放射性廢棄物最終處置場址選址工作的重要信條.....	9-14
10、	應變方案.....	10-1
10.1.	國際經驗.....	10-1
10.1.1.	荷蘭.....	10-1
10.1.2.	美國.....	10-3
10.2.	國內集中式中期貯存設施規劃.....	10-3
10.3.	結語.....	10-6
11、	參考文獻.....	11-1

附件

附錄 A：中英文縮寫名稱對照

附錄 B：各國高放射性廢棄物處置現況說明

附錄 C：相關法規內容

附錄 D：處置計畫緣起及過去成果說明

附錄 E：可行性研究報告內容

附錄 F：環境影響評估法相關內容

附錄 G：安全分析報告相關內容

附錄 H：民眾溝通議題

附錄 I：行政院原子能委員會核備函

圖目錄

	頁次
圖 5-1：用過核子燃料長程處置計畫發展歷程	5-3
圖 6-1：深層地質處置概念圖	6-3
圖 6-2：用過核子燃料最終處置計畫全程規劃	6-5
圖 7-1：處置場近場安全評估與功能模式、概念化模式及資料需求之關聯 ..	7-20
圖 7-2：裂隙岩體模式示意圖	7-22
圖 8-1：計畫管理工作項目架構	8-2
圖 8-2：計畫管理工作項目實作流程	8-3
圖 8-3：資訊技術規格展示圖	8-5
圖 8-4：計畫管理系統應用示意圖	8-7
圖 8-5：用過核子燃料最終處置計畫執行組織架構	8-8
圖 8-6：計畫管理之進度逐層展現示意圖	8-9
圖 8-7：研究數據搜尋圖	8-15
圖 8-8：研究報告搜尋圖	8-16
圖 8-9：研究報告摘要顯示	8-17
圖 8-10：技術研發的知識分類	8-19
圖 8-11：知識分類之超連結細部資料	8-20
圖 8-12：報告文獻整合搜尋畫面	8-24
圖 8-13：資料庫應用介面研發示意圖	8-25
圖 9-1：溝通工作流程	9-3
圖 9-2：溝通計畫時程	9-4
圖 10-1：用過核子燃料長程處置計畫替代因應方案	10-5

表目錄

	頁次
表 1-1：各國用過核子燃料及高放射性廢棄物數量比較表	1-4
表 1-2：核能國家用過核子燃料/高放射性廢棄物處置概念彙整表	1-8
表 1-3：國際原子能總署各會員國高放射性廢棄物處置時程	1-10
表 1-4：國際原子能總署各會員國高放射性廢棄物處置計畫經費	1-17
表 3-1：各國高放射性廢棄物輸出入政策	3-10
表 3-2：高放射性廢棄物國際合作處置推動案例歷程表	3-11
表 4-1：我國用過核子燃料數量預估	4-2
表 4-2：用過核子燃料主要放射性核種活度與熱能估算	4-3
表 5-1：用過核子燃料長程處置計畫歷程與成果摘要	5-4
表 5-2：用過核子燃料最終處置計畫成果摘要	5-28
表 5-3：用過核子燃料長程處置計畫技術發展與應用成果	5-41
表 6-1：「用過核子燃料最終處置計畫書」各階段名稱、時程及目標一覽表	6-6
表 6-2：台灣地區潛在處置母岩之岩類與分布地區一覽表	6-9
表 6-3：主要孔內調查工作內容及獲得資訊之應用與評估對象	6-15
表 6-4：近場安全評估及功能評估之主要參數	6-19
表 6-5：技術發展與應用需求期程規劃表	6-44
表 6-6：技術發展歷年國際技術合作項目一覽表	6-57
表 7-1：「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」章節架構	7-7
表 7-2：2014-2017年工作經費概算表(萬元)	7-28
表 9-1：民眾溝通工作企劃表(印刷品).....	9-16
表 9-2：民眾溝通工作企劃表(廣告部份).....	9-17
表 9-3：民眾溝通工作企劃表(公關活動).....	9-19

1、概述

我國自 1978 年(民國 67 年)開始利用核能發電，迄今共有核一、二、三廠的六部核能機組，龍門計畫(龍門電廠)因國內政策轉變，預計將進行封存工作，一號機完工進行封存，二號機停工。其中，核一、二廠四座機組為沸水式，核三廠兩座機組為壓水式，龍門電廠兩部則為進步型沸水式反應器。預估此三座核能電廠的六部機組運轉 40 年將會產生約 5,048 公噸鈾的用過核子燃料。

用過核子燃料是指在核子反應器燃燒到無法再有效地支持核分裂反應且被移出反應器的核子燃料；高放射性廢棄物指備供最終處置之用過核子燃料或其經再處理所產生之萃取殘餘物。高放射性廢棄物具有相當高之放射性，會釋放大量的衰變熱，所含之放射性核種中，如 ^{99}Tc 、 ^{135}Cs 、 ^{129}I 等分裂產物及 ^{237}Np 、 ^{239}Pu 、 ^{243}Am 及 ^{247}Cm 等錒系核種，其半衰期長達數十萬年，且部分核種為阿伐發射體，對人體具長期潛在的輻射危害，因此審慎尋找共同認可的處置方式，確保高放射性廢棄物可以長期摒除在可能影響人類目前生活環境之外，一直是核能技術發展的重點之一。

用過核子燃料最終處置的基本要求是選擇適當的環境，將用過核子燃料永久安置，使其與人類生活圈隔離，以確保民眾安全及環境品質。海床處置、深孔處置、冰層處置、井注處置、太空處置、及深層地質處置是幾種曾被各國考慮的處置方案。上述這些方案經過國際間多年的研究後，一般咸認「深層地質處置」是較為可行的一種處置方式。

所謂「深層地質處置」是利用深部岩層的隔離阻絕特性，採用「多重障壁」的概念，將用過核子燃料埋在深約 300 至 1000 公尺的地下岩層中，再配合包封容器、緩衝回填材料等工程設施。藉由人工與天然障壁所形成的多重屏障系統，可以有效阻絕或遲滯核種的外釋與遷移，以換取足夠的時間使用過核子燃料的輻射強度在影響人類目前生活環境之前已衰減至可忽略的程度。

目前推動用過核子燃料地質處置計畫之國家，均就其所處的地質條件，選擇合適的處置母岩，來進行其最終處置計畫；各國高放射性廢棄物及用過核子燃料數量、處置母岩及處置概念之扼要說明彙整如表 1-1 及表 1-2；各國高放射性廢棄物最終處置計畫之時程規劃彙整如表 1-3，預算經費編列如表 1-4，進展現況之詳細介紹，請參考附錄 B。

由於最終處置設施的設置，從最初發展階段至處置場運轉階段，一般長達數十年，研擬具體可行的全程工作規劃，可說是長程計畫能否順利完成的關鍵所在。因此，我國用過核子燃料長程處置計畫在 1991 年曾研擬出「全程工作規劃書」，將全程工作分為「區域調查階段」、「初步場址調查階段」、「候選場址評選階段」、「詳細場址調查階段」、「場址確認階段」及「處置場建造與試驗階段」等六個執行階段。當初主要的參考依據，除了延續「我國用過核子燃料長程處置計畫」之前產出的各項成果報告之外，最主要是參考美國能源部所提出的場址特性調查計畫(Site Characterization Plan, SCP)，以及瑞典核子燃料及廢棄物營運公司(Nuclear Fuel and Waste Management Co., SKB)的研發經驗，並考慮我國客觀環境發展而成。

依照「放射性物料管理法」(華總一義字第 09100248760 號令)第二十九條及「放射性物料管理法施行細則」第三十七條(會物字第 0920018935 號)中相關條文規定(全文詳附錄 C.1 及 C.2)，並參考國際用過核子燃料最終處置技術發展現況與趨勢、我國特有地質環境、以及過去我國用過核子燃料長程處置計畫地質調查與技術發展之經驗與成果，台電公司於 2004 年擬定「用過核子燃料最終處置計畫書」，並經主管機關於 2006 年 7 月核定(台電公司，2006)；自 2005 年起，迄 2055 年完成處置場之建造為止，全程工作共分為「潛在處置母岩特性調查與評估階段」(2005~2017 年)、「候選場址評選與核定階段」(2018~2028 年)、「場址詳細調查與試驗階段」(2029~2038 年)、「處置場設計與安全分析評估階段」(2039~2044 年)及「處置場建造階段」(2045~2055 年)等五個階段來進行。

2008 年台電公司遵照核能後端基金管理會第 30 次會議決議，在所核可之經費額度及尋求充分應用核能先進國家技術之原則下，從經濟觀點(調查成本)、安全觀點及國際發展趨勢等方面綜合評估，結果顯示保留結晶岩類的調查評估，而泥岩與中生代基盤岩則彙整國內相關研究資料進行綜合分析之方式，最符合現階段的經費需求，據此修正「用過核子燃料最終處置計畫書」(2006 年 7 月核定版)之第七章部分規劃工作及所需經費估計額，以保留因應未來國際發展新趨勢之可行性，並依法繼續推動國內用過核子燃料最終處置設施籌建所需之技術發展。

2009 年台電公司依據「用過核子燃料最終處置計畫書」(2006 年 7 月核定版)規劃目標，於 2009 年底提報「我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告」(簡稱 SNFD2009 報告)(台電公司，2010)；針對「處置環境條件的調查研究」、「處置技術的研究發展」，及「用過核子燃料處置的功能評估」等三大議題進行探討，並提出後續研究發展的方向與建議(請參見第 7.3.1 節說明)。

依法(放射性物料管理法實行細則第三十七條)「用過核子燃料最終處置計畫書」每四年需檢討修正。2010 年，台電公司考量國內外最終處置計畫之執行現況，與我國 SNFD2009 報告之結論與建議，修正「用過核子燃料最終處置計畫書」之全程工作規劃內容(詳第六章)及現階段工作規劃(詳第七章)，並提報管制單位核定。

2014 年 9 月，台電公司考量現階段工作目標、國內外最終處置計畫之執行現況以及民意接受度，修正「用過核子燃料最終處置計畫書」，主要修正內容：(1)因地質實驗試坑停建提出因應方案；(2)新增如無法依時程完成最終處置場選址作業，所需啟動之應變方案(詳第十章)；(3)依現階段工作目標調整工作項目及經費。提報管制單位核定後，做為後續工作規劃與執行的依據。

表 1-1：各國用過核子燃料及高放射性廢棄物數量比較表

國別	核子反應爐數量		反應器運轉年限(年)	用過核子燃料(tHM；或標示部分特定單位)	高放射性廢棄物	備註
	運轉中核反應器	已永久停止運轉反應器				
比利時	7	(1)*	40	70 (MOX)	2,200 m ³	再處理
				4,320 (SNF)	4,700 m ³	直接處置
保加利亞	6(2)*	(4)*	未決	NA	NA	數量目前無法評估，需待反應器運轉周期確認後才能計算，目前 1 座反應器計畫興建中
加拿大	19	(3)*	多樣	3.6 百萬束(CANDU)； 76,000 束 (來自其他反應器)	0	預估至 2035 年之產出量；目前 2 座反應器計畫興建中；3 座規劃中。採直接處置
捷克	6	NA	40	3,724	0	預估反應器週期結束前之產出量
芬蘭	4	NA	40-60	2,600-4,000	0	總產出量；直接處置
法國	59(58)*	11(12)*	NA	15,000	3,500 m ³	由目前反應器及其他核子燃料循環設施之總產出量；再處理
德國	9	28	多樣	9,000	22,000 m ³	預估反應器週期結束前之產出量；1989 年起，停止運送用過核子燃料至他國進行再處理；直接處置
匈牙利	4	NA	30	NA	NA	1989-1998 年間用過核子燃料送交俄羅斯，目前 2 座核反應計畫興建中。
中國	21	NA	60	NA	NA	目前 27 座核反應器興建中；60 座計畫興建中；120 座規劃中。

表 1-1：各國用過核子燃料及高放射性廢棄物數量比較表(續)

國別	核反應爐數量		反應器運轉週期(年)	用過核子燃料(tHM；或標示部分特定單位)	高放射性廢棄物	備註
	運轉中核反應器	已除役核反應器				
日本	48	1(5)*	NA	0	約 40,000 個廢棄物罐	相當於 2020 年用過核子燃料累積數量；目前 3 座核反應器興建中；9 座計畫興建中；3 座規劃中。再處理
韓國	23	NA	約 40	34,000	0	預估 2040 年之產出量；目前 5 座核反應器興建中；6 座計畫興建中。
立陶宛	2(0)*	(2)*	22 和 33	約 3,000	0	預估 2017 年 NPP 除役前之產出量；目前 1 座反應器計畫興建中。
荷蘭	1	1	NA	約 40 m ³	約 70 m ³	預估往後 100 年之產出量；再處理
俄羅斯	33	(5)*	30 至 40	NA	NA	目前 10 座核反應器興建中；31 座計畫興建中；18 座規劃中。
斯洛伐克	6(4)*	(3)*	<35	約 2,500	0	預估 NPPs 週期結束前之產出量；目前 2 座核反應器興建中；1 座規劃中。
南非	2	NA	40 或 50	約 1,900	0	預估 NPPs 週期結束前之產出量；目前 6 座核反應器規劃興建中。
西班牙	7	3	40	約 6,750	約 80 m ³	預估 NPPs 週期結束前之產出量；1983 年起，停止運送用過核子燃料至他國(英國與法國)進行再處理；現階段暫以直接處置為優先考量
瑞典	11(10)*	1(3)*	多樣	約 9,000	0	總產出量；直接處置
瑞士	5	(1)*	>40	~1,800	~1,000 m ³	預估 NPPs 週期結束前產出；直接處置或再處

						理尚未明確
--	--	--	--	--	--	-------

表 1-1：各國用過核子燃料及高放射性廢棄物數量比較表(續)

國別	核反應爐數量		反應器運轉週期(年)	用過核子燃料(tHM；或標示部分特定單位)	高放射性廢棄物	備註
	運轉中核反應器	已除役核反應器				
英國	35(19)*	10(26)*	30-45	NA	~1,890 m ³	預估目前 NPPs 除役結束前產出；再處理
美國	103(104)*	15(28)*	40-60	83,500 (來自商業用反應器) 2,100 (來自其他反應器)	640 tHM (商業用) 5,000 個放射性廢棄物裝置，每個含 4-5 廢料罐 (國防用)	105,000 tHM 將由目前 NPPs 產出，係假設週期已延長；直接處置

註：

1.NA: 無資訊；NPP: 核能電廠

2.資料主要來源：

(a) IAEA(2002)；此外，核反應爐數量標註*記號之括號內數字為 IAEA-PRIS(Power Reactor Information System；www.iaea.org/cgi-bin/db.page.pl/pris.oprconst.htm)於 2010 年 7 月 22 日公布的核反應爐數量。

(b) World Nuclear Association，2010/07/13 摘取自 <http://www.world-nuclear.org/info/inf04ap3.html>

(c) World Nuclear Association，2014/10/01 摘取自

<http://www.world-nuclear.org/info/Facts-and-Figures/World-Nuclear-Power-Reactors-and-Uranium-Requirements/>

(d) 摘取自 http://www.llrwm.org/wp-content/uploads/2013/03/Inventory_Report_2012_EN.pdf

表 1-2：核能國家用過核子燃料/高放射性廢棄物處置概念彙整表

國家	地質環境與熱荷載策略	處置廢棄物	廢棄物冷卻時間	處置深度(地下)	處置容器安置方式
比利時	泥質地層/飽和帶；低於水沸點	用過核子燃料及高放射性廢棄物。	50 年	225 m	水平放置於處置隧道
加拿大	結晶岩/飽和帶；低於水沸點	用過 CANDU 核子燃料。	至少 10 年	500 至 1000 m	垂直放置於處置孔內或水平置放於處置隧道
芬蘭	結晶岩/飽和帶；低於水沸點	用過核子燃料。	40 年	400-450 m	垂直放置於處置孔內，但目前仍與瑞典 SKB 共同合作研發水平置放的可能性
法國	結晶岩或泥質地層/飽和帶；廢料罐邊緣低於 100°C，母岩低於 90°C	玻璃固化再處理後的用過核子燃料(CU)、高放射性廢棄物(B)、與長半衰期廢棄物(C)。	15 年	500 m	長半衰期廢棄物垂直放置於處置隧道內，用過核子燃料與高放射性廢棄物則採水平置放
德國	鹽穹/飽和帶；200°C	用過核子燃料及玻璃固化後的高放射性廢棄物。	最少 15 年	900 m	垂直放置於處置孔內
日本	結晶岩或沉積岩/飽和帶；低於水沸點	玻璃固化後的高放射性廢棄物與超鈾廢棄物。	50 年	超過 300 m	垂直放置於處置隧道，高放射性廢棄物與超鈾廢棄物放置在同場址但不同區域，工程障壁也不同
西班牙	結晶岩或沉積岩/飽和帶；低於水沸點	用過核子燃料/中強度放射性廢棄物。	30 年	泥岩：250 m 花崗岩：500 m 鹽岩：600 m	過去設計以水平放置於處置隧道，目前高放射性廢棄物暫先採 60 年的集中式中期貯存
瑞典	花崗岩/飽和帶低於水沸點	用過核子燃料。	30 至 40 年	500 m	垂直放置於處置孔內

表 1-2：核能國家用過核子燃料/高放射性廢棄物處置概念彙整表(續)

國家	地質環境與熱荷載策略	處置廢棄物	廢棄物冷卻時間	處置深度(地下)	處置容器安置方式
瑞士	結晶岩或沉積岩/飽和帶；低於水沸點	高放射性廢棄物	40 年	400-900 m	水平放置於處置隧道
美國	凝灰岩/未飽和帶； 前 300-1000 年高於水沸點，然後低於水沸點	用過核子燃料及高放射性廢棄物(軍用)	10 年	300 m	水平放置於處置隧道

比利時：http://www.sckcen.be/en/Technology_future/Radioactive_waste/Geological_disposal

Belgian Agency for Management of Radioactive Waste and Enriched Fissile Materials, Waste Plan, NIROND 2011-02 E

加拿大：<http://www.nwmo.ca/>

芬蘭：http://www.posiva.fi/en/final_disposal#.VLTQESuUekE

法國：<http://www.andra.fr/international/>

Dossier 2005

德國：<http://www.bmwi.de/>

Final Disposal of High-level Radioactive Waste in Germany - The Gorleben Repository Project 2008

日本：<http://www.numo.or.jp/en/jigyuu/geological.html>

西班牙：http://www.enresa.es/activities_and_projects/high_wastes

J. L. Santiago & J. Astudillo, Overview of the Spanish Program for High Level Waste Disposal, WM'99 Conference, 1999

瑞典：http://www.skb.se/Templates/Standard____24109.aspx

瑞士：<http://www.nagra.ch/en/repositoriesforhlw.htm>

美國：<http://www.nrc.gov/waste/hlw-disposal.html>

表 1-3：國際原子能總署各會員國高放射性廢棄物處置時程

國家	放射性廢棄物處置時程之歷程說明
比利時 *1, *2, *3, *5, *8	1960 年 SCK·CEN 展開高放射性廢棄物相關研究計畫
	1974 年開始進行深層地質處置研發計畫
	1980 年成立 ONDRAF/NIRAS，在 Mol 地區泥岩中興建 HADES-URL
	1984 年 HADES-URL 開始運作
	1987 年增建 HADES-URL 之地下廊道
	1989 年 ONDRAF/NIRAS 提出安全及可行性報告(SAFIR, Safety and Feasibility Report)
	2001 年 ONDRAF/NIRAS 提出第二階段安全及可行性報告(SAFIR-2)
	2001 年比利時政府決定反應器在 2015 至 2025 年間陸續除役。
	預定 2012 年提出安全與可行性案例分析報告
	放射性廢棄物長程處置政策目前尚未明確，依據目前的規劃，比利時在 2025 年以前不會開始建造高放射性廢棄物處置場
	2035 預計開始建造最終處置場
加拿大 *1, *2, *3, *5, *8	1978 年展開高放射性廢棄物相關研究計畫(擬定放射性廢棄物營運計畫)
	1981 年展開一般性研究計畫，以證明放射性廢棄物結晶岩深層處置概念之可行性
	1984 年 Whiteshell-URL 開始運作
	1987 年提出場址評選準則
	1994 年 AECL 提出環境影響評估報告
	2002 年底成立 NWMO
	2002 年底國會通過強制執行法案，規定 NWMO 於 2005 年 12 月 15 日前需提出用過核子燃料長程管理方案、執行計畫與時間表
	2004 年 NWMO 及 CPRN 開始進行民眾對話溝通，廣泛收集民意以制定 2005 年底需提出的長程管理方案
	2005 年 NWMO 提出的規劃報告草案，建議採用調適性階段管理方法進行工作。亦即全程工作長達三百年，劃分三階段推動處置工作
	2009 年開始已進行處置場選址研究，預計 2025 年啟用處置場

表 1-3：國際原子能總署各會員國高放射性廢棄物處置時程(續)

國家	放射性廢棄物處置時程之歷程說明
捷克 *2, *3, *5	1953 年展開放射性廢棄物處置相關計畫(將放射性廢棄物處置於石灰岩礦場中)
	1992 年完成母岩及地區篩選，選定 27 個候選地區
	1994 年提出深層地質處置計畫
	1997 年成立專責機構 RAWRA
	1998 年選定 8 個候選場址
	1999 年 RAWRA 提出深層地質處置概念參考設計
	2002 年政府同意 RAWRA 提出的長程管理方案及時程規劃
	2009 年以前暫不進行現地調查
	預定於 2015 年之前提出兩個場址
	預定於 2025 年之前進行場址確認工作
	預定於 2030 年之前許可地下實驗室的特性調查
	預定於 2045 年之前進行場址興建執照申請
芬蘭 *1, *2, *3, *5, *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 建造高放射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研究與後續的相關工作
	2004 年 6 月開始建造 ONKALO-URL
	預定於 2012 年開始興建處置設施
	2014 年 3 月 ONKALO 先導設施之通風井已完成，最後一段 290m 至 455m 之隧道內上方開孔已完成
	2014 年 6 月高放廢棄物容器安裝設施已運至 Olkiluoto
	處置場運轉執照申請時程約於 2020 年
	預定於 2050 年開始關閉處置場

表 1-3：國際原子能總署各會員國高放射性廢棄物處置時程(續)

國家	放射性廢棄物處置時程之歷程說明
法國 *1, *2, *5, *7, *8	1979 年 ANDRA 開高放射性廢棄物相關研究計畫
	1991 年制定法律推動為期 15 年的放射性廢棄物處置研究發展計畫
	1991-2006 年間根據 1991 年 12 月所通過的法律，進行 15 年的研究發展計畫
	1992 年 Centre de l'Aube 低、中強度放射性廢棄物最終處置場開始運轉
	1998 年 12 月選定 Meuse 地區東北之 Bure 地區作為法國泥岩地下實驗室(Meuse/Haute-Marne-URL)場址；花崗岩岩體地下實驗室場址則需再選擇
	1999 年政府同意 ANDRA 於 Bure 地區進行地球物理探測及豎井開挖
	2002 年完成高放射性廢棄物廠內貯存地下設施概念設計
	2006 年通過放射性廢棄物永續管理計畫法(Planning Act on the sustainable management of radioactive materials and waste)，並修正環保法規(Code of Environment)，明定：(1)源自國外的用過核燃料，其在法國再處理後所產生的放射性廢棄物需運回原產生國，除技術性暫存需求外，不得在法國境內儲存；(2)ANDRA 必須於 2015 年提出具備再取出可能性的最終處置設施的執照申請，2025 開始運轉最終處置設施。
	2006 年國會確定用過核子燃料的再取出政策
	德國 *1, *2, *3, *5, *7, *8
1977 年選定 Gorleben 地區的鹽穹，作為高放射性廢棄物及長半衰期阿伐廢棄物的處置場址，但原訂處置計畫推動至 2000 年停止	
1992 年 6 月 Ahaus 廠內貯存設施開始運轉	
1994 年修正原子能法，用過核子燃料管理採再處理與直接處置並重	
1995 年 4 月 Gorleben 廠內貯存設施開始運轉	
1998 年 9 月新政府成立，延後所有處置計畫工作	
2002 年 AkEnd 提出放射性廢棄物處置場址評選準則與步驟之專家建議(AkEnd 建議書)	
高放射性廢棄物處置在 Gorleben 的調查於 2000 年 10 月 1 日起暫停。德國政府將在三到十年內重新檢討選址準則與安全概念。規劃在 2030 年重新選出一個可以容納各類放射性廢棄物之處置場，並開始進行處置	
2002 年 4 月通過原子能法(Atomic Energy Act)修正，明定 2005 年 6 月 30 日以後，採直接處置。	
2025 年預計 Gorleben 處置場開始運轉	

表 1-3：國際原子能總署各會員國高放射性廢棄物處置時程(續)

日本 *1, *2, *5, *7	1976 年展開高放射性廢棄物相關研究計畫
	1992 年 JNC 公佈 H3 調查成果報告(PNC, 1992)
	1995 年六個所村高放射性廢棄物貯存中心開始運轉
	1999 年 JNC 提出 H12 概要調查區域成果報告
	2000 年 6 月開始推動放射性廢棄物處置計畫
	2000 年 10 月成立放射性廢棄物處置執行單位 NUMO
	2000 年 11 月成立放射性廢棄物財政管理機關 RWMC
	2000 年 11 月取得 Horonobe 地區政府同意，建造地下驗設施； 2002 年與 Mizunami 市政府簽訂協議，共同使用 Mizunami 實驗地區。
	2002 年 12 月 NUMO 公開徵求自願候選調查場址
	2007 年初 Kochi 縣的 Toyo-town 提出自願候選調查場址申請， 但同年(2007 年)4 月撤消申請。
	2007 年 6 月修正特定放射性廢棄物最終處置法(Specific Radioactive Waste Final Disposal Act)。
	預定初步調查區域選址(PIAs)
	預定細部調查區域選址(DIAs)：2009~2013
	預定處置場選址：2023~2027
	預定處置場開始興建：約 2025，開始運轉：2033~2037
韓國 *1, *3, *7, *8	1988 年展開高放射性廢棄物相關研究計畫
	根據 1998 年原子能委員會(AEC)在會議中擬定的政策，預期在 2016 年將有一貯存用過核子燃料設施
	2005 年 5 月 KAERI 在 Daejeon 興建地下研究坑道進行相關現 地試驗
	2008 年 5 月公布放射性廢棄物管理法(Radioactive Waste Management Act)(2009/01/01 正式生效)。
	2009 年韓國放射性廢棄物管理機構(KRWM)正式成立。 2016 年預計啟動集中式中期貯存計畫。
俄羅斯 *1, *4, *8	1960 年代早期展開高放射性廢棄物相關處置計畫(貯存於數個 暫存場)
	2002 年 Novaya Zemlya 用過核子燃料淺層地質處置場，計畫於 2010 年之前開始營運
	2003 年根據環境變遷研究結果決定放棄於 Novaya Zemlya 建造 處置場的計畫，改擬定計畫於 Kola 半島的花崗岩建造處置場。
	2015 年地下實驗室將在 Kranoyarsk 地區開始建造，該地下實 驗室場址具成為最終處置場之可能性

表 1-3：國際原子能總署各會員國高放射性廢棄物處置時程(續)

國家	放射性廢棄物處置時程之歷程說明
西班牙 *1,*2,*8	1987 年展開高放射性廢棄物相關研究計畫
	預定於 2010 年前不針對用過核子燃料與高放射性廢棄物之處置方式做成定案
	預定於 2010 年後展開選址工作
	2016 年 Villar de Canas 集中式中期貯存設施將開始運轉
	預定於 2035 年處置場開始營運
瑞典 *1,*2,*3,*6	1970 年代展開高放射性廢棄物相關研究計畫
	1980 年代展開最終處置場相關技術發展與研究
	1985 年用過核子燃料集中貯存設施開始運轉
	1995 年瑞典硬岩實驗室(Äspö-URL)開始運轉
	2001 年選定 Öskasham 及 Östhammar 兩地候選場址
	預定於 2002-2007 年期間擇一候選場址進行場址調查
	2009 年 6 月公佈選定 Osthmmas 的 Forsmark 為最終處置場址
	2010 年開始同始進行中期、包封及最終處置設施許可申請程序
	預定於 2013 年申請初期營運
	預定於 2015 年開始 10% 置入廢棄物
	預定於 2023 年開始運轉處置場
	預定於 2050 年關閉處置場
瑞士 *1,*2,*3, *5,*7,	1972 年成立 NAGRA 並展開高放射性廢棄物相關研究計畫
	1978 年開始區域/場址調查工作
	1984 年瑞士結晶岩地下實驗室(GTS-URL)開始運轉
	1989 年完成結晶岩質母岩區域調查
	1994 年 NAGRA 提出結晶岩調查報告
	1996 年瑞士泥岩地下實驗室(Mont Terri-URL)開始運轉
	2002 年 NAGRA 提出泥岩調查報告；2006 年政府同意前述研究成果，但不同意在原地直接進行深入調查，規定選址基於安全、空間規劃、公眾參與等考量，至少應有兩處候選場址
	2005 年 2 月原子能法(Nuclear Energy Act)開始生效，明定(1)瑞士所產生的放射性廢棄物原上必須在瑞士境內進行最終處置；(2)採深地層處置，需具備監管，再取出功能。
	2006 年 7 月起暫停將用過核燃料送往他國再處理至少 10 年
	2008 年 10 月，NAGRA 提出三個泥岩質候選場址。
	預定於 2040-2050 年期間取得處置場商用營運執照
	預定於 2065 年開始關閉處置場

表 1-3：國際原子能總署各會員國高放射性廢棄物處置時程(續)

國家	放射性廢棄物處置時程之歷程說明
*1, *3, *5, *7 英國	1989 年 NIREX 展開高放射性廢棄物相關研究計畫，鎖定 Sellafield 及 Dounreay 兩個調查地區
	1994 年政府不同意 NIREX 在 Sellafield 地區建造地下實驗設施
	2001 年 9 月執行放射性廢棄物安全性顧問程序(Radioactive Waste Safely)
	2002 年 6 月提出行動策略(Managing the Nuclear Legacy: A Strategy for Action)
	2006 年 10 月同意 CoRWM(Independent Committee on Radioactive Waste Management)關於結合中期儲存與地層處置的建議，及公開徵選志願候選場址的策略。
	2008 年 1 月英國政府發布能源白皮書，強調核能為低碳能源選項，政府有責任促成核能的使得。
	2008 年 6 月英國政府發布放射性廢棄物安全管理白皮書，針對高放射性廢棄物深層地質處置問題進行架構規劃。
	目前無高放射性廢棄物/用過核子燃料處置詳細時間表
美國 *1, *2, *3, *5, *7,*8	1955 年國家科學院建議政府推動放射性廢棄物處置場計畫
	1970 年代展開選址及場址特性調查工作
	1982 年美國國會制定放射性廢棄物政策法
	1987 年美國國會通過放射性廢棄物政策修正法案，成立 YMP
	1998 年 YMP 完成可行性評估報告
	1999 年 YMP 提出環境影響評估報告
	2002 年國會與總統認可雅卡山(Yucca Mountain)為處置場址。
	2006 年 DOE 向 NRC 提送執照申請
	2008 年 6 月 3 日第二次向 NRC 建造許可申請中
	2007-2010 DOE 評估是否須第二深層地質處置場
	2010 年歐巴馬政府否決 YMP 使用美國聯邦政府之預算，使得 YMP 計畫被迫停止
	2012 年 1 月美國藍帶委員會提送關於美國核能未來報告給能源部，提出新的處置策略。

資料主要來源：

*1：IAEA (2002)；

*2：邱太銘(2000)；

*3：Witherspoon (1996)；

*4：www.bellona.no/en/international/russia/；

*5：IAEA (2008)。

*6：2010/07/19 摘取自 www.skb.se/Templates/Standard_23779.aspx

*7：2010/07/19 摘取自 www.nea.fr/rwm/profiles/

*8 : 2014/11/28 摘取自

World-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Nuclear-Waste/Radioactive-Waste-Management

表 1-4：國際原子能總署各會員國高放射性廢棄物處置計畫經費

國家 (金額計算單位)	成本明細	金額	金額 (新台幣億元)
比利時 (億歐元)	1974 年至 2000 年的研究發展 (R&D)	1.50	63.00
	高放射性廢棄物與用過核子燃料 再處理	2.9 至 5.8	121.8 至 243.60
	直接處置	5.8 至 15	243.60 至 630.00
加拿大	無成本估算資料		
芬蘭(註 3) (2010 年市值億 歐元)	最終處置場址調查經費	6.50	273.00
	處置設施至 2118 年操作費用	21.00	882.00
	處置設施除役	2.50	105.00
	總額(1 歐元=41 元新台幣)	30.00	1260.00
法國	無成本估算資料		
德國	無成本估算資料		
日本(註 5) (2010 年市值百 億日幣)	最終處置設施建造及運轉	300.00	11250.00
韓國	無成本估算資料		
俄羅斯 (僅為 Novaya Zemlya 場址的 估價) (億美元)	成本投資	0.55	17.88
	每年營運花費		
	初始期間(5 年)	0.06	1.95
	後續年度	0.08	2.60
	總金額	0.7	22.75
	長程處置用過核子燃料之單位成 本		
	初始期間(5 年)	0.00025	0.0081
後續年度	0.00015	0.0048	
西班牙 (億歐元)	高放射性廢棄物與用過核子燃料 處置	57.00	2394.00
	其他	3.00	126.00
	總額(1985 年-2065 年)	60.00	2520.00

表 1-4：國際原子能總署各會員國高放射性廢棄物處置計畫經費(續)

國家 (金額計算單位)	成本明細	金額	金額 (新台幣億元)
瑞典(註 4) (2010 年市值億 克朗)	管理與研究開發(19%)	203.30	894.52
	運輸系統(5%)	53.50	25.40
	除役(18%)	192.60	847.44
	中期儲存(CIab)(13%)	139.10	612.04
	封裝(13%)	129.10	568.04
	最終處置(28%)	299.60	1,318.24
	短半衰期廢棄物最終處置 (SFR)(4%)	42.80	188.32
	總額預估	1,070.00	4,708.00
瑞士 (1998 年市值億 瑞士法郎)	運輸	2.62	81.22
	集中放射性廢棄物管控	8.18	253.58
	廢料罐容器	4.44	137.64
	燃料元素管理	47.63	1476.53
	高放射性廢棄物處置	38.84	1204.04
	總額	101.71	3153.00
英國 (億英鎊)	Magnox 及早期 AGR 發展之預估	730.00	33,361.00
美國 (2008 年市值億 美元)	Yucca Mountain 計畫總額預估	962.00	31,265.00

註：

1. 匯率換算：1 美元 = 32.5 新台幣；1 歐元 = 42 新台幣；1 日圓 = 0.375 新台幣；
1 瑞士法郎 = 31 新台幣；1 瑞典克朗 = 4.4 元新台幣；1 英鎊 = 45.7 新台幣
2. 資料主要來源：IAEA (2002)
3. 芬蘭資料來源：2010/07/19 取自
www.posiva.fi/en/final_disposal/total_costs_and_funding_for_final_disposal
4. 瑞典資料來源：2010/07/19 取自
www.skb.se/Templates/Standard_16817.aspx
5. 日本資料來源：2010/07/19 取自 www.nea.fr/rwm/profiles
6. 美國資料來源：2010/07/19 取自 www.nea.fr/rwm/profiles

2、法規基礎

我國從事原子能的和平應用已有多年的歷史，原子能科技已廣泛應用於醫、農、工、學及核能發電等領域，與國人的生活息息相關，但也無可避免的帶來放射性廢棄物問題。放射性廢棄物的安全管理，近年來成為社會大眾關心的議題；其中有關放射性廢棄物的最終處置，更是各界關注的焦點。放射性廢棄物管理，已不僅是一項科技議題，也是一項政經及社會議題，其處置需要有相關的法規基礎。

2.1. 國內相關法規

2002年12月25日，政府公告「放射性物料管理法」(華總一義字第09100248760號令)(全文詳附錄C.1)；該法明訂：

- (1) 放射性廢棄物之處理、運送、貯存及最終處置，應由放射性廢棄物產生者自行或委託具有國內、外放射性廢棄物最終處置技術能力或設施之業者處置其廢棄物；產生者應負責減少放射性廢棄物之產生量及其體積。其最終處置計畫應依計畫時程，切實推動。前項之業者接受委託處理、運送、貯存及最終處置之收費標準，應報請主管機關核定之(第二十九條)。
- (2) 未依第二十九條第一項計畫時程執行最終處置計畫者，處新臺幣一千萬元以上五千萬元以下罰鍰，並得按年處罰(第三十七條)。
- (3) 核能發電之經營者應以核能後端營運基金額度提撥百分之二以上之金額籌撥經費，進行放射性物料營運技術及最終處置之研究發展(第四十六條)。
- (4) 「放射性物料管理法」要求主管機關應督促廢棄物產生者規劃國內放射性廢棄物最終處置設施之籌建，並要求廢棄物產生者解決放射性廢棄物最終處置問題(第四十九條)。

因此，行政院原子能委員會放射性物料管理局，於2003年7月30日，公佈「放射性物料管理法施行細則」(會物字第0920018935號)(全文詳附錄C.2)；施行細則第三十七條明文要求：

- (1) 本法第四十九條第二項及第三項規定以外之高放射性廢棄物產生者或負責執行高放射性廢棄物最終處置者，應於本法施行後二年內，提報高放射性廢棄物最終處置計畫，經主管機關核定後，切實依計畫時程執行；每年二月及十月底前，應分別向主管機關提報前一年之執行成果及次一年之工作計畫。
- (2) 高放射性廢棄物最終處置計畫，每四年應檢討修正；修正時，應敘明理由及改正措施，報經主管機關核定後執行。

台電公司將依循法規規定提報用過核子燃料最終處置計畫，進行潛在場址選擇、施工、運轉、封閉、監管等各項工作，茲列舉主要相關法規(全文詳附錄 C)名稱如下：

- (1) 放射性物料管理法(2002 年 12 月)；
- (2) 放射性物料管理法施行細則(2009 年 4 月修正版)；
- (3) 高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則(2005 年 8 月)；
- (4) 核子保防作業辦法(2003 年 9 月)；
- (5) 游離輻射防護法(2002 年 1 月)；
- (6) 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(2009 年 4 月修正版)；
- (7) 環境影響評估法(2003 年 1 月修正版)；
- (8) 環境影響評估法施行細則(2005 年 6 月修正版)；
- (9) 開發行為應實施環境影響評估細目及範圍認定標準(2009 年 12 月修正版)；
- (10) 經濟部所屬事業固定資產投資專案計畫編審要點(2000 年 7 月修正版)。

2.2. 國外相關法規

各國針對用過核子燃料的管理所制定的法規各有不同，有些國家(如瑞典)制定與用過核子燃料管理相關的法規，部份納入核能相關事務的法案中，甚或部份納入環境保護的法案。有些國家(如日本、法國、美國等)則針對放射性廢棄物或用過核子燃料的管理，特別制定了專門的法律。國際間由 IAEA 訂定用過核子燃料管理安全及放射性廢料管理安全聯合公約(2001 年 6 月)；但每個國家法律制定都是依其國情特殊需求而為(IAEA, 2002)。下列就美國、德國、比利時、加拿大、芬蘭、日本、瑞典等核能先進國家對用過核子燃料管理相關法規訂定的概況介紹。

2.2.1. 美國

美國用過核子燃料與高放射性廢棄物相關的法規包括：為建立放射性廢棄物處置制度、經費來源、選址流程及時程而訂定的 1982 年核子廢棄物政策法(The Nuclear Waste Policy Act of 1982)；而後修訂為核子廢棄物政策修訂法(The Nuclear Waste Policy Amendments Act of 1987)，選定雅卡山(Yucca Mountain)場址進行調查及監測；於能源政策法中(The Energy Policy Act of 1992)制訂了雅卡山處置場封閉後維護公眾健康安全的要求；並依據能源部選址依據的準則(10 CFR Part 960)，制訂出針對雅卡山選址準則的加強法(10 CFR Part 963)；此外亦依照環保署地質處置場健康與安全的標準(40 CFR Part 191)，制訂出環保署針對雅卡山處置場的公眾健康與安全標準(40 CFR Part 197)；目前美國核能管制委員會(NRC)根據法規 10 CFR part 60 的要求採行地質處置，以逐階段進行處置場建造及高放射性廢棄物儲放。一旦完成場址特性調查，並經由能源部長向總統提出建議且獲認可其合適性，能源部即展開聽證作業，以取得同意進行處置場的建造。建造許可是基於處置場長期功能的評估，足以確保在地下開挖後的場址條件，仍能符合場址建造執照規範的安全限度，能源部方可進行聽證作業以取得儲存高放射性廢棄物的

執照，開始收存高放射性廢棄物。高放射性廢棄物的存放及處置場的運轉，需進行特定的監控作業，直到完成存放始進行處置場的封閉作業。自 10 CFR part 60 法規頒佈後，NRC 又新訂 10 CFR part 63 法規，除 10 CFR part 60 對功能評估要求之外，增加對處置場運轉期間及封閉後之全系統功能安全評估(TSPA)的要求，涵蓋了工程障壁及地質環境在不同情節下處置設施核種外釋的特徵(features)、事件(events)及作用(process)下的功能安全性。

2.2.2. 德國

德國放射性廢棄物處置相關法規包括：原子能法(Atomgesetz，附錄 C. 19)，放射性保護條例(Strahlenschutzverordnung)，聯邦採礦法(Bundesberggesetz)，放射性廢棄物礦區處置安全規章(Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk)，以及國際相關法規(如國際原子能總署安全規定)與協定(如用過核子燃料管理之安全協定，及放射性廢棄物管理安全協定)等。根據原子能法，放射性廢棄物處置為聯邦政府之職責，聯邦政府的輻射防護部門(Federal Office of Radiation Protection)負責推動及建造國家的放射性廢棄物處置場。處置場的安全性必須經由場址安全評估(包括地質條件、處置技術、放射性廢棄物的包封條件等)，及至處置場封閉以後，核種遷移可能達到人類目前生活環境的劑量，也必須低於放射性保護條例所規定的安全限度(0.3 mSv/a)。

2.2.3. 比利時

1980 年 8 月比利時政府發布組織改革特別法，成立 ONDRAF/NIRAS 為放射性廢棄物專責機構，該機構之業務範圍於 1981 年發布的皇家法令加以規定，並於 1991 年修訂。1999 年 6 月 13 日國會改選後，新政府於 7 月 14 日成立。在新的政府架構下，能源國務大臣(Secretary of State for the Energy)負責督導 ONDRAF/NIRAS；內政部長(Minister of the Interior)監督政府核能安

全與核能管制機構；就業部長(Minister of Employment)督導核能設施的技術安全。

2.2.4. 加拿大

1996 年加拿大政府發布放射性廢棄物政策體系 (Policy Framework for Radioactive Waste)，內容涵蓋用過核子燃料、低放射性廢棄物、鈾礦及碾碎礦渣。該政策體系經過相關團體提供意見並修訂後，其內容要點包括：

- (1) 政府將確保放射性廢棄物處置係以安全的、環境適宜的、合理的、經濟的、整體的方法進行。
- (2) 政府有責任建立政策、規範及監督放射性廢棄物產生者與擁有者，確保其負起財務與運轉責任、遵照法規要求、依據核准的處置方案，對放射性廢棄物進行處置。
- (3) 放射性廢棄物產生者與擁有者依據污染者付費原理，須對其廢棄物提供經費、組織、管理與運轉處置及相關設施。準此對於用過核子燃料、低放射性廢棄物、鈾礦及碾碎礦渣等，可能會有不同的安排。

該政策目的是為了放射性廢棄物處置的推動，包括監督與財務安排等構建基本原則。1999 年 3 月國會通過以核能安全暨管制法(The Nuclear Safety and Control Act)，取代 1946 年公布的原子能管制法(Atomic Energy Control Act)。依該法規定，2000 年 5 月 31 日原子能管制委員會(Atomic Energy Control Board, AECB)正式改編成為加拿大核能安全委員會(Canadian Nuclear Safety Commission, CNSC)。加拿大政府於 2002 年公佈核燃料廢棄物法(Nuclear Fuel Waste Act)，並於同年成立核子廢棄物營運機構(Nuclear Waste Management Organization, NWMO)，負責加拿大國內三家核電廠及其他小產源用過核子燃料之營運。

2.2.5. 芬蘭

芬蘭放射性廢棄物管理政策始於 1983 年所訂，隨後貿易與工業部 (Ministry of Trade and Industry, MTI) 亦提出相關政策，當時即設定廢棄物管理準備工作的目標及時程。跟用過核子燃料安全性相關的法案為：1991 年制定的核能電廠安全通則 (General regulations for the safety of nuclear power plants)，明訂與用過核子燃料貯存相關的規定；及 1999 年制定的用過核子燃料安全通則 (General regulations for the safety of spent fuel disposal)。對於一般安全的詳細法規，則由芬蘭輻射及核安全局 (Finnish Centre for Radiation and Nuclear Safety, STUK) 根據上述兩法案來訂定，包括 2001 年訂定的用過核子燃料長期安全規範 (Long-term safety of disposal of spent nuclear fuel, YVL 8.4)，及 2002 年訂定的用過核子燃料處置設施安全操作規範 (Operational safety of a disposal facility for spent nuclear fuel, YVL 8.5)。芬蘭貿易與工業部負責監督高放射性廢棄物管理與研發計畫是否符合國家政策；芬蘭輻防與核安中心負責核能與技術安全審查。針對用過核子燃料處置之規定草案正在審議中。依據 1987 年核能法 (Nuclear Energy Act)，政府可以核准核能設施之設置，但在第一個核准階段 - 決策原則階段 (Decision in Principle, DiP)，國會有權否決政府建造重要核能設施 (例如核電廠與處置場) 的決定，預定設施位置地方政府的同意也是 DiP 的必要條件。此外亦須輻射及核安全局 (STUK) 對該設施安全提出正面的陳述意見。依法核能電廠對高放射性廢棄物管理有財務與運轉的責任，因此兩家電力公司在 1995 年聯合資助成立放射性廢棄物專責公司 Posiva Oy，負責用過核子燃料之研發、規劃與處置工作之推動。貿易與工業部監督電力公司/放射性廢棄物處置專責機構，對放射性廢棄物管理的推動與研發工作是否符合國家政策，並確保其財務基金能滿足處置工作所需。STUK 則負責核能安全管制，並對執照申請的技術與安全相關重要文件進行審查。貿易與工業部與 STUK 分別有核能諮詢委員會 (Advisory Committee on Nuclear Energy) 與核安諮詢委員會 (Advisory Committee on Nuclear Safety) 提供建言。為確保未來高放

射性廢棄物管理及處置所需的經費，貿易與工業部每年會決定金額，由電力公司提撥經費至國家高放射性廢棄物管理基金(State Nuclear Waste Management Fund)。在處置單位提出 DiP 申請時，政府必須考慮建造計畫是否與社會的整體利益一致，特別須注意設施的需求性、可能場址的適宜性及其對環境之影響。而輻射與核安主管機構 STUK 須進行初步安全評估，可能場址所在地之政府當局亦須提出接受或拒絕選址結果的說明，而最後的決策，亦須獲得國會同意。職業暨經濟部(Ministry of Employment and the Economy, MEE)於 2008 年提出核廢棄物安全處置法則(Government Decree on the Safety of Disposal of Nuclear Waste (736/2008))規定輻射安全標準、設計功能需求與注意事項、長期安全要求、如何證明符合要求、設施建造與運轉注意事項，和營運組織與人事及其他事項。

2.2.6. 日本

1999 年 6 月日本原子能委員會(Atomic Energy Commission, AEC)檢討 1994 年訂定的長期計畫，組織六個委員會分別就核能與大眾、核子燃料循環(含廢棄物)、快滋生反應器、先端研究、輻射使用、國際關係等六項主題進行討論，以擬定後續之國家核能政策。日本在 2000 年 6 月完成特定放射性廢棄物最終處置法(Specified Radioactive Waste Final Disposal Act)立法，同年 10 月設立日本高放射性廢棄物管理組織(Nuclear Waste Management Organization of Japan, NUMO)。NUMO 負責高放射性廢棄物之處置場選址、處置技術驗證、執照申請、處置場建造、運轉與封閉等工作。

NUMO 為依據「特定放射性廢棄物最終處分法律」成立之機構，從事高放射性廢棄物深層地質處置研究之管理與政策溝通，其制定高放射性廢棄物處置規劃時程，在 2008 年之前評選預定調查之場址；2008 至 2012 年對候選場址進行詳細調查；2012-2023 年則進行候選處置設施概念規劃及評估；2023-2027 年在選定場址開始建造處置場，此期間亦向政府申請運轉執照；2033-2037 年為處置場開始營

運。NUMO 於 2008 年 11 月底已公佈「一般競爭(指名競爭)參加資格審查申請書提出要領」，內容列舉不能作為

場址資格審查申請的限制、申請時間及場所、資格及行業區分、「地質處置的技術開發與調查」之申請書表(含物品類及勞務類)等，其中申請時間有區分為定期申請及隨時申請兩類，定期申請時間為 2009 年 1 月 7 日至 1 月 31 日，隨時申請時間為 2009 年 2 月 1 日以後，採郵件書面申請，申請場所為 NUMO 所在地東京都。而透過如此完善的公眾溝通及資訊公開透明化，NUMO 相信一定會得以順利啟動場址詳細調查之階段作業。

JAEA 作為原子能科技應用之研究機構，其經營目標為「創新、誠實」，領導著年輕的研究人員不斷創新技術及開發新領域，亦須誠實面對社會大眾對原子能安全的要求。高放射性廢棄物地層處置技術研發則為日本原子力研究開發機構(Japan Atomic Energy Agency, JAEA)執行，主要研究機構有東海核燃料處理研究中心、東濃地球科學研究中心、瑞浪超深地層研究所及幌延深地層研究所，另由電力公司捐助成立之電力中央研究所(Central Research Institute of Electric Power Industry, CRIEPI)亦有從事放射性廢棄物最終處置之環境相關議題研究。

2.2.7. 瑞典

瑞典制訂放射性廢棄物相關法規如下：

(1) 輻射防護法(Radiation Protection Act, 1988:220)

為放射性廢棄物管理與處置作業之輻射防護標準，並設置主管機關瑞典輻射防護研究所(Swedish Radiation Protection Institute, SSI)。輻射防護研究所負責輻防法規之制定，及放射性廢棄物處置專責機構瑞典核子燃料暨廢棄物營運公司(Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co., SKB)所提送報告中輻射相關事宜的審查。

(2) 核能作業法(Act on Nuclear Activities, 1984:3; 1992:1536)

依據 1984 年發布的執照申請程序之主管機關為瑞典核能檢查

署(Swedish Nuclear Power Inspectorate, SKI)，負責後端營運之管制，主要責任包括：

- (a) 發布法規與指引。
- (b) 審查及監督廢棄物管理與處置的安全。
- (c) 審查 SKB 提報的研發計畫(每三年提報一次)。
- (d) 審查 SKB 對廢棄物管理與除役費用的估算。
- (e) 對進行可行性評估中之市鎮提供諮詢服務。

核能作業法中規定核能業者需負起技術與財務上的義務，進行放射性廢棄物之安全管理與處置，且每三年須提出合理的放射性廢棄物處置研發計畫。SKB 公司於 1998 年 9 月提報 R&D 計畫給 SKI 審查，該報告於 2000 年 1 月稍作補充後通過政府審查。

(3) 用過子燃料與放射性廢棄物未來費用財務法(Act on Financing of Future Costs for Spent Fuel and Nuclear Waste, 1981:669)

規定核電廠每年提撥放射性廢棄物管理所需費用，並預估未來經費需求，由瑞典核能檢查署審查後，由政府決定金額。

瑞典核能檢查署(SKI)近年來亦致力於核能安全法規的制定，包括：核能設施一般運轉安全之規範—處置場運轉階段之廢棄物管理設施亦適用(1999 年 7 月 1 日生效)；以及長半衰期高放射性廢棄物最終處置長期安全性之規範—內容包括安全評估方法與時距(2000 年生效)。此外，瑞典輻射防護研究所針對用過核子燃料與放射性廢棄物最終處置，訂定保護人體健與環境規範(SSI FS 1998:1)，於 1999 年 2 月 1 日生效。主要內容包括：

- (1) 最終處置須採行最佳可行技術。
- (2) 集體劑量必須以比較的目標進行計算。
- (3) 最可能曝露族群的個人代表，其風險標的值為 10^{-6} /年。
- (4) 保護生物多樣性與生物資源。
- (5) 評估時間以 1000 年前後分為兩階段。
- (6) 人類侵入的後果必須加以評估。

2.2.8. 中國

中國高放廢物地質處置研究始於 1985 年，在原核工業部組織下制定了初步的研究發展計畫(簡稱 SDC 計畫)，成立了研究協調組，並從國防預研經費中撥出少量經費，安排了工程、地質、化學、安全等四個領域的研究專案。原核工業部的有關研究院所，以及清華大學、南京大學、北京大學、復旦大學、中國地質大學、中國礦業大學、長春地質學院等參與了 SDC 研究計畫。中國科學院武漢岩土力學研究所、中國科學院地質與地球物理研究所、中國地震局、中國科學院金屬研究所、香港大學、中國科技大學、河海大學、東北大學等研究機構通過國際原子能機構的技術合作(TC)項目、自然科學基金、承接國外研究任務、參與國際合作研究計畫等方式，完成了許多研究工作和技術標準的編制。同時中國國家環保總局及一些環境保護研究機構針對《中華人民共和國放射性污染防治法》的編制做了大量研究工作。

中國於高放廢物地質處置研究的研究開發和處置庫工程建設包括三個階段：試驗室研究開發和處置庫選址階段(2006—2020)、地下試驗階段(2021—2040)、原型處置庫驗證與處置庫建設階段(2041—本世紀中葉)。各階段目標是：(1)2020 年前後，完成各學科領域試驗室研究開發任務(前期)，初步選出處置庫場址，完成地下實驗室的可行性研究，並完成地下實驗室建造的安全審評。(2)2040 年前後，完成地下實驗室研究開發任務，初步確認處置庫場址，完成處置庫預可行性研究報告，完成原型處置庫可行性研究和安全審評。(3)本世紀中葉，完成原型處置庫驗證實驗，最終確認處置庫場址，完成處置庫可行性研究和處置庫建造的安全審評。建成處置庫，通過處置庫運營的安全審評。

2.2.9. 法國

(1) 管理體系

法國核能安全機構(French Nuclear Safety Authority, ASN)負責法規研訂與管制，包括管制主要的基本核能設施(Basic Nuclear Installations, BNIs)，如反應器、燃料循環工廠、設施

封閉、廢棄物處理廠、中期貯存設施、以及處置場等。專職的公營機構 Andra (National Radiactive Waste Management Agency)負責放射性廢棄物之長期管理，包括運轉最終處置場、訂定包件接收標準，以及維持全國放射性廢棄物資料更新等。

(2) 政策發展

法國採取 SNF 再處理政策。法國每年再處理能力可達 1,700 噸，58 部反應器中有 20 部可使用再處理產生的 MOX 燃料，每年退出反應器的 SNF 相當 1,150 噸，其中約 850 噸會再處理，製成約 100 噸的 MOX 燃料，其餘則貯存於水池中。依據環境法規定 L.542 條(article L.542 of the environment code)外國的放射性廢棄物即使在法國進行再處理，亦不得於法國處置，均須運回該產生國。這些委託再處理的國家包比利時、荷蘭、德國、日本、與瑞士。

(3) 用過核子燃料/高放射性廢棄物管理

核能電廠的營運單位為法國電力公司 (Electricité de France, EDF)。SNF 於水池中冷卻數年，再送往 COGEMA 公司 (Compagnie générale des matières nucléaires) 位在 La Hague 的再處理場進行處理。2004 年底止貯存於電廠的 SNF 約 3,600 噸，貯存於再處理場者約 7,200 噸，HLW 約 1,639 m³。

(4) 用過核子燃料/高放射性廢棄物處置

在用過核子燃料管理方面，法國政府於 2006 年發佈核子設施規劃法(Planning Act)法令編號 2006-739，基於能源與環境之考量，法國用過核子燃料採再處理與再循環方式辦理。法國雖然以再處理為 SNF 管理措施，但在實務上並非所有的 SNF 全數再處理。且因應 1991 年法國放射性廢棄物管理法規的要求，Andra 進行處置可行性研發時，考慮包含 HLW 處置與 SNF 直接處置的可能情況。Andra 已分別在 2001 年與 2005 年針對位於 Bure 地下實驗室 450 公尺深設施，Callovo-Oxfordian 黏土岩地層的研究成果提出報告。Andra 於 2009 年向法國政府提出未來處置設施建造及營運報告，內容包括地下設施佈置、廢棄物包件之傳

送、置放及再取出程序等，並預估其處置計畫各階段時程，規劃時程如下：

- (a) 2010-2012：在 30 平方公里之限制區域內進行地質調查，及研究地面設施之配置。
- (b) 2013-2014：就選定場址辦理公開辯論。
- (c) 2015：提送處置場執照申請。
- (d) 2016：將根據新法規決定深地層處置再取出之條件。
- (e) 2017：取得相關執照後，開始興建最終處置設施。
- (f) 2025：最終處置設施開始運轉，預計持續 100 年。

2.2.10. 英國

(1) 管理體系

環境糧食與農業部(Department of Environment, Food and Rural Affairs, DEFRA)負責放射性廢棄物管理政策之擬定。內部設放射性物質組(Radioactive Substances Division)負責政策之推動與諮商。核能設施稽查局(Nuclear Installations Inspectorate, NII)隸屬於健康與安全行政部(Health and Safety Executive, HSE)，依據核能設施法(Nuclear Installations Act: 1965)主管核能設施安全與執照許可。英國核燃料公司(British Nuclear Fuels plc, BNFL)由英國原子能機構(United Kingdom Atomic Energy Authority, UKAEA)分枝而出，設立於 1971 年，為英國政府國營企業。經營核燃料循環的各項事業，包括核燃料製造、反應器製造、以自製的 Magnox 反應器發電、SNF 管理與再處理、除汙與除役等。核子除役管理機構(Nuclear Decommission Authority, NDA)依據能源法成立的公法人專責機構，負責核設施除役與放射性廢棄物處置工作推動。受商業、企業與法規改革部(Department for Business, Enterprise and Regulatory Reform, BERR)支助與管轄。

(2) 政策發展

英國管理政策並不將 SNF 視為廢棄物，在可預見的未來仍將持續採行再處理措施。

(3) 用過核子燃料/高放射性廢棄物管理

英國有 19 部反應器運轉中，26 部停機中，多數為進步行氣冷式反應器(Advanced Gas-cooled Reactor, AGR)。Magnox 與 AGR SNF 均於電廠短暫貯存至少約 100 天後，以鐵路運到 Sellafield 的燃料處理廠(Fuel Handling Plant, FHP)進行貯存與再處理。Sizewell B 核能電廠為英國僅有的一座 PWR 電廠，產生的 SNF 則於電廠水池貯存。未來是否再處理仍未定。依據 DEFRA 網站資料顯示，到 2007 年 4 月 1 日英國主要放射性廢棄物統計如下：

再處理：Magnox 燃料 55,000 tU；AGR 燃料 3,300 tU；他國 LWR 燃料 4,400 tU；分離鈾 102 噸；鈾 160,000 噸。

SNF：AGR 燃料 5,500 tU、PWR 燃料 1,200 tU。

(4) 用過核子燃料/高放射性廢棄物處置

2008 年 6 月英國政府發布放射性廢棄物安全管理白皮書，針對 HLW 深層地質處置問題進行架構規劃。並責成 NDA 負責相關工作的推動與公眾溝通(<http://www.nda.gov.uk/>)。

2.2.11. 俄羅斯

(1) 管理體系

原子能法規管制機關為聯邦環境工業與核能監督服務部(Federal Environmental, Industrial and Nuclear Supervision Service, Rostekhnadzor)。放射性廢棄物管理由各企業負責。

(2) 政策發展

俄羅斯的政策認定 SNF 並非廢棄物。因此對 SNF 進行再處理回收有用核種與長期貯存等管理措施。

(3) 用過核子燃料/高放射性廢棄物管理

俄羅斯 9 座電廠共有核子反應器運轉中 31 部；興建中 7 部；停機 5 部。SNF 除了於各電廠水池暫貯外，另有兩處集中式濕式

中期貯存設施 MCC 與 FSUE PA Mayak。後者同地點設有 RT-1 再處理廠，從 1977 年開運轉，每年可處理 400 噸 SNF，衍生的玻璃固化廢棄物約 500 噸，總活度約 1.5×10^{18} Bq。

到 2005 年底俄羅斯已累積貯存約 18,500 噸 SNF。

- (4) 用過核子燃料/高放射性廢棄物處置
處置尚未進行決策與具體推動。

3、用過核子燃料管理策略評估

全球每年約產生 12,000 噸用過核子燃料，跟燃燒煤及石油等燃料所產生每年 250 億噸直接排入大氣圈中的碳質廢棄物相比較，屬非常少量，但對核子工業發展而言，用過核子燃料的管理與處置一直是重要的挑戰(EI Baradei, 2004)。用過核子燃料具有高放射性，且所含核種半衰期長，確保用過核子燃料可以長期摒除在可能影響人類目前生活環境之外，一直是核能技術發展的重點之一。國際上對用過核子燃料之管理有下列五種可能方式：

- (1) 廠內溼式貯存或乾式貯存。
- (2) 再處理以回收鈾及鈾等可用物質後最終處置。
- (3) 核種群分離與核轉換後最終處置。
- (4) 境內直接最終處置。
- (5) 國際合作直接最終處置。

其中永久貯存並未實際解決問題，而核種群分離與核轉換技術仍屬初期研發階段，需時間去突破，所以在可預見的未來，實際可行的方式有直接最終處置與再處理後最終處置兩種方案。目前各國採取再處理或選擇直接最終處置之方案，主要係考慮最終處置場址之篩選難易、核能工業發展完整性、鈾原料是否充足、核能機組種類、國家核能政策等因素，而隨著時勢的變遷，政治性的考量已逐漸成為左右方案選擇的重要因素。直接最終處置與再處理後最終處置二案，又各有如下之二種選擇：

- (1) 直接最終處置：
 - (a) 乾式貯存後，境內最終處置。
 - (b) 乾式貯存後，境外最終處置(國際合作)。
- (2) 再處理：
 - (a) 逕送境外再處理(目前國內尚無發展再處理技術之規劃)。
 - (b) 乾式貯存後，再處理或配合第四代核反應器研發之再處理。

我國用過核子燃料處置計畫管理策略上，係採乾式貯存並尋求國際合作(境外)處置機會，在境外處置未具體可行前，將持續進行境內直接最終處置之地質調查技術發展。乾式貯存及各處置方案的概況說明與國際發展現況分析如下。

3.1. 乾式貯存方案

由於目前世界各國對用過核子燃料再處理的容量有限，加上用過核子燃料與地質處置計畫都還在開發階段，造成貯存在核電廠用過核子燃料池中的用過核子燃料遠超過建造時的預期數量，而必須建造用過核子燃料最終處置前之乾式貯存設施以提供所需之貯存容量。

用過核子燃料最終處置前之乾式貯存除了在安全性與短期的成本效益上提供了良好的方法，更在用過核子燃料的永久處置或再處理技術上，爭取到更多技術發展與計畫推動所須需的時間。在安全上，目前用過核子燃料濕式、乾式與長期等不同形式的貯存技術已開發完成，美國核能管制委員會(NRC)更提出利用乾式貯存技術將可維持100年安全性的結論(Bunn et al., 2001)。此外，在鈾元素擴散可能性的問題上，雖然用過核子燃料中含有可作為武器用的鈾元素，但因封存在燃料丸及燃料護套內，再加上貯存過程中具有嚴密的安全戒備，因此鈾元素被偷而再提煉製成武器的機率甚低。

地質處置是目前唯一可以將用過核子燃料長久有效隔離的方法，由於用過核子燃料含有可回收利用之鈾與鈾等物質，有鑑於此，瑞士聯邦環境運輸能源與溝通部(Department for the Environment, Transport, Energy and Communication, UVEK)於1999年6月成立放射性廢棄處置概念專家小組(Expert Group on Disposal Concepts for Radioactive Waste, EKRA)，該小組研究與比較各種不同的管理概念，包含地質處置、乾式貯存與無限期貯存(indefinite storage)等方式，並探討廢棄物安全處置的科學與技術關點，同時考量永續發展與社會政治觀點，發展出所謂監測型長期地質處置(monitored long-term geological disposal)概念，此概念的基本觀點有三：

(1) 主動性與被動性安全(active and passive safety)

- (2) 監測與控制 (monitoring and control)
- (3) 廢棄物可回收性 (retrievability of waste)

此方式同時包含長期處置與可回收的可能性，設施內的廢棄物進行最終處置之前，有一段期間可以進行監測與可回收的措施；換言之，此概念隱含有長期安全與可回收機制的需求。乾式貯存並非用過核子燃料永久處置的替代方案，當乾式貯存達貯存設施年限後，仍需面臨用過核子燃料的最終處置議題。因此，在執行乾式貯存的同時，用過核子燃料永久處置的發展須持續進行；至於乾式貯存營運年限的規劃，以與一般反應爐運轉年限的 30 到 50 年相當為宜 (Bunn et al., 2001)。

初步估算已商轉之核一廠 107 年除役時，用過燃料共 7,600 束，核二廠 111 年除役時，用過燃料共 11,532 束。核一廠目前已規劃於民國 101 年進行用過核燃料之乾式貯存，該年移出該廠濕式貯存之其中 1,680 束核燃料後，原貯存空間可使用至該廠除役，該廠之乾式貯存興建計畫已於 97 年 12 月 3 日獲主管機關核發建造執照。核二廠則於民國 103 年進行類似之移轉功能 (燃料 2,049 束)，核三廠之廠內濕式貯存則可運轉至除役後。

3.2. 再處理

美國積極推動的 GNEP 計畫可能對我國核能使用的影響，乃在於美國對於參與計畫夥伴將開發核燃料供應計畫，對開發中國家提供核燃料，使這些開發中國家能以合理價格一同分享潔淨與安全之核能豐富資源所帶來的利益，以換取放棄鈾濃縮與 SNF 再處理活動的承諾。核燃料的使用乃透過租賃的方式，燃料供應者將提供新鮮燃料給燃料使用者供傳統性核能電廠使用，所謂傳統電廠可以是目前的或下一代核能機組或是即將由 GNEP 發展之新型適當容量的反應器 (grid-appropriate reactors)。在此國際租賃系統中，核燃料供應國家必須確保持續供應核燃料能力，並有責任確保核物料的安全、核子保防或處置等均能符合非核武擴散的政策。其中 SNF 不必一定要送回

原燃料供應國家，因此若燃料使用國不送回燃料，則此 SNF 需由燃料使用國自行處理。

此外，核燃料供應者必須負責提供 SNF 後續再處理服務或相關再處理技術服務給自行處理的燃料使用國，但不表示須同時負責再處理後所產生的 HLW 的最終處置。然因美國已在 2009 年 6 月將 GNEP 相關預算刪除，但增加先進再處理技術之研發預算，並將重新檢討長期營運策略。

目前世界上所有商業運轉的 SNF 再處理廠主要是以鈾鈾萃取分離再處理方法(Plutonium Uranium Extraction, PUREX)為主，然基於 GNEP 計畫精神與防止鈾濃縮造成核武擴散之問題，世界各國開始發展各式先進 SNF 再處理技術。此類技術大致可分成濕式再處理技術(Aqueous reprocessing technologies)與乾式(Dry reprocessing technologies)再處理技術。前者技術發展基礎乃基於改進原 PUREX 的作業程序並加以改進，亦稱為改良式 PUREX(Modified PUREX)，如美國發展的 UREX+系列再處理方法以及歐盟之法國所主導類似 UREX+2 製程的共萃取(CO-EXtraction, CO-EX)再處理技術等。而後者則以熱化學(Pyroprocessing / Pyrochemical)再處理技術為代表，此類技術除可進行 SNF 再處理之外，亦成為未來第四代核能反應器六大概念中熔鹽式反應器(Molten Salt Reactor, MSR)燃料備製與其 SNF 更新(refresh)之基礎。第四代反應器的技術發展重點在於藉由用過核子燃料的再處理技術、將鈾用於輕水式反應器以及新一代核反應器內長生命期放射性廢棄物(微量鈾系元素)的轉變，期使長生命期放射性廢棄物減少約 100 倍，而留下的殘餘物質經過數百年後，其放射性就約與原生天然鈾相當(USDOE, 2001；洪正聰、陳冠宇，2002)。

以法國為例，在再處理作業過程中，每一公噸用過核子燃料會產生約 0.115 立方公尺的高放射性廢棄物及 0.234 立方公尺的壓縮中、低放射性廢棄物，這些廢棄物都必須運回原產生用過核子燃料的國家。若以國內八部核能機組運轉 40 年估算，可產生約 7,714 公噸的用過核子燃料，因此若採用再處理方式，將會產生中、低放射性廢棄

物約 9,000 桶，以及高放射性廢棄物約 4,400 桶(均以每桶 200 公升換算)。用過核子燃料再處理之目的在於回收其中可再使用的鈾及鈾，並將其製成新燃料後供核能電廠再使用，其他核分裂生成物屬高放射性廢棄物，則以玻璃固化程序處理，最後這些固化的高放射性廢棄物仍須進行深層地質最終處置。

我國目前尚無用過核子燃料的再處理設施，但英國與法國均有提供他國用過核子燃料再處理的服務。台電公司的核反應器係由美國設計與供應，核子燃料亦大部分由美國供應，需遵照我國與美國及國際原子能總署簽之「中華民國政府與美利堅合眾國政府民用原子能合作協定」(附錄 C.13)，以及「中華民國政府與美利堅合眾國政府及國際原子能總署適用防護事項協定」(附錄 C.14)。前述協定要求，我國用過核子燃料如欲進行再處理，不論是境內或境外再處理，均必須取得美國的同意。在取得美國同意並遵循國內相關法規情況下，運回之再處理後之低高放射性廢棄物，在最終處置之前，乃依國際作法將其廢棄物貯存在核能電廠內。2010 年 6 月原能會基於原子能安全相關之管制，就再處理現況提出之說明，摘錄如下：

(1) 政策層面：

依據「放射性廢料管理方針」之管理措施，我國用過核子燃料在遵守國際核子保防協定下，可尋求在國外進行再處理之可行性。

(2) 法律規定：

依據「放射性物料管理法」、「放射性物質安全運送規則」及「核子燃料運作安全管理規則」等法令規定，核子燃料之輸出，經營者應報請主管機關許可後，始得為之。

(3) 國際規範：

用過核子燃料運往國外再處理，涉及跨國境的運送作業，相關作業應符合國際原子能總署(IAEA)「用過核子燃料管理安全及放射性廢棄物管理安全聯合公約」之規定。原能會將嚴格審查，以確保相關作業符合國際規範。

(4) 核子保防：

用過核子燃料為國際原子能總署列管之核子保防物料，再處理相關作業涉及國際相關核子保防協定，依「台、美民用原子能合作協定」，將用過核子燃料運往國外再處理，應先徵得美國之同意。我國與美國於 2013 年 12 月 20 日簽署之「駐美國台北經濟文化代表處與美國在台協會核能和平利用合作協定」已於 2014 年 6 月 22 日生效，該協定同意我國可將用過核子燃料送至由締約雙方書面同意之其他國家或目的地再處理，並於任何移轉前，我國須至少於 30 日前提供美國預定移轉之事先通知。

3.3. 核種群分離與核轉換

用過核子燃料的放射性毒性(radiotoxicity)主要來自於鈾(Pu)及銩(Am)等核種，因此鈾(Pu)及銩(Am)核種的群分離與核轉換(partitioning and transmutation)為目前主要的研究對象。核種的群分離及核轉換具有下述的特性：

- (1) 可降低長半衰期核種的含量，做為未來用過核子燃料處置的配套措施之一。
- (2) 需要更多關於用過核子燃料的再處理工作，可能會產生新類型的廢棄物。

核種的群分離及核轉換技術目前尚屬技術萌芽與發展階段，為歐盟目前在放射性廢棄物管理的主要研究項目之一。目前的研究重心在建立微量核種(如 Am)的分離方法，以及進行加速器核種轉換方法及設備(Accelerator Driver System, ADS)的設計開發與其他相關核子燃料特性的基礎研究。雖然相關技術尚屬技術萌芽與發展階段，理論上此方案可有效降低長半衰期核種的含量，而大幅降低用過核子燃料的放射性毒性，目前技術進展的瓶頸在於核種群分離及核轉換設備(ADS)的開發，一旦技術獲得突破，則可提升此方案的可行性。

3.4. 境內直接最終處置

目前國際間針對直接最終處置的研究工作已進行 20 餘年，主要研究工作重點包括：處置場之調查與篩選、處置技術發展、處置場概念設計、處置場安全評估等事項。其中處置場址之調查與篩選包括：長期地質環境資料蒐集、候選區域調查與篩選準則的確定，以及場址特性調查等工作。

處置技術發展與處置場概念設計包括：量測技術、分析技術、驗證技術、設計概念，以及配合建照申請進行之各式設計等。處置場的安全評估包括：處置母岩對核種遷移的遲滯效應研究、工程障壁材料特性與吸附能力研究、熱傳導研究、環境衝擊等事項。這些研究工作尚須進行十或廿年才可獲得完整之成果，以確保安全上無顧慮，目前決定採用直接處置用過核子燃料方案的國家如美國、瑞典、加拿大等，其最終處置場的發展，由技術研發、場址調查到獲得建造許可約需三十至四十年之久。

各國為提升處置安全性與技術的可信度，都規劃經由場址評選、特性調查、處置場設計、建造及運轉等階段，以達到最終處置的目的 (IAEA, 2003)。在經費評估方面，針對用過核子燃料再處理與直接處置所需成本，許多研究報告的分析 (OECD, 1993；MIT, 2003；Bunn et al., 2003)，均指出再處理的費用為直接處置的 1.5-2.5 倍 (Bunn et al., 2003)；此外，即使不計再處理所分離出高放射性廢棄物的最終處置費用，再處理方案在短期內仍為較不經濟的選擇 (MIT, 2003)。

以台灣地區屬中、新生代地質而言，若要直接處置用過核子燃料，必須經過長時間的地質探勘及技術發展，才能取得進行處置場長期安全評估所需之各式資料，並使該項評估結果達到必要之可信度。台電公司依據原子能委員會核備之「用過核子燃料最終處置計畫書 (2006 年 7 月核定版)」之規劃，持續發展處置技術及未來之可能處置場址，並將先平行建造用過核子燃料乾式貯存設施，進行乾式貯存。在我國最終處置場完成建造及開始運轉前，如再處理方案可行，可隨時自乾式貯存設施取出用過核子燃料，進行再處理，以回收鈾、

鈾等資源，保留了再處理或直接送往最終處置場進行最終處置的彈性。

3.5. 國際合作處置

迄 2014 年 10 月，全世界有 36 個核能發電國家，興建中，運轉中與停機除役的核能發電機組共有 660 部。這些國家均須面對用過核子燃料直接處置或再處理後玻璃固化高放射性廢棄物處置之問題（2014/10/31 取自 IAEA 動力反應器資訊系統（Power Reactor Information System，PRIS）網站資訊 <http://www.iaea.org/PRIS/home.aspx>）。2003 年 11 月，國際原子能總署 (IAEA) 主席 Dr Mohamed ElBaradei 公開建議：目前全世界的用過核子燃料暫存於超過 50 個國家的臨時貯存設施中，等待再處理或深地層永久處置，並非每一個國家均有適合的地質條件與財力來進行深地層永久處置，因此不同國家間的區域性或國際性的用過核子燃料與高放射性廢棄物的管理與處置，是未來應考慮的發展方向 (UIC, 2003; ElBaradei, 2004)。

用過核子燃料之國際合作處置的方式可使各國有較多之機會選擇更適當之場址，以避免在不適宜的地質條件下建造地質處置場及各國對高放射性廢棄物處置上的重複付出，且因場址由數國共用，國際上場址數目少，在技術、環保及經濟上，可更有效地執行處置場之建造、安全使用及監管，不但可以增加處置過程的透明度，還可以降低核子擴散的可能性。從台電公司在低放射性廢棄物境外處置國際合作經驗來看，以往曾有數個國家或地區如俄羅斯、中國大陸、北韓，與台電公司洽商合作處置低放射性廢棄物，惟到目前為止，仍各有不同困難待突破。

雖然國際原子能總署已訂有放射性廢棄物跨國運送之法規，國際上也有放射性廢棄物跨國運送之實際經驗，但就國際合作處置的用過核子燃料或高放射性廢棄物最終處置場而言，目前國際上尚在開發中，尚無運轉的案例。以下將首先針對目前國際間對「境外處置」有

較明確政策的國家(表 3-1)，進行相關政策與情勢的說明，其次是「境外處置」的現況說明(表 3-2)。

表 3-1：各國高放射性廢棄物輸出入政策

國家	法律及政策
俄羅斯	1991 年俄國環保法規不允許輸入用過核子燃料。
	1995 年後，除少數舊合約限制外，經由俄國「再處理」所產生的高放射性廢棄物，須於 30 天內送回用過核子燃料的原產生國。
	2001 年 7 月，俄羅斯總統普丁(Vladimir Putin)簽署相關法規，同意在未來 20 年內可輸入 2 萬噸的用過核子燃料，進行「技術性貯存」或「再處理」。
美國	美國原子能法明定「與美國進行核子合作的團體(國家、地區)必須同意：除非美國同意，否則不得轉移核物質至第三者或其他國家，及不得進行核物質的再處理或改變其成份」。
	美國「用過核子燃料輸入管制及安全操作法」，規定除非滿足特定條件，否則美國不得輸入用過核子燃料。
日本	無明確法規禁止放射性廢棄物的輸入。
芬蘭	原子能法明文規定禁止在芬蘭境內管理、貯存或處置他國的用過核子燃料。
瑞典	瑞典國會數度公開宣示，禁止在瑞典境內進行他國用過核子燃料或高放射性廢棄物的廠內貯存或最終處置。
法國	法國法律規定，非源自於法國本身的用過核子燃料，不得在法國境內進行最終處置。
德國	無明確法規禁止放射性廢棄物的輸入。
英國	除再處理或非營利目的外，英國不得輸出或輸入放射性廢棄物，且再處理所產生的高放射性廢棄物均須送回原產生國。

表 3-2：高放射性廢棄物國際合作處置推動案例歷程表

案例	歷程說明
盤古計畫	1997 年盤古資源公司澳洲分公司推動一個多國聯合處置場的計畫，考慮西澳內陸、南非及阿根廷尋找地質處置場。
	1998 年西澳歐非色盆地所屬州政府立法規定任何在當地推動的放射性廢棄物處置國際計畫，須經該政府同意。澳洲政府行文告知盤古公司：澳洲的政策絕對禁止外國的放射性廢棄物的輸入，未來此一政策亦不將改變。
	2001 年 10 月，計畫停止推行
防止核子擴散信託計畫	2000 年防止核子擴散信託計畫執行機構向瑞士、日本、韓國及我國等進行遊說，以期能協助運送用過核子燃料至俄羅斯進行境外處置。
	2004 年，計畫停止推行。
SAPIERR 計畫	盤古計畫終止後，盤古計畫成員在 2002 年 2 月 22 日於瑞士成立 ARIUS 協會，希望透過非營利的合作方式，先行探討國際合作處置的可能性。
	ARIUS 協會及斯洛伐克在 2003 年分別取得瑞士政府及歐盟的支持，共同成立 SAPIERR 計畫，探討在歐洲成立區域性最終處置場的技術及法律可行性。
	SAPIERR 計畫於 2009 年在布魯塞爾舉辦座談會，並組成歐洲處置場發展組織 (European Repository Development Organization, ERDO)，目標不在探討建造共同處置場的地質、工程等技術性問題，而在於探討推動此種區域合作的可行性。
美日合作島嶼國際處置場案	1970 至 1980 年代期間，美國曾與日本合作，嘗試在 Palmyra 島建立中期貯存設施，用以中期貯存日本、韓國及台灣的用過核子燃料，以降低核武擴散的可能性，但最後並未成功。

3.5.1. 國際現況

3.5.1.1. 俄羅斯

俄羅斯的環保法規原本規定不允許用過核子燃料的輸入(Article 50 of the Russian Environmental Protection Law of 1991)。除了少數原本由蘇聯建立的核子反應爐(如烏克蘭、芬蘭等)所產生的用過核子燃料，因舊合約的限制，須由俄國進行「再處理」外，自 1995 年以後，經由俄國「再處理」所產生的高放射性廢棄物，須於 30 天內送回用過核子燃料的原產生國(presidential decree No. 773 of 29 July 1995)。

經過相關的法令修訂後，俄羅斯總統普丁(Vladimir Putin)在 2001 年 7 月 10 日正式簽署相關法規，同意在未來 20 年內可輸入 2 萬噸的用過核子燃料，進行「技術性貯存」或「再處理」。俄羅斯政府將依據防止核子武器擴散、保護環境及俄羅斯聯邦之經濟利益等原則，訂定輸入程序，並確保優先將「再處理」產生之放射性廢棄物歸還核子物料的來源國，及歸還暫時「技術性貯存」之核子物料。因輸入用過核子燃料進行「技術性貯存」或「再處理」所得的收入，75% 須匯入專用預算帳戶，供俄羅斯聯邦之「輻射污染地區生態恢復專門計畫」使用，並優先使用於聯邦境內有「技術性貯存」或「再處理」進口用過核子燃料的地區。

由於相關法規並無明確規範「技術性貯存」的限期，造成可能永久「技術性貯存」於俄國的疑慮，因此在俄國境內引起很大的爭議，民意調查顯示 90% 的民眾不贊成用過核子燃料的輸入(NTI, 2003; Kudrik, 2002; RIA, 2004)。

在前述俄羅斯環保法完成修訂，允許輸入用過核子燃料後，俄方曾向我方探詢台電公司用過核子燃料運往俄羅斯之可能性。惟依據台美核子保防協定，須獲得美方的同意(US Atomic Energy Act, Section 123 agreement)，我方才能輸出用過核子燃料至俄羅斯進行「技術性貯存」或「再處理」。截至目前為止，美國尚未表態同意(NTI, 2003)。

因俄羅斯為目前國際上唯一立法通過同意用過核子燃料輸入的國家，2004年6月於莫斯科舉行的「核能50週年論下個50年之展望」國際會議(International Conference on Fifty Years of Nuclear Power: The Next Fifty Years)中，IAEA主席Mohamed ElBaradei鼓勵俄羅斯建造用過核子燃料的國際聯合處置場，以協助世界上其他不適於建造地質處置場的國家處置用過核子燃料(ElBaradei, 2004)。目前這提議雖屬IAEA專家討論階段(Interfax, 2004)，也立刻引起當地媒體譁伐之聲(RIA, 2004)，但其後續進展值得我國在尋求境外處置機會時密切注意。

3.5.1.2. 美國

美國能源部過去多年來推動在內華達州雅卡山(Yucca Mountain, Nevada)設置民用用過核子燃料最終處置場的計畫，該處置場預計可處置約7萬噸(USDOE, 2002)的用過核子燃料，卻在提出執照申請案後遭到該州反對，歐巴馬總統在上任後也不予支持，美國能源部已經在2010年3月3日撤回該項申請案。

2006年2月美國能源部亦曾推動全球核能伙伴計畫(Global Nuclear Energy Partnership, GNEP)，將原有開放式核燃料循環政策變更為封閉式核燃料循環。全球核能伙伴計畫旨在減小核武擴散威脅同時，擴大全球對於潔淨、安全核能之利用。GNEP計畫將發展新式反應器，減低廢棄物的毒性與體積。美國能源部2009年6月宣佈取消推動GNEP計畫，不在美國境內設置商業再處理廠。

根據1995年美國國會通過的「用過核子燃料輸入管制及安全操作法」(Import Control and Safe Handling of Spent Nuclear Fuel Act of 1995, H.R.2278)(附錄C.15)規定，除非至少滿足下述條件，否則美國不得輸入用過核子燃料：

- (1) 經國會及相關管制單位通過的處置設施已經開始運轉，且其容量足以滿足美國國內的需求。
- (2) 須美國總統同意。
- (3) 須符合美國境內運送過程經過地區之地方政府的相關規定。

除了用過核子燃料輸入的嚴格規範外，針對源自美國的核子燃料所產生的用過核子燃料的管理，在美國的原子能法(The Atomic Energy Act of 1954)的第 11 章(International Activities)中(附錄 C.16)，亦有明確的規定，例如：

- (1) 與美國進行核子合作的團體(國家、地區)必須同意：除非美國同意，否則不得轉移核物質至第三者或其他國家(The Atomic Energy Act of 1954, Section 123_a_5) (附錄 C.16)，及不得進行核物質的再處理或改變其成份(Section 123(a.7)) (附錄 C.16)。
- (2) 源自於美國生產的核燃料及所產生的用過核子燃料，以及相關設施及技術，除非獲得美國同意，否則不得轉移至第三國(Section 127_4) (附錄 C.16)。
- (3) 源自於美國生產的核燃料及所產生的用過核子燃料，除非獲得美國同意，否則不得進行再處理或改變其成份(Section 127_5) (附錄 C.16)。
- (4) 源自於美國生產的核燃料及所產生之用過核子燃料的後續管理方案，須公佈於美國聯邦法規註冊中心(Federal Register)，並由能源部長、國防部長、國務卿及原子能委員會(Atomic Energy Commission)等確保此方案不會損及美國的國家防衛及安全體系與能力(Section 131_a_1) (附錄 C.16)；若有核子擴散的疑慮，則須提出核子擴散評估(Nuclear Proliferation Assessment Statement)，確保此後續管理方案不會增加核子物質的軍事或核武用途(Section 131_a_2) (附錄 C.16)；若方案牽涉到運輸作業，則安全措施須獲得國防部的同意(Section 133_a_2) (附錄 C.16)。

3.5.1.3. 日本

用過核子燃料的再處理為日本的既定政策與發展方向，再處理所產生的高放射性廢棄物將以深層地質處置方法進行最終處置(Japan, 2003)。雖然目前日本尚未有明確的地點用以進行高放射性廢棄物的最終處置，但日本的相關法規(The Rule for Waste Management of

Nuclear Fuel Materials etc. Outside of the Factory or Place of Business, Revision 2003)(Japan, 2003: Annex 1)並未排除輸入放射性廢棄物。

3.5.1.4. 歐洲

在歐洲國家中，芬蘭與瑞典為目前執行用過核子燃料長程處置相關工作較成功與順利的兩個國家，其處置場分別預定於 2020 年左右開始運轉。芬蘭與瑞典的成功，主要歸功於明確的法律規範與政府的支持。芬蘭在其核能法規 (Nuclear Energy Act, 990/87, Section 6b)(附錄 C.17)中，明確規範芬蘭境內所產生的用過核子燃料必須在芬蘭境內進行永久性的處置，且禁止在芬蘭境內管理、貯存或處置他國的用過核子燃料。瑞典國會曾數度的公開宣示，瑞典將會在瑞典境內妥善的進行用過核子燃料與高放射性廢棄物的永久處置，且禁止在瑞典境內進行他國用過核子燃料或高放射性廢棄物的中期貯存或最終處置(Swedish Ministry of the Environment, 2003)。

法國雖然有再處理國外的用國核子燃料，但根據法國的法律規定 (Law No. 91-1381; Article 3)(附錄 C.18)，非源自於法國本身的用過核子燃料，不得在法國境內進行最終處置。

德國的法令(附錄 C.19)雖無明確的禁止放射性廢棄物的輸入，但在 2002 年完成的 AkEnd 建議書(Germany, 2002)中，德國聯邦環境自然資源暨核能安全部(BMU)明確的建議，德國的放射性廢棄物均須在德國境內進行深地層處置，且僅規劃建立一個最終處置場。因此，非源自於德國本身的用過核子燃料，在德國境內進行最終處置的可能性不高。

英國國營核燃料公司(BNFL)在英國西北方的 Sellafield 地區擁有全世界處理量最大的用過核子燃料再處理場。除再處理或非營利目的外，英國不得輸出或輸入放射性廢棄物，但再處理所產生的高放射性廢棄物均須送回原產生國(DEFRA, 2001)。英國目前並無高放射性廢棄物的最終處置場，高放射性廢棄物均暫存於 Sellafield 地區的儲存設施中。

3.5.2. 國際合作處置

3.5.2.1. 案例回顧

3.5.2.1.1. 盤古計畫

盤古計畫(The Pangea Proposal)是由設於瑞士巴登市的盤古資源國際公司的澳洲分公司(Pangea Resources Australia Pty. Ltd.)所推動，以探討建造一深層地質處置場來儲放世界各地高放射性廢棄物的可行性。盤古資源國際公司由英國 BNFL 公司及加拿大的鈎德聯合公司(Golder Associations)所支持的恩特拉霍丁有限公司(Enterra Holding Ltd.)共同經營。盤古計畫的初步概念是由加拿大鈎德聯合公司的成員所提出，計畫由盤古資源國際公司澳洲分公司在 1997 年起推動一個多國聯合處置場的計畫，打算花費大約 1 千 5 百萬美金進行澳洲的相關研究，而可能有需求國際聯合處置場代行處置用過核子燃料的候選國家包括：巴基斯坦、阿美尼亞、斯洛伐尼亞、荷蘭、巴西、墨西哥、南非及捷克斯拉夫等。盤古資源公司認為澳洲地大而穩定，是個長期隔絕放射性廢棄物的最佳選擇(WISE, 2002)。

盤古計畫擬在地下數百公尺深處建造一處置場，位置遠離海岸，並有專屬的海港與鐵路，據盤古資源國際公司估計，到 2015 年世界上約有 250,000 噸用過核子燃料和高放射性廢棄物，如果每年運送並處置 700 桶高放射性廢棄物、2000 噸用過核子燃料及 20,000 立方公尺的中放射性廢棄物，則四十年下來可處置世界總量約 20% 的用過核子燃料(WISE, 2002)。除了考慮西澳內陸的地質與氣候穩定地區設置處置場外，盤古計畫也考慮在南非及阿根廷尋找地質處置場。該公司宣稱擬處置約 75,000 噸的用過核子燃料，而超過 40 年間均能給澳洲政府增加 1% GDP 的歲收(Hamada, 2003)。

盤古計畫在 1998 年底經媒體披露後，引起許多反對聲浪，盤古計畫屬意的場址候選地所在的西澳歐非色盆地(Officer Basin)，該州政府甚至於 1998 年立法規定任何在當地推動的放射性廢棄物處置國際計畫，須經該政府同意。瑞士 Nagra 過去也曾經出資美金約 1 百萬元贊助盤古計畫，但為了不違反 Nagra 在瑞士國內進行處置場選

址的目標，於 2000 年退出該計畫的贊助。更重要的是，澳洲政府已行文告知盤古國際公司：澳洲的政策絕對禁止外國的放射性廢棄物的輸入，未來此一政策亦不將改變。在遭遇澳洲政府政策上強烈反對後，經費來源主要由英國 BNFL 公司提供的盤古資源國際公司，在 2001 年 10 月底已經停止計畫的推行(WISE, 2002)。

3.5.2.1.2. 防止核子擴散信託計畫

俄羅斯環保法修訂後，提供民間團體或企業開發商機之誘因，防止核子擴散信託機構(Non-Proliferation Trust International, NPTI)曾積極推動用過核子燃料輸俄貯存之構想，該機構是在美國註冊成立，以非營利為目的(non-profit)，希望取得美國政府同意由該機構接受其他有用過核子燃料處置問題的國家委託，運送美國境外 10,000 噸的用過核子燃料至俄羅斯，並與俄羅斯當局簽訂 40 年期「技術性貯存」10,000 噸用過核子燃料的合約，儲放於俄羅斯提供的貯存設施(Cochran, 2000)。

NPTI 計畫向委託運送用過核子燃料的國家募集費用約 110 億美金，除支付運送費用外，該計畫擬協助俄羅斯建造用過核子燃料「技術性貯存」及地質最終處置設施，並將部份資金資助俄羅斯進行各項環境相關計畫。為了符合禁止核武擴散條約(Nuclear Non-Proliferation Treaty)的規範，該機構主張運送至俄羅斯的用過核子燃料，將不經再處理程序——以免從中提取核子物料——直接採行「技術性貯存」方式。在 2000 年前後，該機構對瑞士、日本、韓國及我國等進行遊說，以期能協助進行用過核子燃料的境外處置。

俄羅斯總統普亭於 2001 年 7 月 10 日簽署同意用過核子燃料輸入的環保法修訂案後，使 NPTI 計畫的可行性大為提升，但俄羅斯國內反對的聲浪也隨之升高。再者，太平洋周邊國家都經由美國取得核燃料，因此均受美國輸出用過核子燃料的協議管制(事實上，美國輸出核燃料約佔世界總量的百分之九十，因此世界各國用過核子燃料的使用、輸出大多受美國監控，以確保核能運用在和平用途)，至今美國政府並無計畫同意該機構的運送計畫。此外，環保組織及國際輿論

對該機構與俄羅斯簽訂 40 年「技術性貯存」的契約，質疑 40 年後這些儲放在俄羅斯的用過核子燃料，是否保證再由各國收回，屆時如未收回，將衍生更多國際問題。迄今，雖無國家委託 NPTI 進行境外處置用過核子燃料，卻已將用過核子燃料市場化的議題推動到屬於世界貿易組織(WTO)管轄的範圍，並且引發國際環保組織擔憂俄羅斯會因此變成國際用過核子燃料的垃圾場(Mariotte, 2000)。因阻力甚大，目前 NPTI 已停止推動該計畫。

3.5.2.1.3. ARIUS 協會及 SAPIERR 計畫

在盤古計畫遭受挫折後，盤古計畫的成員有感於推廣用過核子燃料或高放射性廢棄物的國際最終處置場，需要相關國家及組織的共識及合作，短期內很難達成。因此在盤古計畫終止後(2001 年 10 月)，盤古計畫的成員在 2002 年 2 月 22 日於瑞士(Baden, Switzerland)，成立 ARIUS 協會(The Association for Regional and International Underground Storage, <http://www.arius-world.org/>)，希望透過非營利的合作方式，先行探討國際合作處置的可能性。

ARIUS 協會及斯洛伐克(Slovakia)在 2003 年分別取得瑞士政府及歐盟的支持，共同成立 SAPIERR(Support Action: Pilot Initiative for European Regional Repositories)計畫，探討在歐洲成立區域性最終處置場的技術及法律可行性。為了確保 SAPIERR 計畫不會對各歐盟會員國的長程處置計畫產生負面的影響，因此強調歐盟任一會員國均無權強制要求另一會員國接受其放射性廢棄物(<http://www.arius-world.org/>)。

SAPIERR 計畫於 2009 年在布魯塞爾舉辦座談會，與會的 21 個國家中有 14 個國家提議組成歐洲處置場發展組織(European Repository Development Organization, ERDO)，為了這個目的，其工作小組 ERDO-WG(European Repository Development Organization-Working Group)在 2009 年初已經成立並運作中。此工作小組的工作目標是提供一個平台給歐洲所有對於區域合作有興趣的國家進行討論，讓這些國家決定是否成立以及何時成立 ERDO，換

言之，ERDO-WG 存在的目的尚不在探討建造共同處置場的地質、工程等技術性問題，而在於探討推動此種區域合作的可行性。

自 2009 年成立後，ERDO-WG 舉辦了許多會議進行各式各樣的討論，目前已公布的 ERDO-WG 討論文件內容主要包含以下幾種主題：

- (1) 處置場選址策略；
- (2) 廢棄物管理組織的規模與形式；
- (3) 推廣活動；
- (4) ERDO 運作綱領；
- (5) ERDO 模式章程。

3.5.2.1.4. 美日合作島嶼國際處置場案

1970 至 1980 年代期間，美國曾與日本合作，嘗試在 Palmyra 島建立中期貯存設施，用以中期貯存日本、韓國及台灣的用過核子燃料，以降低核武擴散的可能性，但因下述原因而無法成功(McGoldrick, 2000)：

- (1) 沒有一個國家願意作為用過核子燃料的國際處置中心。
- (2) 美國與日本在用過核子燃料上有不同的政策；美國不鼓勵用過核子燃料的再處理，但用過核子燃料的再處理為日本既定的國家政策。
- (3) 許多太平洋國家表示反對以太平洋的某一小島做為放射性廢棄物的國際處置場。

3.5.2.2. 現況分析與工作規劃

除了盤古計畫(The Pangea Proposal)、防止核子擴散信託計畫(Non-Proliferation Trust Project)、SAPIERR 計畫(Pilot Initiative for European Regional Repositories)及美日合作島嶼國際處置場案等計畫外，國際處置場設置計畫在 IAEA 主席大力鼓吹下，未來仍可能有開展的機會(EI Baradei, 2004)。由於台電公司的核子反應器係由美國設計與供應，核子燃料亦大部分由美國供應，我國與美國除簽有「中

華民國政府與美利堅合眾國政府民用原子能合作協定」(附錄 C.13)外，雙方另與國際原子能總署簽有「中華民國政府與美利堅合眾國政府及國際原子能總署適用防護事項協定」(附錄 C.14)(通稱「三邊核子保防協定」)。依前述協定及美國本身的法律規定(第 3.5.1.2 節)，輸出我國用過核子燃料至任何國家，均須獲得美國的同意。因此，雖然目前俄羅斯已通過相關法律，允許進口其他國家的用過核子燃料，進行「技術性貯存」或「再處理」，但因美國尚未表態同意，故我國與俄羅斯間或未來可能設置之其他國際處置場的相關合作，尚難評估其可行性。

就我國用過核子燃料的「境外處置」而言，美國的態度是最具影響力的關鍵因素。簡單的說，我國用過核子燃料欲離開我國目前的行政管轄區，依合約及美國法律的規定，須事先獲得美國的同意；而欲運回美國本土，雖非不可能，但依美國法律的要求，必須滿足美國有足夠的處置設施、美國總統同意及地方政府同意等三項要求(第 3.5.1.2 節)。除此之外，我國用過核子燃料的「境外處置」尚必須考量相關國家如中國大陸的態度(McGoldrick, 2000)。

在另一方面，目前美國與澳洲之間有核子保防協定(Peaceful Nuclear Cooperation Agreement)，允許運輸源自美國的用過核子燃料至澳洲，但截至目前為止，澳洲政府並無意願代為處置他國的用過核子燃料；美國與中國大陸間雖然有相關的核子合作協定，但該協定目前並不允許進口台灣的用過核子燃料至中國大陸；因為俄羅斯與伊朗的核能合作關係，美國與俄羅斯間目前尚未有核子保防協定。美國的政策是避免核武的擴散，並且不鼓勵用過核子燃料的再處理。為了確保美國的國家利益，美國勢必儘量避免將用過核子燃料輸出至與美國國際政策不同、政治不穩定或與美國有其他競爭的國家(McGoldrick, 2000)。不過我國與美國於 2013 年 12 月 20 日簽屬之「駐美國台北經濟文化代表處與美國在台協會核能和平利用合作協定」已於 2014 年 6 月 22 日生效，該協定同意我國可將用過核子燃料送至由締約雙方書面同意之其他國家或目的地再處理，但於任何移轉前，我國須至少於 30 日前提供美國預定移轉之事前通知。

綜合言之，依過去經驗，推動「境外處置」不是單純兩個國家間的政經與民意問題，國際局勢的變化、反核團體、運輸過程所經過的國家均有可能扮演相當關鍵的角色。惟因國際合作仍有其潛在優點，IAEA 與俄羅斯仍持續推動國際合作處置用過核子燃料之構想中。

由於各國相關法規的變化、最終處置場的發展狀況，以及民意的變化，均會影響我國未來在境外處置策略的擬訂與推展，因此相關資訊的掌握是非常重要的，尤其是美國、蘇俄、日本、芬蘭及瑞典的相關發展與變化。因此，定期的蒐集分析各國相關法規、國外處置計劃相關設施及機構的參訪，以及相關民意變化資訊的蒐集與分析，是我國用過核子燃料最終處置計畫中，相當重要的工作。

(1) 定期的蒐集分析各國相關法規：

雖然各國相關法規的更新並不頻繁，但由於各國法規為影響各國長程處置計畫發展的重要關鍵因素，因此定期的彙整與更新各國的相關法規，有助於了解及掌握各國長程處置計畫的發展趨勢與各國政策的變化-尤其是在接收它國用過核子燃料或高放射性廢棄物之國家政策的可能性，對於我國用過核子燃料未來可能之境外處置的策略規劃與推展，是相當重要的參考資訊。

(2) 定期的參訪國外處置計劃相關設施及機構：

透過技術人員針對國外處置計劃相關設施、研究機構及專責機構(附錄 B)的定期參訪與關係建立，除了有助於提昇計畫本身的國際透明度外，更可掌握各國處置計畫及技術發展的相關訊息，了解與掌握其接受它國用過核子燃料或高放射性廢棄物之意願與技術可行性。

(3) 定期的蒐集分析相關民意變化資訊：

除了透過定期的各國相關法規之彙整與更新，及國外處置計劃相關設施及機構的參訪外，透過蒐集各國平面媒體報導及積極參與國際性的相關研討會，均有助於掌握其民意變化趨勢。

3.6. 處置方案比較評估

目前國際上採用再處理方式的國家包括比利時、法國、日本、荷蘭及英國等；採用直接處置方式的國家則包括加拿大、芬蘭、西班牙、瑞典及美國等；有些國家如德國、瑞士等，則尚未明確採用何種方式 (2010/07/13 取自 <http://www.world-nuclear.org/info/inf04ap3.html>)。我國目前規劃的最終處置原則是採直接處置方式並分為下列三個階段執行：

- (1) 用過核子燃料自反應器取出後，先在電廠用過燃料貯存池內進行冷卻及貯存。
- (2) 自用過核子燃料池移至地表乾式貯存設施做廠內貯存，並同時進行最終處置場址調查評估及技術發展，且保留為未來進行再處理及國際合作處置之彈性。
- (3) 最後進行深層地質最終處置。

由於國內地質、政治、社會環境特殊，未來有關「場址篩選與取得」上將面臨艱鉅考驗，處置時程可能因此而無法有效掌握；至於境外處置，實務上因各國處置場建設與啟用時程距今尚遠，仍有相當之不確定性，加上國際及各國相關法令之限制，短期內亦難以掌握其可行性。

依照「放射性物料管理法」與「施行細則」之相關規定，台電公司於 2004 年底提出「用過核子燃料最終處置計畫書」，經主管機關核定後，切實依計畫時程執行，每四年應檢討修正最終處置計畫。為此，台電公司除了進行乾式貯存計畫外，須繼續進行最終處置地質調查及技術發展，同時不排除境外區域合作處置的可能性。

由於進行境內最終處置技術發展，除係開發境內處置場的必要步驟外，也可厚植採行國際合作或境外處置所需之技術能力與合約諮商談判之基礎，更可將開發技術應用於低放射性廢棄物最終處置場的發展工作，因此就台電公司的長期利益考量，也不宜予以中斷。

3.7. 處置計畫之必要性與可行性

用過核子燃料最終處置計畫是一長期性且需要多元化技術的整合性計畫；計畫之主要目的在妥善管理我國民眾因享用廉價電(核)能所產生的用過核子燃料。用過核子燃料處置長程計畫所面對的挑戰，有許多不同於其他大型工程計畫之處，例如：必須持續有效地推動處置計畫長達數十年以上；為確保對人類目前生活環境的安全，處置技術挑戰的是數萬年的安全條件；處置計畫面對複雜而多面向的挑戰。因此，可行的用過核子燃料最終處置計畫推動方式，應採分階段逐步地推展(NRC, 2003)。最終處置計畫的成功與否，除了需要有彈性的管理策略、明確的法令規章、適合的處置母岩及完備的調查、評估、建造與營運技術、充足穩定的經費來源、完善的人才培訓與經驗傳承制度外，更需要圓滿的社會溝通與民眾的支持(NRC, 2000)。

在管理策略及法令規章方面，「放射性物料管理法」(第四十九條)(華總一義字第 09100248760 號令)(全文詳附錄 C)明確要求：「主管機關應督促廢棄物產生者規劃國內放射性廢棄物最終處置設施之籌建，並要求廢棄物產生者解決放射性廢棄物最終處置問題」。因此，規劃籌建國內放射性廢棄物最終處置設施相關作業為依法必須執行之工作。至於國際性區域合作處置，雖尚未有成功的案例可循，因具諸多優點，故國際原子能總署(IAEA)、俄羅斯及部份歐洲國家仍在尋求其可行性中(如 3.5 節所述)。因此，在推動用過核子燃料境內最終處置之同時，亦尋求國際合作處置之機會，應是較符合國家利益的彈性化管理策略。

在規劃籌建國內放射性廢棄物最終處置設施方面，處置母岩的存在及特性，是後續場址調查、評估、建造與營運工作能否展開的關鍵因素。離島地區及本島東部的花崗岩質岩體可歸屬為結晶岩類(包括花崗岩、花崗片麻岩、混合岩、片岩、大理岩及角閃岩)，而台灣西南部泥岩及 P 區海域下的中生代基盤岩可列為沉積岩類。依照過去對結晶岩區及泥岩區的地質驗證調查報告研判，結晶岩體與泥岩岩體，其岩體的規模應足夠因應處置場設置的空間需求，而 P 區海域下的所

謂中生代基盤岩，基本資料相當有限，水域下的狀況及岩體的規模大小，尚有待進一步的調查。

處置概念、岩體的大小、地質環境的長期穩定性、功能性與可預測性、處置場建造工程的可行性等因子，為將來評估處置母岩及地點的重要因子。不同的處置母岩所需的調查、評估、建造與營運技術，均自成一格，且相關技術的建立與完備所費不貲，可能高達數百億(表 1-2 及表 1-4)。其成果可透過功能/安全評估的量化方式，充份展示處置岩體特性與處置場設計與施工方式的功能，作為處置場建造與營運執造申請的主要依據，及民眾溝通的有效工具之一。

因此，除了進行我國潛在處置母岩的特性調查與評估外，自長程處置計畫開始即積極發展功能/安全評估所需的相關模擬技術，以及與母岩調查成果的整合技術。另外，長程計畫自進入「候選場址評選與核定」階段(2018~2028 年)後(參見第 6、章)，除了規劃積極進行各候選場址基本資料的調查、蒐集與評估外，搭配所獲得的現地數據，規劃開始逐步結合場址設計概念與功能安全評估技術，期能在本階段結束前，根據各候選場址的初步調查資料及處置場的概念設計，透過功能/安全評估的量化方式，評選與建議我國的優先調查場址，並透過「場址詳細調查與試驗」階段(2029~2038 年)所獲得的現地詳細資料與功能/安全評估的量化結果(參見第 6、章)，完成場址可行性研究及環境影響評估報告。在取得相關權責單位的許可後，即可開始著手進行處置場的詳細設計、安全分析、建照申請，以及後續的建造、試運轉及營運等工作。

各核能先進國家技術發展均重視發展自有處置技術，以精進因地制宜的處置場調查經驗(IAEA, 2003)。就用過核子燃料地質處置之特性而言，核能先進國家間即使所選定之處置母岩類型相同，仍須投入相當長之時間及龐大的經費，依其境內處置母岩之地質、水文、岩石力學、地球化學等之實際特性進行調查，並發展相關技術，而無法直接引用其他具同類型處置母岩國家之調查結果。例如，位於北歐的瑞典與芬蘭，均選定類似的古老花崗岩基盤進行用過核子燃料的深層地質處置，且芬蘭採行的處置模式也類似瑞典 KBS-3 的概念模式(KBS,

1983)，但兩國各自為了因應當地地質條件的特殊性，而發展自有處置技術、工程設計及安全性驗證等，其技術精進之成果也使瑞典及芬蘭成為歐洲兩個率先確定處置場建造時程的國家(表 1-3)。日本基於同樣考量，向來對技術發展深表重視，並認為自有技術的精進可以降低投入的成本，在此政策支持下，日本原子能委員會(AEC)即針對該國處置場調查技術特有需求，擬定技術發展三方向為：(1)證明日本有合適的地質處置環境條件、(2)證明處置技術與設備的適用性、及(3)證明地質處置設施的安全性(JNC, 1999)——希望藉由自有處置技術長期而逐步地精進，達成有效利用資源並縮減廢棄物，以確保安全性及和平用途之目標。目前相關研究結果顯示，在日本複雜的地質條件下，仍存有建置符合安全需求之深層地質處置場的地質環境與處置技術(JNC, 1999)。

技術發展的效益乃隨經驗累積而彰顯，為完成各階段計畫目標而增加對技術發展的投入深度，以突破技術運用的挑戰與限制(NRC, 2000)。以日本為例，自 1970 年代中期日本即展開處置計畫相關研究，經過 1992 年完成處置合適地區調查(H3)，以及 1999 年完成合適地質處置環境調查、技術與設施適用性及安全性驗證的調查報告(H12)，並自 2000 年起展開合適地區選定與特性調查工作(表 1-3)。自 1996 年起陸續於花崗岩質處置母岩的瑞浪及東濃，以及沉積岩處置母岩的幌延町等地建造地下實驗室，進行地下調查技術的發展與驗證工作，以期 2020 年之前在技術成熟、安全性獲得驗證之下，具備深層地質處置場建造能力。我國地質環境條件與日本類似，同屬地質變動頻仍的歐亞大陸邊緣，為達到類似日本處置計畫推行與技術發展相輔相成的成果，長期而持續地發展適合本土特性之相關技術是必要的。

社會大眾的支持與否為決定最終處置計畫是否能按照規劃(詳第 9、章)順利執行的主要關鍵。除了必須積極進行民眾溝通工作外(詳第 9、章)，由於無法預測未來的民意變化與傾向，且考量未來處置策略及處置技術的動態發展，因此「放射性物料管理法施行細則」(第三十七條)(會物字第 0920018935 號)(全文詳附錄 C.2)規定：「高放

射性廢棄物最終處置計畫，每四年應檢討修正；修正時，應敘明理由及改正措施，報經主管機關核定後執行」，期能以務實的態度面對長程計畫之時程規劃與實際進展的可能變動。

4、用過核子燃料的種類與數量預估

依據「放射性物料管理法施行細則」第四條第一項之定義，高放射性廢棄物指備供最終處置之用過核子燃料或其經再處理所產生之萃取殘餘物。我國用過核子燃料目前並未採行再處理措施，因此高放射性廢棄物即指稱各核能電廠運轉所產生之用過核子燃料。

我國目前運轉中之反應器機組共六部，其中四部為沸水式(BWR)，兩部為壓水式(PWR)，正在興建中龍門電廠廠為進步型沸水式反應器(ABWR)。針對核一廠、核二廠、核三廠與龍門電廠不同機組運轉 40 年及延役至 60 年等不同情況，估算可能的用過核子燃料數量與其相當的燃料鈾重如表 4-1 所示。以四座電廠均運轉 40 年所產生的用過核子燃料預估數量合計約為 BWR 19,132 束組件(assemblies)，PWR 3,912 束組件、ABWR 14,744 束組件，合計相當於 7,714 噸鈾燃料重量(tU)。所有用過核子燃料經出爐冷卻 40 年後，其產出之主要核種種類、活度經計算後如表 4-2 所列，表中龍門電廠機組數據因尚無實際運轉資料可供參考，係暫以核二機組資料推算而得之結果。

表 4-1：我國用過核子燃料數量預估

壽齡	電廠	燃料元件 重量	1 號機	2 號機	六部機合計	八部機合計
		KgU/束	燃料量 (束)	燃料量 (束)	鈾燃料 重量(KgU)	鈾燃料 重量(KgU)
40 年	核一廠	178.5	3,812	3,788	5,048,322	7,714,037
	核二廠	178.5	5,732	5,800		
	核三廠	417.5	1,911	2,001		
	龍門電廠	180.8	7,372	7,372		
60 年	核一廠	178.5	5,372	5,348	7,229,697	11,070,612
	核二廠	178.5	8,072	8,140		
	核三廠	417.5	2,891	2,911		
	龍門電廠	180.8	10,622	10,622		

表 4-2：用過核子燃料主要放射性核種活度與熱能估算

電廠機組 核種	核一廠		核二廠		核三廠		龍門電廠		合計
	一號機	二號機	一號機	二號機	一號機	二號機	一號機	二號機	
C-14	1.16E+03	1.16E+03	1.68E+03	1.69E+03	1.28E+03	1.28E+03	2.11E+03	2.11E+03	1.25E+04
Cl-36	8.30E+00	8.32E+00	1.20E+01	1.21E+01	1.07E+01	1.07E+01	1.51E+01	1.51E+01	9.23E+01
Ni-59	1.33E+03	1.34E+03	1.93E+03	1.94E+03	2.54E+03	2.55E+03	2.42E+03	2.42E+03	1.65E+04
Ni-63	1.57E+05	1.57E+05	2.27E+05	2.28E+05	3.18E+05	3.19E+05	2.84E+05	2.84E+05	1.97E+06
Se-79	3.10E+02	3.11E+02	4.50E+02	4.52E+02	4.84E+02	4.85E+02	5.64E+02	5.64E+02	3.62E+03
Rb-87	1.55E-02	1.56E-02	2.25E-02	2.26E-02	2.55E-02	2.56E-02	2.82E-02	2.82E-02	1.84E-01
Sr-90	2.04E+07	2.05E+07	2.96E+07	2.97E+07	3.37E+07	3.38E+07	3.71E+07	3.71E+07	2.42E+08
Mo-93	5.59E-01	5.61E-01	8.10E-01	8.14E-01	2.12E+01	2.13E+01	1.02E+00	1.02E+00	4.73E+01
Zr-93	1.88E+03	1.89E+03	2.72E+03	2.74E+03	2.47E+03	2.48E+03	3.41E+03	3.41E+03	2.10E+04
Nb-94	7.83E+01	7.85E+01	1.13E+02	1.14E+02	1.16E+03	1.16E+03	1.42E+02	1.42E+02	2.99E+03
Tc-99	9.83E+03	9.86E+03	1.42E+04	1.43E+04	1.53E+04	1.54E+04	1.79E+04	1.79E+04	1.15E+05
Pd-107	9.93E+01	9.93E+01	1.43E+02	1.44E+02	1.30E+02	1.31E+02	1.80E+02	1.80E+02	1.11E+03
Sn-126	6.28E+02	6.30E+02	9.10E+02	9.15E+02	9.05E+02	9.07E+02	1.14E+02	1.14E+02	5.12E+03
I-129	2.50E+01	2.50E+01	3.61E+01	3.63E+01	3.65E+01	3.66E+01	4.53E+01	4.53E+01	2.86E+02
Cs-135	4.14E+02	4.15E+02	6.00E+02	6.03E+02	5.79E+02	5.80E+02	7.52E+02	7.52E+02	4.70E+03
Cs-137	3.19E+07	3.20E+07	4.63E+07	4.65E+07	4.92E+07	4.93E+07	5.80E+07	5.80E+07	3.71E+08
Sm-147	3.10E-03	3.11E-03	4.50E-03	4.52E-03	4.49E-03	4.50E-03	5.64E-03	5.64E-03	3.55E-02
Th-232	3.71E-07	3.72E-07	5.37E-07	5.40E-07	6.36E-07	6.37E-07	6.74E-07	6.74E-07	4.44E-06
U-236	1.75E+02	1.75E+02	2.53E+02	2.54E+02	3.01E+02	3.01E+02	3.17E+02	3.17E+02	2.09E+03
Pu-240	3.79E+05	3.80E+05	5.48E+05	5.51E+05	5.71E+05	5.73E+05	6.88E+05	6.88E+05	4.38E+06
Th-229	4.12E-04	4.14E-04	5.97E-04	6.00E-04	6.72E-04	6.74E-04	7.49E-04	7.49E-04	4.87E-03
U-233	6.24E-02	6.26E-02	9.04E-02	9.09E-02	5.10E+02	5.11E+02	1.13E-01	1.13E-01	1.02E+03

表 4-2：用過核子燃料主要放射性核種活度與熱能估算(續)

電廠機組 核種	核一廠		核二廠		核三廠		龍門電廠		合計
	一號機	二號機	一號機	二號機	一號機	二號機	一號機	二號機	
Np-237	3.19E+02	3.20E+02	4.63E+02	4.65E+02	5.50E+02	5.51E+02	5.80E+02	5.80E+02	3.83E+03
Pu-241	1.73E+07	1.74E+07	2.51E+07	2.52E+07	2.08E+07	2.08E+07	3.15E+07	3.15E+07	1.90E+08
Am-241	2.99E+06	3.00E+06	4.33E+06	4.45E+06	3.57E+06	3.58E+06	5.42E+06	5.42E+06	3.28E+07
Cm-245	4.56E+02	4.57E+02	6.60E+02	6.64E+02	5.24E+02	5.26E+02	8.28E+02	8.28E+02	4.94E+03
Ra-226	2.90E-03	2.90E-03	4.21E-03	4.23E-03	4.71E-03	4.72E-03	5.27E-03	5.27E-03	3.42E-02
Th-230	3.12E-01	3.13E-01	4.52E-01	4.54E-01	5.05E-01	5.06E-01	5.67E-01	5.67E-01	3.68E+00
U-234	9.50E+02	9.53E+02	1.38E+03	1.38E+03	1.53E+03	1.53E+03	1.73E+03	1.73E+03	1.12E+04
U-238	2.11E+02	2.11E+02	3.05E+02	3.07E+02	2.53E+02	2.53E+02	3.83E+02	3.83E+02	2.31E+03
Pu-238	2.45E+06	2.45E+06	3.54E+06	3.56E+06	3.89E+06	3.90E+06	4.44E+06	4.44E+06	2.87E+07
Pu-242	1.67E+03	1.67E+03	2.41E+03	2.43E+03	1.96E+03	1.96E+03	3.03E+03	3.03E+03	1.81E+04
Cm-246	1.06E+02	1.06E+02	1.54E+02	1.54E+02	1.32E+02	1.32E+02	1.93E+02	1.93E+02	1.17E+03
Pa-231	2.54E-02	2.55E-02	3.69E-02	3.69E-02	3.99E-02	4.00E-02	4.62E-02	4.62E-02	2.97E-01
U-235	9.03E+00	9.06E+00	1.31E+01	1.31E+01	1.42E+01	1.42E+01	1.64E+01	1.64E+01	1.06E+02
Pu-239	2.35E+05	2.36E+05	3.41E+05	3.43E+05	3.42E+05	3.43E+05	4.28E+05	4.28E+05	2.70E+06
Am-243	2.40E+04	2.40E+04	3.47E+04	3.49E+04	2.77E+04	2.77E+04	4.36E+04	4.36E+04	2.60E+05
Total Activity (Ci)	7.59E+07	7.62E+07	1.10E+08	1.11E+08	1.12E+08	1.13E+08	1.38E+08	1.38E+08	8.74E+08
Total Heat (Watt)	5.43E+05	5.45E+05	7.87E+05	7.91E+05	6.34E+05	6.39E+05	9.87E+05	9.87E+05	5.91E+06

*數量：核一廠一、二號機 667 與 671 噸；核二廠一、二號機 969 與 971 噸；核三廠一、二號機 815 與 817 噸；龍門電廠一、二號機皆為 1215 噸。 參考燃料：BWR/ABWR：核一廠一號機 cycle18,fuel16,initial enrichment 3.14%, burn-up 35900MWd/MTIHM；PWR：核三廠二號機 cycle13,fuel14B1,initial enrichment 4.40%, burn-up 48268MWd/MTIHM 所有燃料皆出爐冷卻 40 年計。

5、處置計畫過去成果說明

5.1. 計畫成果概述

台灣電力公司於 1983 年底研訂完成「我國核子反應器用過核燃料處理研究計畫書」，並於 1984 年初報請行政院核定實施，國內相關產、官、學、研單位隨即投入用過核子燃料最終處置的相關規劃、管理及研究工作。依照「放射性物料管理法」及「放射性物料管理法施行細則」中相關條文規定(全文詳附錄 C.1 及 C.2)，台電公司於 2004 年提報「用過核子燃料最終處置計畫書」，並經主管機關核定(2006 年 7 月核定)。處置計畫之過去發展歷程及成果，以 2004 年提報「用過核子燃料最終處置計畫書」為分野，分為「長程處置計畫」(1986 年至 2004 年，參見 5.1.1 節)與「最終處置計畫」(2005 年迄今，參見 5.1.2 節)二個時期，分別說明如下。

5.1.1. 長程處置計畫

就長程計畫發展特性分類，自 1986 年開始至 2004 年間，共歷經：處置概念初步研發、初期工作規劃、區域調查技術準備，及調查實施與技術發展階段等四個主要階段(圖 5-1)；各階段之執行成果(表 5-1 及附錄 D)及效益說明如下：

- (1) 處置概念初步研發階段(1986/05~1988/06)執行成果及效益：
完成場址準則、場址調查及設計等基本概念之研訂；對國際上用過核子燃料最終處置的可能方法與技術進行有系統的瞭解與認知。
- (2) 初期工作規劃階段(1988/11~1991/06)執行成果及效益：
完成 1991 年版全程工作規劃書，並提出結晶岩體、中生代基盤岩、泥岩為較具潛力之處置母岩，作為後續工作規劃之基礎。
- (3) 區域調查技術準備階段(1993/08~1998/10)執行成果及效益：
完成結晶岩質測試場之調查技術演練，作為後續母岩特性調查技術之基礎，並適時支援低放射性廢棄物最終處置計畫候選場址相

關調查與評估所需技術。期間並同步發展不確定性與敏感度分析相關之功能安全評估概念系統。

- (4) 調查實施與技術發展階段(1999/05~2003/09)執行成果及效益：
此階段於國內進行深地層跨孔試驗整合性調查與解析能力，以及處置場設計概念之研擬及設施配置之初步規劃，花崗岩特性、文獻、參數、情節分析之整合性資料庫建立等工作，作為後續現地調查、核種傳輸、功能安全評估之整合依據。此階段亦完成「用過核子燃料最終處置計畫書」提報主管機關審查之作業，達成「放射性物料管理法施行細則」第三十七條之要求。

用過核子燃料長程處置計畫沿革

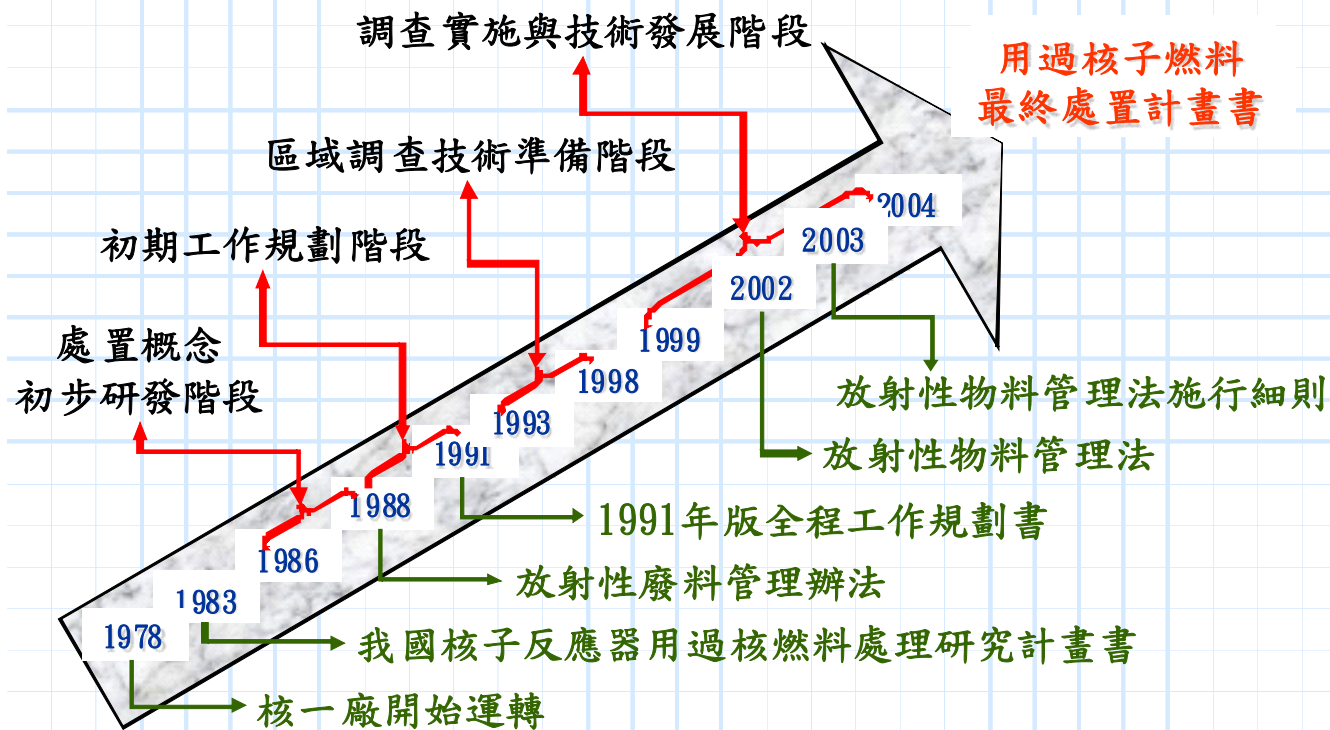


圖 5-1：用過核子燃料長程處置計畫發展歷程

表 5-1：用過核子燃料長程處置計畫歷程與成果摘要

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
處置概念初步研發階段	1986/05~1988/06	核能研究所(主) 中央地質調查所 能源與礦業研究所	<p>(1) 場址準則方面： 分別就場址形界、場址地質、水文地質、放射性核種遷移、構造與地震、人類擾動、天然資源、地表特徵、氣候、交通、環境影響、社經因素等 12 個子項，以建立選擇處置場應有之場址準則。</p> <p>(2) 場址調查方面： 分別就地理、氣候、人文、地層與地質構造、水文、岩層的大地工程性質及岩層的自然變遷等七個子項，進行綜合評估我國處置場可能設立之區域及位置。</p> <p>(3) 設計概念方面： 分別就熱分析及臨界分析、核種遷移、核種與圍岩之交互作用、輻射對處置場址之影響、處置場及輔助系統設計概念、去污及檢驗方法研究、腐蝕及固封研究、運作設施研究、輻射安全設計概念、除役系統設計概念等 12 個子項，提出處置場工程設計初步概念。</p>
初期工作規劃階段	1988/11~1991/06	核能研究所(主) 中央地質調查所 能源與資源研究所	<p>(1) 特性調查與資料解析：</p> <p>(a) 完成結晶岩、中生代基盤岩及泥岩等地區之地表初步驗證勘查。</p> <p>(b) 進行航照地質判釋以研判各離島地質特性。</p> <p>(c) 完成 LY 島、LT 島、KST 島等離島地質調查與評估。</p>

表 5-1：用過核子燃料長程處置計畫歷程與成果摘要(續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
(續上頁)			<p>(d) 完成台灣海域數個小島嶼之地質初勘及報告書。</p> <p>(2) 技術發展與研究： 進行母岩物化及力學特性初步綜合研究，初步瞭解其自然隔絕功能。</p> <p>(3) 計畫管理與國際合作： (a) 依據第一階段擬訂之場址準則內容，並參考國外評選準則及國內現況，建立調查區域評選規範、程序，以作為調查區域評選依據。 (b) 完成我國可能處置母岩或地區之總優先次序，並提出離島測試區結晶岩體、P 區中生代基盤岩、台灣西南部泥岩為較具潛力之處置場母岩。 (c) 完成全程研發項目與時程、國際合作、人才培育、社會溝通等工作之規劃。</p>
區域調查技術準備階段 (第一工作年度計畫)	1993/08~1994/08	能源與資源研究所(主) 核能研究所	<p>(1) 功能/安全評估： 進行岩石圈傳輸模式—SWIFT 程式初步評析。</p> <p>(2) 緩衝回填材料及核種相關試驗： 進行工程障壁 核種傳輸評估技術的研究。</p> <p>(3) 技術發展與研究： (a) 引進反射震測資料處理系統並進行反射震測探勘技術的研發。 (b) 引進單孔雙封塞設備並進行試驗技術的研發。</p>

表 5-1：用過核子燃料長程處置計畫歷程與成果摘要(續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
(續上頁)			(4) 計畫管理與國際合作： (a) 進行人員訓練之規劃與實施。 (b) 建立計畫品保體系以及資訊查詢系統。
區域調查技術準備階段 (第二工作年度計畫)	1995/06~1996/05	能源與資源研究所(主) 核能研究所	(1) 功能/安全評估： 完成岩石圈傳輸程式—SWIFT 研究。 (2) 緩衝回填材料及核種相關試驗： 進行日興土與 MX-80 膨潤土的核種遲滯吸附試驗。 (3) 技術發展與研究： 完成高精度地球物理反射震測探勘技術以及單孔雙封塞試驗技術之現地測試與演習。 (4) 計畫管理與國際合作： (a) 派員赴瑞典與美國參與技術講習與訓練工作。 (b) 品保作業實施及資訊查詢系統擴充。
區域調查技術準備階段 (第三工作年度計畫)	1996/07~1997/07	能源與資源研究所(主) 核能研究所 中國地球物理學會	(1) 特性調查與資料解析： 建構 PSH 測試場之地質鑽井。 (2) 功能/安全評估： 規劃功能/安全評估模式系統架構，並發展不確定性與敏感度分析技術—拉丁超立體取樣技術。 (3) 緩衝回填材料及核種相關試驗： 進行日興土對核種吸附之研究。

表 5-1：用過核子燃料長程處置計畫歷程與成果摘要(續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
(續上頁)			(4) 技術發展與研究： <ul style="list-style-type: none"> (a) 進行三維反射震測技術、雷達井測技術的研發。 (b) 進行水文地質追蹤稀釋與擴散實驗技術的研發。 (c) 研擬岩石力學技術發展規劃，數值分析模擬深地層岩石受開挖擾動後的行為。
區域調查技術準備階段 (第四工作年度計畫)	1997/10~1998/10	能源與資源研究所(主) 核能研究所 清華大學	(1) 特性調查與資料解析： 完成 PSH 測試場之第三口鑽井與完整的調查離型演練。 (2) 功能/安全評估： 引進功能/安全評估系統概念，並發展不確定性與敏感度分析技術—階步式回歸分析技術，建立本土化功能／安全評估能力。 (3) 緩衝回填材料及核種相關試驗： 完成日興土之擴散實驗研究之階段性目標。 (4) 技術發展與研究： <ul style="list-style-type: none"> (a) 建立起伏地形反射震測技術、地球物理井測、地球斷層掃描技術。 (b) 建立水文地質追蹤稀釋與擴散實驗技術。 (c) 建立深層地下水的取樣及分析、岩心礦物的組成分析、地化模式模擬技術。 (d) 完成岩石力學之數學分析模式與實施套鑽法之現地應力試驗。

表 5-1：用過核子燃料長程處置計畫歷程與成果摘要(續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
調查實施與技術發展階段(前二年計畫)	1999/05~2001/02	能源與資源研究所(主) 核能研究所 清華大學	<p>(1) 特性調查與資料解析：</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 完成南部泥岩鑽井(200 公尺)的取樣工作。 (b) 完成深層地下水採樣器開發。 (c) 完成 PHREEQC 模式模擬與結果評比。 (d) 建立熱力學資料庫電子檔。 <p>(2) 功能/安全評估：</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 近場環境之模擬研究。 (b) 建立處置場初期功能/安全評估技術、第一階段可靠度技術、進行情節發展與分析技術的初步探討。 <p>(3) 緩衝回填材料及核種相關試驗：</p> <p>建立潛在母岩核種遲滯特性參數之量測方法。</p> <p>(4) 技術發展與研究：</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 建立井間地層對比與孔內攝影技術。 (b) 熱特性參數之量測方法。 (c) 完成有限元素法模擬岩石熱傳導行為之技術開發。 <p>(5) 計畫管理與國際合作：</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 完成水文地質多封塞試驗技術國外專業訓練、地下水流動概念模式之研究。 (b) 瑞士 Nagra GRIMSEL TEST SITE 第五階段裂隙介質(花崗岩體)有效特性參數試驗(FEP)國際合作。 (c) 「全程工作規劃書」檢討及修訂。

表 5-1：用過核子燃料長程處置計畫歷程與成果摘要(續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
調查實施與技術發展階段(第三工作年度計畫)- 潛在母岩特性調查	2001/06~2002/06	能源與資源研究所(主) 清華大學 中央大學 地質學會	<p>(1) 特性調查與資料解析：</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 完成離島測試區重力與磁力現場量測工作； (b) 完成離島測試區 1/25000 地質圖； (c) 完成離島測試區 KMBH01(501.6 公尺)地質探測井的鑽探作業。 <p>(2) 技術發展與研究：</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 離島花崗岩類岩體與台灣泥岩成因與演化研究。 (b) 台灣地區第四紀新構造與地震火山活動研究。 (c) 完成台灣地區第四紀氣候變遷研究報告。 (d) 進行 W 區地表及地下裂隙資料統計分析工作。 (e) 完成花崗岩類處置坑道溫度場初步模擬分析。 (f) 進行調查資料展示技術的建立。 (g) 進行雙孔隙率模式應用於裂隙地下水流動之研究。 <p>(3) 計畫管理與國際合作： 完成深層地質處置天然類比案例專刊。</p>
調查實施與技術發展階段(第三工作年度計畫)- 發展初步功能/安全評估模式	2001/06~2002/06	核能研究所(主) 台灣大學 能源與資源研究所	<p>功能/安全評估：</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 處置場設計概念之研擬及設施配置之初步規劃。 (b) 完成我國用過核子燃料深層地質處置概念之初期研究。 (c) 廢料罐材料、設計、製造等之彙整分析與評估。 (d) 特徵事件作用分析及資料庫系統之初步建立。 (e) 處置場功能評估模式之初步系統整合。 (f) 針對處置場源項、近場、遠場、生物圈等各分系統及處置場全系統發展評估模式及相關之評估技術。

表 5-1：用過核子燃料長程處置計畫歷程與成果摘要(續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
(續上頁)			(g) 完成處置系統一般性功能評估之分析。
調查實施與技術發展階段(第四工作年度計畫)- 潛在母岩特性調查	2002/09~2003/09	能源與資源研究所(主) 清華大學 中央大學 地質學會 中正大學 清雲技術學院	(1) 特性調查與資料解析： (a) 完成離島測試區東部岩體產狀調查、岩樣分析、構造特性分析、地質演化史初步分析。 (b) 完成離島測試區 KMBH02(203.55 公尺)及 KMBH03(504.75 公尺)地質探測井的鑽探作業。 (c) 完成離島測試區部份地區之地表裂隙調查。 (d) 完成 KMBH01 地質探測井之水文地試質試驗(孔內微流速量測、水力連通性試驗及井孔裂隙水力試驗)。 (e) 完成離島測試區區域水文現況調查與分析(地下水井調查、土壤入滲現地試驗、深層水質採樣分析及氣象分析(氣溫、相對濕度、蒸發量、風及降雨量)及地表水文調查(河川、逕流量)等。 (f) 完成離島測試區地下水流向分析圖、土壤入滲率分布圖。 (g) 完成 KMBH01 地質探測井之地球物理井測(自然伽馬、井徑、電阻、溫度、自然電位、全波型超音波電視井測、孔內攝影、超音波電視井測)。 (h) 完成離島測試區 6000 公尺地電阻剖面探測(地層岩體之分布及地下地質構造型態)。 (i) 完成離島測試區東南海域地球物理探測淺層震測之分析。 (j) 完成 KMBH01 地質探測井之地球化學量測。

表 5-1：用過核子燃料長程處置計畫歷程與成果摘要(續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
(續上頁)			<ul style="list-style-type: none"> (k) 完成 KMBH01 地質探測井之岩石力學試驗(岩石力學實驗室試驗分析、水力破裂法(430 公尺)現地應力量測及分析)。 (l) 完成大陸東南地區岩漿活動與大地構造演化之研究。 (m) 台灣與鄰近地區的地殼活動與全球海水面變動的評估。 (2) 緩衝回填材料及核種相關試驗： <ul style="list-style-type: none"> (a) 進行緩衝回填材料之穩定性及不同比例混合化性探討。 (b) 建立核種傳輸資料庫。 (c) 進行核種傳輸特性研究。 (3) 技術發展與研究： <ul style="list-style-type: none"> (a) 裂隙參數異質性對岩體流動特性之影響。 (b) 核種 Am 及 Pu 之 Eh(pe)-pH 穩定相圖繪製與溶解度計算。 (c) 層析成像技術軟體開發之應用研究。 (d) 地下地質空間資料庫及資料變異性分析技術之建立。 (4) 計畫管理與國際合作： <p>完成深層地質處置概念之天然類比資訊建立包括四個國外天然類比案例、用過核子燃料的穩定性及處置容器天然類比資訊分析。</p>
調查實施與技術發展階段(第四工作年度計畫)-發展初步功能/安全評估模式	2002/9~2003/9	核能研究所(主) 陽明大學 中央大學	<ul style="list-style-type: none"> (1) 處置場安全需求與處置概念研擬 <ul style="list-style-type: none"> (a) 增補所需之一般花崗岩特性文獻資料。 (b) 建置一般花崗岩特性資料庫軟體。 (c) 修訂我國用過核燃料最終處置概念。 (2) 處置場設施配置規劃與評估

表 5-1：用過核子燃料長程處置計畫歷程與成果摘要(續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
(續上頁)			<ul style="list-style-type: none"> (a) 研擬地下重要設施之功能需求及操作流程概念：包括地下可能設施需求、地下基本設施功能、地下設施初步操作流程概念。 (b) 研擬地下設施配置概念：包括地下設施配置規劃、推估處置面積需求。 (c) 建立初步處置設施運轉概念動畫模擬技術：包括建置國外動畫軟體及人員訓練、處置場操作流程圖形數位化。 <p>(3) 廢棄物罐及其材料初步評估</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 分析廢料罐及其材料之特性，包括廢棄物罐失效機制、廢棄物罐材料遴選考量、廢棄物罐製作過程以及不同型式之腐蝕機制進行評估、探討。 (b) 參考國際間各核能先進國家廢棄物罐材料設計、遴選的要求準則，初步選用銅質廢棄物罐為參考廢棄物罐。 (c) 建置銅質廢棄物罐之腐蝕模式分析，運用地化分析程式，分析在不同水化學條件下之地化平衡條件，建立腐蝕速率預估模式。 (d) 依據我國 BWR 及 PWR 用過燃料外觀尺寸，初步擬定廢棄物罐尺寸。 (e) 使用有限元素分析軟體(ABAQUS6.3)，分析 BWR 廢棄物罐在參考情節下，受到靜水及緩衝回填材料膨脹壓力狀況下，廢棄物罐的結構彈、塑性變形反應。 <p>(4) 情節發展分析技術建立</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 完成我國 FEPs 初始表的初步精進。 (b) 完成我國 FEPs 初始表與芬蘭 TVO92、TILA96 評估報告的比對。

表 5-1：用過核子燃料長程處置計畫歷程與成果摘要(續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
(續上頁)			<ul style="list-style-type: none"> (c) 比較分析專家研判、故障樹及系統分析等各種情節建構的方法。 (d) 情節建構方法的研究暨基本情節的描述與建構。 (e) FEPs 資料庫的建構，由(90 年度)的單機版 FEPs 資料庫，到(91 年度) 改版成為應用更為廣泛的網路版資料庫。 <p>(5) 系統評估及整合技術建立</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 完成 INPAG-F 介面程式。 (b) 完成不確定性分析分系統程式。 (c) 完成敏感度分析分系統程式。 (d) 程式連結測試，並以範例測試主程式、分系統程式及其間之連結。 <p>(6) 源項特性評估模式技術</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 蒐集、更新核三廠(PWR)燃料資訊。 (b) 進行核三廠用過核燃料總活度及衰變產生熱隨冷卻時間變化之特性資料之分析計算及資料彙整。 (c) 進行 PWR 用過核燃料特定放射性核種隨冷卻時間變化之特性資料之分析計算及資料彙整。 <p>(7) 工程障壁評估模式技術</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 建立功能評估所需之工程障壁資料庫，並完成更新、查詢與分析等初步功能架構。 (b) 精進核種在工程障壁系統之確定式外釋分析。 (c) 完成核種在工程障壁之圍阻、遲滯及稀釋功能之評估。

表 5-1：用過核子燃料長程處置計畫歷程與成果摘要(續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
(續上頁)			<p>(8) 地質圈評估模式技術</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 評估廢棄物罐裝置容量對處置場溫度之影響。 (b) 模擬多罐用過核燃料之熱傳行為。 (c) 釐清場址熱傳特性之重要性。 (d) 釐清水文地質特性參數之重要性。 <p>(9) 生物圈輻射劑量初期評估模式技術</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 生物圈輻射劑量評估程式的建立與測試。 (b) 環境與生態參數調查。 (c) 生物圈參考核種之建立 (d) 生物圈劑量轉換因數的初步運算。 <p>(10) 開挖擾動帶特性評估模式技術</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 蒐集模式發展所需之國內外相關文獻，包括處置概念、相關岩體特性及隧道開挖工法等資料 (b) 對岩體擾動帶進行定義與分類。 (c) 進行處置隧道開挖影響初步分析，探討開挖擾動分布。 <p>(11) 緩衝材料壓實技術及其特性初步探討</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 國內緩衝材料塊製作文獻整理。 (b) 緩衝材料塊壓實模具之設計。 (c) 緩衝材料塊壓實程序研擬。 (d) 緩衝材料塊壓實程序研擬。不同形狀緩衝材料塊縮尺模型製作。 (e) 複合緩衝材料壓實行為之微觀力學模式建立。

表 5-1：用過核子燃料長程處置計畫歷程與成果摘要(續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
(續上頁)			<p>(f) 緩衝材料壓實模式之驗證及適用性分析。</p> <p>(12) 環境參數調查分析</p> <p>(a) 依年齡層調查國人飲用水及飲料年平均攝取量。</p> <p>(b) 調查國人蔬菜及水果年平均消耗量。</p> <p>(c) 調查國人牛肉、豬肉、家禽平均消耗量。</p> <p>(d) 調查國人魚類及貝類(或無脊椎動物)年消耗量。</p> <p>(e) 調查國人一年平均在遊樂場的時間。</p> <p>(f) 調查國人一年平均在海邊滯留及游泳時間。</p> <p>(g) 調查國內蔬菜、水果、肉類、漁獲量年均產量。</p> <p>(h) 調查國人飲食、喝茶習慣。</p> <p>(i) 調查國人身體皮膚面積、體重及壽命。</p> <p>(j) 調查國人生活習慣、人口移動性。</p> <p>(13) 機率式評估模式技術建立</p> <p>(a) 精進虛擬處置場之源項、工程與天然障壁傳輸與生物圈劑量分析等子系統的模式。</p> <p>(b) 進行全系統功能安全評估模組中地質圈核種傳輸參數之敏感度分析。</p> <p>(c) 進行全系統功能安全評估模組中地質圈核種傳輸的重要參數之機率式安全分析。</p>

5.1.2. 用過核子燃料最終處置計畫

自 2005 年起，依據「用過核子燃料最終處置計畫書」規劃，邁入「潛在處置母岩特性調查與評估階段」(2005~2017 年)，近期(2005~2013 年)執行成果如所表 5-2 所示。其中，針對「處置環境條件的調查研究」、「處置技術的研究發展」，及「用過核子燃料處置的功能評估」等三大議題，於 2009 年提出「我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告」，報告內容架構共分為五章。第一章為緒論，簡述地質處置技術之發展現況、處置概念與世界各國發展的趨勢。第二章說明我國地質概況與作用、潛在母岩基本特性與認知、調查技術發展現況與成果等。第三章說明工程障壁與處置設施技術的評估假設、我國工程障壁與處置設施的基本概念與設計成果、各組成物件所需具備的功能與特性。第四章則依據第二章測試區的現地特性資料與地質概念模式，與第三章之處置設施基本概念，進行定率式基本案例評估分析與參數敏感度及不確定性之機率式分析，以初步檢視我國處置場功能評估技術能力的現況。第五章則總結評估成果，並提出後續研究發展的方向與建議。本計畫迄 2009 年已達成此一重要里程碑；相關成果說明如下：

根據各核能先進國家發展之用過核子燃料處置概念，通盤考量我國處置環境的現狀，本計畫於 2009 年針對處置概念性議題的技術可行性，進行階段性評估——完成現有處置環境資訊的蒐集研析，並利用現有技術發展取得之本土潛在處置母岩特性資料，建立初步功能安全評估技術；該初步技術可行性評估報告(以下簡稱 SNFD2009 報告)，內容為彙整過去研究成果以檢視我國處置技術尚需加強之處，並說明國內潛在處置母岩可能存在區域，內容涵蓋地質環境、處置技術、功能評估研究發展等三大部分。

SNFD2009 報告(初步技術可行性評估)之結論與建議，簡述如下：

(1) 在地質環境研究方面：

在地質環境研究方面已建構 500 公尺深度結晶岩體之特性調查技術及地質概念模式的開發與建置。SNFD2009 報告中對地質環

境的資料整合論述，在目前「潛在母岩特性調查與評估階段」僅針對我國是否存在可做為潛在處置母岩之岩體以全國角度綜觀其地質概況、主要構成岩體、水文地質、變質作用產物、地下資源種類與分布等地質環境的研究現況，特別是針對地震活動、斷層活動、地殼上升與剝蝕作用、火成活動及氣候變遷與海平面變化等現有研究成果進行回顧說明。研究結果顯示：台灣地區雖處於地質不穩定帶，但活動構造、地震、火山活動及地質災害均有其侷限分布的特性；除了離島地區岩體具備長期地質穩定特性外，根據最新研究顯示，過去認為位於板塊邊界之本島結晶岩區，近百萬年來可能已邁入穩定地塊條件，建議亦可作為後續潛在處置母岩的調查對象。除了岩體穩定性的研究重點外，未來亦必須加強本島結晶岩體之規模、分布與主要構造帶延伸等相關研究。以台灣地區未來 15 萬年尺度之可能氣候變遷而言，最高的海水面可能比現在高 7m，最低的海水面可能比現在低 130m。台灣地震的成因主要來自於斷層錯動，災害性地震主要發生於台灣西部，主要原因是西部地區開發較早、經濟建設發達、人口集中，另一方面是西部地區地震的震源較淺。台灣地區的地下資源，除淺層地下水外，尚有生產者為大理岩、石灰岩、白雲岩、蛇紋岩、雲母、矽砂、黏土、石油與天然氣，但規模均相當有限。SNFD2009 報告關於潛在處置母岩基本特性研究的相關成果，摘要說明如下：

(a) 結晶岩類潛在處置母岩：

就現有地質資料來看，結晶岩的分布以台灣東部中央山脈中結晶岩出露最多，西部離島則有金、馬、烏坵等島嶼出露結晶岩。

(i) 本計畫過去成果驗證了離島地區結晶岩，自早白堊紀燕山運動(Yanshanian Orogeny)以來，此區即未再次受到造山運動影響，少有地震，在一千多萬年來處於較穩定的地區，僅隨台海長期張裂活動而抬升、剝蝕，及海水

面升降作用所影響；就地質特性而言，具備做為處置母岩的潛能。離島結晶岩目前並無主要礦產資源開採。

(ii) 根據空中磁測調查結果發現，台灣東部結晶岩體可分成兩區，磁測資料有明顯差異：一為夾於片岩層中的岩體(以源頭山、飯包尖山及奇瑤谷岩體為主)，一為夾於大理岩層中的岩體(以大濁水、溪畔及開南岡岩體為主)。雖然台灣東部結晶岩體自 6.5 百萬年以來受到「弧陸碰撞」作用影響發生造山運動及變質作用，因變質作用形成的葉理構造雖不影響地下水流動，但斷層與破碎帶為主要導水通道，其所含裂隙填充物及葉理的次生礦物，可能對核種吸附與遲滯效應扮演重要角色。另外，根據芬蘭、瑞典及日本均有文獻指出結晶岩類中花崗岩及花崗片麻岩，因變質作用產生之變質礦物與次生礦物，對核種吸附與遲滯作用有顯著影響。此外，根據最新文獻資料顯示，台灣東部結晶岩體位於台灣東部地震分布較少的地區，抬升與剝蝕速率亦低於中央山脈其他地區，且近百萬年來所在地塊已廣泛發生張裂構造，就地質構造學理上而言可能已邁入較穩定階段，具備做為處置母岩的潛能，但因本區前人研究較少，故須加強其岩體穩定性、規模、分布與主要構造帶之相關研究調查工作。本區結晶岩體本身並無主要礦產資源開採，而某些岩體周圍區域，除尚有水泥原料開採外，並無主要礦產資源開採。

(b) 泥岩質潛在處置母岩：

台灣泥岩分布主要在西南部平原區、及麓山帶，及海岸山脈等地，屬於未變質的泥岩層；另外，在雪山山脈及中央山脈亦有泥岩層出露，屬於輕度變質的泥岩(包括硬頁岩、板岩等)。台灣西南部泥岩地層並非全由泥岩所組成，其夾有若干厚薄不一的砂岩夾層，此些砂岩層的所在層位不定，多為

古河道沉積砂層。泥岩層的主要形成時代，屬中新世晚期至更新世，亦即距今約 5.5 百萬年至 40 萬年之間所沉積而成。

- (i) 西南平原區地表下之泥岩地層，地下 700 公尺以上多為更新世以來沉積含薄層砂岩的泥岩層，先天上，因泥岩層阻隔使地下水垂向流通不易。然而，因國內西南部人口密集度高，沿海地區魚塭養殖業發達，超抽地下水而使地層下陷，且西南部地下水因瀉湖的蒸發作用而具高鹽度特徵，致使民井加深取用深層地下水，進而導致地下水流速加快現象，不利深地層處置。
- (ii) 國內西南部地區活動構造多、地層隆升快但剝蝕率高，山地多形成泥岩惡地形；此外，此區地震深度淺、災害性地震頻率高、泥岩層中夾有富甲烷及二氧化碳的天然氣儲存層、主要構造帶沿線又有泥火山噴發作用，上述天然事件特性亦為泥岩處置條件評估要考慮的影響條件。
- (iii) 中央山脈的泥質岩層地形險峻、因複雜的構造作用形成許多剪切帶與破碎帶常順著板岩及硬頁岩的葉理構造分布、且受高雨量及風化作用影響具有較高的剝蝕率等因素，可能影響用過核子燃料處置功能。加上 921 震後地震分布集中在中央山脈泥質岩層分布地區，導致桃、竹、苗、中、投等縣山區地層鬆動，每每颱風豪雨即導致山崩、地滑及土石流。上述因素說明分布於中央山脈的泥岩層，若規劃作為潛在處置母岩調查對象，需要更精細的調查技術來避免上述天然事件的影響；至於海岸山脈泥岩因為延伸性有限，多為惡地形，又位於弧陸碰撞帶之主要地震、斷層活動帶上，亦不建議列為調查對象。

(c) 中生代基盤岩：

台灣其他具有潛在處置母岩條件的岩層為西部海域的中生代基盤岩。根據本計畫之空中磁測初步解析結果，並參考中

油公司西部海域及平原區震測與鑽井資料，發現西部海域中生代基盤岩，除花嶼以外均位於海下 1000 m 深度以下，越往本島延伸越深(西部平原下超過 2000 m 深)，因此岩層分布已超出目前處置概念設計的深度，除根據空中磁測資料進行岩層及構造分布之資料解析外，現階段並未規劃進一步推展深層地質特性調查工作。

(2) 在處置技術的研究發展方面：

(a) 地質調查技術：

除了建構於國內既有良好的地質調查技術並與學術界保持良好的合作交流模式外，本長程處置計畫開始至今，台電公司亦透過國際合作與交流，完成了多項母岩深地層特性調查所需的現地調查與資料解析技術的研究發展工作，依特性可分為地球物理、水文地質、地球化學與大地應力等四大類。SNFD2009 報告透過相關技術的發展與實際應用成果，說明我國目前已具備 500 公尺深度結晶岩體的深地層特性調查與資料解析的相關基礎技術。除此之外，為因應後續詳細調查所需的技術需求 2017 年向主管機關提報技術可行性評估報告需要，相關技術發展重點簡述如下：

(i) 驗證技術的研發：

為具體呈現我國處置技術研發成果對過去已建立之調查與評估技術將循國外發展經驗同時參酌國內地質環境特性在經費允許下逐步發展自主相關驗證技術，以確保自主技術的品質與可行性。

(ii) 地球物理調查技術：

後續擬加強空中電磁探測、三維大地電磁探測、岩層破裂微震監測、多方位垂直震測等技術研究發展工作。

(iii) 水文地質調查技術：

岩體地下水流速是參數敏感度分析結果中影響核種外釋率的重要因子，因此特別需加強地下水流速、流量的

量測技術與能力，後續擬建議加強水力掃瞄試驗、大型示蹤試驗、地層裂隙幾何分析技術與模擬技術的相關研究發展工作。

(iv) 地球化學調查技術：

擬建議加強裂隙水質與溶解性氣體長期監測技術的相關研究發展工作。

(v) 大地工程調查技術：

配合未來工程開發與處置場設計需要，進行大地工程技術的相關研究發展工作，例如工程開挖對地下岩體構造之影響、地震對地下岩體與地下結構物之影響研究等，亦須儘早規劃展開。

(b) 廢棄物本體：

我國目前考量是將用過核子燃料直接處置，因此廢棄物本體即指用過核子燃料。為進一步瞭解廢棄物體的整體特性及對周遭環境可能產生的反應，促進對核種遷移現象的瞭解，未來技術發展規劃可朝向用過核子燃料之瀝濾、氧化、燃料護套銦金屬之腐蝕機制與特性等方向推動。同時，針對國內核電廠於運轉過程曾使用不同型號的核子燃料，須根據其燃料型號與運轉週期評估用過核子燃料於最終處置狀態的核種存量和可能產生的衰變熱。

(c) 廢棄物罐：

廢棄物罐的壽命應有多長並無一定標準，端視其在廢棄物罐於多重障壁概念扮演的角色而定。用過核子燃料在熱液(hydro-thermal)環境下之化學耐久性很差(亦即瀝濾率會增加)，因此為減少放射性核種的釋出量，應避免用過核子燃料在熱液條件下與地下水接觸。用過核子燃料中的分裂產物：Sr-90 及 Cs-137 (半化期約為 30 年)為主要的產熱核種，故若廢棄物罐能維持 300 年(10 個半化期)以上而不破裂，此時用過核子燃料的衰變餘熱已降至最初的千分之一左右，其影響效應甚小。

選擇廢棄物罐的材料時，首先須符合法規要求，其次再考慮材料價格及工業來源。廢棄物罐容易被氧和硫所腐蝕，這些物質存在於處置場通道和處置坑中，也有的是被地下水以溶解的形式帶來，而有些氧化劑則是由水被輻射水解所產生。廢棄物罐的材質與厚度直接影響其被腐蝕的速度及障壁功能，多種腐蝕形式中，以均勻腐蝕、局部腐蝕(罅隙腐蝕及孔蝕)及應力腐蝕龜裂對廢棄物罐的壽命可能構成威脅。另外，常伴隨腐蝕反應而發生的氫脆化亦是應注意的問題。因此廢棄物罐研究是為了找出最適宜處置場特性的容器材料，為達到此目的，必須配合處置場環境特性，進行多種材料的不同腐蝕模式研究，而這些材料至少須分屬兩類不同材質，以避免實驗時出現共同失效模式。

目前已針對銅質廢棄物罐材料篩選考量因素、準則及程序，並針對銅質廢棄物罐腐蝕模式以評估腐蝕速率及使用壽命。在後續的研究方面，應強化地化評估模式(如地化分析程式 EQ3/6)之應用，評估工程設施在引入處置母岩後可能之地化演變情況，以及未來環境之變遷。在結構力學方面，焊接及其程序，仍為廢棄物罐結構中亟需強化的重點。

(d) 緩衝回填材料：

粘土、天然及合成沸石、活性碳、金屬粉及乾燥劑等都曾被考慮作為緩衝回填材料之物質。根據許多國家多年來對緩衝回填材料的研究結果顯示，以蒙脫石為主要礦物成分的膨潤土，在滲透性、離子交換、膨脹性等方面有相當良好的功能，因此被建議作為緩衝回填的主要材料。美國懷俄明州生產的MX-80膨潤土是相當典型的海相沉積礦床，MX-80也是目前較大規模開採的商業化膨潤土，加拿大、日本、中國大陸等國也有膨潤土礦區進行開採及研究。

考慮坑道回填所需之緩衝回填材料需求量很大，而上述之MX-80膨潤土，雖然具有良好之功能，但將來各國處置設施相繼建造後，對於原料供應穩定性及價格上將較難掌握，所

以本土材料的開發與研究是必要的。國內根據以往的調查資料顯示，含蒙脫石的黏土區，主要分布在台灣東部海岸山脈之風化粘土，位於台東縣樟原之日興礦業公司是目前國內已進行商業開採的膨潤土礦場。另外，綜合各國之研究，緩衝回填材料之重點研究方向如下：

- (i) 緩衝材的擴散係數是參數敏感度分析結果中影響核種外釋率的重要因子，因此特別需進行緩衝及回填材料的功能與成分規格之測試。
- (ii) 緩衝及回填材料長期穩定特性研究，項目包含緩衝回填材料的化學穩定性、地溫梯度與衰變熱對緩衝/回填材料特性長期穩定性的影響、核種吸附及傳輸特性、回脹特性、力學性質、熱力學特性、透水性質、熱水耦合性質及塊體組合性質等主題。

(e) 近場環境：

近場環境包括廢棄物體本身、包封容器、緩衝回填材料，及周邊的開挖擾動帶等條件因素。由於處置場建造過程及用過核子燃料處置期間產生的熱與輻射會使得周圍環境的物性及化性產生改變，預期會發生的效應將包含開挖行動引起的岩石物性改變、岩石及地下水由於輻射引起的物性及化性變化、熱所引起的包封容器及岩石的力學性質改變、岩石-地下水系統及地下水流場受到用過核子燃料產生熱及挖掘開採行動而有所變化。為了瞭解上述效應是否會如預期發生，並探討發生後對近場環境造成之影響，因此應進行之研究依重要性排序如下：處置場熱-水-力學耦合效應、地溫梯度對工程障壁系統之影響、開挖行為及熱效應對處置坑道穩定性的影響、緩衝回填材料現地回填/封塞特性試驗、近場地下水化學特性、近場水文地球化學反應、輻射效應對處置場環境影響性等研究。

(3) 在多重障壁系統的功能評估方面：

(a) 功能評估：

國際上對於高放射性廢棄物之最終處置概念，大都採用了多重障壁之深層地質處置的方式，我國「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第三條規定：高放射性廢棄物最終處置應採深層地質處置之方式；而第八條亦規定：高放處置設施應採多重障壁之設計。目前我國的用過核子燃料最終處置概念完全依據國際之共識，採用了多重障壁之深層地質處置的方式來進行設計，符合了我國相關法規的要求。多重障壁概念的基本訴求之一為：處置場對放射性核種之圍阻功能，不能因某單一障壁的失能而失效；也就是只要其中部分的障壁組件符合了原設計的表現，則該處置場對放射性核種之圍阻能力仍能達到相關法規對輻射防護的要求。上述法規第九條規定：高放處置設施之設計，應確保其輻射影響對設施外一般人所造成之個人年有效劑量不得超過 0.25 毫西弗(mSv/yr)；而第十條亦規定：高放處置設施之設計，應確保其輻射影響對設施外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。

深層地質處置場之多重障壁可概分為天然障壁與人為的工程障壁兩種，前者為利用穩定、質佳的深層地質母岩做為天然的障壁，而後者則包含了廢棄物本體安定化、廢棄物罐、廢棄物罐周圍之緩衝材料、處置隧道之回填材料、隧道之封塞及裂隙缺口之灌漿等等的人為工程障壁。這些障壁的實際功能表現通常都是很難以實驗方式事先進行測量，絕大部分都必須在適當的假設條件下，以理論的方式進行預測及評估，並將理論預估所得數值直到應用到處置場封閉後的安全分析中。

本報告依據技術發展所得的現地調查資料與解析結果、處置設施概念，建立虛擬處置場與核種外釋概念模式，分別就近場、遠場之核種外釋率與生物圈之人體劑量率，建立評估分析模組，及處置場全系統安全分析模組(含不確定性與參數敏感度分析)。根據敏感度分析結果發現，母岩滲透特性對

核種外釋率最敏感，影響輻射總劑量率最重要之變數為達西流速，建議應列為未來詳細調查與實驗的項目。綜觀之，現階段(2009年)我國已具備用過核子燃料深層地質處置之地質調查資料及處置設施功能整合性評估所需的相關基礎技術。

依據目前階段已建立功能評估技術為基礎，未來之發展將朝向下列方向進行：

- (i) 未來將視現地調查結果，建立三維離散裂隙岩體地質圈評估模式，包括岩體裂隙產生技術以及核種傳輸模擬。合理率定不同尺度之母岩滲透特性，並整合當量連體模式(Equivalent Continuum Model, ECM)與離散裂隙網路(Discrete Fracture Network, DFN)模式列為安全評估未來之工作。其中 ECM 概念是模擬裂隙岩體行為時可視為連體材料。其先將岩體劃分為多個網格，其中每網格的大小至少需大於代表性單位體積(Representative Elementary Volume, 簡稱 REV)，單一網格內之水文地質參數則可用代表性平均參數表示。若此參數具有符合模擬場址之特定空間分布，則可以反映岩體之水文地質異質性。配合現地水文地質條件，則可分析岩體中地下水流分布，以及溶質傳輸等模擬。
- (ii) 針對研究區域建立該地區的生物圈特性，包括飲食模式、耕種模式等，同時考量可能的核種遷移路徑建構海陸交會模式，發展生物圈整體概念評估模式之輻射劑量評估技術。

(b) 安全分析：

深層地質之多重障壁處置概念主要是藉由下列之機制來降低放射性廢棄物對人類之傷害：

- (i) 延緩放射性核種進入人類生活圈之時間，讓自然物理衰變作用力使其衰竭；

- (ii) 阻斷放射性核種遷移之通道，降低放射性核種之傳輸速率；
- (iii) 藉著固體物質對放射性核種之自然物理化學吸附作用力，降低放射性核種之傳輸速率；
- (iv) 延長放射性核種進入人類生活圈之距離，讓廣大的地底空間來稀釋放射性核種之濃度。

延緩放射性核種進入人類生活圈之時間可以靠著長壽命之廢棄物罐來達成，阻斷放射性核種遷移之通道可以靠著慎選場址、緩衝層及隧道回填來達成，而自然物理化學吸附作用力則可靠著慎選緩衝及回填材料來達成；另外，藉著廢棄物本體之安定化工程處理動作，也可以有效地降低放射性核種之外釋速率。在深層地質之多重障壁處置場中，廢棄物本體內所含之放射性核種必須穿透過重重之阻礙，才能到達人類之生活圈造成人體體內及體外的輻射傷害。由於重重障壁之阻礙，放射性核種必須花很長的時間才能從廢棄物本體到達人類身邊，在自然之衰變、吸附及稀釋作用下，當放射性核種到達人類身邊時，其濃度已經非常的低，其輻射能力已不足以對人類造成傷害。

在進行深層地質之多重障壁處置場的全系統安全分析時，一般都根據傳輸途徑及傳輸機制之特性，將放射性核種從廢棄物本體內遷移至人體之整個過程的分析，劃分為近場、遠場及生物圈等三類的不同分析，並分別建立不同的分析技術與電腦程式。近場之核種外釋率分析負責評估放射性核種從廢棄物本體內遷移至處置坑周圍之母岩的外釋速率，遠場之核種傳輸速率分析負責評估放射性核種從處置坑周圍之母岩遷移至地表含水層之外釋速率，而生物圈之人體劑量率分析則負責評估放射性核種透過人類、動、植物各種活動及食物鏈而造成人體之劑量率。

本研究依據測試區研究現況建立虛擬處置場與核種外釋概念模式，分別就近場、遠場之核種外釋率與生物圈之人體劑量率建立評估程式與分析模組，及處置場全系統安全分析能力。欲對處置場全系統之安全評估進行有系統分析，乃針對近場、遠場及生物圈等三個子系統程式建立一套全系統評估程式架構，可以有系統的依序連結三個子系統程式，並處理其間之輸出、入的介面問題。此外，也在全系統評估程式架構中建立參數取樣子系統程式及不確定性與參數敏感度分析子系統程式，使得此全系統評估程式可以對處置場全系統之安全分析進行機率式之評估，以瞭解處置場全系統安全分析結果之不確定範圍及各參數對安全分析結果之敏感程度，並將分析結果回饋給處置場設計人員及場址、參數之調查人員，做為調整未來工作方向之參考，國內的相關法規亦規定處置場之安全分析必須進行不確定性與參數敏感度分析。綜觀之，現階段(2009年)本計畫已為我國用過核子燃料深層地質處置之安全評估建立相關之分析技術，並能進行最終處置之初步評估。此外，由分析結果可知緩衝材料擴散係數對近場核種外釋率影響最為顯著，為降低評估結果的不確定性，須特別加強此參數試驗結果的精確性。影響核種於遠場外釋最重要參數為達西流速。經系統整合後，影響輻射總劑量率最重要參數為達西流速，即水流於母岩中之傳導能力，故母岩滲透性質與導水能力，將是影響生物圈劑量率的主要因子，故未來在規劃進行母岩滲透性與傳導能力之研究時，確實應掌握相關數據之精確度。

未來之工作則依據近場軸/徑向核種外釋模式以及後續發展之地質圈三維離散裂隙岩體評估模式、生物圈海陸交會模式進行全系統安全評估分析。

表 5-2：用過核子燃料最終處置計畫成果摘要

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
<p>潛在處置母岩特性調查與評估階段(2005~2017)</p> <p>潛在處置母岩特性調查(94~96 年度計畫)</p>	<p>2005/12~2007/12</p>	<p>能源與環境研究所 核能研究所</p>	<p>(1) 處置母岩分布： 針對 P 區、S 區及 H 區潛在處置母岩，進行空中磁測飛航作業，以掌握大範圍地下潛在處置母岩分布及主要地質構造特徵。</p> <p>(2) 深層特性調查方面： 進行結晶岩質潛在母岩測試區岩體邊界之井下地質、構造、地球物理、水文地質、地球化學特性的現地調查與試驗工作，獲得岩體之地下地質特性及邊界資訊，以建立功能/安全評估驗證所需之初步地質概念模式。</p> <p>(3) 地質穩定性調查方面： 針對主要潛在處置母岩進行地質環境穩定性相關資料的蒐集與彙整工作，以地理/地質資訊系統展現調查結果。</p> <p>(4) 裂隙特性參數化方面： 透過小規模試驗場裂隙特性的調查與研究工作，包含跨孔追蹤稀釋試驗、孔內裂隙壓力監測、裂隙特性研究等工作，取得試驗場之裂隙分布特性及參數值，並據以發展與驗證核種傳輸所需之裂隙構造模式。</p> <p>(5) 核種傳輸與緩衝回填材料試驗： (a) 以國內潛在母岩岩樣及緩衝材料，進行核種在回填材料(花崗岩/石英砂/膨潤土)之化學穩定性及傳輸特性。 (b) 於管柱擴散實驗結果則顯示，在好氧及厭氧條件下，銫(Cs)和硒(Se)在花崗岩的傳輸行為。</p>

表 5-2：用過核子燃料最終處置計畫成果摘要 (續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
<p>潛在處置母岩特性調查與估階段(2005~2017) 潛在母岩特性調查(97-99 年度計畫)</p>	<p>2008/07~2010/07</p>	<p>能源與環境研究所</p>	<p>(1) 潛在處置母岩特性調查： 進行結晶岩深層地質特性資料的蒐集與調查，並與泥岩及其他母岩進行比較，顯示現已發展調查技術可應用於結晶岩母岩深層地質特性調查，並發現結晶岩具較佳的長期穩定性。</p> <p>(2) 地下水現地試驗及概念模式： 進行結晶岩測試區之井下試驗與跨孔追蹤稀釋試驗，建立小規模試驗場裂隙特性的基礎模式。</p> <p>(3) 區域性地下水量估算技術發展： 於小規模試驗場深井中進行相關參數之試驗，蒐集區域範圍深井長期觀測之裂隙壓力變化資料，以建立本土結晶岩區域地下水量估算技術。</p> <p>(4) 潛在處置母岩空中磁測解析： 完成結晶岩質、泥岩質及中生代基盤岩質等潛在處置母岩全磁力網格(TMIGrid)的資料處理，包括濾波、歸極換算、向上/下延伸、微分處理、最小二乘法趨勢面移除等，以製作判釋岩體及構造所需之磁力異常圖幅。</p> <p>(5) 核種傳輸試驗： (a) 進行實驗室核種遷移與緩衝材料試驗，包括厭氧環境下，膨潤土對 Cs、Se 核種不同溫度條件的吸附特性，以提供功能評估案例說明所需的基礎模式及本土數據。 (b) 建置與維護核種吸附試驗資料庫管理系統。</p>

表 5-2：用過核子燃料最終處置計畫成果摘要 (續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
潛在處置母岩特性調查與估階段(2005~2017) 潛在母岩特性調查(97-99 年度計畫)	2008/11~2010/11	核能研究所	(1) 用過核子燃料再處理產生高放射性廢棄物源項特性分析 <ul style="list-style-type: none"> (a) 分析各種再處理方法，並其產生高放射性廢棄物的物理化學特性；根據國內用過核子燃料數量推估經再處理後產生高放射性廢棄物的數量、核種存量與衰變熱特性； (b) 分析比較各國處置場型式、人工障壁功能與天然障壁概念的差異。 (c) 彙整我國處置場設計準則及設計需求，擬定我國高放射性廢棄物處置之初步參考概念。 (2) 用過核子燃料最終處置系統整合模式評估與案例分析 <ul style="list-style-type: none"> (a) 分析與探討國內外安全評估參數之適用性與合理性，完成近場、遠場及生物圈評估模式之基本情節案例(I、II)(包含 RT-NV、ART-NV 及 ART-NH 評估模式案例)之核種外釋評估分析。 (b) 進行國際間機率式分析之文獻評析、評估參數之彙整、核種外釋之機率式運算(近、遠場多重運跑)及結果分析(百分位數曲線分析)。 (c) 以累積分佈曲線分析釋出率峰值之不確定性，並以迴歸分析探討影響總釋出率峰值之重要敏感參數。 (d) 進行近場二維評估程式之參數取樣及排列功能檢視及確認，對近場二維評估程式新增參數進行參數資訊彙整，並在多重運跑架構中進行機率式運算及敏感度分析。

表 5-2：用過核子燃料最終處置計畫成果摘要 (續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
<p>潛在處置母岩特性調查與評估階段(2005~2017) 潛在母岩特性調查(99-101 年度計畫)</p>	<p>2010/11~2013/05</p>	<p>能源與環境研究所 核能研究所</p>	<p>(1) 潛在處置母岩特性調查：</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 鑽探與井下量測 完成本島東部結晶岩第一口 500 m 深取岩心地質探查井之設置，及完成岩心井錄與地球物理標準井測，獲取本島東部結晶岩之岩性特徵、構造特性、不連續面類型、裂隙型態與角度，以及裂隙充填物等基本資訊。 (b) 區域岩層與構造分布測勘 建立空中磁測三維構造及岩體規模解析能力，並進行現地大地電磁測勘，取得地質實驗室鄰近地區之地下三度空間的地質與含水層構造分布資訊。 (c) 地殼變動監測 完成東部結晶岩體首度建置之地震監測站及 GPS 連續觀測站，獲取本島東部結晶岩體與其鄰近構造接觸帶的實際位移觀測數據，並完成其地震危害度之初步評估。 (d) 區域深層地下水特性調查 完成離島測試區 3 口大區域深井(均達 500 m 深)之裂隙封塞壓力監測系統安裝，持續進行區域性井下裂隙帶壓力的長期監測，計算各深度裂隙之壓力梯度。 (e) 岩水反應地化分析 獲取離島結晶岩裂隙水質長期監測資料，取得岩心之完整與破裂帶岩樣的岩象分析、全岩地化組成、礦物組成分析數據。

表 5-2：用過核子燃料最終處置計畫成果摘要 (續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
<p>潛在處置母岩特性調查與評估階段(2005~2017) 潛在母岩特性調查(99-101 年度計畫)</p>	<p>2010/11~2013/05</p>	<p>能源與環境研究所 核能研究所</p>	<p>(f) 處置環境調查成果彙編 完成 SNFD2009 報告審查、核定及公告作業；完成離島結晶岩地區之階段調查成果(1999-2012)彙編。</p> <p>(2) 處置技術的研究發展</p> <p>(a) 岩塊熱效應 完成岩塊熱傳導係數量測及熱效應數值模擬；進而完成緩衝回填材料實驗試驗儀器之組裝，據此完成岩塊熱效應室內試驗及熱應力數值模擬。</p> <p>(b) 地下水地球化學演化 依據離島結晶岩現地裂隙水質長期監測資料，完成 U、Cu 和 Fe 元素在離島測試區深層地下水之水質條件下的 Eh(pe)-pH 穩定相圖繪製，以及溶解度模擬計算。</p> <p>(c) 核種特性分析 完成離島結晶岩岩樣之實驗室核種遷移與緩衝回填材料試驗，獲致放射性或非放射性 Cs 及 Se 好厭氧條件下之吸附動力學參數；完成離島結晶岩核種吸附特性的研究及模擬分析，與礦物成分核種吸附特性分析；更新傳輸參數資料庫。</p> <p>(d) 地質實驗室規畫 完成地質實驗室特性調查技術發展規劃，作為後續地質實驗室特性調查工作推動之依據。</p> <p>(e) 坑道裂隙測勘技術 建立取得坑道裂隙特性參數及裂隙分布之調查技術。</p>

表 5-2：用過核子燃料最終處置計畫成果摘要 (續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
<p>潛在處置母岩特性調查與評估階段(2005~2017) 潛在母岩特性調查(99-101 年度計畫)</p>	<p>2010/11~2013/05</p>	<p>能源與環境研究所 核能研究所</p>	<p>(f) 裂隙參數化與模擬技術 完成小規模試驗場結晶岩深層地質之裂隙連通性與透水係數分布等分析工作；完成離島結晶岩坑道裂隙量測，並發展整合離散裂隙網路之 3D 裂隙結構模擬及自動驗證模組。</p> <p>(g) 近場環境緩衝材料特性 進行國際間處置場近場環境緩衝材料特性之探討。</p> <p>(h) 近場二維程式參數取樣及多重運跑技術建立 完成近場二維評估程式機率式分析技術，以垂直分率及回填材料孔隙率等新增參數進行參數取樣，探討對核種釋出率造成不確定性範圍。</p> <p>(i) 用過核子燃料再處理產生高放射性廢棄物源項特性分析 完成高放射性廢棄物(HLW)活度與衰變熱分析；以參考處置概念為基礎，建立處置場之設施需求與處置隧道配置，研擬我國初步 HLW 地下處置場所需之空間。</p> <p>(3) 用過核子燃料處置的功能評估</p> <p>(a) 用過核子燃料最終處置系統整合模式評估與案例分析 完成生物圈機率式分析結果之後續參數敏感度分析，以階步迴歸分析來探討生物圈總輻射劑量率峰值之參數敏感度。</p> <p>(b) 最終處置概念模式與變異情節之研究 洪水與地震活動對處置場或地下設施之影響分析。</p> <p>(c) 近場緩衝回填材料達飽和後核種遷移行為模擬之研究 完成近場核種遷移行為模擬所需考量之影響因素與模擬特性概念；近場緩衝回填材料達飽和後核種遷移行為之模擬技術建立。</p> <p>(d) 功能與安全評估發展歷年研究成果彙編 進行功能與安全評估發展歷年研究成果彙編。</p>

表 5-2：用過核子燃料最終處置計畫成果摘要 (續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
<p>潛在處置母岩特性調查與評估階段(2005~2017) 潛在母岩特性調查 (101-103 年度計畫)</p>	<p>2013/02~2015/02</p>	<p>綠能與環境研究所</p>	<p>(1) 地質環境</p> <p>(a) 區域環境地質</p> <p>(i) 更新本島結晶岩體規模與大地構造架構相關之地質環境資訊。</p> <p>(ii) 獲致本島結晶岩體的磁力與地電探勘數據，提供後續計畫進行深層地質與構造解析。</p> <p>(b) 深層地質特性</p> <p>(i) 水文地質： 獲致離島結晶岩測試區裂隙水壓長期變化趨勢；根據現地量測資料完成二維水文地質數值模型之邊界條件與初始條件設定；並於沉積岩區井群進行學研合作，完成井況調查，據以規劃後續井下封塞試驗與水文地球化學試驗。</p> <p>(ii) 水文地球化學： 蒐集與彙整國際處置技術之地化反應模擬資訊，與本土案例進行比較，提供後續計畫規劃岩-水反應機制模擬參考；進行本島結晶岩岩礦特性組成分析，提供後續裂隙內岩-水反應基礎資料。</p> <p>(iii) 核種傳輸路徑： 建構測試岩體坑道內裂隙網路結構，取得裂隙參數及特性，作為後續裂隙網路地下水流場數值模式之基礎；完成本島結晶岩井下裂隙之井錄資料與孔內攝影綜合解析，獲致裂隙分布與特性等資訊，可作為後續岩體特性分析之參考依據；持續建立本土結晶岩核種傳輸試驗技術，取得吸附與擴散參數。</p>

表 5-2：用過核子燃料最終處置計畫成果摘要 (續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
<p>潛在處置母岩特性調查與評估階段(2005~2017) 潛在母岩特性調查 (101-103 年度計畫)</p>	<p>2013/02~2015/02</p>	<p>能源與環境研究所</p>	<p>(iv) 岩石特性： 完成本島結晶岩物性、熱、力學試驗之岩樣前處理，持續進行實驗室分析工作，以取得相關參數；進行坑道內裂隙變形監測之設備組裝，以建立量測坑道內裂隙兩側岩體相對位移之監測技術；完成實驗室內膨潤土與岩塊熱-力學試驗設計。</p> <p>(c) 地質處置合適性研究</p> <p>(i). 台灣的大地構造架構 在火山活動方面，完成台灣大地構造架構及演化資料收集，以及火山活動特性與時空分布文獻回顧。</p> <p>(ii). 抬升與沉陷作用 在台灣抬升/沉陷特性方面，持續累積 3 個 GPS 站在結晶岩體上之連續記錄，完成 GPS 連續監測站增建及定期水準網測量，解析區域性地殼變動記錄；在剝蝕作用方面，進行東部結晶岩代表性岩體及鄰近岩層低溫年代學資料彙整與剝蝕作用分析。</p> <p>(iii). 氣候與海平面變遷 完成東部研究區代表性河域沖積扇之數值地形模式，獲得此河域受海平面上升與河口堆積之地形演變證據。</p>

表 5-2：用過核子燃料最終處置計畫成果摘要 (續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
<p>潛在處置母岩特性調查與評估階段(2005~2017) 發展功能/安全評估技術(102-104 年度計畫)</p>	<p>2013/11~2015/11</p>	<p>核能研究所</p>	<p>(2) 工程障壁系統設計與穩定性研究</p> <p>(a) 影響處置概念的因子 根據現有母岩調查資料，彙整影響處置概念之設計因子，包括地質與地形條件、母岩特性等，並針對處置源項進行衰變熱與核種存量分析。</p> <p>(b) 工程障壁系統設計需求 初步針對我國處置概念，進行廢棄物罐、緩衝材料、回填材料之工程障壁功能需求研究。</p> <p>(c) 工程障壁的穩定性</p> <p>(i) 進行處置設施熱-水-化與熱-水-力現象研究，已完成相關文獻資料之蒐集與整理，進行理論架構探討，並進行數值模型的案例驗證。</p> <p>(ii) 處置設施開挖擾動帶之力學特性研究，已完成處置設施開挖擾動影響之相關文獻探討，並以 FLAC^{3D} 進行案例分析。</p> <p>(iii) 工程障壁熱力-力學穩定性研究，已建立處置設施熱-力行為分析模型，及初步分析不同處置孔間距之溫度場與應力場分析。</p> <p>(iv) 深層地下設施受震穩定性之研究，已初步建立研究區域於 10⁵ 年再現週期下之地表地震危害度曲線、地動反應譜與地表地震加速度歷時，用以後續動態分析之用，並建立深地層處置設施岩體開挖穩定靜態分析模型。</p> <p>(d) 膨潤土特性 探討緩衝材料在處置孔中，遇水膨脹後，緩衝材料擠壓至周圍岩體裂隙之行為，做為未來處置場工程障壁性能研究試驗規畫之參考。</p> <p>(e) 氣體遷移特性 探討包封容器內的氣體生成成因、近場環境的氣體擴散及傳輸行為，成果作為緩衝材料氣體傳輸試驗規劃的依據。</p>

表 5-2：用過核子燃料最終處置計畫成果摘要 (續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
<p>潛在處置母岩特性調查與評估階段(2005~2017) 發展功能/安全評估技術(102-104 年度計畫)</p>	<p>2013/11~2015/11</p>	<p>核能研究所</p>	<p>(3) 安全評估</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 地質處置系統特性 完成裂隙統計模式與離散裂隙生成模式之回顧、評析與比較，離散裂隙網路模式網格生成與案例測試。 (b) 擾動情節 <ul style="list-style-type: none"> (i) 以 6 種假設情境進行研究區域海嘯影響探討，發現假設琉球海溝破裂長度超過 800km，寬度 100km，滑移距離 20m，地震矩規模 9.1Mw 的 3 種假設情境，才會對研究區域可能造成相當的災害影響。 (ii) 以研究區域歷年逕流量特性進行分析，發現僅連續型颱風豪雨事件才會造成極端高逕流，而土石流發生潛勢評估發現研究區下游集水區為低或中潛勢，中上游集水區受高崩塌率及坡度陡峭等影響，具中或高潛勢。 (c) 隔離失效情節 完成研究區地質環境與附近發震構造分析，探討地震對研究區域影響 (d) 案例分析 <ul style="list-style-type: none"> (i) 分析分裂產物(如 Cs-137、Sr-90、Cs-135、Tc-99 及 I-129 等)及錒系核種及其衰變子核隨時間其活度變化趨勢。將 ICRP(2012)第 119 號報告中，最新的 DCF 參數完成建檔。 (ii) 彙整近場與遠場核種重要特性與參數資料，包括分配係數、擴散係數等。 (iii) 完成各國使用的不確定性分析技術進展和國內不確定性分析技術應用近況之研究。 (e) 安全評估的可信度 探討國際間相關天然類比資訊，並歸類為地質處置的天然類比、處置容器材料天然類比、膨潤土材料天然類比和國內可能的天然類比等，以提供安全評估可信度說明之參考的依據。

5.2. 技術發展與應用

地下深層場址特性之調查與評估過程涉及了許多困難度極高的現地調查與資料綜合解析之技術；這些技術之執行，不但專業程度需求極高，且需視各國之地質與環境之不同而因地制宜做不同程度的整合。

現地調查技術主要分為現地調查與資料解析兩部分。由於深地層調查所面臨的高水壓(>30 atm)及調查井孔尺寸(<10 cm)的限制特性，因此需要相當特殊的調查技術與跨不同技術領域的合作。在現地調查方面，主要透過不斷地研究與整合，期能在現地調查過程中，獲得代表性的數據；而在資料解析方面，主要是根據現地調查數據與基礎理論的結合，推估並建立用以描述深地層特性之地質、水文、地化等概念模式(conceptual models)，以作為功能與安全評估之參考依據。

從區域調查技術準備階段(1993/08~1998/10)開始至今，歷經調查實施與技術發展階段(1999~2004)發展，持續到潛在處置母岩特性調查與評估階段(2005~2017)，台電公司完成了多項區域調查與潛在處置母岩特性調查所需的地表與孔內調查技術，包含：

(1) 地球物理調查技術：

地球物理(Geophysics)技術之主要目的在藉非破壞探測的優點，針對較大範圍收集地層之各項物理特性，經資料處理分析後，獲得有關岩體特性、地質構造、破碎帶分布等重要訊息，協助架構地質構造模型。

(2) 水文地質調查技術：

水文地質(Hydro-geology)技術之主要目的在建立岩層裂隙(Rock Fractures)地下水流動概念(Conceptual)及數值(Numerical)模式(Model)，以模擬高放射性廢棄物最終處置場址遠場(Far Field)核種外洩時，其傳輸(Transportation)、遲滯(Retardation)與吸附(Adsorption)等現象。

(3) 地球化學調查技術：

地球化學(Geochemistry)技術之主要任務為根據現場調查的結果以及相關的基礎理論，建立地化概念模式，進行地化模式模擬，推估用過核子燃料深層處置之未來地下水質狀況及核種可能的溶解度範圍。

(4) 岩石力學調查技術：

岩石力學(Rock mechanics)調查技術之主要目的在透過岩石現地應力、強度、變形特性、與岩體熱特性等參數，作為評估候選場址未來處置坑道施工與長期穩定安全性的重要參考依據。

(5) 功能/安全評估技術發展：

建立源項之核種存量和衰變熱分析技術、近場核種擴散分析技術、遠場核種遷移之平板模型及離散裂隙分析技術，及核種在生物圈物種之間遷移的途徑分析技術，這些技術不僅於定率式參數分析，亦發展機率式參數取樣分析技術，對分析結果可運用數學統計方式進行探討，提高安全評估分析的信心，這些技術不僅運用於用過核子燃料技術，亦提供低放處置安全評估技術發展的參考，和核電廠環境監測、除役之環境復育技術之運用。

以上之多項調查技術的發展內容與應用成果，彙整說明如表 5-3。過去幾年來，台灣電力公司將地表及孔內調查技術發展重點，集中於離島結晶岩質技術發展測試區，期能透過各項技術的集中發展與整合性驗證，在最短的期程內，取得各項技術的發展成果與能力，以及測試區的地質特性參數與建構初步地質概念模式，供功能安全評估技術發展應用，以完備現地調查至功能評估的整體作業流程，總計在離島測試區完成約 500 點地表重/磁力探測、16 km 地電組剖面探測、3000 m(6 孔)地質鑽探、及地物/水文/地化/岩力等各式孔內探測作業，並透過整合性的資料解析，建構出離島測試區初步地質概念模式。本計畫於 2009 年提出「我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告」，完成階段里程碑後，即開始以日本平成 12 年完成之第二階段報告(H12 report)架構，展開自然影響因子(大地構造架構/火山活動與斷層活動、抬升/剝蝕與沉陷/沈積作用、氣候與海平面變

遷等)調查與評估等相關技術發展，借鏡日本經驗進行本土技術研發與建置工作。

過去長程處置計畫所發展的深層地質調查與評估相關技術，除已實際應用於低放射性廢棄物地質處置候選場址的調查與功能/安全評估工作外，近期國際所關切的二氧化碳地質封存特性調查，亦以計畫過去所發展的大地電磁、震測、地化模擬等技術經驗為基礎，進行地質封存可行性調查與封存潛能評估相關研究工作。

表 5-3：用過核子燃料長程處置計畫技術發展與應用成果

類別	技術名稱	目的	應用成果	備註
地球物理 現地調查	高精度二維反射震測技術	透過地表人為產生震波，探測深層地質構造。	SL 測試場探測深度達 1,000 公尺，比較分析炸藥、重鎚與震盪震源的優劣及適用性。	
地球物理 現地調查	雷達井測技術	藉發射雷達波探測含水破裂帶的位置與側向延伸性，並可據以分析各破碎帶的真實位態。	完成 HTL 測試場小規模技術驗證，完成 W 區各井孔探測，獲得該井孔地層破碎帶位置資訊。	
地球物理 資料解析	特殊地形反射震測處理技術	針對山區困難地形環境下反射震測探測資料，發展特殊資料處理技術，還原深部地層構造。	BS 測試場及 PD 測試場，在地表起伏情況下探測斷層分布。	引進 MIT IXL 震測資料處理系統
地球物理 現地調查	地球物理井測技術	探測井孔週圍地層物理性質，做為岩層特性、地層對比、岩層結構與裂隙。	完成 PSH 測試場、HTL 測試場、離島測試區結晶岩特性調查之井下地層探測試驗，驗證各項量測技術之特性，並分析井間地層分布。	引進美國 Century 地物井測系統
地球物理 資料解析	三維反射震測資料處理技術	建立三維反射震測測勘規劃、資料處理及資料展現技術。	完成 BS 測試場小尺度現場探測試驗，並據以測試資料處理軟體各項功能。	
地球物理 現地調查	跨孔雷達井測技術	探測兩井孔間地層傳波特性和，用以分析兩井孔間地層破碎帶分布狀況。	完成 HTL 測試場小規模技術驗證，獲得兩井孔間傳波速度與電磁波衰減率分布狀況。	引進瑞典 RAYMAC 雷達井測系統
地球物理 現地調查	跨孔地電阻井測技術	探測兩井孔間地層導電特性，用以分析兩井孔間地層連通性與破碎帶分布狀況。	完成 HTL 測試場小規模技術驗證，完成 W 區井深 200 公尺探測，獲得井孔間破碎帶分佈狀況；離島測試區小規模試驗場跨孔地電阻井測；離島測試區結晶岩特性調查。	

表 5-3：用過核子燃料長程處置計畫技術發展與應用成果 (續)

類別	技術名稱	目的	應用成果	備註
地球物理 現地調查	孔內攝影井測技術	獲取鑽井孔壁光學影像，透過資料處理與分析，據以計算層面及裂隙等之真實傾角與走向。	W 區各探測井之孔內攝影，獲得高解析度之孔壁影像，並據以分析裂隙破碎帶等分布；離島測試區結晶岩特性調查。	引進日本 RAAX 孔內攝影系統
地球物理 技術評估	垂直震測剖面探測技術	評估垂直震測剖面探測技術在結晶岩區探測破碎帶的可行性。	完成技術手冊。	參訪芬蘭 VIBROMETRIC 公司
地球物理 資料解析	反射震測資料解釋技術	引進反射震測資料解釋技術，藉由電腦強大的分析整合功能，協助快速合理的解釋。	離島測試區及 W 區鄰近海域海上震測資料解釋，瞭解該區海域主要地質構造型態。	引進 INTERGRAPH 震測解釋系統
地球物理 區域調查	空中磁力測勘與資料解析	大區域快速取得空中磁力資料，解析岩體規模、分布及主要構造帶線形分布	產出 P 區、S 區及 H 區磁力異常圖，解析深層岩層分布、岩體規模及構造分布。	與澳洲 Fugro 公司合作
地球物理 區域調查	空中磁力測勘與資料解析	大區域快速取得深層岩體規模及構造線形分布	產出 H 區花崗岩體三維逆推模型、火山活動區岩漿庫及火山白構造三維逆推模型	引進 Geosoft 解析軟體
地球物理 區域調查	大地電磁法測勘與資料解析	大區域快速取得深層岩體地電阻資料與導水構造解析	產出 K 區、台灣西部、H 區及火山活動區二維及三維深層岩層及構造線形分布等解析模型	
地球物理 區域調查	微震監測及資料解析	大區域微震分布與震源機制解析	產出 H 區、火山活動區三維地震分布及震源機制，應用於深層大地應力分布、地殼結構波速成像及裂隙分布解析	
水文地質 現地調查	裂隙水頭壓力量測	建立地下水流場壓力分布，分析地下水流向。	低放射性廢棄物最終處置計畫 W 區第一階段場址調查、HTL 測試場、離島測試區結晶岩特性調查。	引進雙封塞及多封塞系統，執行深度可達地表下 500 公尺

表 5-3：用過核子燃料長程處置計畫技術發展與應用成果 (續)

類別	技術名稱	目的	應用成果	備註
水文地質 現地調查	封塞水力試驗 (Hydraulic Test)	計算地下水流動參數，評估裂隙流動能力。	低放射性廢棄物最終處置計畫 W 區第一階段場址調查、HTL 測試場、離島測試區結晶岩特性調查。	
水文地質 現地調查	流速儀量測 (Micro-flowmeter Measurement)	研判裂隙地下水流動方向及流速。	低放射性廢棄物最終處置計畫 W 區第一階段場址調查、HTL 測試場、離島測試區結晶岩特性調查。	引進熱脈衝式微流速儀，執行深度可達地表下 1000 公尺
水文地質 現地調查	干擾試驗 (Interference Test)	研判裂隙聯通性。	PSH 測試場。	
水文地質 現地調查	滲漏試驗(Lugeon Test)	研判導水層滲漏程度及其穩定度。	低放射性廢棄物最終處置計畫 W 區第一階段場址調查、離島測試區結晶岩特性調查。	引進鋼纜吊式滲漏試驗設備，執行深度可達地表下 800 公尺
水文地質 現地調查	封塞追蹤稀釋試驗 (Tracer Test)	計算溶質傳輸參數，評估裂隙傳輸能力。	低放射性廢棄物最終處置計畫 W 區第一階段場址調查、HTL 測試場、離島測試區結晶岩特性調查。	離島測試區小規模試驗場裂隙帶及斷層帶之跨孔試驗
水文地質 現地調查	多封塞長期壓力監測	封塞裂隙段壓力受季節、地震等因素影響之長期監測。	K 區大範圍深層裂隙岩層不同深度封塞段壓力變化背景值之長期監測。	
水文地質 資料解析	MODFLOW 模擬	建立孔隙介質 (Porous Media)地下水數值模式。	低放射性廢棄物最終處置計畫 W 區第一階段場址調查。	
水文地質 資料解析	TOUGH2 模擬	建立裂隙介質 (Fracture Media)地下水流、溶質傳輸及熱傳數值模式。	HTL 測試場、離島測試區結晶岩特性調查。	
水文地質 資料解析	FRACMAN 模擬	建立岩層裂隙分布 (Fracture Network)模式。	離島測試區結晶岩特性調查。	

表 5-3：用過核子燃料長程處置計畫技術發展與應用成果 (續)

類別	技術名稱	目的	應用成果	備註
水文地質資料解析	地質統計模擬	分析地質特性參數(如裂隙間距、長度、寬度等)空間分布特性。	低放射性廢棄物最終處置計畫 W 區第一階段場址調查、K 區及 H 區結晶岩體裂隙特性調查。	
地球化學資料解析	地化模式模擬技術	推估用過核子燃料深層處置之未來地下水質狀況及核種可能的溶解度範圍。	PSH 測試場地化模擬、W 區岩-水反應模擬、銅及鈾溶解度範圍估算、離島測試區結晶岩特性調查。	引進並建立 EQ3/6、PHREEQCI 及 MINEQL+ 等地化模式的模擬技術。
地球化學現地調查	地下水現場水質敏感性參數量測技術	獲取深層地下水敏感性水質參數(溫度、溶氧量、酸鹼度、氧化還原電位及酸鹼度)之代表性數值。	PSH 測試場地下水敏感性參數量測、W 區地下水敏感性參數現地量測、離島測試區結晶岩特性調查。	引進相關設備於 88 年度之量測深度達 200 公尺水深，90 年度之量測深度達 1000 公尺水深。
地球化學資料解析	熱力學資料庫建立與整合技術	建立並整合地化模式模擬、穩定相圖繪製，及岩石熱容量估算時所需的熱力學基礎資料。	W 區岩-水反應模擬、岩石熱容量估算、穩定相圖計算與繪製。	
地球化學資料解析	環境同位素應用技術	估算地下水年代及地下水混合特性。	W 區及 H 區地下水年代調查。	
地球化學現地調查	深層地下水通井採樣技術	獲取深層地下水溶解性氣體之代表性水樣。	PSH 測試場試驗井溶解性氣體取樣及量測。	
地球化學資料解析	Eh-pH 穩定相圖應用技術	推算用過核子燃料深層處置之化學穩定區間及其溶解度範圍。	鐵(Fe)、銅(Cu)、鈾(U)、錒(Am)、鈾(Pu)、釷(Th)及鏷(Np)等核種的穩定區間評估及溶解度範圍估算。	

表 5-3：用過核子燃料長程處置計畫技術發展與應用成果 (續)

類別	技術名稱	目的	應用成果	備註
地球化學 資料解析	調查資料空間分布之數 值模擬與展示技術	提昇現地調查資料的應用潛 能及展現概念模式。	W 區、離島測試區地表地質、鑽井分布走向、岩心 特性分布及地下水電導度分布等三度空間視覺化 分布圖計算與繪製。	
地球化學 現地調查	敏感性化學參數變化與 裂隙連通性調查技術	地層裂隙連通性調查。	PSH 測試場試驗井裂隙連通性量測。	
地球化學 現地調查	深層地下水封塞監測及 採樣技術	獲取深層地下水敏感性參數 數值及代表性水樣。	離島測試區結晶岩特性調查。	
岩石應力 現地調查	大地應力套鑽法量測技 術	岩石應力現地量測。	低放射性廢棄物最終處置計畫 W 區第一階段場址 調查、HTL 測試場調查。	
岩石應力 現地調查	水力破壞法量測技術	深層岩石應力現地量測。	離島測試區結晶岩特性調查。	
地殼變動 現地量測	岩心非彈性回復法現地 應力量測與震源機制解	解析地表至深層大地應力分 布與現地應力演化關係。	應用於 H 區結晶岩體大地構造演化、大地應力分 布及深層地震相對安靜帶解析。	
地殼變動 現地量測	全球衛星定位連續監測 與時序分析	解析數年尺度高精度地殼變 動。	應用於 H 區結晶岩體抬升與沉陷作用的長期監測。	
功能安全 評估技術	生物圈功能安全評估技 術	評估生物圈環劑量評估	處置場生物圈安全評估，並依據核種外釋水井情節 與測試區概念模式建立輻射劑量評估模式。	
功能安全 評估技術	機率式功能安全評估技 術	系統之機率性功能安全評估	機率式評估模式技術建立，未來亦可應用於污染場 址影響評估與整治復育技術評估。	
功能安全 評估技術	情節發展分析技術	運用於系統功能安全評估	情節發展分析技術建立。	
功能安全 評估技術	處置概念分析技術	運用於系統功能安全評估	處置概念、處置場安全需求與處置場設施配置規劃 與評估。	

表 5-3：用過核子燃料長程處置計畫技術發展與應用成果 (續)

類別	技術名稱	目的	應用成果	備註
功能安全評估技術	近場功能安全評估技術	評估近場環境核種外釋之處置場功能與安全性	運用解析解及國際案例發展單一用過核子燃料放射性廢棄物罐垂直置放多途徑核種外釋評估程式及水平置放方式核種外釋評估程式之比較驗證。處置場工程障壁功能安全評估則以垂直置放方式之多途徑核種外釋評估程式及水平置放方式核種外釋評估程式進行基本情節核種外釋分析，並進行地下水流速、緩衝材料孔隙率與擴散係數等之近場變異分析，以及近場評估參數之敏感度分析與影響程度探討。	
功能安全評估技術	遠場功能安全評估技術	評估遠場環境核種外釋之處置場功能與安全性	建立結晶岩質母岩裂隙岩體與地下水流場之評估，處置場地質圈功能安全評估技術則運用單一均勻裂隙傳輸模式，以基本情節和變異分析評估核種外釋特性，以及遠場評估參數之敏感度分析與影響程度探討。	
功能安全評估技術	廢棄物罐及其材料初步評估技術	運用於系統功能安全評估	廢棄物罐及其材料初步評估。	
功能安全評估技術	全系統功能安全評估技術	整合近場環、遠場、生物圈環劑量評估與機率性功能安全評估	應用於 2009 初步技術可行性評估報告之案例分析。	
功能安全評估技術	緩衝材料/回填材料塊體製作與功能評估技術	運用於處置場設計與安全評估之參考依據	建立不同密度與規格之緩衝材料/回填材料塊體壓製技術，並進行不同規格之材料特性檢測和功能評估。	
功能安全評估技術	源項之核種存量與衰變熱評估技術	推估最終處置之核種存量與衰變熱	運用 CDBS 資料庫，根據不同燃料之豐度與燃耗度推估國內最終處置之初始核種存量和衰變熱特	

			性，提供後續安全評估之分析基礎。	
--	--	--	------------------	--

6、用過核子燃料最終處置計畫全程規劃

我國用過核子燃料將來採境外或境內最終處置之議題，迄今雖仍未有定論，但基本上，最終處置議題深受各國輿情與地質環境之制約，並非單純的技術移轉或委託國外便可竟其功，因此最終處置本土化能力之建立有其必要性。除此之外，縱使未來國際區域性最終處置場的推動有可能成功，為了增加未來區域合作洽商談判之籌碼，避免受制於人，亦有必要建立最終處置本土化能力。本計畫書後續各章節之工作規劃，即依據本土化能力建立之需求而加以規劃。

6.1. 整體計畫階段性發展

經過國際間多年的研究後，一般咸認「深層地質處置」是用過核子燃料較為可行的最終處置方式(圖 6-1)。所謂「深層地質處置」是利用深部岩層的隔離阻絕特性，採用「多重障壁」的概念，將放射性廢棄物埋在深約 300 至 1000 公尺的地下岩層中，再配合包封容器、緩衝回填材料等工程設施，藉由人工與天然障壁所形成的多重屏障系統，有效阻絕或遲滯核種的外釋與遷移，以換取足夠的時間使放射性廢棄物的輻射強度在影響人類目前生活環境之前已衰減至可忽略的程度。

深層地質處置是師法大自然經驗的處置概念；位於加拿大雪茄湖的地底鈾礦床是典型的範例。雪茄湖的地底鈾礦床已存在約 12 億年，礦床位於地下水位之下，距地表 450 公尺，由一厚約 5~30 公尺的黏土層包圍，其上的圍岩為石英帽和厚重的砂岩。長期以來，在地面進行的許多調查工作都無法偵測到放射性的異常，顯示放射性物質是可以藉著黏土、圍岩等天然阻隔物的障壁功能，在安全處置期限內受到妥善的隔絕保護。

處置母岩是場址調查首要的考量，以台灣地區的潛在處置母岩來看，離島地區及本島東部的花崗岩質岩體可歸屬為結晶岩類，而台灣西南部泥岩及 P 區海域下的中生代基盤岩可列為沉積岩類。依照過去

對台灣結晶岩區及泥岩區的地質驗證調查報告研判，花崗岩與泥岩的岩體規模，應足夠因應處置場設置的空間需求，而 P 區海域下的所謂中生代基盤岩，基本資料相當有限，水域下的狀況及岩體的規模大小，尚有待進一步的調查。

場址的調查與評估工作主要由大區域潛在處置母岩的範圍大小界定開始著手，然後逐步篩選並縮小調查範圍，並加深對深地層特性的了解，直至最後確認場址為止。調查的順序則是從空中、海上、地表至深入地下，先進行大區域的遙測、空中及海上探測，得到大尺度、大範圍的區域地質、水文地質等判釋資料；接著實施地表調查、鑽探及孔內量測作業，經過綜合研判後，建構出描述地層特性的初步概念模式，以評選出一處優先詳細調查的場址。此優先調查場址須透過更密集的試驗直井及地下試驗的實施，使調查工作能掌握未來深地層處置場的特性，並獲得包括地下水流、地球化學、岩石力學等現地調查資料以建構初步概念模式，進行場址設計模式的修正與可行性的驗證。上述之工作最後整合出可供場址確認所需之核種遷移概念模式，至此，調查工作可告一段落。嗣後，配合功能/安全評估及審查作業，完成場址評估及確認工作。

國際原子能總署分析各核能先進國家用過核子燃料處置場選址過程，提出選址程序的建議中指出，可行的處置場選址通常經歷(1)規畫階段、(2)調查區域評選階段、(3)處置場址特性調查階段、及(4)處置場址確定(confirm)階段等過程(IAEA, 1994)。分階段施行有助於合理地執行大規模且長時間的場址調查工作，並兼顧發展技術與建立安全評估的能力(SKB, 2000)。各國推行用過核子燃料長程處置計畫時，對每個階段接續並無明顯分界，為了達到評選出適合地區的目標，各階段選址相關的活動常具重疊性(IAEA, 1994)。

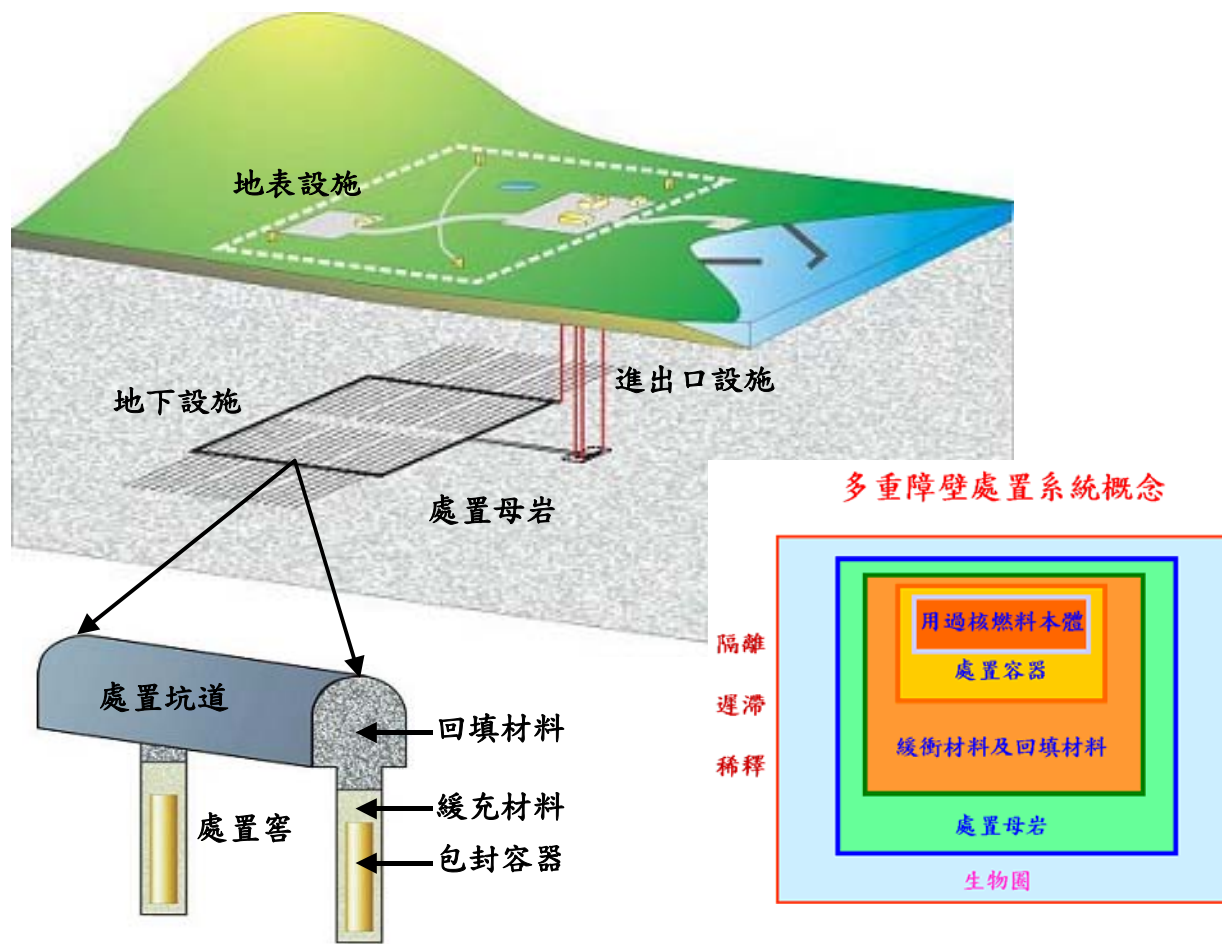


圖 6-1：深層地質處置概念圖

6.2. 各階段的工作目標時程推估

台電公司於 2004 年擬定「用過核子燃料最終處置計畫書」，並經主管機關於 2006 年 7 月核定；自 2005 年起，迄 2055 年完成處置場之建造為止，全程工作共分為「潛在處置母岩特性調查與評估階段」(2005~2017 年)、「候選場址評選與核定階段」(2018~2028 年)、「場址詳細調查與試驗階段」(2029~2038 年)、「處置場設計與安全分析評估階段」(2039~2044 年)及「處置場建造階段」(2045~2055 年)等五個階段(圖 6-2)來進行。由於上述時程規劃可能因民意接受度、土地取得等因素影響而導致時程推延，因此當規劃工作與時程無法如預期時，將循放射性物料管理法施行細則所提供每四年修正的機會(第三十七條)，另行檢討修正。各階段之時程、工作目標及內容如表 6-1 所示，並在以下各節中依序說明。

用過核子燃料最終處置計畫全程規劃

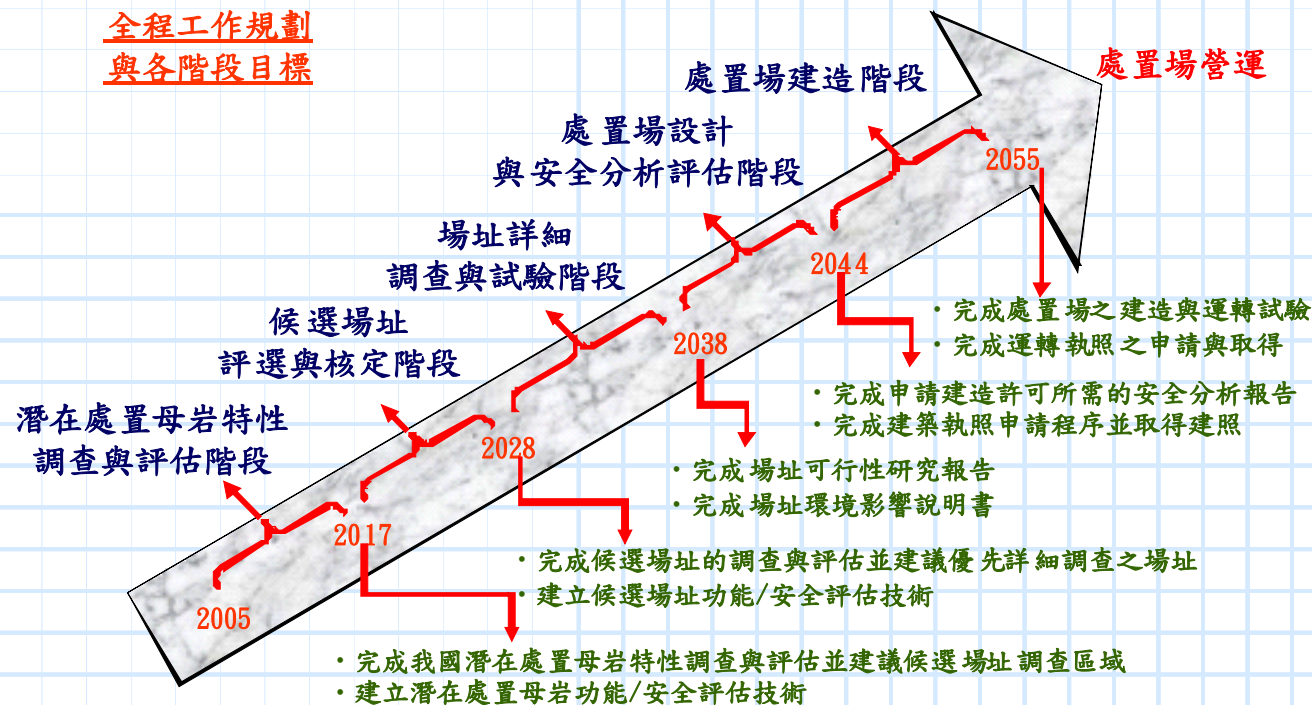


圖 6-2：用過核子燃料最終處置計畫全程規劃

表 6-1：「用過核子燃料最終處置計畫書」各階段名稱、時程及目標一覽表

2010 年修正版

階段名稱 →	潛在處置母岩特性調查與評估	候選場址評選與核定	場址詳細調查與試驗	處置場設計與安全分析評估	處置場建造
預定時程	2005~2017 年	2018~2028 年	2029~2038 年	2039~2044 年	2045~2055 年
主要目標	(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	(1) 完成候選場址調查區域的調查與評估並建議優先詳細調查之場址 (2) 建立候選場址功能/安全評估技術	(1) 完成場址可行性研究報告(FR) (2) 完成場址環境影響說明書(EIS)	(1) 完成申請建造許可所需的安全分析報告(SAR) (2) 完成建築執照申請程序並取得建照	(1) 完成處置場之建造與運轉試驗 (2) 完成運轉執照之申請與取得
重要里程碑*	(1) 2009 年提出我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告 (2) 2016 年建立潛在處置母岩功能/安全評估技術 (3) 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 (4) 2017 年提出候選場址的建議調查區域	(1) 2025 年完成處置場概念設計 (2) 2026 年完成候選場址之特性調查與評估 (3) 2027 年完成候選場址功能/安全評估技術之建立 (4) 2028 年底提出優先詳細調查的場址	(1) 2033 年完成場址地表地質調查 (2) 2033 年開始進行試驗直井與地下試驗設施規劃與建造 (3) 2036 年完成處置場初步設計 (4) 2037 年完成場址可行性研究報告(FR) (5) 2038 年完成場址環境影響說明書(EIS)	(1) 2043 年完成安全分析報告(SAR) (2) 2043 年完成地下技術驗證工作 (3) 2043 年完成處置場及接收暫存設施細部設計與交通運輸規劃設計 (4) 2044 年完成建築執照申請程序並取得建照	(1) 2052 年完成接收暫存設施之建造及取得運轉執照 (2) 2054 年完成處置場建造與交通運輸設施 (3) 2055 年完成處置場運轉執照之申請與取得

*由於時程規劃可能因民意接受度、土地取得等因素影響而導致時程推延，因此當規劃工作與時程無法如預期時，將循放射性物料管理法施行細則所提供每四年修正的機會，另行檢討修正。

表 6-1：「用過核子燃料最終處置計畫書」各階段名稱、時程及目標一覽表(續)

2006 年 7 月核備版

階段名稱 →	潛在處置母岩特性調查與評估	候選場址評選與核定	場址詳細調查與試驗	處置場設計與安全分析評估	處置場建造
預定時程	2005~2017 年	2018~2028 年	2029~2038 年	2039~2044 年	2045~2055 年
主要目標	(1) 2009 年提出我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告 (2) 完成我國潛在處置母岩特性調查與評估並建議候選場址調查區域 (3) 建立潛在處置母岩功能/安全評估技術	(1) 完成候選場址調查區域的調查與評估並建議優先詳細調查之場址 (2) 建立候選場址功能/安全評估技術	(1) 完成場址可行性研究報告(FR) (2) 完成場址環境影響說明書(EIS)	(1) 完成申請建造許可所需的安全分析報告(SAR) (2) 完成建築執照申請程序並取得建照	(1) 完成處置場之建造與運轉試驗 (2) 完成運轉執照之申請與取得
重要里程碑*	(1) 2016 年建立潛在處置母岩功能/安全評估技術 (2) 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 (3) 2017 年提出候選場址的建議調查區域	(1) 2025 年完成處置場概念設計 (2) 2026 年完成候選場址之特性調查與評估 (3) 2027 年完成候選場址功能/安全評估技術之建立 (4) 2028 年底提出優先詳細調查的場址	(1) 2033 年完成場址地表地質調查 (2) 2033 年開始進行試驗直井與地下試驗設施規劃與建造 (3) 2036 年完成處置場初步設計 (4) 2037 年完成場址可行性研究報告(FR) (5) 2038 年完成場址環境影響說明書(EIS)	(1) 2043 年完成安全分析報告(SAR) (2) 2043 年完成地下技術驗證工作 (3) 2043 年完成處置場細部設計與交通運輸規劃設計 (4) 2044 年完成建築執照申請程序並取得建照	(1) 2054 年完成處置場建造與交通運輸設施 (2) 2055 年完成運轉執照之申請與取得

*由於時程規劃可能因民意接受度、土地取得等因素影響而導致時程推延，因此當規劃工作與時程無法如預期時，將循放射性物料管理法施行細則所提供每四年修正的機會，另行檢討修正。

6.3. 各階段之研究與發展內容概述

6.3.1. 潛在處置母岩特性調查與評估

處置母岩是場址調查首要的考量，場址的調查與評估工作主要由大區域潛在處置母岩的範圍大小界定開始著手，然後逐步篩選與縮小調查範圍，並加強對深地層特性的了解，直至最後確認場址為止。調查的順序則是從空中、海上、地表至深入地下，先進行遙測判釋、空中及海上探測，得到大尺度、大範圍的區域地質、水文地質等資料；接著實施地表調查、鑽探及孔內量測作業，經過特性調查資料之綜合研判後，建構初步之概念模式及處置可行性評估要件，以評選出一處優先詳細調查的場址。此優先調查場址須透過更密集的試驗直井及地下試驗的實施，使調查工作能掌握未來深層地質處置場的特性，以獲得包括地下水流、地球化學、岩石力學等現地調查資料，以建構優先調查場址的地質、地下水、地球化學、岩石力學等各項概念模式，進行場址設計模式的修正與可行性的驗證。上述之工作最後整合出可供場址確認所需之核種遷移概念模式。至此，調查工作可告一段落，配合功能/安全評估及審查作業，完成場址評估及確認工作。

回顧世界各國考量的處置母岩(詳附錄 B)，可廣義地歸納出兩大岩類：一為結晶岩類(如花崗岩)，一為沉積岩類(如泥岩、鹽岩)。若以台灣地區可能存在的潛在處置母岩岩類來看，離島地區及本島東部的花崗岩質岩體可歸屬為結晶岩類，而台灣西南部泥岩及 P 區海域下的中生代基盤岩可列為沉積岩類。依照第二階段(劉尚志等人，1991)對台灣結晶岩區與泥岩區的地質驗證調查報告研判，結晶岩岩體與泥岩岩體的岩體規模，似應足夠因應處置場設置的空間需求，因此可被認定為具有潛力的處置母岩，後續的工作可集中於母岩岩體的特性調查研究。至於 P 區海域下的所謂中生代基盤岩，基本資料相當有限，水域下的狀況及岩體的規模大小，尚有待進一步的調查。

基於國際上已有多個國家將結晶岩岩體納為調查研究的對象，因此不論在經驗的累積、調查技術的建立或成果資料的報導流通上，均有相當程度的進展，也一定會有許多值得我們借鏡與參考的地方，對

國內展開結晶岩岩體做為處置母岩的可行性調查，是極為有利的。相對地，在泥岩中實施深部鑽井取樣或孔內量測工作，通常需使用空氣或其他氣體作為冷卻出渣或實驗的流體介質，調查技術與設備均有別於一般岩類，而須自成一套系統，因此針對區域評選之研究工作，曾建議先以結晶岩類的花崗岩質岩體做為優先調查對象，沉積岩類的泥岩、離島的安山岩體及海床下的中生代基盤岩則列為後續的調查對象(歐陽湘、蔡世欽，1998)。

表 6-2：台灣地區潛在處置母岩之岩類與分布地區一覽表

岩類名稱	沉積岩		火成岩
	泥岩	中生代基盤岩	結晶岩岩體 (花崗岩、花崗片麻岩)
分布地區	台灣西南部	P 區海底下	離島測試區、M 區、Y 區、H 區

本階段自 2005 年開始至 2017 年，預計為期 13 年(表 6-1)，主要階段工作目標為：

- (1) 2009 年提出我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告。
- (2) 完成我國潛在處置母岩特性調查與評估。
- (3) 建立潛在處置母岩功能/安全評估技術。
- (4) 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。

為達成上述目標，本階段主要的工作著重於整合潛在處置母岩特性的界定、處置母岩特性調查技術(應包括地質、地下水、岩石與水化學、母岩工程特性等)，以架構出調查區域的地質構造，並以現地調查資料，進一步建立潛在處置母岩設置處置場之評估能力，據以提出潛在處置母岩特性調查與評估階段國內適合地質處置環境條件的證明。

地質處置技術發展與處置場設計會因不同的處置母岩而有很大的差異(IAEA, 2003)。我國潛在處置母岩中，以結晶岩岩體與泥岩岩體規模，應足夠處置場設置之空間需求。考量國際上已有近十個國家將結晶岩納為調查研究的對象，在經驗的累積、調查技術的建立、或成果資料的交流上，均有相當程度的進展(IAEA, 2003)；相對地，針對泥岩可作為處置場的深度較淺，調查技術與設備須自成一套系統，地下調查與工程技術甚為複雜(IAEA, 2003)。而 HY 島之安山岩質結晶岩及 P 區海域下之中生代基盤岩的規模與分布資料尚缺。因此，本階段先彙整各類潛在處置母岩現有資料及初步現地踏勘結果，於 2009 年提出「我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告」。而後，在完成潛在處置母岩特性調查工作之時，須針對潛在處置母岩的概括性質進行調查與評估工作，以期於本階段結束時，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(參見第 7、章)。

針對潛在處置母岩特性調查實施的調查工作大致分為二部份。第一部份為潛在處置母岩特性初步勘查，包括資料之蒐集與分析、空中及海上勘查，以及地表初勘；第二部分為現地調查，包括地表調查、深井鑽探及孔內量測作業，以便能進一步獲得地下地質相關資料。工作內容涵蓋地形測量、岩性、岩體規模、構造分布、破碎帶性質、鑽孔岩心判釋、單孔地物井測、跨孔地物井測、孔內攝影、水力破裂法試驗、水文地質水力試驗、水文地質追蹤稀釋試驗，及地球化學水質量測等。以獲得完整的地層岩性、結構及各項相關水文、化學及物理的特性。以上各項工作內容說明如下：

6.3.1.1. 潛在處置母岩特性初步勘查

(1) 基本資料調查蒐集與分析：

本階段主要在蒐集與分析國內現有的資料，作為規劃後續調查工作的基礎。本階段所需蒐集之基本資料種類大致有下列幾項：

- (a) 地質：界定母岩的形界、岩層組成、構造之不連續(斷層、節理與岩脈等)、裂隙區位置、風化層厚度、地表受侵蝕的

程度、地形起伏狀況、母岩類別、母岩厚度、深度、長期穩定性之與大地構造演化等。

- (b) 水文及氣候：氣候變化與洪水發生之可能性、地表水文狀況、含水層分布、含水層及母岩之滲透性與孔隙率、地下水流向、流速、歷時、水力梯度等資料。
- (c) 海象及海域水文：潮位、潮流、波浪、海域水質、海域底質、海域漂砂、海域環境影響等。
- (d) 地球化學：母岩之礦物成份與變化、地下水之化學性質、地下水對母岩置換作用、pH 及 Eh 值等資料。
- (e) 岩石力學與熱力學資料：母岩與覆蓋層之工程性質、不連續面之位置、大小、岩石種類、母岩之基本物理性質、強度參數、熱力學參數、膨脹與變化、現地應力等。
- (f) 地震與構造：地震強度、頻率、板塊運動所造成的地表上昇、下降、火山分布與活動性、基盤岩的長期穩定性、海嘯發生的可能性、以及斷層分布與活動狀況。
- (g) 天然資源：礦產或地熱資源礦床分布等資料。

上述之基本資料，將以國內既有之產、官、學界資源及大陸東南地區之調查資料中蒐集，擷取必要之資訊。

(2) 空中探測

空中探測主要針對可能的潛在母岩範圍，進行衛星或航空影像照相及空中物探(如磁力、重力等)的調查與分析。從影像及地球物理資訊解析地層或岩體的形界、構造可能分布概況，作為初步但快速判斷處置區可能範圍的參考依據。

(3) 海上地球物理探勘

海上物探主要針對可能潛在母岩之週遭海域範圍，進行海上地球物理探勘，以瞭解海床下之地下地質構造。海上物探常用的海上地球物理調查項目，包括海上震波測勘、海上重力測勘以及海上磁力測勘等項目。藉以驗證陸域至海域之岩層與構造的分布與延伸性。

(4) 地表初勘

地表初勘以了解地質環境，建立初步全區地下地質構造概略形貌，作為研擬現地調查計畫評估之用。

6.3.1.2. 潛在處置母岩特性現地調查

經由母岩特性初步勘查結果，將可描繪出潛在處置母岩之概念性輪廓，此時可接續進行現地調查，包括地表調查、地質鑽探及孔內量測作業，以便能進一步獲得地下地質相關資料。

(1) 地表調查

在前述「基本資料調查蒐集與分析」工作進行之同時或完成以後，便可展開地表調查工作。此項工作包括地形測量、地表地質調查以及地表地物探勘等三個部分。地形測量的主要目的在製作地形圖，並作為繪製地質圖之底圖，同時也提供地物測線布置的參考座標。這個階段地形圖的比例尺原則上界定在兩萬五千分之一，但可視調查範圍的大小做彈性的調整。地表地質的調查工作上，為了評估潛在處置母岩深度及大小，探查地質不連續的構造較少而岩層完整性較佳的岩體，需展開針對區域性及局部性的構造、岩層、沉積物及土壤特性及分布所進行的調查工作，並取得氣候變遷、構造演化、地震災害、火山活動性、岩穹隆升(diapirism)等相關證據。為了解岩體穩定性，對需時較長的調查工作如新構造、地震歷史記錄及活火山活動等特性，亦需獲致初步調查成果。地表地物探勘通常包括重力、磁力、電磁波、震測及地電阻等五種探勘法，主要目的在架構地下地質與構造的形貌，並作為地質鑽探井井位遴選的重要參考資料。其他特殊的探勘法如人控波源大地電流法、極低頻電磁法、時域電磁法以及透地雷達法則可視實際的需求再行衡量。

(2) 地質鑽探

地質鑽探是獲得地下地層資訊的一項重要方式。由地質探查孔取得岩心後，岩心須在現場處理並作成紀錄，還須採集樣本送至實驗室分析，進一步提供一些無法在現場量測或試驗的岩石特性。

重要的岩石特性分析包括：物理性質(密度、孔隙率等)、礦物成分、斷裂填充物之礦物組成及特性、力學(變形模數、強度等)、熱力學性質(熱傳導係數等)，這些資料是顯示地下地質環境及特性之第一手資訊。為配合深井地下地質、地物、地化及水文調查，鑽探技術及設備應建立數百公尺至近一千公尺深鑽的能力。

(3) 孔內量測

提供地質試驗井孔，以進行孔內各項調查作業，將偵測地層的觸角自鑽孔向外沿伸，以獲得完整的地層岩性、結構及各項相關水文、化學及物理的特性。一般孔內量測工作項目包含鑽孔岩心判釋、單孔地物井測、跨孔地物井測、孔內攝影、水力破裂法試驗、水文地質水力試驗、孔內裂隙水壓監測、水文地質追蹤稀釋試驗，及地球化學水質量測。量測項目欲獲取的資訊請參考表 6-3。

6.3.1.3. 潛在處置母岩特性評估

潛在處置母岩特性評估乃根據上述調查數據分析而得，並據以推算得各項關於地質、水文地質、地球化學、岩石力學與核種傳輸特性相關的參數值，進行數值的模擬與安全性的評估。

6.3.1.3.1. 地質特性評估

就地質特性評估方面，乃綜合地表、地下地質調查的結果，依潛在母岩地質環境所具有的特性，排除地震、斷層活動、火山活動、侵蝕、沉陷、位移或隆升等直接影響地下水流動及地質環境長期穩定性之因素，以評估岩體長期穩定性，並依調查所得之岩性、構造及區域地質環境條件，了解岩體規模、深度、範圍，以決定是否有繼續調查之需要。

6.3.1.3.2. 水文地質特性評估

地下水流動特性是評估處置場安全性的重要條件之一。評估重點為流場分析、傳輸路徑模擬，也就是要針對潛在處置母岩中地下水流動特性、區域水文地質的背景進行調查與各項試驗工作，俾建構出潛

在處置母岩之水文地質模式，作為評估深層地質地下水流動特性及處置場周邊環境長期安全性的重要依據。

6.3.1.3.3. 地球化學特性評估

地下水的化學特性(如酸鹼度及氧化還原狀態)、岩石的礦物及化學組成、以及潛在處置母岩中地下水岩水反應關係及地下水中關鍵核種之擴散、延散、遷移、吸附與脫附行為，都是評估處置場功能的重要資訊。根據現地量測的地球化學資料，建構潛在處置母岩的地球化學特性模式，可提供評估潛在處置母岩周邊環境長期安全性的重要依據。

表 6-3：主要孔內調查工作內容及獲得資訊之應用與評估對象

工作內容	獲得資訊之應用與評估對象
鑽孔岩心判釋	岩性變化及地質調查 破碎帶、岩脈及斷層之位置、位態及特性 破碎帶之開口、充填物及置換作用
單孔地物井測	破碎帶深度、岩性差異、孔內流體鹽度 地溫梯度、地下水流入及流出深度 地下水滲流區間及滲流量 孔內明顯裂隙之位態及向外延伸狀況
跨孔地物井測	孔間破碎帶連續性及幾何形貌
孔內攝影	破碎帶位置及位態 破碎帶充填物特性 岩性差異 破碎帶裂隙開口
套鑽法試驗	現地應力
現地應力水力法	現地應力
水文地質水力試驗	孔內岩層水力傳導係數、傳輸係數、貯水係數
水文地質追蹤擴散試驗	孔內岩層地下水傳輸模式及區域性地下水流動模式
地球化學水質量測	地下水之酸鹼值、氧化還原電位、水中溶氧量、 導電度、濁度、總溶解氣體、指標性陰陽離子 模擬地下水與岩石之反應模式

6.3.1.3.4. 岩石力學特性評估

就岩石力學特性評估方面，乃針對未來處置坑道施工及處置坑與處置廢棄物罐長期安全須考量的地質環境條件，量測現地應力狀況、岩石強度與變形特性、長期位移量與岩體熱特性等參數，作為評估長期穩定性與安全性的重要依據。

6.3.1.3.5. 核種傳輸特性評估

就核種傳輸特性評估方面，考量放射性物質在潛在母岩之地下水中的溶出、遷移等特性，及其在潛在母岩及緩衝回填材料中的吸附作用，同時瞭解潛在母岩及緩衝回填材料的化學穩定性，取得實驗分析數據，並透過地球化學熱力學平衡模式來模擬分析，作為處置場功能/安全評估的重要參考。

6.3.1.4. 功能/安全評估

本階段功能/安全評估研究在發展系統整體功能之評估模式，俾能應用於候選場址與優先調查場址之評選工作。本階段預計以前後二期，建立結晶岩質母岩功能/安全評估技術，與其他潛在處置母岩功能/安全評估技術。第一期著重於結晶岩質母岩功能/安全評估技術，主要工作在界定結晶岩質母岩為離散裂隙模型或其他等同合適模型，並建立對應之概念模型與評估技術。第二期則著重在建立變異情節下的功能/安全評估技術，主要工作在界定地體地震、洪水、氣候/地形/地面水體水位、生物圈等環境變化等外部因素對處置場與核種傳輸路徑所導致之影響。

功能/安全評估模式應能將包括用過核子燃料特性、處置場設施概念、近場環境、遠場環境及生物圈傳輸等分項系統模組化後之全系統評估程式，所以強調的是全系統之評估能力，各分系統之功能評估可配合後續詳細場址調查工作之成果再精進而提昇。其主要工作包括情節之精進，核種傳輸相關模式之發展，以及敏感度與不確定性之驗證分析。

依照國際原子能總署(IAEA)的定義，「功能評估」為：對廢棄物處置系統或分系統功能進行預估，並將分析所得結果與適當之標準或準則進行比較。而「安全評估」則是以輻射劑量(radiation dose)或是輻射危險度(radiation risk)作為主要指標，評估整體處置系統之安全性。對用過核子燃料最終處置場而言，功能/安全評估有三項主要目標：

- (1) 建立處置場功能/安全評估之方法(methodology)與工具，並分析評估基本與變動情節下核種外釋所造成的影響及風險。
- (2) 與法規安全限值相比較，以確認是否合乎其要求。
- (3) 作為執行單位申請與管制單位核發處置場建造及運轉執照的依據。

功能/安全評估的最終目的，在於整合廢棄物特性、處置概念、工程障壁功能、以及場址特性，就整個處置系統的功能進行整體性的量化分析與模擬，以評估處置系統的適當性與安全性。本計畫之潛在處置母岩特性調查與評估階段應建立功能/安全分析之關鍵能力，對後續階段特性與目標進行功能/安全評估分析，功能評估成果提供未來場址或處置場效能判別之運用分析，安全分析則歸納功能評估成效與法規，就整體考量而進行安全分析。其中，功能評估應由效能觀點，廣而深評估場址或處置場之功能，安全分析則以法規標準為主，由功能評估結果，併同經濟考量，明確釐清場址或處置場之安全性。

依深層地質處置的概念設計來看，功能/安全評估系統的建構可分為三大部分：(1)近場，(2)遠場，(3)生物圈。在近場部分，其主要安全功能為阻絕(isolation)，藉由包封容器及緩衝回填材料所構成的近場環境，提供放射性核種與地質圈環境隔離的第一道屏障。近場安全評估及功能評估所需參數，根據國外功能安全評估技術發展經驗，列舉如表 6-4。

而遠場環境其主要安全功能為遲滯(retardation)，藉由地質岩層極低的地下水流速，以及核種與地質圈的各種地化作用(geochemical

processes)，如錯合、吸附/脫附、溶解/沉澱、氧化/還原、酸鹼中和等，達到延遲核種遷移的效果。遠場安全評估所需參數列舉如下：

- (1) 遠場水文地質概念模型
- (2) 傳輸距離
- (3) 處置孔間距
- (4) 廢棄物罐長度
- (5) 密度
- (6) 孔隙率
- (7) 裂隙間距
- (8) 裂隙開孔度
- (9) 母岩地下水流速
- (10) 延散度
- (11) 裂隙擴散係數
- (12) 岩體有效擴散係數
- (13) 吸附深度
- (14) 水力傳導係數

生物圈係指放射性核種外釋/遷移後，最終進入與人類活動接觸之生活環境，其範圍包括地表水，土壤及大氣等。生物圈評估的主要工作是分析計算各種媒介途徑(pathway)，最後可能衍生的核種濃度與劑量，做為與設計或安全標準比較之基本資料。本計畫過去所建置之生物圈水井情節(BIOMASS ERB1A/ERB1B)評估所引用參數如下：

表 6-4：近場安全評估及功能評估之主要參數

近場之安全評估參數	
A. 廢棄物罐之壽命	
B. 廢棄物之率濾或溶解率	
C. 核種元素之溶解限度	
D. 核種元素在緩衝/回填材料及圍岩之吸附係數或分配率	
E. 核種元素在緩衝/回填材料及圍岩之有效擴散係數或擴散係數	
F. 緩衝/回填材料及圍岩之孔隙率	
G. 緩衝/回填材料及圍岩之密度	
H. 圍岩之裂隙特性(如開孔度、間距、頻率等)	
I. 圍岩之地下水流量或流速。(圍岩所指為緊臨處置孔或處置隧道之母岩)	
近場之功能評估參數(列出各國採用參數)	
比利時	外包裝滲透性(permeability)、回填材料之回脹壓力(swelling pressure)與熱傳導度、liner 強度、disposal tube 之滲透性與強度。
加拿大	EBS 之幾何性質與材料成分及熱/飽和度/腐蝕等性質、緩衝與回填材料之強度、熱傳導度、滲透性、核種在緩衝與回填材料之遲滯係數。
芬蘭	銅、鑄鐵與燃料束之腐蝕性、廢棄物罐強度、緩衝與回填材料之強度、熱導度、滲透性、核種在緩衝與回填材料之遲滯係數。
法國	金屬腐蝕與玻璃體之濾率、廢棄物罐之力學性質、緩衝與回填材料之 THMCB 及氣體參數。
德國	坑道之幾何性質、阻封材料之力學參數(如楊氏模數-Young's modulus)、阻封材料之水力性質(如孔隙率與滲透性)、阻封材料之流動的(rheological)性質(如混凝土的堅硬度、水合作用熱與置放性質)。
日本	玻璃體之溶解率、外包裝之厚度與材質、核種之溶解度、遲滯係數與擴散係數、緩衝材之長期性質、填充物與塗裝物。
西班牙	濾率、廢棄物罐的厚度與腐蝕率、緩衝材的厚度與乾密度、膨潤土的吸收性(suction)、焊接寬度、核種溶解度與擴散係數。
瑞典	放射性強度、溫度壓力與水流、EBS 之幾何形狀、力學應力、核種存量、ENS 材質與特性(如回脹)、水與氣態成分。
瑞士	HLW 玻璃體之溶解率、鋼之腐蝕率、緩衝材之傳導性質與熱力學參數、核種在緩衝材之擴散係數。
英國	廢棄物罐的腐蝕率、水泥孔隙水的 pH 值、核種溶解度與吸附係數、回填材之溶解度。

- (1) 地下水垂直水流面積
- (2) 飽和水力傳導係數
- (3) 地下水層厚度
- (4) 源項至水井距離
- (5) 水力梯度
- (6) 居民飲用水攝取量
- (7) 水井初始體積
- (8) 水井體積最小值
- (9) 水井體積減少率
- (10) 每年從水井抽水量

生物圈各式情節評估所需各項參數，皆需視國內實際之情況而定，在技術發展過程若國內尚無該參數值，則暫時引用國外參考值。

根據國際原子能總署(IAEA)的經驗，功能/安全評估的基本步驟如下：

- (1) 判別可能造成核種外釋的特徵(feature)、事件(event)、及作用(process)，即一般所稱之 FEPs 分析。
- (2) 連結與建立對處置場功能及安全有重大影響的情節(即 scenario analysis)。
- (3) 估計上述關鍵情節的發生機率。
- (4) 發展模式、建立資料庫、並進行模式確認與驗證工作。
- (5) 分析計算每一情節可能產生的影響或核種濃度與輻射劑量。
- (6) 進行敏感度分析來判別重要之參數，並就評估結果進行不確定分析。
- (7) 將結果與設計標準或法規安全指標，進行比較分析。

處置場功能/安全評估的工作架構可分成三項主要工作：(1) 情節分析，(2) 模式發展與驗證，(3) 敏感度與不準度分析。以下分別就此三項工作，做一概要說明。

6.3.1.4.1. 情節分析

情節分析係指針對可能影響處置場功能與安全的各種特徵、事件、作用或其組合狀況(即一般所稱之情節，scenario)進行機率估算及影響範圍與危害程度的分析。一般情節依現象之屬性分為天然作用與事件、人類活動、廢棄物及處置場效應三類。天然作用與事件如地下水流動、侵蝕、斷層等；人類活動如改變水文、開礦、鑽鑿等；而廢棄物及處置場效應則指熱力、化學、力學、輻射等效應。

情節亦可依核種傳輸特性分類為釋放情節(release scenarios)與傳輸情節(transport scenarios)二類。釋放情節指直接造成核種釋出到地下水或地表之特徵、事件與作用，常使用與核種釋出機制有關之模式進行評估。傳輸情節則指影響或改變核種溶於地下水或傳輸到地表排放區過程之特徵、事件與作用，常使用地下水流及傳輸模式進行評估。在進行處置場功能/安全評估時，又可依據場址特性擬定正常與變異情節，將其導入處置場概念模式後進行分析。

6.3.1.4.2. 模式發展與驗證

功能/安全評估模式發展，若依深層地質處置概念之組成來區別，可分為近場(含廢棄物體、廢棄物罐、緩衝回填材料)、遠場(處置母岩及圍岩)、及生物圈三大範疇。若從多重障壁及核種傳輸的角度來看，則在評估工程障壁阻絕核種外釋的功能、處置母岩遲滯功能核種傳輸的功能、以及核種進入生物圈的濃度分布與輻射劑量。就處置場系統的機制與反應而言，功能/安全評估模式的發展可包括下列幾種模擬程式的建構與驗證工作：

- (1) 地質構造模式
- (2) 岩石力學模式
- (3) 熱效應模式
- (4) 水文地質模式
- (5) 地球化學模式
- (6) 核種傳輸模式

(7) 生物圈核種濃度及輻射劑量分析模式等

前述七種不同模式的前六項模式，不論在近場或在遠場的應用，基本上是相同的，僅在尺度上或組成物質上有所差別。

6.3.1.4.3. 敏感度與不準度分析

敏感度分析主要在辨識評估模式系統的重要參數，並瞭解參數值的變化對功能/安全評估結果的影響。不確定性分析則在探究源自概念模式的不確定性、系統評估的不確定性及參數的不確定性，對功能/安全評估結果的影響。參數敏感度的分析不僅能提升功能/安全評估的工作效率，也能協助資料供應端確立參數重要性之排序。不確定性分析可用來辨認評估系統中不確定性的主要來源，進一步利用概率分析或訂定不確定性之變化範圍，來降低其不確定性或分析評估結果的差異性。在「潛在處置母岩特性調查與評估」階段進行功能/安全評估，仍需針對參數敏感度的分析，以辨釋各子系統之重要影響參數，並擴大至全系統整合功能評估之分析，其中重要影響參數將影響由近場釋出至人類生物圈劑量率之評估的關鍵參數。對於全系統整合功能評估，不確定性分析則可依不同性質，針對概念模式、系統評估及參數等之不確定性，加以釐清，以瞭解不確定性對全系統功能評估之可能誤差，進而有效地闡述評估之結果。

6.3.2. 候選場址評選與核定階段

候選場址評選與核定階段的工作，在運用「潛在處置母岩特性調查與評估階段」所建立之技術及獲致的成果，包括初步取得的岩體可能範圍、大小尺寸、構造的可能位置及基本地質特性等資料，從國土範圍中具有合適的潛在處置母岩並可能列為未來處置場設置的數個地區，進行候選場址的特性與功能/安全評估等相關研究，提供區域性環境與候選場址地質條件的基礎資料，進而評選出處置場設置的建議地點，以進行詳細場址調查與確認，各項結果亦反覆回饋於本階段之功能安全評估技術建立，同時亦從候選場址處置場功能與安全觀

點，提供作為評選場址之參考。本階段預計自 2018 年開始至 2028 年止，預計為期 11 年(表 6-1)，主要階段工作目標為：

- (1) 完成候選場址的調查與評估並建議優先詳細調查之場址。
- (2) 建立候選場址功能/安全評估之技術。

台灣地區具有結晶岩質潛在處置母岩的地區，包括位於台灣東部變質雜岩區內的數個結晶岩體，及離島的結晶岩基盤；具有泥岩質潛在處置母岩的地區，位於台灣西南部，為造山帶之「前陸盆地」(foreland basins)；具有中生代基盤岩之潛在處置母岩的地區，為 P 區海域下的中生代受熱液變質或具輕度變質現象的沉積岩。目前 P 區海域下的中生代基盤岩基本資料有限，水域下的狀況及岩體的規模大小，可能需要進一步藉重空域或海域地球物理探勘等調查工作才能評估。

有鑑於「潛在處置母岩特性調查與評估階段」初步建立結晶岩之深地層特性調查成果，並透過整合性的資料解析，建構離島花崗岩與本島結晶岩體的初步地質概念模式、主要斷層及其裂隙帶位態，並彙整其地質特性參數，及其功能安全評估成果。此外，針對岩體抬升監測、微震監測、水力參數擴尺度效應、水壓/水質長期監測、高密度跨孔試驗與解析等調查成果，進行結晶岩體長期穩定性及功能安全評估之變異情節分析。以前階段完成之成果為基礎，本階段進行候選場址的評估，將同時考量離島花崗岩與本島結晶岩體，進而透過高精度的調查工作，取得較詳細的資料，供建構深地層地質概念模式，供功能安全評估分析，作為建議候選場址之依據。

針對候選場址的調查與評估，考量的環境要件包括：岩層或岩體的隆起、沉降與侵蝕條件，區域性地震與斷層活動，火山分布與岩漿活動，礦產資源之蘊藏，岩層或岩體的工程特性，以及其他足以影響處置場長期穩定性的環境因素(如：氣候變遷、海水面變動、地下水流動特性、地下水與岩石地化特性等)；其調查方式可分為初步勘查與現地調查兩階段進行。

6.3.2.1. 候選場址初步勘查

候選場址特性初步勘查乃根據潛在處置母岩特性調查階段蒐集與調查的成果，針對符合候選場址條件的潛在處置母岩之地質環境特性與穩定性等基本資料，進行合適性評估資料的蒐集與分析。對陸域候選場址所在區域周遭，進行大範圍之空中地球物理探勘，並對地下地質構造與岩體分布進行重點式初步勘查；針對離島候選場址周遭之海域範圍，則須進行海上地球物理探勘，以瞭解海床下之地下地質與構造，以期在潛在處置母岩中選定作為候選處置場址合適的範圍。

(1) 基本資料調查蒐集與分析：

本階段針對候選場址所需蒐集之基本資料大致有下列幾項：

- (a) 地質：包括候選場址之地質圖、地形圖、航照影像資料、長期監測之地震資料等。
- (b) 水文及氣候：涵蓋候選場址之氣候變化與洪泛紀錄、地表水文狀況、地下水文資料等歷年資料。
- (c) 海象及海域水文：候選場址鄰近海域之潮位、潮流、波浪、海域水質、海域地質、海域漂砂、海域環境影響等。
- (d) 地球化學：母岩之種類、礦物組成與化學成份、地下水之化學性質、地下水對母岩置換作用、pH 及 Eh 值等資料。
- (e) 岩石力學與熱力學資料：母岩與覆蓋層之工程性質、不連續面之位置、大小、岩石種類、母岩之強度參數、變形參數、熱力學參數、膨脹與變化、現地應力、塑性與脆性變形帶等。
- (f) 地震與構造：地震強度與頻率、岩盤隆升或沉降、火山分布與活動性、岩盤的侵蝕與長期穩定性、海嘯發生的可能性、以及斷層分布與活動狀況。
- (g) 天然資源：自然遺產、礦產或地熱資源等資料。

(2) 地表初勘：

地表初勘以了解候選場址的地表地質環境，建立初步地下地質與構造概略形貌，作為研擬地下地質現地調查計畫評估之用。

(3) 空中地球物理探勘：

空中地球物理探勘係將精密儀器安置在特殊的飛行載具上，在空中量測地層的物理特性，其機動性高且不受地表地形、地物影響，能在最短時間內探勘廣大的範圍，是進行大區域範圍調查時相當有用的勘測方法。常見的空中地球物理探勘包括：磁力、重力、電磁波、雷達波、放射性等，探測成果可由陸上一直延伸至海上。本項工作必要時針對潛在處置母岩中可能列為未來處置場設置的數個地區，進行地下岩層及地質構造較高精度的空中物探工作，以補強「潛在處置母岩特性調查與評估階段」空中磁測對細部構造與岩層特性調查資料的不足。主要工作包括：測勘規劃、空中地球物理探勘、資料判釋等。

(4) 海上地球物理探勘

海上物探主要針對候選場址鄰近海域，進行海上地球物理探勘，以瞭解海床下之地下地質與構造。常用的海上地球物理調查項目，包括海上震波測勘、海上重力測勘以及海上磁力測勘等項目。除海上震波測勘為主要獲取地下地質與構造資訊的重點工作項目外，其餘測勘項目可規劃與空中物探項目作部分重疊，其差別在於海上物探所涵蓋之範圍較小，但其精度及解析度卻比空中物探高，可相互驗證並彌補彼此不足之處。

6.3.2.2. 候選場址現地調查

候選場址的現地調查乃利用潛在處置母岩特性調查建立的技術，針對深地層的地質特性，取得現地量測的資料，進行更精細的分析，獲致地質特性模式評估所需的參數。本階段工作內容乃著重於選定潛在處置母岩岩體中合適的候選場址，進行地表及深地層之地質特性、岩石力學特性、水文地質特性、地球化學特性等調查資料的補強工作，此外，尚須展開長期監測工作，以取得隨調查結果時間演變之評估成果。各工作項目說明如下：

(1) 地質調查：

根據前述蒐集之候選場址的用地使用狀況、植生分布、地表水系、水體與地形等地理資訊系統資料，規劃處置區域之地質探勘

工作，主要內容為：

- (a) 地表地質：較大比例尺的地質圖測繪，涵蓋土壤層及岩層之岩性分類、分布、構造帶分布等資料。
- (b) 鑽探：經由鑽探(包括數口深井鑽探)，進行岩心與地物井錄的分析，了解候選場址深地層的岩石種類、組成、裂隙分布、裂隙密度、裂隙充填物組成、構造類型(如斷層、塑性變形帶)等資料。
- (c) 地球物理測勘：透過地球物理測勘方法(如震測、地電阻等)，界定深地層之岩體邊界、構造延伸情形、岩盤深度與覆蓋層厚度，以驗證深地層的地質與構造特性。

(2) 岩石力學調查：

量測母岩岩體的基本物理性質及力學性質、量測破碎帶的力學性質，並進行水力破裂試驗，取得現地應力分析資料。

(3) 水文地質調查：

- (a) 井下水力試驗：在每口地質探查井鑽探過程及完成後，進行系統的水力試驗、地下水流速量測、及封塞監測長期水壓變化等。
- (b) 水文地質圖：綜合候選場址地質圖、斷層及破裂帶分布及岩體主要應力狀態，編繪水文地質圖。
- (c) 岩體水文傳輸特性調查：針對處置區域代表地區，密集進行深層鑽探，進行水力試驗及地化分析，整合地質、地下水文及地球化學特性，決定地下水流向及岩體水力傳導係數分布，以為後續評估岩體中水文傳輸特性之用。

(4) 地球化學調查：

- (a) 井下水文地球化學特性調查：進行岩心採樣分析、井下地球化學井錄、裂隙填充物、地層及地下水中微生物調查分析等工作，以利深層地球化學模式建立與評估。
- (b) 地表水文化學調查：分析處置區域之地表水體、水源及近地表地下水的地球化學特性。

(5) 長期監測：

候選場址的地質、地下水文及地球化學等研究，均需要長期監測的分析結果，作為候選場址地質模式評估之用。在地質方面，進行長期監測的資料應包括地震、岩體位移、地形變化(如潛移)及地質災害等；於鑽得之地質探查井中，則須長期進行井下水力試驗、地下水文地球化學監測等工作，以利岩體傳輸特性資料的建立。

6.3.2.3. 候選場址特性評估

在候選場址特性評估上，上述各項調查結果經過整合判釋後將架構出各候選場址之概念模式，這些概念模式不僅是所有調查作業之具體成果，同時也是進行候選場址功能/安全評估工作所不可或缺之基礎。在此應建立的概念模式包括：候選場址的地質構造模式、區域水文地質概念模式、地球化學概念模式、岩石力學概念模式及核種傳輸概念模式。

6.3.2.3.1. 候選場址地質構造模式

本項工作應描述出調查區域處置母岩之範圍，以三度空間的模型呈現處置母岩的延伸範圍、厚度、深度；對構造之不連續(斷層、節理與岩脈等)、裂隙區位置等構造現象，應清楚地標示在此三維的模型上；並展現土壤層、岩層、地體構造與地質演化關係，以利推估影響候選場址的區域地質構造之地質作用。架構地質概念模式可說是研擬所有概念模式中最基本的步驟，下述各項概念模式都需要在候選場址之地質概念模式的基礎上來研擬。

6.3.2.3.2. 候選場址水文地質概念模式

傳統水文地質概念模式都是由均勻孔隙介質之連續體觀念所發展而來。然而若以結晶岩為處置母岩時，則應以介質的非均質性與變異性為基礎的裂隙介質(fracture medium)模式為較能描述非連續體地下水流行為。目前常用於裂隙介質的基本模式有以下幾種：

- (1) 等效均勻孔隙介質(equivalent homogeneous porous medium)模式
- (2) 非均質孔隙介質(heterogeneous porous medium)模式
- (3) 不連續裂隙網路(discrete fracture network)模式
- (4) 渠道網路(channel network)模式
- (5) 碎形幾何(fractal geometry)模式

水文地質概念模式基本上是架構於候選場址地質構造概念模式之上，初步建構出區域地下水模式，並經由跨孔井測、跨孔水力試驗

及追蹤擴散試驗等資料的綜合分析，研判主要裂隙或破碎帶之連通性與水頭(流場)之分布，以建立地下水流動傳輸的路徑，以及相關的邊界與起始條件，並選取前述之基本模式之一，作為建構水文地質概念模式的基礎。

6.3.2.3.3. 候選場址地球化學概念模式

本項工作的重點在建立母岩岩體之地球化學特性概念模式。主要是用來描述下列事項：

- (1) 地下水化學特性
- (2) 地下水化學特性與水文地質、岩石與微生物關係
- (3) 區域地球化學特性的未來可能演化趨勢

上述的地化資料可疊加在水文地質概念模式之上，並用來界定地下水流動與核種傳輸路徑的不同地化環境，以評估核種在不同傳輸路徑與環境下的化學穩定狀態。

6.3.2.3.4. 候選場址岩石力學概念模式

岩石力學模式是探討場址設計與安全性評估的基礎，對候選場址的應力條件、岩層受力與變形狀況、破碎帶與弱帶的分布影響，以及熱焓特性等條件，提供可行性評估的參考依據。

- (1) 探討在深層處置母岩中進行開挖時影響坑壁穩定性的因素，例如岩石應力狀況、岩體之強度與變形性質、以及斷層、弱帶和不連續面對處置場方位佈置之影響等。
- (2) 處置場封閉後所產生岩體溫度場之變化，衰變熱對岩體強度及變形行為的影響等。
- (3) 探討處置場建造與廢棄物置放過程中可能在發生地震出現的危險狀況。

6.3.2.3.5. 候選場址核種傳輸概念模式

本項工作主要在建立核種從處置場遷移到生物圈的行為與特性，基本的資料為從水文地質概念模式所得到的地下水流速及路徑，

另外需要的參數有分配係數(Kd values)，裂隙分布(可提供吸附的表面)，母岩擴散係數(matrix diffusivity)及延散係數(dispersivity)。分配係數可從場址所取得的樣品，經由實驗室相關試驗獲得，地下水流導水特性可從場址調查資料計算而得，延散係數可從文獻蒐集或相關試驗推算而得，母岩擴散係數可量測而得。本項概念模式可供後續功能/安全評估計算各種不同核種到達生物圈所需的時間及濃度之用。

6.3.2.4. 處置場概念設計與候選場址功能/安全評估

6.3.2.4.1. 處置場概念設計

處置場概念設計(conceptual design, CD)的目的在於初步規劃處置場設施之可能型式、設置深度、構造、開挖範圍、處置配置與組成等資料，作為進行潛在處置母岩特性調查以及規劃詳細場址調查之參考，以取得最佳設計資料之保證。進行概念設計須考慮的因素包括：

- (1) 需要處置的用過核子燃料數量與容器型式
- (2) 關鍵核種分析及衰變熱速率
- (3) 緩衝回填材料與母岩的力學及熱特性
- (4) 處置場設計溫度
- (5) 處置母岩岩體侵蝕、上昇或沉降速率
- (6) 岩體之區域性大地應力狀況與構造型態等

綜合上述之各項因素考量及相關資料的研析，可初步規劃勾勒出處置場的概念設計圖像及要件，如擬定處置深度、廢棄物包封容器置放孔間距、處置坑道單元與間隔、處置場設施所需空間、處置母岩所需岩體大小等基本參數，不僅提供詳細場址調查之參考，也作為後續處置場初步設計之基準。

6.3.2.4.2. 候選場址功能/安全評估

候選場址功能/安全評估藉由潛在處置母岩調查階段所建立的功能/安全評估技術，擴大應用在評估候選場址的長期安全性，進行潛在候選場址深地層的地質穩定條件的評估——以長期監測地質圈穩定

性的影響條件諸如火山活動性、陸升或沉降、岩層剝蝕率、氣候變遷及海水面升降對水文環境影響狀況、以及候選場址因自然環境變遷受到的影響等等資料，進行整合性的評估。並在處置場的概念設計條件下，進行核種外釋對地質圈、水圈、生物圈長期影響性的安全性分析。故與前一階段處置母岩功能/安全評估技術著重於一般性的功能/安全評估技術發展不同，此階段候選場址功能/安全評估技術需配合候選場址特性調整而驗證一般性的功能/安全評估技術。

綜合上述評估結果，提出數個地質環境條件合適作為處置場設置的可能地區，根據其安全性及合適性的綜合考量，進而評選出處置場設置的建議地區，作為下階段工作之優先詳細調查場址，並依據相關法令規章的要求，獲得權責部門的核定後，進行後續的場址詳細調查與確認工作。

6.3.3. 場址詳細調查與試驗階段

本階段預計自 2029 年開始至 2038 年止，預計為期 10 年(表 6-1)，主要階段工作目標為：

- (1) 完成場址之可行性研究報告(FR)，送主管機關審查。
- (2) 完成場址之環境影響說明書(EIS)，送主管機關審查。

為達成上述目標，本階段針對優先詳細調查場址進行的工作範圍包括：場址特性調查、場址特性評估、場址功能/安全評估，以及可行性研究報告及環境影響說明書。對候選場址評選與核定階段評選出之優先調查場址，實施詳細的場址調查工作，以獲得日後設計與安全性評估所需的背景值，進而確認處置場建造的合適性。有關本階段針對優先詳細調查場址的主要工作內容則詳述如下：

6.3.3.1. 場址特性調查

本階段之主要工作除了持續上一階段之各項現地調查、鑽探試驗外，現地調查工作的觸角更應深入調查整個優先調查場址。至於調查的重點則應著重在定義優先調查場址之各項邊界條件與補足岩體各

項參數不足的部分，為滿足上述要求，除了更詳盡的現地調查之外，本階段更規劃直井設施的開挖並進行地下的實驗，試圖利用深入地下岩層直接觀察與進行現場試驗的結果，提出更進階的概念與評估模式，以獲致充分的資料來確認場址建造的可行性。

6.3.3.1.1. 現地調查

雖然現地調查工作在本階段所欲獲得的資料種類，基本上與「候選場址評選與核定階段」相近，但範圍形界與區域大小會更具體，調查的尺度與精度要求也更高。

本現地調查工作包括精度較高的地形測量及地形圖製作，並藉由地表地質調查將岩石的分布與破裂節理等地質構造，詳細標示於地形圖上，以產生場址調查所需之地質圖。此外，由於地表地球物理的佈測是以獲取較高解析度之地下地質與構造形貌為主要目的，因此在測點距離與測線間距的配置上均會做相對應調整，以求資料精度與品質。地質鑽探在此階段的佈孔，原則上將參考「候選場址評選與核定階段」產出之概念模式，在場址形界周邊進行驗證性的鑽探，並進行必要之孔內量測工作，以獲得更詳細的資訊及更清晰的地下形貌。

本階段現地工作成果及所獲得的資料，將用來修正原有各種概念模式，並對場址範圍形界相當的各種場址概念模式進行發展與架構，以供場址功能/安全評估模擬之用。

6.3.3.1.2. 試驗直井、橫坑設計與建造

候選場址之各項地質、水文等資料，一般皆能利用地表上各項探勘工作、淺層、深層鑽探工作或室內試驗的結果來進行推估，但仍有部分資料必須要取自與處置坑道同類之母岩方具有代表性，因此開挖試驗直井及橫坑以進行各項試驗，取得母岩各項特性資料常是提升日後處置場設計可信度的良策。本階段有關這一部份工作包括有試驗直井與橫坑設施之配置設計、試驗規劃、開挖方式選擇、評估及實施各項調查及試驗工作。

6.3.3.1.3. 地下試驗

地下試驗是場址詳細調查與試驗階段中的一項主要工作，其目的為：

- (1) 評估優先調查場址是否適合建造處置場。
- (2) 驗證處置場設計時之假設狀況(如地質構造、水文狀況、地化環境、傳輸機制與路徑等)。
- (3) 評估開挖擾動帶的影響。
- (4) 整合處置概念、模式預測，確認評估之合理性，俾提供修改處置場設計之基準。
- (5) 工程障壁系統示範與試驗。
- (6) 確認處置場運轉時處置環境穩定性。
- (7) 展示處置場運轉方法。
- (8) 展示處置場封閉方法。

利用試驗直井及坑道進行的試驗項目，可初分為四類：

- (1) 與場址特性有關的項目；包括地質、構造預測與驗證、大地應力量測、孔內壓力變形試驗、節理剪力試驗、岩塊加熱試驗、單孔/跨孔水力試驗、追蹤劑試驗等。
- (2) 與處置場相關的項目；包括調查開挖衍生影響的水頭(水壓)監測、岩石應力與變形監測、以及地下水酸鹼度(pH)、氧化還原電位(Redox potential, Eh)、電導度(Electrical conductivity, EC)監測、以及開挖滲漏試驗(Mine-by test)等。
- (3) 與廢棄物包封有關的試驗，如廢棄物包封加熱模擬試驗(heater test)、包封容器腐蝕試驗，以及廢料罐置入處置孔流程的確認。
- (4) 與緩衝回填及封填有關的項目，如開挖擾動帶的漏滲及封填試驗(borehole injection and permeability test)、以及全尺寸鈍頭封塞試驗(full-scale bulkhead seal test)。

6.3.3.2. 場址特性評估

由於在本階段中，已知優先調查場址的位置，因此，須針對以下三點進行重點評估：

- (1) 場址邊界條件的定義與量測。
- (2) 候選場址評選與核定階段中各項模式應用在場址特性評估的驗證。
- (3) 岩體參數的補足。

「場址詳細調查與試驗階段」與「候選場址評選與核定階段」的不同點，除了調查工作集中於場址範圍，且精度要求較高外，還有應該建立處置場場址地質構造、場址水文地質、場址地球化學、場址岩石力學與場址核種傳輸之近場(Near-Field)影響概念模式，以提供日後設計參考。

6.3.3.2.1. 場址地質構造模式

本項工作應利用深孔鑽井、橫坑或地下試驗設施，描述出場址區域詳細的地質構造，並以三度空間模型呈現場址內母岩的延伸範圍、厚度、深度與邊界的條件。另外，需詳細描述會明顯影響處置場設置的不連續構造(斷層、節理與岩脈等)、次要裂隙區位置等構造現象。並由以上的資料，描述並標示各個不連續的構造區所切分的界域內各項地質特徵。

此外，對於候選場址評選與核定階段中所得的地質模式進行修正，若有較佳的新地質構造模式，仍不排斥導入新模式，並對其適用性進行評估。

6.3.3.2.2. 場址水文地質概念模式

場址水文地質概念模式發展的目的是對處置場場址的水文地質有充分瞭解，以提供將來安全性評估與設計之需要。其具體作法可利用深孔鑽井、坑道或地下試驗設施中所量測到的各項資料，配合上長期地下水試驗與監測資料，以及場址地質構造概念模式，定出場址水

文地質的邊界條件、運算所需參數等，並且針對潛在區域場址所發展的場址地質構造與水文地質概念模式，進行模式驗證與修正的工作。

6.3.3.2.3. 場址地球化學概念模式

本項工作的重點在確認處置場所處岩體之地球化學特性及其對核種穩定性及各項工程障壁的影響性，並評估區域性地球化學特性的過去演化歷史及未來演化趨勢等特性。主要是用來確認處置場地球化學環境之下列特性：

- (1) 地下水化學特性。
- (2) 地下水化學特性與水文地質及岩石特性的關係。
- (3) 地下水化學特性對各項工程障壁及支保的影響。
- (4) 區域地球化學特性的未來可能演化趨勢。

上述的地球化學概念模式，可疊加在場址地質構造模式與水文地質概念模式之上，並用來界定處置場址地下水流動與核種傳輸路徑的不同地化環境，用以評估核種的可能遷移特性。

6.3.3.2.4. 場址岩石力學概念模式

岩石力學模式主要是利用鑽孔與坑道，針對處置場深度岩體進行下列幾方面的探討：

- (1) 岩體的應力狀況、強度、變形性質、不連續面的空間幾何分布與其力學參數的測定，作為開挖工程的設計參考依據。
- (2) 針對處置場之溫度場背景值與熱邊界條件的測定，探討將來因用過核子燃料衰變熱，對處置場近場區域(Near-Field)之岩體力學特性的影響。
- (3) 探討開挖擾動帶的影響寬度，及其對於隧道安定性與水文地質的影響。
- (4) 評估處置場於岩體內的最佳配置雛形，確認施工機械的適用性及處置、封閉後的安定性影響。
- (5) 工程開挖對地下岩體之危害性(影響)分析。

(6) 地溫梯度對地下岩體力學特性之影響。

6.3.3.2.5. 場址核種傳輸概念模式

在場址核種傳輸概念模式方面，須建立核種在緩衝與回填材料及鄰接母岩的傳輸概念與近場特性模式，因此，需利用室內或是地下試驗設施試驗，探討核種在緩衝與回填材料或鄰接母岩中的傳輸與延遲行為，藉以獲得核種傳輸的相關參數。

此外，對於區域核種傳輸概念模式應加以修正，以供後續功能/安全評估計算各種不同核種到達生物圈所需的時間及濃度之用。

6.3.3.3. 處置場初步設計與場址功能/安全評估

6.3.3.3.1. 處置場初步設計

處置場之初步設計(preliminary design, PD)工作主要於「詳細場址調查與確認階段」中來進行。本項工作除了需要進一步檢討概念設計時所訂下的一些基本原則與參數外，另須考量的因素包括：

- (1) 廢棄物處理與包封系統之方法與型態
- (2) 廢棄物包封型式與尺寸大小、重量
- (3) 廢棄物暫存與處置速率
- (4) 地表設施配置與佔地範圍
- (5) 地下設施配置與空間需求
- (6) 直井數量、功能與尺寸
- (7) 地下聯絡坑道與處置坑道配置及尺寸大小
- (8) 直井昇降機與包封容器運輸機具之承載力與大小
- (9) 直井與坑道開挖方法
- (10) 工程障壁設計與施作方法
- (11) 通風系統

以上各項因素的考量及衍生的設計參數，再結合「詳細場址調查與確認階段」過程中已獲取的場址地表與地下地質構造資料，便可用來進行處置場的初步設計工作。此項工作成果應包括地表設施平面佈

置圖、地下設施平面佈置圖、直井與坑道斷面圖、處置坑道平面圖與斷面圖、工程障壁設計圖、通風系統配置圖、以及相關的說明書文件。

6.3.3.3.2. 場址功能/安全評估

在取得場址特性調查的地質環境相關參數後，依據處置場的初步設計條件，須進一步的針對場址進行功能性及安全性的評估工作。此階段所進行的功能/安全評估著重於近場評估 (Near-Field Approach)，以確保工程障壁及場址之週遭岩體能滿足用過核子燃料的安全處置。評估重點在處置場遲滯核種傳輸的功能，以及核種進入場址生物圈的濃度分布與輻射劑量值，同時整合天然障壁系統(處置母岩)、工程障壁系統及模式不確定性、敏感性分析結果，與標準參考值或法規標準值比較分析結果，最後根據評估結果，進行可行性研究報告及環境影響評估說明書之擬定，並參考 OECD(1991)所建議的特徵、事件及作用(FEPs, Feature, Events, and Process)分析法，針對處置場建設過程中的下列各項特性，進行探討：

- (1) 天然障壁的穩定性。
- (2) 工程障壁的設置環境。
- (3) 可能影響處置場安全性的重要因素。

6.3.3.4. 可行性研究報告及環境影響說明書

台電公司根據經濟部所頒訂之「經濟部所屬事業固定資產投資專案計畫編審要點」，凡是經濟部所屬事業進行建設新廠、重大改良及更新、擴充生產與維持正常營運作業所必須之專案計畫，均應研提可行性研究報告。該專案計畫有關環境影響評估部分，則應依「環境影響評估法」及相關法令規定辦理。有關「可行性研究報告」及「環境影響評估法」相關內容可詳見附錄 E 及附錄 F。

根據上述規定，可行性研究報告及環境影響說明書的提報是長程計畫的第一個重要執行指標。須俟可行性研究報告審核通過後，長程計畫方能繼續下一階段之細部設計及申請建造工作。

配合可行性研究報告之要求，處置場之初步設計亦須於此階段完成，功能/安全評估亦須基於現階段較詳細的調查資料，包括在直井中進行地下實驗所獲數據，進行更精密的模擬評估，以達到場址確認的目的。

6.3.4. 處置場設計與安全分析評估階段

本階段預計自 2039 年開始至 2044 年，預計為期 6 年(表 6-1)，主要階段工作目標為：

- (1) 完成申請建造許可所需的安全分析報告(SAR)。
- (2) 完成建築執照申請程序並取得建照。

本階段主要的工作內容為提出建造許可所需的安全分析報告，進行建築執照申請程序以取得建照。此工作為長程計畫中第二個重要的里程碑。根據行政院原子能委員會 2004 年發布的「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」中規定：申請放射性廢棄物處理、貯存或最終處置設施建造執照者，應填具申請書，並檢附安全分析報告及財務保證說明，送主管機關審查並繳交審查費。

本階段工作目的在於整合設計需求與規範、現有調查資料與規定等事項，使之成為設計依據，再據此完成處置場設計藍圖、施工說明與處置場整體性功能/安全評估分析；針對處置場施工規劃之項目、內容與影響因素加以分析，並說明未來可能採行之開挖技術與輔助工法，以及其適用環境以供參考。

本階段之安全分析首要依前三階段之潛在處置母岩、候選場址與詳細調查場址等之功能/安全評估結果為基礎，就整合設計、規範、調查資料與規定等所發展之處置場設計結果，進行功能/安全評估分析，功能評估成果提供處置場效能判別之運用分析，安全分析則歸納功能評估成效與法規，提出安全分析報告，據以作為提出建築執照申請之依據。其中，功能評估應由效能觀點，廣而深評估處置場設計之功能，安全分析則以法規標準為主，由功能評估結果，明確釐清場址或處置場之安全性。

6.3.4.1. 處置場細部設計

處置場細部設計係根據概念設計及初步設計之成果，以及詳細場址調查及確認階段所獲得之各項資料，進而完成處置場之土木設施、封塞設計、機具與儀控設備之整體細部設計，並進行地質力學、地震、通風與功能評估分析以確保其安全性，以及建造費用與時程估算，作為申請建造之依據，以及施工之依據。本階段可進一步劃分為細部設計、分析與評估及最終設計等三個步驟，以下說明各項次之工作內容：

(1) 細部設計：

本步驟在於整合各項設計需求、設計規範與場址調查資料等數據成為設計依據，再據此完成處置場及廢棄物罐接收暫存設施之整體設計，以及各處置單元細部設計圖件及說明文件等。

(2) 分析與評估：

分析之目的在於決定細部設計之成果是否符合地質力學、地震、通風與功能評估分析之要求，或是否有更動修正之必要，以確保處置場之安全性。

(3) 最終設計：

本步驟在於準備處置場送審文件，依細部設計與分析評估之成果向相關單位提出處置場建造許可申請，並根據審查意見修正處置場設計，以期能符合法規規定。同時並進行分項子系統或組件的詳細設計，例如：採購設計、建造流程之規劃、招標文件與施工說明書之編寫。

6.3.4.2. 處置場功能/安全評估

於執照申請階段必須訂立設施之設計基準，而其設計基準除需符合主管機關所制訂的相關法規外，且必須解決設計階段可能遭遇之設計方面的問題。故此階段處置場功能/安全評估所需執行之工作內容，包括：

(1) 評估場址之適合性

(2) 評估本階段設計是否符合執照申請需求

(3) 完成模式之有效性驗證

(4) 證明是否與法規相符

6.3.4.3. 處置場建照申請

根據 2002 年發布的「放射性物料管理法」第十七條規定：放射性廢棄物處理、貯存或最終處置設施建造執照申請資格、應備文件、審核程序及其他應遵行事項之辦法，由主管機關定之。故行政院原子能委員會於 2004 年 4 月發布「放射性廢棄物處理貯存或最終處置設施建造執照申請審核辦法」，其中規定申請興建放射性廢棄物最終處置設施建照執造者應先填具申請書，並檢附安全分析報告及財務保證說明，詳見附錄 G 說明。而本辦法中對申請建照執造審查時間亦有明確規定，即主管機關對高放射性廢棄物最終處置設施申請案應於三年內作成審查結論。審查結論認為應予許可者，主管機關應通知申請者繳交證照費後，發給建造執照。

6.3.5. 處置場建造階段

本階段預計自 2045 年開始至 2055 年止，預計為期 11 年(表 6-1)，主要階段工作目標為：

- (1) 完成處置場及廢棄物罐接收暫存設施之建造與運轉試驗。
- (2) 完成運轉執照之申請與取得。

本階段工作啟始於處置場建造許可核發後，根據設計階段完成之設計藍圖與施工說明，配合現場地質狀況，於預定的工期、品質精度及工程預算等範圍內，選擇適當的施工機具，安排施工項目與其所須的時間、空間、人力、財力與機具數量等，以及各施工項目相互間密切有效地配合，如期順利完成處置場與各項設施的建造及測試，各項分析與測試結果回饋於本階段之安全評估，從安全觀點提供作為確保其功能能充分發揮，並提出運轉執照所需的相關申請資料。

根據行政院原子能委員會 2003 年發布的「放射性物料管理法施行細則」中規定：放射性廢棄物最終處置設施完成試運轉後，應先填具申請書，並檢附下列之相關資料，向主管機關申請核發運轉執照。

- (1) 最新版之安全分析報告
- (2) 設施運轉技術規範
- (3) 試運轉報告
- (4) 意外事件應變計畫
- (5) 其他經主管機關指定之資料

未來申請運轉執照時，將依上述內容與相關之規定辦理。本項工作啟始於處置場建造許可核發後，係「處置場建造」階段之重點工作，其目的為根據設計階段完成之設計藍圖與施工說明書，配合現場地質狀況，於預定的工期、品質精度及工程預算等範圍內，選擇適當的施工機具，安排施工項目與其所須的時間、空間、人力、財力與機具數量等，以及各施工項目相互間密切有效地配合，使工程如期順利完成。於本節中針對處置場施工規劃之項目、內容與影響因素加以探討，並列舉未來可能採行之開挖技術與輔助工法，以及其適用環境以供參考。

6.3.5.1. 處置場施工規劃

施工規劃項目與內容，說明如下：

- (1) 工程條件檢討：

處置場工程施工，是依據工程設計圖及說明書規定而進行。如工程的規模、構造、裝修、施工天數及特殊事項等，一般都記載於設計圖及說明書內，所以必須徹底地瞭解設計圖及說明書的內容，以明瞭工程上種種有關的條件或規定。

- (2) 基地環境檢討：

基地尺寸大小，地表狀況、地層分布、周圍道路等鄰地情況的地上及地下條件，一般環境，交通情況，氣象，臨時設備如動力、給水、排水之供給來源等基地環境的調查及檢討。

- (3) 施工機械檢討及使用計畫：

使用施工機械的選擇，如機械種類、數量、作業性能的檢討及各類機械配合使用時的調度，搭配計劃。

- (4) 工程作業方針及作業方法的釐定計畫。
- (5) 一般假設措施計畫：
圍籬、工地事務所、倉庫、宿舍、施工架、工作台、動力、用水、排水、照明、防災等一般性的設備計畫。
- (6) 施工設備計畫：
所謂施工設備是完成工程契約中所規定的構造物完成所需的各種非永久性的設備而言。一般施工設備所指的範圍，包括下列各種設備及臨時工程：洞口防護措施、放樣、臨時性建築物、材料堆置場、出渣場地、爆材庫房、施工道路、施工架、工作台、走道設備、土方支保設備、工程機械及動力設備、照明、電力、用水、排水、通信、防災、防噪音、養護、測量與監測、安全衛生等設備。
- (7) 工程作業程序計畫：
根據上述擬定之各項計畫，綜合編擬工程作業程序計畫，其內容需包括：工程內容、基地環境、施工方法、施工步驟、機具分配及其進場時間、人員分配及其進場時間、施工進度表等項目。
- (8) 品質管理計畫。
- (9) 勞務計畫。
- (10) 建築材料的取得、貯存及使用計畫。
- (11) 資金預算計畫。
- (12) 工程營運組織及管理計畫。

6.3.5.2. 開挖技術

開挖技術及使用機械種類，會因挖掘地盤之土質、岩質、地形，及裝載與搬運方法等現場條件而異。挖掘硬質岩石，有時須藉爆破改變其形狀，以利挖掘，但裝載與搬運機械則應採取充分之安全防護措施。風化與裂隙多之岩石及軟弱岩石，不用炸藥爆破，而使用碎土機、碎岩機或挖掘機等機具，即可使其破碎。軟質土層除含有大量水份已軟化者外，可直接使用挖土機處理。

挖掘過程中若可能導致土砂崩坍，湧水或地層滑動等危險，應事前研討並採取預防措施，並配合挖掘作業隨時進行地質圖繪製、工程地質、地化與岩力等監測系統之量測，以判斷潛在擾動區之位置、地層之穩定性，作為施工安全與設計修正之參考。

未來處置場可能採行之開挖工法大致有以下幾種：

- (1) 縱向開挖工法：如鑽孔爆破工法、大孔徑鑽井工法、昇井擴孔工法、新奧工法、短階程工法(short-step method)。
- (2) 橫向開挖工法：如爆破工法、機械開挖工法、新奧工法、全斷面隧道鑽掘機。
- (3) 輔助工法：如抽水工法、化學灌漿工法、冷凍工法、管幕工法等。

6.4. 技術發展與規劃

技術發展之主要目的為發展與建立相關工作技術與能力，做為場址評選、建造、決策、分析或選擇替代方案等之基礎。透過各項領域基礎科學之研究與發展，使其能實際應用於全程計畫之相關工作上，因此技術發展之規劃係基於「計畫目標導向」的精神，針對達成各階段目標所需之各項技術提出技術發展計畫，以下將技術發展分為(1)地質環境調查技術，(2)工程障壁與處置設施技術，(3)功能/安全評估技術、(4)地下實驗室技術驗證及(5)國際合作等五大項目進行規劃，規劃內容詳如表 6-5 所示。

此技術發展計畫應與各階段調查工作以同時進行及相互支援的方式來進行，以期能依照預定的時程完成處置場的興建與運轉。技術發展的工作主要包括人員訓練、儀器設備及模擬分析技術與評估模式之取得、熟悉、並配合本土環境條件修正各項模式、技術，使其能應用於台灣地質環境之處置場發展與建造。相關技術發展與規劃內容敘述如下。

表 6-5：技術發展與應用需求期程規劃表

	潛在處置母岩 特性調查與評估	候選場址 評選與核定	場址詳細 調查與試驗	處置場設計與安 全分析評估	處置場建造
預定時程*	2005~2017 年	2018~2028 年	2029~2038 年	2039~2044 年	2045~2055 年
地質環境調查技術發展需求及規劃：					
地質環境長期穩定性評估：					
特殊岩層鑽鑿探勘技術	X	X			
導向鑽鑿探勘技術		X	X		
探勘井孔封填技術			X		
地質演化建構技術	X	X	X		
地殼穩定性及環境變遷調查技術	X	X	X		
深層岩石及地下水採樣技術	X	X	X		
同位素化學及定年分析技術	X	X	X		
母岩特性研究：					
調查技術及設備的研發引進	X	X	X	X	X
地質構造與大地應力調查分析技術	X	X	X		
岩/水反應與地化環境之互動	X	X	X		
核種傳輸與地下水流動研究	X	X	X	X	
調查資料綜合解析技術	X	X	X	X	X
概念模式組合建構技術	X	X	X	X	X
孔內長期監測技術		X	X		
量測參數敏感性與尺度變異性之研究	X	X	X	X	X
工程開挖對地下岩體力學特性之影響	X	X			
工程障壁與處置設施技術發展需求及規劃：					
工程障壁處置單元設計	X	X	X		

表 6-5：技術發展與應用需求期程規劃表(續)

	潛在處置母岩 特性調查與評估	候選場址 評選與核定	場址詳細 調查與試驗	處置場設計與安 全分析評估	處置場建造
預定時程*	2005~2017 年	2018~2028 年	2029~2038 年	2039~2044 年	2045~2055 年
廢棄物體：					
用過核子燃料瀝濾特性研究			X	X	X
燃料護套鉛金屬的腐蝕特性研究			X	X	X
處置環境之核臨界評估	X	X			
廢棄物罐：					
容器材料及腐蝕/力學模式的研究	X	X	X		
廢棄物罐受地震作用影響研究	X	X	X		
容器材料耐輻射特性研究	X	X			
容器材料熱傳特性研究	X	X			
廢棄物罐製造與檢驗			X	X	
廢棄物罐運送與處置機具評估				X	X
緩衝回填材料：					
緩衝/回填材質的功能與緩衝材料體製造技術	X	X	X		
緩衝材料之充填技術			X	X	
處置場坑道回填/封塞技術				X	X
近場環境：					
處置坑道穩定性及受震影響研究		X	X		
開挖擾動帶特性研究	X				
近場地下水化學特性/反應研究	X	X	X	X	

表 6-5：技術發展與應用需求期程規劃表(續)

	潛在處置母岩 特性調查與評估	候選場址 評選與核定	場址詳細 調查與試驗	處置場設計與安 全分析評估	處置場建造
預定時程*	2005~2017 年	2018~2028 年	2029~2038 年	2039~2044 年	2045~2055 年
處置場系統規劃：					
處置場安全需求與處置概念研擬	X				
處置場系統設施配置規劃	X	X			
處置場系統虛擬實境動畫模擬		X	X		
處置系統細部設計與操作程序研擬				X	X
功能/安全評估技術發展需求及規劃：					
FEPs 與情節及概念模式發展與分析	X	X	X	X	X
近場分析模擬技術與模式建構	X	X	X	X	X
遠場分析模擬技術與模式建構	X	X	X	X	X
遠場核種遷移功能評估技術發展	X	X	X	X	X
生物圈分析模擬技術與模式建構	X	X	X	X	X
熱傳-水力-力學-化學耦合效應功能評估技術	X	X	X	X	X
安全評估參數資料庫建立	X	X	X	X	X
不確定性與參數敏感度分析技術	X	X	X	X	X
暴露劑量與風險評估分析技術	X	X	X		
全系統功能/安全評估模式技術	X	X	X	X	X
全系統風險評估分析技術	X	X	X	X	X

表 6-5：技術發展與應用需求期程規劃表(續)

	潛在處置母岩 特性調查與評估	候選場址 評選與核定	場址詳細 調查與試驗	處置場設計與安 全分析評估	處置場建造
預定時程*	2005~2017 年	2018~2028 年	2029~2038 年	2039~2044 年	2045~2055 年
地下實驗室技術驗證發展需求及規劃：					
工程障壁系統示範與試驗	X	X	X		
地下實驗設施可行性研究		X	X		
地下實驗設施規劃與建構			X	X	
隧道與處置孔開挖技術評估				X	X
岩體裂隙聯通性研究			X	X	X
核種傳輸與地下水流動研究	X	X	X	X	
開挖擾動帶影響研究		X	X	X	X
近場熱-力學-水文-化學耦合效應		X	X	X	X
緩衝與回填材料封填技術驗證				X	X
緩衝材料長期穩定性驗證		X	X	X	X
廢棄物罐處置技術驗證				X	
地層參數尺度效應及驗證			X	X	X

*由於時程規劃可能因民意接受度、土地取得等因素影響而導致時程推延，因此當規劃工作與時程無法如預期時，將循放射性物料管理法施行細則所提供每四年修正的機會(詳第二章)，另行檢討修正。

6.4.1. 地質環境調查技術

地質環境調查技術發展的重點有兩方面，一方面，是進行處置設施的地質環境長期穩定性評估；另一方面，則是處置母岩的特性研究。在第一部份，應針對影響調查區域地質環境長期穩定性的自然現象，包括地震、活動斷層、火山活動、陸昇、沉陷、氣候變化、地質演化等，進行觀測、調查與分析，並界定出其影響範圍及程度。經由綜合分析與判釋，描繪處置母岩岩體及所處地質環境的演化歷程、可能發生的事件影響，以及其長期穩定性的評估。在母岩特性研究方面，主要在發展綜合評估地質、水文、水化學、岩體應力及溶質傳輸等試驗或量測結果之分析技術，建立具代表性的母岩特性參數，以正確描述處置岩體及其地質環境的特徵與行為，並架構各種概念模式，提供功能/安全評估的基礎資訊。地質環境調查技術的發展項目及時程規劃，如表 6-5 所示。

6.4.2. 工程障壁與處置設施技術

深層地質處置技術主要利用多重障壁概念，以層層的障壁來阻延用過核子燃料中放射性核種的遷移，使核種到達人類目前生活環境時，放射性已衰減至安全限值以下。多重障壁可分成天然障壁及工程障壁，前者指處置母岩及岩石圈，後者指廢棄物體、包封容器及緩衝回填材料(buffer and backfill)，各障壁各自扮演不同之功能。由於工程障壁設施需與各國地質環境條件配合，且需符合各國法規要求，因而成為各國積極研究的題目。美國 Yucca Mountain 場址位於厚層的未飽和帶，母岩(凝灰岩)中又富含高吸附性之沸石礦物；次如比利時，其位於 Mol 地區的處置母岩為透水性極低的厚層黏土(Boom clay)；又如德國，其位於 Gorleben 地區的處置母岩為鹽穹(salt dome)，具有透水性極低、長期大地應力作用下會自身閉合等優點，以上這些國家均以處置母岩為主要障壁。相對地，瑞典、瑞士、芬蘭等以結晶岩為處置母岩的國家，其研究結果顯示：結晶岩對於阻滯核種外釋只扮演被動的屏障角色，其功能在於提供一個地質及物理化學

上穩定的環境，而工程障壁則提供積極的吸附及阻滯核種外釋的作用。以我國台灣地區的情況來看，天然障壁受先天環境的限制，可供選擇的自有其侷限性，若以結晶岩為優先調查母岩，則應加強工程障壁設施的研究，以確保處置場之安全。

工程障壁與處置母岩是深層地質處置概念中多重障壁的主要組成單元。當考量以結晶岩質之岩體(如花崗岩)作為處置母岩時，工程障壁在吸附核種以及遲滯核種遷移的安全功能上所扮演的角色，便愈形重要。工程障壁就功能上可分為三部分(1)廢棄物體本身，(2)包封容器，包括容器內之所有結構及穩定物等，以及(3)緩衝回填材料。此三部分再加上岩壁內側因開挖而受到的擾動帶(視開挖方法與使用機具之不同而不等，約在 0.5 公尺至 3 公尺之間)，即組成一般習稱的「近場」環境(near-field)。工程障壁設施之各技術發展項目及時程規劃，如表 6-5 所示。

6.4.2.1. 廢棄物體

用過核子燃料再處理是我國用過核子燃料管理可能的方案之一，其相關國際情勢與配套政策仍持續評估中。目前我國仍以用過核子燃料不經過再處理而直接做最終處置為主要參考選項，因此廢棄物體即指用過核子燃料。有關用過核子燃料內的核種含量、活性大小，及衰變熱都可藉助 ORIGEN2 程式加以計算，只要有用過核子燃料的燃耗度，便可使用 ORIGEN2 程式建立用過核子燃料的核種含量資料。此外，核種含量之結果與各核種之半化期、年攝入限度等資料結合，可建立其關鍵度指標。根據此關鍵度指標可以篩選出關鍵性核種，以作為安全評估之源項(source term)以及核種遷移/遲滯實驗之依據。

用過核子燃料如不做再處理，則需將其燃料束或燃料棒置入包封容器內，瑞典所採用的包封法是將完整的用過核子燃料元件直接置入包封容器中並以固體穩定物(如鉛、銅)填塞空隙部份。美國的包封法偏向於將燃料棒密化後再以氣體穩定物(如氦、氬)充填空隙。由於燃料元件在包封容器內緊密的堆疊，因此除了可用空間能得到最佳利用

外，並能增加燃料元件之力學穩定性，減少處理及運送期間發生意外燃料元件損壞的風險。

為了進一步瞭解廢棄物體的整體特性及對周遭環境可能產生的反應，將來的技術發展規劃可朝著下列幾個方向推動：

(1) 用過核子燃料瀝濾現象：

瞭解用過核子燃料物理及化學特性，除了探討用過核子燃料內含重要核種數目、活性大小外，檢驗燃料棒護套(cladding)是否破損是需注意的課題，此外為瞭解核種遷移在處置場址的發生過程，探討核種自用過核子燃料瀝濾遷移機制的研究亦相當重要。

(2) 用過核子燃料在空氣中氧化現象：

由於 UO_2 氧化為 U_3O_8 的狀態時，體積大幅度增加，會使得燃料護套極易破裂，增加核種外釋遷移的機會，因此本部份研究重點在瞭解低溫狀態下 UO_2 、 UO_3 、 U_4O_9 、 U_3O_7 、 U_3O_8 之間變化的機制。

(3) 燃料護套鍍金屬的腐蝕現象：

由於鍍金屬護套為用過核子燃料最外層之障壁，因此對其腐蝕現象研究，可促進對核種遷移現象的瞭解。此部份研究工作可妥善利用國外豐富的資料庫以縮短國內研究發展時程。

6.4.2.2. 包封容器

包封容器的壽命應有多長並無一定之標準，端視其在包封設計概念中所扮演的角色而定。用過核子燃料在熱液(hydro-thermal)環境下之化學耐久性很差(亦即瀝濾率會增加)，因此為減少放射性核種的釋出量，應避免用過核子燃料在熱液條件下與地下水接觸。用過核子燃料中的分裂產物： ^{90}Sr 及 ^{137}Cs (半衰期約為 30 年)為主要的產熱核種，故若包封容器能維持 300 年(10 個半衰期)以上而不破裂，此時用過核子燃料的衰變餘熱已降至最初的千分之一左右，應可排除發生熱液效應的可能性。美國及加拿大對包封容器的要求壽命分別為 300 至 1000 年及 500 年，主要即基於上述之考量。

在選擇包封容器的材料時，首先須符合法規要求，其次再考慮材料價格及其工業來源。廢棄物容器主要易被氧和硫所腐蝕，這些物質存在於處置場通道和貯存洞中，也有的是被地下水以溶解的形式帶來，而有些氧化劑則是由水被輻射水解所產生的。包封容器的材質與厚度直接影響其被腐蝕的速度及障壁功能。而多種腐蝕形式中以均勻腐蝕、局部腐蝕(罅隙腐蝕及孔蝕)及應力腐蝕龜裂對包封容器的壽命可能構成威脅。另外，常伴隨腐蝕反應而發生的氫脆化(hydrogen embrittlement)亦是應注意的問題。因此包封容器研究乃為了找出最適宜處置場特性的容器材料，為達到此目的，必須配合處置場環境特性，進行多種材料的不同腐蝕模式研究，而這些材料至少須分屬兩類不同的材質，以避免實驗時出現共同失效模式(common failure mode)。

除包封容器的材料考慮，包封容器應避免因外力因素而過早失效，故應結合處置場現地應力條件，緩衝材料膨脹壓力、地震危害評估等結果，透過數值分析與試驗驗證結果，證明包封容器在處置環境下的耐受度，方能確保其功能與安全。

6.4.2.3. 緩衝回填材料

可作為緩衝回填材料之物質很多，粘土、天然及合成沸石、活性炭、金屬粉及乾燥劑等都是曾被考慮的材料。根據許多國家多年來對緩衝回填材料的研究結果顯示：以蒙脫石(montmorillonite)為主要礦物成分的膨潤土(bentonite)，在滲透性、離子交換、膨脹性等方面有相當良好的功能，因此為許多研究單位所建議作為緩衝回填的候選材料。美國懷俄明州所生產的 MX-80 膨潤土是相當典型的海相沉積礦床。MX-80 也是目前較大規模開採的商業化膨潤土，加拿大、日本、中國大陸等國也有膨潤土礦區進行開採及研究。

考慮將來坑道回填所需之緩衝回填材料需求量很大，而上述之 MX-80 膨潤土，雖然具有良好之功能，但將來各國處置設施相繼建造後，對於原料供應穩定性及價格上將較難掌握，所以本土材料的開發與研究是必要的。國內根據以往的調查資料顯示：含蒙脫石的黏土

區，主要分布在台灣東部海岸山脈之風化粘土。位於台東縣樟原的日興礦業公司是目前國內極少數具潛力，而已進行商業開採的膨潤土礦場。

考量目前較為成熟的工程障壁設計，瑞典 KBS-3 的設計概念提出以膨潤土(bentonite)與石英砂(quartz sand)之混合物作為緩衝回填材料。加拿大 AECL 廢棄物處置計畫亦採用膨潤土混合被開挖出之壓碎結晶岩，然後以現場壓實的方式來達到設計之功能。日本在 1999 年 H12 報告中亦提出以 70%膨潤土與 30%石英砂之混合比作為緩衝回填材料，相關的膨潤土研究計畫在各國研究機構中亦正積極進行中。參考各國之研究規劃，緩衝回填材料之重點研究方向如下：

- (1) 緩衝及回填材質的功能與成分規格之測試研擬
- (2) 緩衝回填材料長期穩定特性研究，建議研究項目包含緩衝回填材料的化學穩定性、膨脹(swelling)特性、核種吸附及傳輸特性、力學性質、熱力學特性、透水性質等主題。

6.4.2.4. 近場環境

近場環境包括了廢棄物體本身、包封容器、緩衝回填材料，以及周邊的開挖擾動帶。由於處置場建構過程及用過核子燃料處置期間產生的熱及輻射會使得周圍環境的物性及化性都有所改變。預期會產生的效應有：由於開採挖掘行動所引起的岩石物性改變，岩石及地下水由於輻射引起的物性及化性變化，熱所引起的包封容器及岩石的力學性質改變，岩石-地下水系統及地下水流力場受到用過核子燃料產生熱及挖掘開採行動而有所變化。為了瞭解上述效應是否會如預期產生及探討產生後對近場環境造成之影響變化，因此規劃進行下列的研究：

- (1) 處置坑道的穩定性及受震影響研究：

處置場母岩在處置場建構過程由於受到開採挖掘行動的影響，完整性將受到破壞，是否會因此使得岩層產生移動、變形，以致於無法維持長時期的完整，此為部分研究重點之一。而在用過核子燃料放置後，近場岩石是否會由於溫度變化，體積膨脹而使穩定

性受到影響進而使得包封容器也承受額外之壓力，亦需深入的研究分析。此外，近場環境各組成單元，受震後導致近場水壓-水流改變致使工程障壁系統產生額外膨脹壓力或各組成穩定性之影響，以及坑道受震對結構體完整性及各組成單元是否產生變位之影響，亦為近場環境功能評估之重點內容。

(2) 處置場熱-力學-水文-化學耦合效應研究：

用過核子燃料放置後，整個處置場溫度隨時間變化情形，以及造成之熱—力學—水文—化學(hydro-thermal-mechanical-chemical)耦合效應對近場環境之功能影響。此部份研究相當重要但行為與機制複雜，較難藉由實驗同時模擬各項耦合之效應，並由實驗結果釐清各效應之影響。故需藉由數值模擬程式加以評估，並佐以部分室內與現地試驗之數據進行相互驗證。研究方法則先進行處置場之熱場模擬分析，再逐步加入力學與水文等效應之耦合評估。此部份階段性研究成果，亦同時提供項次(1)，進行處置坑道穩定性及受震影響研究模擬分析之評估技術發展依據。

(3) 輻射效應分析：

研究輻射造成之水解現象及對處置場環境造成之氧化還原介面改變等諸多效應。

(4) 近場地下水化學特性研究：

配合材料特性分析實驗進行研究地下水中所含的粒子、酸鹼值及探討在處置場熱輻射環境特性下的變化，此部份研究亦為包封容器腐蝕現象研究之基礎工作，二者應密切配合進行。

(5) 近場水文地球化學反應研究：

本研究針對地下水/膨潤土/水泥及混凝土之間交互作用下的水文地球化學條件進行研究。利用如 EQ3/6、PHREEQE 等地化模式分析水泥/日興土、水泥/MX-80 膨潤土等工程障壁材料交互作用達到平衡下，近場工程障壁材料可能之水文地球化學特性/反應與核種遷移現象的行為模擬與先期評估，以作為安全評估及核種遷移/遲滯實驗之依據。

(6) 回填/封塞試驗研究：

緩衝回填材料必須在現場進行處置坑道的回填/封塞試驗，以驗證其在實驗室之技術可確實應用於現場設施中，否則不但會高估緩衝回填材料實際的功能，回填/封塞不佳的坑道反而會提供地下水流及核種傳輸的捷徑。

上述的研究項目中，均需配合室內實驗及現地坑道實驗設施之實驗成果，並藉由數值模擬程式進行試驗結果之相互驗證及確認，方可具有代表性，並提高數值模擬分析的可信度與民眾信心。

6.4.3. 功能/安全評估技術

用過核子燃料最終處置場的安全與否，係與場址的選擇、處置場系統的設計、工程障壁的功能與品質、以及處置母岩的地質構造條件等息息相關。而功能/安全評估的目的乃是將處置場的功能與安全性予以量化模擬，以佐證其能符合法規的安全要求與標準。

除了發展功能/安全評估所需的量化模擬技術外，功能/安全評估工作首需建立影響處置場核種外釋的情節分析技術，以做為評估比較的基準。情節分析主要在檢視可能影響處置場功能與安全的特徵、事件及作用(FEPs, Feature, Events, and Process)，經由各種 FEPs 的分析組合，來架構極為可能在處置場安全年限期間發生的各種情節，並利用量化模擬技術，來評估這些情節發生時，所可能對處置場功能與安全產生的影響。配合法規要求：處置設施之設計，應確保其輻射影響對設施外關鍵群體中個人所造成之個人年劑量風險符合要求，故規劃發展風險評估技術。功能/安全評估技術的發展項目及時程規劃，如表 6-5 所示。

其中，特別要說明的是在潛在處置母岩特性調查與評估、候選場址評選與核定、場址詳細調查與試驗等階段，除分別針對潛在處置母岩、候選場址與詳細調查場址依階段逐步建立「不確定性與參數敏感度分析技術」與「全系統功能/安全評估模式技術」外，並依階段對象之需要加以整合應用。由於處置場設計與安全分析評估及處置場建

造等階段，處置場已依場址特性與實際設施配置進行設計與建造，此時「不確定性與參數敏感度分析技術」與「全系統功能/安全評估模式技術」除依前三階段所建立之技術為基礎外，更需依據處置場設計與安全分析評估、處置場建造等階段之確認結果，修訂此二階段之功能安全分析，以期使分析結果可被有效運用於申請建造許可與運轉執照申請之需。

6.4.4. 地下實驗設施與技術驗證

前述的許多技術發展，事實上都需要一個場地來進行操作演練，以確保技術發展工作的落實；另有些必要的特性參數或資料因精度、尺度之要求，則需藉助於現地實驗來取得具代表性或有意義的數據；這些困難與限制的突破，便突顯出地下實驗設施的重要性。地下實驗設施的技術發展項目及時程規劃，如表 6-5 所示。

現地詳細數據的取得、調查與處置技術的驗證及展示(民眾溝通)為建構地下實驗設施的主要目的。因此，在最終處置場址實際建造前，有其建構的必要性。最終處置計畫自進入「場址詳細調查與試驗」階段，將開始地下實驗設施的規劃與建造，及進行相關的地下現地試驗。在此之前，國際間的相關規劃與建構經驗，尤其是以結晶岩質母岩為主的瑞典、芬蘭及日本等國的處置場功能安全評估與地下實驗設施，其規劃與建構的經驗與技術交流，應為相關工作的主要重點。

6.5. 國際技術合作規劃

用過核子燃料最終處置計畫是一長期性且需要多元化獨特技術的整合性計畫。除了積極開發所需相關技術外，國際發展經驗(附錄 B)及資訊的交流、掌握、引進與參與(表 6-6)，對於計畫的推展，是一相當重要的工作。透過與國際相關單位(表 A-4)的技術資訊交流、整合技術引進、技術人員互訪、國際性研討會的辦理及國際性合作計畫之參與等方式，對於計畫未來的發展，除與國際發展趨勢正確接軌而達到事半功倍的效果外，更可以提昇計畫執行的國際透明度。其中，有鑑於美國、芬蘭及瑞典的穩定發展經驗，以及日本與我國的特

殊地緣關係與文化相似性，因此現階段上述四個國家的定期參訪、技術交流、資訊掌握與連絡管道的建立與維持等，應為國際技術合作的重點工作。

表 6-6：技術發展歷年國際技術合作項目一覽表

技術名稱	時間/合作對象	說明
iXL 反射震測資料處理	83 年 2~3 月/美國 MIT (Mercury international Tech., Inc)公司	該系統具全視窗監看作業環境及線上輔助系統，擁有二維及三維炸測設計能力可任意變換處理程序，任意選取描線進行濾波解迴運算試驗，同時 可以處理三維資料。
單孔雙封塞量測	82 年 11 月/美國 AARDVARK 公司	量取特定深度區間水文參數，提供地下水傳輸模擬與安全/功能評估之用。
高放射性核能廢棄物場址調查的技術與程序	85 年 8 月 20 日至 10 月 8 日/瑞典 SKB	內容包括地表調查、鑽鑿、孔內探測、水力試驗、水文化學、地下水監測與資料管理、包封材料、功能/安全評估等技術。
地球物理井測	86 年 1 月/美國 Century 公司	提供鑽孔周圍地層岩性、裂隙、含水層、岩層之物理參數等資訊。內容包括地球物理井測儀器之操作、探測器校驗及資料處理等。
區域調查技術	86 年 4 月/瑞士 NAGRA	包括： (1)地表調查(含地質調查與地球物理震測)； (2)鑽探(含鑽紀錄及岩心分析)； (3)孔內量測(含井測、水文地質及水化學量測等工作)。
隧道近場綜合研究 (CTN)	86 年/NAGRA	評估有關近場環境之研究與發展成果：包括設備與方法之發展、氣體釋放與未飽和帶、開挖擾動帶、結果與結論之總結等四個子題。
起伏地形二維反射震測資料處理	86 年/Leading Seis Inc. 及 Mercury International Technology	針對折射資料處理、靜態修正、傾斜移位、FX 解迴施旋等特殊理技術進行測試以提升資料剖面的品質。
水文地質多封塞設備功能與試驗數據分析方法	88 年 7 月/瑞士 Solexperts 公司及 Mt. Terri、Grimsel Test Site	應用孔內多封塞系統以封塞水力試驗方法量測地下水文參數，並包括各種分析軟體 GTFM、Saphir、Emeraude 操作演練；Mt. Terri 及 Grimsel Test site 二場址的參訪。
孔內攝影技術	89 年 4 月/日本 RaaX 公司。	利用特殊孔內攝影技術，以取得孔壁數位影像的訊號，並經由適當的資料處理來計算岩性界面或裂隙的傾角、走向與寬度等重要資訊。

表 6-6：技術發展歷年國際技術合作項目一覽表(續)

技術名稱	時間/合作對象	說明
參加國際地質處置科技中心事項	90 年/國際地質處置科技中心	本年度與國際地質處置科技中心進行之合作事項為：參加 ICGRST 第三次籌備會議。前二次籌備會議為討論東亞地區深層處置技術合作之可能性。第三次籌備會議於 2001 年 8 月 5 日~9 日在韓國舉行，本計畫派二員參加。會議主要議題包括：討論 ICGRST 主要工作目標及方式、由韓國 KAERI 提出之 URL 合作計畫、及由我國提出之全系統功能評估研究計畫，並建議由其他國家共同參與。
與美國桑地亞國家實驗室合作事項	90 年~91 年/美國桑地亞國家實驗室合作事項	(1)洽請 SNL 提供駐所技術諮詢服務 (2)辦理場址特性調查與功能評估之介面整合技術研討會 (3)洽請 SNL 協助安排本計畫人員接受評估模式專業訓練
與美國監測科技公司合作事項	90 年~91 年/美國監測科技公司(MSCI)	(1)安排本計畫人員接受全系統功能評估模式技術訓練 (2)進行全系統功能評估模式應用之技術研討
與美國高得聯合公司合作事項	90 年~91 年/美國高得聯合公司	(1)協助安排計畫人員前往 GAI 接受 GoldSim 機率式評估模式訓練 (2)洽請 GAI 公司提供 GoldSim 機率式評估模式之技術諮詢服務
與芬蘭放射性廢棄物處理與處置專責機構合作事項	90 年~91 年/芬蘭放射性廢棄物處理與處置專責機構(POSIVA)	(1)洽請 POSIVA 提供地質處置概念之技術諮詢 (2)辦理花崗岩層地質處置功能評估之技術研討會
與瑞士國家放射性廢棄物處置專責機構合作事項	90 年~91 年/瑞士國家放射性廢棄物處置專責機構(NAGRA)	(1)舉辦深層處置地下研究試驗設施相關技術研討會 (2)派員於 91 年 5 月 22 日~24 日參加國際合作計畫會議，並洽談未來參與 Grimsel 合作計畫之可能性。

表 6-6：技術發展歷年國際技術合作項目一覽表(續)

技術名稱	時間/合作對象	說明
天然類比	91 年 5 月/ Dr. John Smellie (瑞典 Conterra 地質環境顧問公司), Dr. Russell Alexandre (瑞士國家核能廢棄物專責機構 NAGRA 計畫主持人) 及 Dr. Julia West (英國地質調查所主任科學官)。	辦理天然類比研習會(台北), 主題如下: (1)天然類比研究背景說明、天然類比案例介紹; (2)天然類比研究在處置場功能評估之應用; (3)天然類比/社會溝通方式和經驗。
岩體裂隙與處置場開挖封填技術	91 年 5 月/日本 Kaname Miyahara 及 Yutaka Sugita	辦理岩體裂隙與處置場開挖封填技術研習會(新竹), 主題如下: (1)JNC's R&D program to support implementing phase of HLW Disposal program in Japan; (2)An overview of the H12 performance assessment in perspective; (3)Treatment of defective sealing scenario in H12 performance assessment; (4)Requirements for sealing performance; (5)JNC activity on sealing performance using URL。
nSIGHTs 水文試驗分析軟體	92 年 4 月/美國 SANDIA 國家實驗室	派員出國技術交流、研討 nSIGHTs 水文試驗分析軟體之用。nSIGHTS(n-dimensional Statistical Inverse Graphical Hydraulic Test Simulator)係美國 SANDIA 國家實驗室針對現地非均質及非均方向性水力試驗開發的逆推式數值分析軟體, 其分析方法是先設定水力參數範圍, 以模擬方式自動套配現地量測所得到的水頭壓力及流量變化, 以獲得最適化之參數值。
美國 SNL 桑地亞國家實驗室	92 年/美國桑地亞國家實驗室 (SNL)	(1)協助審查核能研究所研擬之通過核燃深層地質處置概念可行性安全評估報告書 (2) SNL 專家來台演講內容
美國 GAI 高得聯合公司	92 年/美國 GAI 高得聯合公司	(1)裂隙網路分析工作 (2)近場地質特性資料審查工作 (3)功能安全分析模式審查工作
美國 MSCI 監測科技公司	92 年/美國 MSCI 監測科技公司	(1)系統分析 (2)工程障壁系統阻隔策略與功能評估相關議題之諮詢研討會

表 6-6：技術發展歷年國際技術合作項目一覽表(續)

技術名稱	時間/合作對象	說明
芬蘭 POSIVA 廢料處置專責機構	92 年/芬蘭 POSIVA 廢料處置專責機構	(1)審查安全評估報告 (2)花崗岩層現地資訊應用技術訓練
瑞士 NAGRA 國家放射性廢料處置專責機構	92 年/瑞士 NAGRA 國家放射性廢料處置專責機構	此項工作主要是藉由 NAGRA 對於高放射性廢料處置的經驗提供本計畫工程障壁系統最佳化設計的建議。NAGRA 在 2003 年七月對本計畫提出了 “The optimization of EBS design for spent fuel disposal in the R.O.C” 報告，報告的內容首先介紹目前用過核燃料處置先進國家包括芬蘭、日本、西班牙、瑞典及瑞士之深層地質處置概念。NAGRA 並提出一些相關資訊幫助本計畫決定目前高放射性核廢料於堅硬及含水岩層中的工程障壁系統設計，以評估台灣地理環境條件下潛在場址的最佳化選擇。
空中磁測	96 年~98 年 4 月/澳洲 Fugro 公司	潛在母岩空中磁測飛航作業及資料解析，完成 P 區、S 區及 H 區磁力異常圖幅。
台美民用核能合作會議 TECRO-AIT Nuclear Cooperation (TP-IN-NE-DD19)	99 年 11 月/美國桑地亞國家實驗室(SNL)	Dr. Finch 提供處置場及深孔處置相關研究論文及 SNL 報告共 10 篇。
三維磁力逆推技術研究	100 年 4 月~100 年 12 月/澳州 Fugro 公司	建立三維磁力逆推技術，進行 H 區地下研體構造分析。
台美民用核能合作會議 TECRO-AIT Nuclear Cooperation (TP-IN-NE-DD19)	100 年 11 月/美國桑地亞國家實驗室(SNL)	Dr. Helton 提供機率式頻率方法技術相關研究資料。
台美民用核能合作會議 TECRO-AIT Nuclear Cooperation (TP-IN-NE-DD19)	101 年 3 月/美國桑地亞國家實驗室(SNL)	Dr. Finch 提供由 SNL 發展之深孔處置概念相關論文與簡報共 5 篇。

6.6. 經費概估

由於長程計畫所需的相關技術發展與調查的經費龐大(表 1-4)，因此「放射性物料管理法」(第四十六條)亦明確規範：「核能發電之經營者應以核能後端營運基金額度提撥百分之二以上之金額籌撥經費，進行放射性物料營運技術及最終處置之研究發展」，確保充足及穩定的經費來源，以進行相關的研究發展及人才培訓與經驗傳承等工作，使長程計畫得以順利進行。

根據「核能後端營運總費用估算與每度核能發電分攤率計算」報告(台灣電力公司，2011)，針對用過核子燃料最終處置費用成本的估計，自潛在處置母岩特性調查與評估階段至場址詳細調查與試驗階段，以及處置場完工前之相關研究金額約為 142.09 億元，將此經費除以 8 部機組運轉 40 年約 7,714 tU 的用過核子燃料數量，得研發平均單價為 0.018 億元/tU。參照核子燃料數量與我國相當之各國研發平均單價(如瑞典約 0.022 億元/tU，芬蘭約 0.017 億元/tU，)介於芬蘭及瑞典兩個國家平均單價之間。將來計畫一旦進展到地下實驗室建造、技術驗證及整合計畫之執行時，根據實際工作推動之需求與規模，計畫執行經費需要做適度的調整。

處置場設計與安全分析評估階段主要花費為用地取得、地質鑽探費及工程設計費及安全評估分析費等，因目前尚無場址確切位置，估計用地面積 85 公頃加地上物補償費約需 6 億元，在此階段之初即須支出。地質鑽探因需顧及陸上部份及港灣之海上部份，計費因所需調查面積而異，暫以陸上 50 公頃及海上 35 公頃之比例初估，約需 9.25 億元。工程設計費因本計畫屬特殊構造或用途、區位偏遠之工程，適用服務成本加工費法編列設計費，設計作業期間每年需本地工程師 125 人、外籍工程師 25 人來估計，每年設計費約需 6.375 億元，本階段為期六年之工程設計費約需 38.25 億元。總此本階段經費約 53.5 億元(上述金額採 2008 年之幣值)。

至於處置場建造階段所需費用，若依功能區分為處置區(含地下處置區)、港灣區、封裝廠區及共用設施區四部份，各區建造費用估計分別為 74 億、33.35 億、87 億及 25.82 億元，加上間接工程費 33

億元，總計此一階段費用估計約為 253 億元(上述金額採 2008 年之幣值)。

關於用過核子燃料最終處置計畫之經費，根據核能後端營運總費用估算(台灣電力公司，2011)：用過核子燃料境內最終處置除上述調查、設計、建造等所需費用外，若再加上運轉、封閉、監管等費用，估計總共需約 1,196.5 億元(6 部機運轉 40 年)或 1,418.7 億元(8 部機運轉 40 年)。而境外處置方案所需包括運輸、處置等費用，估計約 1,142.6 億元(6 部機運轉 40 年)或 1,745.9 億元(8 部機運轉 40 年)。上述用過核子燃料境內最終處置之經費估算，未來需根據工作規劃的調整與最終處置計畫的修訂，進行所需經費的重新評估與修訂。

綜上所述各項經費概估以及近年來社經環境之轉變，台電公司於 2014 年已再次進行重估，目前該重估案仍在後端基金會討論中，後續俟主管機關經濟部核定後，將據以更新上述經費概估相關說明。

7、現階段工作規劃

就長程計畫發展特性分類，自 1986 年開始至今，共歷經：處置概念初步研發、初期工作規劃、區域調查技術準備，及調查實施與技術發展階段等四個主要階段(圖 5-1)。依照「放射性物料管理法」(華總一義字第 09100248760 號令)第二十九條及「放射性物料管理法施行細則」第三十七條(會物字第 0920018935 號)中相關條文規定(全文詳附錄 C.1)，完成本「用過核子燃料最終處置計畫書」，並自 2005 年展開「潛在處置母岩特性調查與評估」相關工作，其中兩個重要里程碑為於 2009 年提出「我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告」(簡稱 SNFD2009 報告)，以及於 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」(表 6-1)。

台電公司依規劃目標，於 2009 年底提報 SNFD2009 報告；針對「處置環境條件的調查研究」、「處置技術的研究發展」，及「用過核子燃料處置的功能評估」等三大議題進行探討，並提出後續研究發展的方向與建議(詳第 5.1.2 節說明)，據以規劃後續工作主軸，達成 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」之階段目標。

SNFD2009 報告(初步技術可行性評估)之報告總結，說明如下：本報告彙整過去調查之潛在處置母岩的岩類特性與地質環境成果，以及利用離島地區所進行之小規模水力試驗所得資料，完成本土化之地質概念模式及必要之地質環境參數，提供評估者進行初步功能安全分析模式的建置。本報告經由簡化條件下的水井飲水情節進行了本土化的案例分析工作，透過此案例分析，本報告確認了二大議題的結果分述於后：

(1) 本島是否存在潛在母岩？

本報告就所蒐集之我國現有地質特性資料，透過結晶岩、泥岩及中生代基盤岩基本特性、地質史(穩定性)、大地構造、地震及活動斷層等之比較，結果顯示出泥岩做為潛在處置母岩之條件比不

上結晶岩與中生代基盤岩，而中生代基盤岩在本島西部因深處 2000 公尺以下，即使在台灣海峽下也深 1000 公尺餘，調查困難、技術要求層次高，故現階段比較可行的潛在處置母岩係以結晶岩暫為優先。依據所蒐集之資料顯示本島東部結晶岩區可能趨於地質穩定，而國內研究文獻之 GPS 調查紀錄亦指出該區之水平垂直速度場變動小，且 97 年的空中磁測初步結果也顯示該區岩體範圍足敷處置面積需求，故初步可得到之明確結論之一即為本島確實存在一潛在母岩，但其合適性仍須待後續之進一步地下調查與試驗加以驗證。

(2) 我國是否具備初步技術？

依據 OECD 及歐、美、日核能先進國家之經驗指出處置技術之完整評估應包括調查評估作業流程、全系統評估技術，以及技術驗證等程序。準此，本報告就建置整合調查技術之程序與方法(產出地質概念模式)、處置概念之功能/安全分析技術發展，以及簡化條件下虛擬處置場全系統之初步功能安全分析進行評估。初步評估結果，所建置之整合調查的作業流程可以確切產出功能安全所需之地質概念模式，而評估者也能據此地質概念模式發展全系統評估之近場、遠場、生物圈評估模式，並成功的以模式鏈方式進行全系統的初步案例分析，取得必要之基本評估分析技術。

7.1. 技術可行性評估項目

日本發展用過核子燃料地質處置技術的歷程將近三十年時，雖無實際處置場，也尚未完成處置場設置的立法之際，為了確認在日本進行安全的高放射性廢棄物地質處置已有可行的技術基礎，遂於平成 12 年提出 H12 技術報告(JNC, 1999)，提供日本進行處置場選址及其管制單位規劃推動後續處置計畫的參考。此方式對其他同樣位處類似構造活動帶的國家，發展處置技術有相當的啟發作用。

本計畫近程工作規劃，以 SNFD2009 報告為基礎，持續進行潛在處置母岩特性調查，同時進行處置工程技術及變異情節之功能安全評估技術的初步發展工作，以期達成潛在處置母岩特性調查與評估階

段目標，於民國 106 年底提出「SNFD2017 報告」。原子能委員會要求 SNFD2017 報告應達成我國用過核子燃料處置計畫的 3 項階段性目標(100 年 2 月 22 日會議紀錄)，包括：

- (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。

為求善用國外發展經驗及聚焦國內研發資源，考量日本與我國地質環境的相似性，原子能委員會亦要求 SNFD2017 報告需參考日本 H12 報告(JNC, 2000)章節架構。據此，SNFD2017 報告之預定章節內容詳如表 7-1 所示。其中，「地質環境」、「處置設計與工程技術」、「安全評估」等三大章，為本計畫工作後續推動之三大主軸，簡要說明如下：

7.1.1. 地質環境

針對我國地質環境條件，基於長期安定性的考量，需長期進行最終處置技術可行性的調查與研究。根據「用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告」(SNFD2009 報告)對我國地質環境累積資料回顧及針對處置技術發展的建議，最終處置計畫推動潛在處置母岩特性調查與研究工作，將聚焦於符合處置概念深度的深層地質環境特性調查工作，以提供長期安全性評估之用。待潛在處置母岩特性調查與評估階段完成時，將彙整我國潛在處置母岩深層地質環境資料，包括地質構造、岩層分布、岩石力學、水文地質及地球化學等特性資料，以及累積國內對影響處置母岩深層地質環境長期安全條件的自然現象，包括彙整火成活動、地震活動、斷層活動、地層抬升與剝蝕、氣候變遷及海水面升降等資料的調查成果，提供功能/安全評估技術對各類潛在處置母岩(遠場環境)的處置技術可行性評估之用，並作為達成階段目標「完成我國潛在處置母岩特性調查與評估」的參考依據。

7.1.2. 處置設計與工程技術

深層地質處置技術主要利用多重障壁概念，以層層的障壁來阻延用過核子燃料中放射性核種的遷移，使核種到達人類目前生活環境時，放射性已衰減至安全限值以下。多重障壁可分成天然障壁(處置母岩及岩石圈)及工程障壁(廢棄物體、包封容器及緩衝回填材料)。工程障壁與天然障壁是深層地質處置概念中多重障壁的主要組成單元。當考量工程障壁在吸附核種，以及遲滯核種遷移的安全功能上所扮演的角色，針對工程障壁包括廢棄物體本身、包封容器、及緩衝回填材料的研究，對近場環境功能/安全評估益形重要。由於工程障壁設施需配合當地之地質環境條件，因此，在尚未決定處置場址之前，擬參考國外與我國相類似之潛在處置母岩中所發展的工程障壁系統，或引進技術及設備，以獲得本土適用的處置技術雛形，或加入國際合作取得共同研究成果。

7.1.3. 安全評估

功能/安全評估模式應能將包括用過核子燃料特性、處置場設施概念、近場環境、遠場環境及生物圈傳輸等分項系統模組化後組合成一個全系統程式以供評估之用，所以強調的是全系統之評估能力，而各分系統之功能評估可配合後續詳細場址調查工作之需求再精進提昇。

依照國際原子能總署(IAEA)的定義，「功能評估」為：對廢棄物處置系統或分系統功能進行預估，並將分析所得結果與適當之標準或準則進行比較。而「安全評估」則是以輻射劑量(radiation dose)或是輻射危險度(radiation risk)作為主要指標，評估整體處置系統之安全性。功能/安全評估的最終目的，在於整合廢棄物特性、工程障壁功能、以及場址特性，就整個處置系統的功能進行整體性的量化分析與模擬，以評估處置系統的適當性與安全性。本計畫擬建立功能/安全分析之基礎能力，其餘各階段之功能/安全分析首要依前各階段之功能/安全評估結果為基礎，就階段特性與目標所發展之場址或處置場進行功能/安全評估分析，功能評估成果提供場址或處置場效能判別

之運用分析，安全分析則歸納功能評估成效與法規，就整體考量而進行安全分析。其中，功能評估應由效能觀點，廣而深評估場址或處置場之功能，安全分析則以法規標準為主，由功能評估結果，併同經濟考量，明確釐清場址或處置場之安全性。

依深層地質處置的概念設計需求，功能/安全評估系統建構分為：(1)近場，(2)遠場，(3)生物圈。在近場部分，其主要安全功能為阻絕(isolation)，藉由包封容器及緩衝回填材料所構成的近場環境，提供放射性核種與地質圈環境隔離的第一道屏障。而遠場環境其主要安全功能為遲滯(retardation)，藉由地質岩層極低的地下水流速，及核種與地質圈的各種地化作用(geochemical processes)，如錯合、吸附/脫附、溶解/沉澱、氧化/還原、酸鹼中和等，達到延遲核種遷移的效果。生物圈係指放射性核種外釋/遷移後，最終進入與人類活動接觸之生活環境，其範圍包括地表水，土壤及大氣等。生物圈評估的主要功能，是分析計算各種媒介途徑(pathway)，最後可能衍生的核種濃度與劑量，做為與設計或安全標準比較之基準。

7.1.4. 階段預期成果

本計畫在「潛在處置母岩特性調查與評估階段」的階段目標係於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」(簡稱 SNFD 2017 : Spent Nuclear Fuel Disposal Project—2017 Progress Report)，此報告中將完成我國處置環境資料的調查與評估、深層結晶岩地質概念模式的建立，並提供參數以進行功能安全評估技術的研發，以巨觀區域性資料來發展近場安全分析之概念模式與安全分析評估程式，進而配合較巨觀之潛在處置母岩特性調查資料，以求得到區域尺度下之遠場概念模式，以及發展結晶岩區生物圈海陸交會情節的評估技術，作為後續候選場址評選與核定階段評估的基礎。

另一方面，對於過去調查資料欠缺的潛在處置母岩的深層地質規模、長期穩定性及重要地質構造分布等資訊，透過空中磁測、深層地震監測、地表位移等的調查，作為評估本島結晶岩區地質環境長期穩

定性(如活動構造、地震、火山等)的基準，並完成用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告。

為達成原子能委員會要求 SNFD2017 報告應達成的 3 項階段性目標，本計畫將參考國際經過數十年之處置技術研發經驗。在能否找到合適的結晶岩體進行地質處置方面，國際間經過數十年之處置技術研發經驗累積所形成之共識，一致認為在處置發展趨勢上能做為高放處置設施之潛在處置母岩的岩層必須具備下列基本特性才能滿足未來處置場的安全需求(OECD, 2003):

(1) 長期的地質穩定性：

例如，低的抬升與侵蝕率，以及對於地質及氣候變化反映不靈敏的地球化學及水文地質環境。

(2) 合適的物理、化學及構造特性：

例如，巨厚的母岩、緩慢的地下水流速、還原態之地球化學環境俾有利於核種遷移遲滯效應及工程障壁系統功能的維持、岩石力學特性等。

(3) 足夠的側向延伸性，以便容納處置設施：

側向延伸性左右處置坑道與處置洞間距的設計，對衰變熱的排除與核種傳輸的考量有很大的影響。

(4) 不利或擾動的條件越少越好：

包括，氣候及天然地質事件、處置場內伴生的氣體或化學反應變化等，以及人類未來的入侵行為。

(5) 調查的可行性：

進行技術驗證，提供足夠的證據，以利決策審定是否進行下一階段處置計畫。

(6) 可預測性：

在相當的時間尺度內(例如百萬年內)，地質環境可能發生的重大變化均能被考量於功能安全評估的情節分析中。

借鏡國際技術發展經驗，SNFD2017 報告將進行國際同儕審查，據以提供技術精進參考，並完成處置技術可行性及評估之階段任務，奠定邁入下一階段技術發展之基礎。

表 7-1：「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」章節架構

SNFD2017 報告(預定章節)	H12 報告章節(JNC, 2000)
1. 台灣用過核子燃料管理策略與處置計畫	I. High-Level Radioactive Waste Management in Japan
1.1 緣起	1.1 Utilization of nuclear energy and generation of HLW
	1.1.1 Nuclear energy production and the nuclear fuel cycle
	1.1.2 Characteristics of HLW
1.2 管理	1.2 Management of HLW
	1.2.1 Fundamental principles
	1.2.2 Selection of geological disposal
1.3 執行策略	1.3 Geological disposal program for HLW
	1.3.1 General background to research and development
	1.3.2 The second progress report on research and development for HLW disposal: H12
2. 處置系統與安全概念	II. The Geological Disposal System and the Safety Concept
2.1 各國處置系統概念概述	2.1 Worldwide evolution of the geological disposal concept
2.2 我國處置系統概念概述	2.2 The Japanese geological disposal concept
2.3 安全案例概述	2.3 Components of the safety case
	2.3.1 Definition of safety goals
	2.3.2 Demonstrating the feasibility of disposal
3. 地質環境	III. The Geological Environment of Japan
3.1 區域環境地質	3.1 Introduction
3.1.1 地質圈對用過核子燃料地質處置的重要性	3.1.1 The role of the geosphere in HLW disposal
3.1.2 台灣地質環境特徵	3.1.2 Geological setting of Japan
3.2 深層地質特性	3.2 Geosynthesis
3.2.1 地質圈特性對多重障壁概念的重要性	3.2.1 Characteristics of the geosphere of importance to the multibarrier concept
3.2.2 水文地質	3.2.2 Hydrogeology
3.2.3 水文地球化學	3.2.3 Hydrogeochemistry
3.2.4 核種傳輸路徑	3.2.4 Transport pathways
3.2.4.1 流通路徑的定義	3.2.4.1 Definition of flow pathways
3.2.4.2 流通路徑參數的定義	3.2.4.2 Definition of flow pathway parameters
3.2.4.3 基質的擴散效應	3.2.4.3 Matrix diffusion

表 7-1：「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」章節架構 (續)

SNFD2017 報告(預定章節)	H12 報告章節(JNC, 2000)
3.2.5 岩石特性	3.2.5 Lithological properties
3.3 地質處置合適性研究	3.3 Feasibility of siting a HLW repository in Japan
3.3.1 台灣用過核子燃料地質處置之 地質圈特性	3.3.1 Features of the geosphere of specific relevance to HLW disposal in Japan
3.3.2 台灣的大地構造架構	3.3.2 Tectonic setting of Japan
3.3.2.1 火山活動	3.3.2.1 Volcanism
3.3.2.2 斷層活動	3.3.2.2 Faulting
3.3.3 抬升與沉陷作用	3.3.3 Uplift and subsidence
3.3.3.1 台灣抬升/沉陷特性	3.3.3.1 Features of uplift/subsidence in Japan
3.3.3.2 剝蝕作用	3.3.3.2 Denudation
3.3.4 氣候與海平面變遷	3.3.4 Climatic and sea level changes
3.4 結論	3.4 Conclusions
4. 處置設計與工程技術	IV. Repository Design and Engineering Technology
4.1 潛在處置母岩特性調查與評估階段 處置設計概念及工程技術能力	4.1 Objectives of H12 with respect to design and engineering
4.2 工程障壁系統與地質處置母岩的功 能	4.2 Role of the EBS and the host rock in geological disposal concepts
4.3 整體處置概念	4.3 Outline disposal concept
4.3.1 工程障壁系統	4.3.1 EBS components
4.3.2 處置設施	4.3.2 Emplacement configuration
	4.3.3 The disposal facility
	4.3.4 Concept for disposal panels and panel layout
4.4 設計流程	4.4 Design methodology
4.5 影響處置概念的因子	4.5 Factors influencing the disposal concept
4.5.1 熱與放射性	4.5.1 Heat production and radioactivity
4.5.2 地質與地形條件	4.5.2 Geological and topographic conditions
4.5.3 處置母岩特性	4.5.3 Properties of the host rock
	4.5.3.1 Mechanical properties
	4.5.3.2 Thermal properties
	4.5.3.3 Hydraulic properties
	4.5.3.4 Chemical properties

表 7-1：「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」章節架構 (續)

SNFD2017 報告(預定章節)	H12 報告章節(JNC, 2000)
4.5.4 處置深度	4.5.4 Disposal depth
	4.5.4.1 Long-term safety
	4.5.4.2 Characteristics of the geochemical environment
	4.5.4.3 Current construction and investigation technologies
	4.5.4.4 Mechanical stability of tunnels
	4.5.4.5 Thermal stability of the EBS
4.6 工程障壁系統及處置設施的設計需求	4.6 Design requirements of the EBS and disposal facility
4.6.1 廢棄物罐	4.6.1 Overpack
	4.6.1.1 Corrosion resistance
	4.6.1.2 Pressure resistance
	4.6.1.3 Radiation shielding
	4.6.1.4 Thickness of the overpack
	4.6.1.5 Manufacture of the overpack
	4.6.1.6 Composite overpacks
4.6.2 緩衝材料	4.6.2 Buffer
	4.6.2.1 Thermal properties
	4.6.2.2 Hydraulic properties
	4.6.2.3 Mechanical properties
	4.6.2.4 Chemical properties
	4.6.2.5 Gas permeability
	4.6.2.6 Buffer specifications
	4.6.2.7 Installation and quality control
4.6.3 工程障壁的規格與配置	4.6.3 Specifications and emplacement of the EBS
4.6.4 地下設施	4.6.4 Disposal drifts and underground facilities
	4.6.4.1 Mechanical stability and dimensions of the disposal drifts
	4.6.4.2 Disposal drift spacing and waste form pitch
	4.6.4.3 Excavation disturbed zone

表 7-1：「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」章節架構 (續)

SNFD2017 報告(預定章節)	H12 報告章節(JNC, 2000)
4.6.5 回填與封塞	4.6.5 Backfilling and sealing
4.6.6 處置場設計	4.6.6 Repository layout
4.7 工程障壁的穩定性	4.7 Integrity of the EBS
4.7.1 再飽和特性	4.7.1 Resaturation
4.7.2 力學穩定特性	4.7.2 Mechanical stability
	4.7.2.1 Rock creep
	4.7.2.2 Overpack corrosion product expansion
	4.7.2.3 Overpack sinking
4.7.3 受震穩定性	4.7.3 Seismic stability
4.7.4 氣體遷移	4.7.4 Gas migration
	4.7.4.1 Diffusion of dissolved hydrogen
	4.7.4.2 Gas migration
4.7.5 膨潤土特性	4.7.5 Extrusion of bentonite
4.8 建造/運轉/封閉技術	4.8 Construction, operation and closure
4.8.1 建造階段	4.8.1 Construction phase
	4.8.1.1 Construction technologies
	4.8.1.2 Countermeasures against perturbations
4.8.2 運轉階段	4.8.2 Operational phase
	4.8.2.1 Transportation and emplacement of waste packages
	4.8.2.2 Backfilling of the disposal tunnels and main tunnels
4.8.3 封閉階段	4.8.3 Closure
4.9 處置場營運管理技術	4.9 Technical overview of management of the disposal site
	4.9.1 Basic principle of geological disposal and international consensus on institutional control
	4.9.2 Basic concept of management of the disposal site
	4.9.3 Disposal site management and control components
	4.10 Conclusions

表 7-1：「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」章節架構 (續)

SNFD2017 報告(預定章節)	H12 報告章節(JNC, 2000)
5. 安全評估	V. Safety Assessment
5.1 潛在處置母岩特性調查與評估階段 安全評估的範疇及目標	5.1 Objectives and scope of the safety assessment
5.2 安全評估方法	5.2 Safety assessment methodology
5.2.1 相關法規	5.2.1 The AEC Guidelines
5.2.2 安全評估案例的建置方法	5.2.2 Development and treatment of safety assessment cases
5.2.3 模式建構	5.2.3 Modeling strategy
5.2.4 安全評估可信度	5.2.4 Confidence in the safety assessment
5.3 處置系統與功能	5.3 Geological disposal systems and their safety functions
5.3.1 處置系統特性	5.3.1 Features of geological disposal systems
5.3.2 處置系統功能	5.3.2 Safety functions and detrimental factors
5.4 情節發展	5.4 Scenario development
5.4.1 特徵/事件/作用(FEPs)之建置	5.4.1 Identification and classification of relevant FEPs
5.4.2 特徵/事件/作用(FEPs)之篩選	5.4.2 Screening of FEPs
5.4.3 情節定義	5.4.3 Definition of scenarios
5.5 參考案例	5.5 The Reference Case
5.5.1 參考案例定義	5.5.1 Definition of the Reference Case
5.5.2 工程障壁系統參考案例	5.5.2 The EBS Reference Case
5.5.3 地質環境參考案例	5.5.3 The geosphere Reference Case
5.5.4 生物圈參考案例	5.5.4 The biosphere Reference Case
5.6 替代案例	5.6 The Alternative Cases
5.6.1 基本情節之替代案例分析	5.6.1 Analysis of alternative cases within the Basic Scenario
5.6.2 擾動情節分析	5.6.2 Analysis of perturbation scenarios
5.6.3 隔離失效情節分析	5.6.3 Analysis of isolation failure scenarios
5.6.4 關鍵不確定性之確認	5.6.4 Identification of key uncertainties
5.7 計算案例之整合分析	5.7 Synthesis of calculation cases illustrating overall system performance
5.7.1 案例定義	5.7.1 Definition of cases

表 7-1：「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」章節架構 (續)

SNFD2017 報告(預定章節)	H12 報告章節(JNC, 2000)
5.7.2 案例分析結果說明	5.7.2 Results of cases illustrating overall system performance in different geological environments
5.7.3 比較各國安全標準	5.7.3 Comparison of results with overseas safety standards
5.7.4 補充的安全標準	5.7.4 Supplementary safety indicators
5.8 安全評估的可信度	5.8 Reliability of the safety assessment
5.8.1 情節、模式、模組及資料庫的建置	5.8.1 Development of scenarios, models, codes and datasets
5.8.2 天然類比研究	5.8.2 Natural analogues
5.8.3 評估報告比較	5.8.3 Comparison with other safety reports
5.9 總結	5.9 Summary and conclusions
6. 選址技術與安全標準	VI. Technical Basis for Site Selection and Development of Safety Standards
7. 結論與未來發展	VII. Conclusions and Future R&D Requirements
7.1 台灣地質處置之技術可信度	7.1 The technical reliability of geological disposal in Japan
7.2 未來發展	7.2 Research and development on geological disposal after the year 2000
	7.2.1 General features of research and development
	7.2.2 Strategy for R&D after the year 2000
	7.2.3 Specific goals of the R&D program
	7.3 Afterword for foreign audiences: Japanese waste management in the 21st century

7.2. 2014-2017 年工作規劃

7.2.1. 地質環境

處置環境條件的調查，其前提是基於我國地質環境條件下，針對長期安定性的考量，進行最終處置技術可行性相關的調查與研究。

根據「用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告」(SNFD2009 報告)的結論與建議(詳第 7.1 節)，為了建立深層結晶岩調查與評估技術，除了持續累積離島地區結晶岩體特性調查資訊，據以評估其具備的長期地質穩定特性，亦需針對氣候與海平面變遷的影響，將加強海岸地區及離島特性之研究。過去認為位於板塊邊界之本島結晶岩體，根據最新研究顯示可能近百萬年來已邁入穩定地塊條件，建議可作為後續潛在處置母岩的調查對象。除了岩體穩定性的研究重點外，未來本島結晶岩體的研究亦必須加強岩體規模、分布與主要構造帶延伸等資訊的取得。因此，針對處置環境條件的調查而言，為達 2017 年的階段目標(詳第 7.1.4 節)，台灣本島結晶岩體特性調查為近程工作重點之一。

為驗證與精進前期所發展的調查技術，滿足下階段候選場址調查所需的調查與解析技術，藉由本計畫過去建置之調查解析技術，搭配國內重大工程之進行，在隧道開挖前進行地球物理調查及地質特性資料的解析，並與開挖後的實際狀況對比，進行相關技術的實際驗證工作，驗證結果將可做為後續技術精進的重要參考依據。

再者，雖然本階段僅處於潛在母岩特性調查與評估階段，處置環境調查的階段性主要目標為完成母岩特性調查，以蒐集本土深層地質特性及處置合適性資料，建構模擬技術所需參考案例，據以建立潛在處置母岩功能/安全評估技術。

簡言之，在處置環境調查的近程工作規劃方面，主要包含三大主軸的工作：

- (1) 進行台灣本島結晶岩體的特性調查，取得相關現地特性資料，作為本階段評估母岩特性所需的資料。
- (2) 搭配國內重大隧道工程的進行，進行相關技術的驗證與精進。

- (3) 持續結晶岩體技術發展工作，供精進潛在處置母岩功能/安全評估技術所需。

7.2.2. 處置技術的研究發展

未來 2014~2017 年間有關處置技術的研發工作，將就處置概念與設計及工程障壁系統的功能性議題，例如緩衝回填材料(膨潤土種類將以國內日興土或國際間常用的 MX-80 為主)的回脹特性、熱傳導性、材料配比、製作技術等進行探討，同時對處置場工程開挖與岩力特性等技術進行研發與評估工作，相關之處置技術之研究發展說明如后。

7.2.2.1. 處置設計與概念

(1) 整體處置概念

- (a) 工程障壁概念：爰以 SNFD2009 報告之參考處置概念為基礎，進行工程障壁系統概念設計，研擬現階段參考處置概念廢棄物、緩衝材料與回填材料的設計需求。
- (b) 處置概念影響因子研究：進行我國用過核子燃料處置程序、熱與輻射影響之探討，配合工程障壁穩定性分析以及過去處置母岩特性相關研究成果，進行處置母岩特性與處置深度分析與研究，以供未來處置場址選擇與處置場設計之參考。
- (c) 處置設施設計概念：進行處置設施之概念設計，研擬現階段參考處置概念處置設施之設計需求。

(2) 工程設計技術

- (a) 建造/運轉/封閉技術研究：參考國際間發展之建造/運轉/封閉階段之建造技術與規劃，彙整各階段之相關技術與施工需求，以供未來處置場建造之參考。
- (b) 處置場營運管理技術：對各國處置場之營運管理概念與經營管理要素，和營運管理相關資訊進行探討，做為未來我國處置場營運管理技術發展之基礎。

(3) 緩衝回填材料功能參數之建立—T-H-M 資料建立

- (a) 緩衝回填材料水力傳導參數(Hydraulic Conductivity)：蒐集並彙整國內外膨潤土塊體或膨潤土混合物材料種類與水力傳導參數之關係，包括純膨潤土塊體與膨潤土混和物(混合砂或碎石等)之配比、塊體乾密度環境改變等影響因素。
- (b) 緩衝回填材料自癒性質(Self-Sealing)——回脹壓力(Swelling Stress)以及回脹變形(Swelling Strain)：蒐集並彙整國內外膨潤土塊體與膨潤土混合物(混合砂或碎石等)回脹行為參數，包括回脹壓力、回脹變形。影響因素為膨潤土混和物配比、塊體乾密度、鹽水濃度與環境溫度。藉此評估緩衝/回填材料自癒性質。
- (c) 緩衝回填材料力學參數——三軸強度(Triaxial Strength)、破壞模式(Failure Criterion)：蒐集並彙整國內外膨潤土塊體與膨潤土混合物之強度及勁度參數，探討強度、變形模數、高圍壓下 Mohr-Coulomb 參數(凝聚力 c 、摩擦角 ϕ)、Hoek-Brown 參數(岩種參數 m 、完整性參數 s)，比較膨潤土種類、膨潤土混和物(混合砂或碎石等)配比、塊體乾密度等因素之影響，以供評估緩衝材料造成廢棄物罐之壓力、以及廢棄物罐之沉陷變化。
- (d) 緩衝回填材料熱傳導參數——熱傳導係數(Thermal Conductivity)：蒐集並彙整國內外膨潤土塊體與膨潤土混合物(混合砂或碎石等)熱傳導參數，包括純膨潤土塊體與膨潤土混和物之配比、塊體乾密度、含水量與環境溫度。
- (4) 包封容器設計需求(Design Requirement)
- 為確保長期處置過程之安全無虞，需考量廢棄物罐受腐蝕及外力影響下之設計需求。研究項目包括：廢棄物罐受熱、輻射屏蔽與臨界特性、抗腐蝕能力研究、受圍壓與地震危害評估之耐受度。

(5) 包封容器驗證技術(Qualification Technology)

在廢棄罐完成設計後，需藉由進一步的驗證工作以確認其長期安全性。相關驗證工作包括：力學分析方法、試體試驗及焊接與密封性能等相關驗證，以確保設計之安全性無虞。

7.2.2.2. 處置場建造技術發展

(1) 處置場型式分類與岩石力學特性建立

評估各國地下處置場施工技術之特點與處置場型式之關係及進行國內可能場址主要岩種之岩石力學特性評估。

(2) 開挖擾動帶(Excavation Distribution Zone)岩體長期行為評估(受震、潛變、擾動解壓等影響)

進行地震危害度分析及評估，綜合評估可能之設計地震，並評估地下岩體裂隙受震影響。蒐集有關地下工程施工過程中圍岩與時間相關之長期變形現象，並探討不同條件下岩體之應力、應變行為，以利評估不同施工狀態下(如岩性、岩體類別、覆蓋厚度或現地應力、隧道斷面、開挖方式、支撐工法、施工狀況等)母岩之相關力學、水力傳導性質。

(3) 地下隧道開挖施工技術分類與探討

彙整各國現行之處置場設計、坑道配置與工程施工型式之選擇等文獻資料，評估與探討各國施工技術之特點與處置場型式之關係。

(4) 國內深開挖與隧道施工技術應用可行性評估

以國內現有之隧道施工方法與技術(如鑽炸法、全斷面鑽掘、NATM 新奧工法)評估，綜合評估適用於地下處置坑道之施工方式及可能遭遇之困難，彙整國內著名之長大隧道施工案例工程特性、施工方法、地質條件等資料。綜合評估適用於地下處置坑道之施工方式及可能遭遇之困難。

7.2.2.3. 遠場特性分析技術

(1) 現地地表裂隙調查

經由叢集分析與統計方法，推估裂隙最主要之組數及位態，再回饋給離散裂隙產生器，產生相關之離散裂隙模式。

(2) 地質統計分析技術

採取線性與非線性克利金法(Kriging method)，求取大尺度下之水力傳導係數，進而模擬在水流異質場中，核種經由水流之模擬傳輸情況。

(3) 現地裂隙岩體滲透性推求

運用現地抽水試驗(通井、裂隙封塞)及實驗室定水頭與變水頭方法，分別求取具現地代表性之水力傳導係數與實驗室尺度之水力傳導係數。

(4) 處置母岩岩石力學分析與變形特性評估

蒐集國內候選處置母岩相關單位(例如工程部門、國科會等)有關岩石力學參數，分析各候選岩種之強度、勁度、異向性等力學參數，進一步評估預定處置深度之岩體的應力狀況、變形性質、不連續面分布。

(5) 處置母岩節理面力學性質與導水特性間的偶合行為

蒐集有關不同應力場作用下之節理岩體導水特性行為，探討節理導水性與節理之幾何性質與外在應力場之關係，進而評估候選處置母岩之相關分析參數。

(6) 發展實驗室單一裂隙岩體溶質傳輸之相關技術

包含小尺度裂隙岩體滲透性推求、水流流場之建置、小尺度延散及擴散係數分析與評估。

(7) 進行現場裂隙岩體示蹤試驗，評估區域尺度之溶質傳輸參數。

7.2.3. 安全評估

為充分發揮近場阻絕功能，以及遠場遲滯之功能，俾有效延緩核種進入人類生活圈，並進而降低其輻射危害，故有關處置場之功能安全評估技術在 2014~2017 年間的研發工作將依照 SNFD2009 報告審查委員建議強化本土化調查數據的應用，發展本土裂隙網路之核種傳

輸分析，以及替代情節下的功能安全分析工作。在近場、遠場、生物圈等分系統的后續研發工作說明於后。

7.2.3.1. 近場

進行處置場近場安全評估，首在評估分析與功能模式、概念化模式及資料需求之關聯(圖 7-1)。在初步可行性評估階段，主要以核種釋出行為之概念化模式發展及安全評估為主。此種規劃係考量現場調查資料的尺度與精確度之因素，針對近場各成員所進行之功能評估，需配合較微觀之場址特性資料，始有較精確的結果，提供發展更真實的概念模式及安全評估，而需要那些場址之特性參數，可藉由初步的區域性資料，經由簡化的概念模式與安全分析，所得結果回饋提供場址調查之精進。

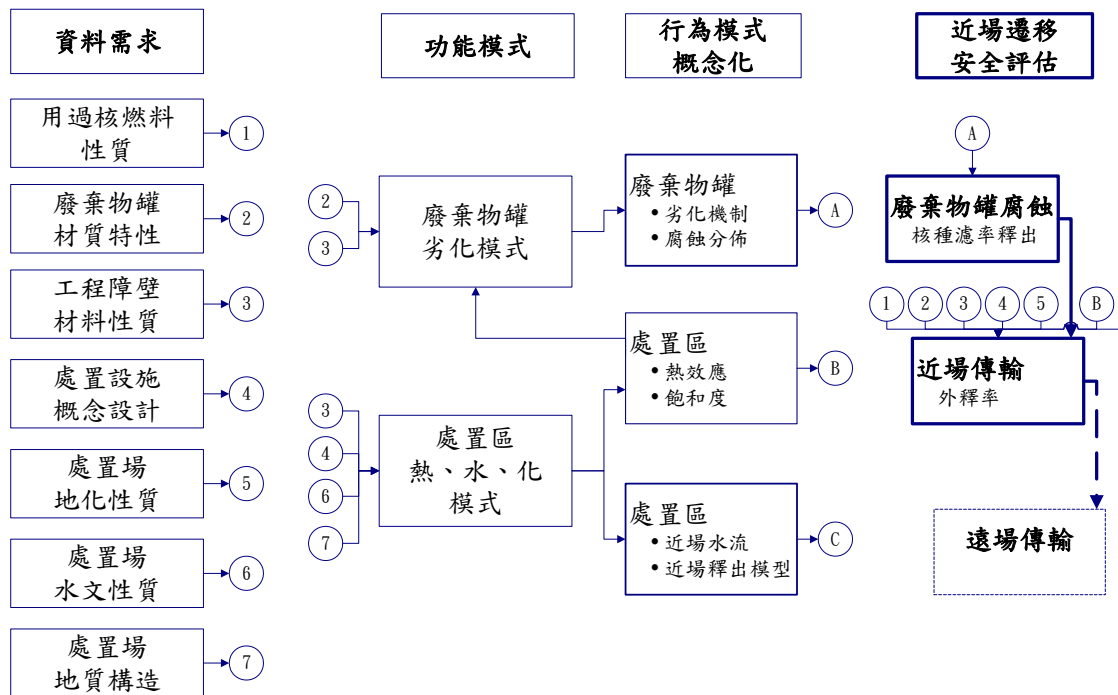
因此，以巨觀區域性資料來發展近場安全分析之概念模式與安全分析評估程式為主，主要工作項目有：

- (1) 建立用過核燃料存量分析模式
- (2) 廢棄物罐腐蝕之概念模式
- (3) 處置區之熱效應概念模式
- (4) 發展近場熱、水、化學特性模擬模式
- (5) 建立核種由用過核燃料釋出之分析程式
- (6) 建立核種在近場(含緩衝材料、處置區圍岩)釋出之分析程式
- (7) 發展地震對緩衝回填材料之影響分析模式
- (8) 影響安全參數之敏感度分析

進行上述技術發展與分析所需之參考資料包括：

- (1) 國內用過核燃料性質(BWR、PWR 之燃耗度與數量等)
- (2) 可能的廢棄物罐材質
- (3) 考慮的工程障壁材料特性(密度、孔隙率等)
- (4) 處置設施的概念設計
- (5) 區域性之地化條件(氧化/還原狀態、地下水 pH 值等)
- (6) 區域性之水文特性(水流量、方向與梯度等)

(7) 區域性之地質構造



附註：上圖①、②、③、④、⑤、⑥、⑦與 A、B、C 均為流程圖方塊間之連接點

圖 7-1：處置場近場安全評估與功能模式、概念化模式及資料需求之關聯

7.2.3.2. 遠場

遠場評估的主要功能，為分析核種經由近場後，經開挖擾動帶(EDZ)外的脆弱地質或主要裂隙，讓核種經由地下水流之傳輸情況。而在遠場部分，所要進行的相關功能評估乃是經由現地裂隙地表調查，經由鑽探或踏勘等方式，得到地質資料，據此用以判斷主要水流方向，或是間接求得核種傳輸所需要之參數，如：地下水流速、水力傳導係數及裂隙內寬等。

相關的評估模式如圖 7-2 所示，除以最普遍的孔隙介質模擬方法外，世界各國(瑞士、瑞典及芬蘭等)也有採用離散裂隙模式，作為其評估工具，而其物理意義即是將水流沿著裂隙流動，也就是為最主要核種傳輸方向與通路。此種規劃評估模式需考量現場調查資料之尺度與精確度因素，故針對遠場進行之功能評估時，需配合較巨觀之場址特性資料，以求得到區域尺度下之遠場概念模式。

以巨觀大尺度性資料來發展遠場安全分析之概念模式與安全分析評估程式，主要工作項目有：

- (1) 現地地質情況分析與調查
- (2) 開挖擾動帶外核種傳輸概念模式
- (3) 現地場址裂隙特性調查，包含水力特性與傳輸特性
- (4) 近場水流與釋出至遠場概念模式發展
- (5) 建立遠場概念分析模式(單一裂隙模式、離散裂隙模式、多孔介質模式或雙滲透模式)
- (6) 建立核種在遠場(含裂隙、母岩)相關傳輸之分析程式
- (7) 核種在遠場釋出之核種濃度累積機率曲線分布情況
- (8) 影響安全參數之敏感度分析

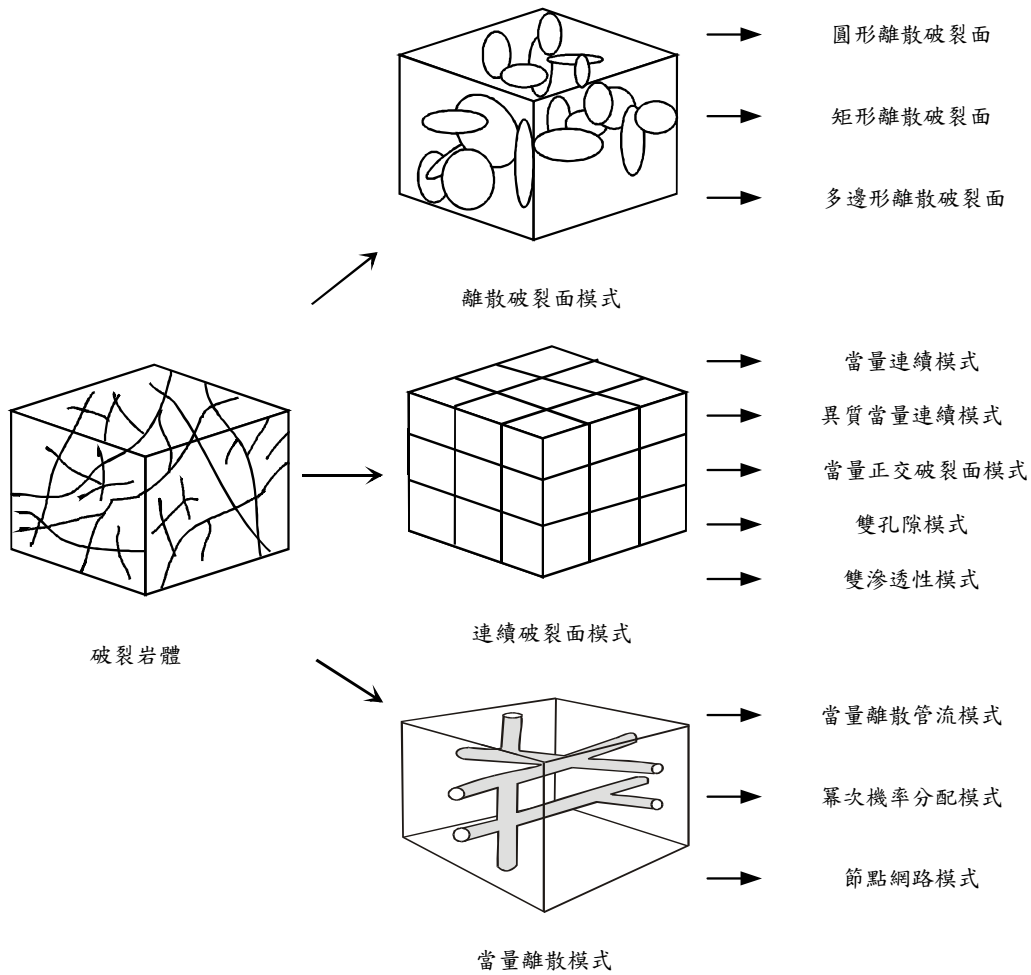


圖 7-2：裂隙岩體模式示意圖

進行上述技術發展與分析所需之參考資料包括：

- (1) 潛在處置母岩之地質特性
- (2) 大尺度之地質構造分佈
- (3) 情節分析
- (4) 現地場址水文地質特性
 - (a) 現地大尺度試驗分析結果
 - (b) 大尺度水文地質條件(地質分層、地下水位及水力梯度等)
 - (c) 大尺度核種傳輸特性(分佈係數、擴散係數與延散係數等)

7.2.3.3. 生物圈

生物圈評估的主要功能，是分析計算各種媒介途徑，最後可能衍生的核種濃度，並考量放射性核種的生物圈輻射劑量轉換因數，以評估民眾於放射性核種環境介質中所受到的輻射劑量，作為與設計或安全標準比較的基準。

針對離島測試區生態環境現況，延續過去已有的生物圈評估經驗並調查分析結果，發展適用該區的水井情節模式以及可能的農業灌溉情節模式，並引入國際間發展已純熟之區塊模式(compartment model)，建立適用之生物圈輻射劑量評估技術。其中水井情節需根據該區的地下含水層流量，以及水井於該區地下水的抽水量；農業灌溉情節則需考量使用地下水作為農業灌溉水源狀況，瞭解當地年降雨與蒸散、地下水抽水量、地下水補注量、土壤入滲量、種植之農作物種類、面積與收穫量、畜牧種類，並瞭解該地區居民食用農作物的可能數量等，所需之分析模式與分析技術更為複雜。此外，若考慮離島環境與本島海陸交會地區之外釋情節，則需建置海洋外釋有關之分析參數。

生物圈評估技術發展主要針對離島測試區特性並發展適用現階段的評估技術，將分階段性依序進行，如第一階段為水井情節、第二階段為海洋外釋情節造成之暴露途徑、第三階段為農業及半自然環境之情節、第四階段為生物圈系統改變之情節，並持續在離島測試區的監測生態與環境工作，將各階段作詳盡的研究與探討，並視現地特性

及可運用資料程度，調整規劃未來可能情節的技術發展。為生物圈技術發展所建立的內容包含：

(1) 建立生物圈輻射劑量評估概念模型

評析國際生物圈評估技術發展現況，擷取他國評估技術優點；分析各國生物圈評估模式，歸納分析各國生物圈輻射劑量評估模式；建立本土生物圈輻射劑量評估情節。

(2) 建立生物圈輻射劑量評估模式之程式運算技術

(a) 針對本土—(離島測試區)生態與環境調查，包括氣候特性、飲食習慣等。

(b) 建構生物圈輻射劑量評估模式之暴露情節。

(c) 建置適用結晶岩質地區之生態與環境分析參數。

(d) 建置海洋外釋情節所需之海洋外釋分析參數。

(e) 運用分析現階段生物圈輻射劑量轉換因數。

(f) 建立生物圈輻射劑量評估模式之程式運算技術，並進程式功能測試，及進行各項參數敏感度分析。

7.2.3.4. 情節

(1) 基本情節

最終處置場位置與設計上盡可能避免核種外釋於人類活動的生物圈範圍，因此，在場址位置選擇上會以深層地質為主，並考量該區域環境的長期演化環境，如以沈降環境較抬升環境為佳、地下水為區域封閉流場較開放流場為佳等。在諸多的處置場設計考量下，處置場內的核種不易外釋至生物圈。在此前提下，假設核種最可能外釋至生物圈的方式，作為處置場安全評估的基本參考案例。

(2) 替代情節

功能與安全評估之替代情節擬先考慮地震情節和洪水情節。台灣地處環太平洋地震帶，地震可能造成處置隧道周圍母岩破壞或透過母岩震動與變形，導致隧道發生程度不一的損害。隧道周圍母岩的破壞如斷層錯動，其破壞性甚強，通常隧道結構無法抵抗而遭受嚴重損

害。母岩震動與變形對隧道的影響則視地震大小、母岩特性與結構耐震能力而異，有關處置隧道受地震影響的損害研究，是相當重要的議題。此外，因地震造成地層錯動可能導致處置場工程障壁的破壞，包括廢棄物罐破損、緩衝材料破裂等，因此，對處置場而言，地震的影響是不可逃避的議題。

另一方面，近年來由於環境氣候變遷造成國內短時間內的降雨量驟升，此現象可能引致土石流或地表淹水，地表淹水亦可能來自海嘯，直接影響地表處置設施，進而危及地下處置場的營運安全，因此，無論是地震情節或洪水情節的研究是必要的。

7.2.3.5. 全系統安全評估

全系統安全評估整合近場安全評估、遠場安全評估以及生物圈安全評估，分別以定率式和機率式分析方法進行全系統的劑量計算和風險評估。

在劑量計算方面，根據基本情節和替代情節分別計算可能的核種外釋核種活度，並評估生物圈內人體受到不同核種傳輸途徑引致之曝露劑量。不同情節下核種在近場或遠場的遷移特性(如擴散或吸附等)，及生物圈中核種傳播途徑特性(如動植物吸收核種之參數或人類生活息關參數等)，是進行劑量分析不可或缺資訊，此外，近場、遠場與生物圈之間的分析模式連結，是全系統安全評估技術發展重要的一環。

在風險評估方面，不僅輻射劑量分析需考量不同的情節與核種外釋途徑。對於風險評估而言，更需瞭解核種的外釋機率，如核種從廢棄物罐外釋的機率，可能來自廢棄物罐的設計缺陷、或因腐蝕造成的破壞等。透過整體考量不同情節發生機率(如廢棄物罐設計缺陷、破壞模式及回填材料的破壞機率，或關鍵群體風險評估等)，與可能造成的輻射劑量進行處置場風險評估分析。

7.2.4. 經費與人力需求評估

近程工作之項目及經費概算表列於表 7-2，表中工作項目將依不同潛在處置母岩之調查難易，或依各年度進行調查與分析之深度與廣度所需，視時空條件進行必要的調整。

7.2.5. 預期困難與解決方案

潛在處置母岩所處位置多非人口稠密區，或位於人跡罕見之山區、海域及離島等地，經建開發較少，過去國內調查資料普遍缺乏，欲進行地質、構造、水文地質、地球化學、岩石力學等特性的評估，現有資料的質與量，仍難與核能先進國家評估所用的資料量相比。尤有甚者，潛在處置母岩特性調查需較一般工程計畫調查更著力於深層地質特性的資料取得，其技術要求高，需費昂貴，過去端靠用過核子燃料長程處置計畫的推行，逐年調查累積潛在母岩深層地質特性的資料，作為評估潛在處置母岩特性乃至候選場址特性之用。及至今日國內潛在處置母岩仍有些地區，未曾有深層地質調查資料，猶待本計畫後續調查工作來完成(參見表 6-1，於 2028 年底提出優先詳細調查的場址)。而目前調查與評估工作力求達成階段性目標：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」。

為完成處置技術可行性評估，針對結晶岩潛在處置母岩的分布、規模、岩層特性及構造分布的調查，除現有中央地質調查所台灣地質圖外(地調所，1981-迄今、1990、1995、1997a、1997b、1998、1999、2000a、2000b；何春蓀，1986；地質學會，2000)，結合本計畫空中磁測的調查成果，可以就東部岩體的深層岩層分布、規模、主要構造線延伸等資訊，另對「無震帶」延伸區域的岩體，規劃岩體特性調查與長期穩定性監測的工作。一方面應用空中地物探測解析資料，可以避免在山區進行費日耗時之地表調查，並搭配國內重大工程之進行，盡早取得與處置環境近似的深層地質特性參數，進行不同地區結晶岩特性的處置技術可行性評估。

由過去最終處置計畫長期累積的經驗顯示，現地深地層特性調查技術發展，必須謹慎考量設備的移動性。尤其是深地層特性的相關調

查設備尺寸，往往重達數千公斤，因此不論是由國外引進或自行發展，均應妥善考慮設備的模組化設計。再者，深層鑽井的孔內調查技術的發展與測試方面，目前已達到封塞取樣與現地測試特性基線(baseline)的技術層次，面臨挑戰在於長期必須保持裸孔狀態進行試驗，容易因崩孔而廢井，或因卡孔而儀器損壞。另一方面，由於深層地質特性變化多元，因此，國內研究人員除了需引進國外井下調查技術外，還需以逐步汰換更新或部分損壞更換等方式，避免調查設備因卡孔損壞，而延遲研發進度。

在非技術性議題方面，明確與持續穩定的政策是決定計畫是否能依照規劃順利執行的主要關鍵。國內目前尚未如芬蘭、瑞典等國家明確宣示在其國內進行放射性廢棄物的最終處置，導致國內目前相關工作規劃與期程，均有可能隨時變化，進度難以掌控，人才及技術難以建立與傳承。核能目前已被視為可有效降地球暖化的有效機制之一，國際間亦積極展開核能發電廠的延壽或建置，然而，放射性廢棄物是否可妥善的進行最終處置，一直是國人關切的主要議題。此際，國家層級的明確處置策略，急待釐清與宣示；深地層現地資料是評估最終處置設施安全性的絕對必要資料，民眾抗爭是現地調查評估時，可能面臨最困難的非技術問題，在國內目前尚缺乏法定調查權的相關法規(如地質法草案)現況下，台電公司仍將以最大的耐心，持續進行相關工作；建議主管機關應考量儘速授予法定的現地調查權，以期順利解決國內放射性廢棄物最終處置的問題，使核能成為國內有效降地球暖化的重要機制。

表 7-2：2014-2017 年工作經費概算表(萬元)

工作項目	2014 年	2015 年	2016 年	2017 年
潛在處置母岩特性調查-台灣本島東部結晶岩體及離島測試區母岩特性調查				
地表調查	2,500	2,500	1,500	700
地下調查與監測	2,300	2,300	2,300	2,300
潛在處置母岩功能/安全評估				
處置概念精進與情節分析	1,300	1,300	1,300	1,300
潛在處置母岩功能/安全評估	3,300	3,400	3,400	3,400
核種傳輸與工程障壁	2,000	2,000	2,000	2,000
技術發展				
深層地質特性調查及解析技術	3,000	3,000	3,000	3,000
地質長期穩定性與演化建構技術	1,500	1,500	1,500	1,500
學界及國際合作	5,700	5,700	5,700	5,700
*經費預算概估	21,600	21,700	20,700	19,900

* 預算根據過去執行情況概估，實際以立法院核定數為準；

備註：

1. 依 2011 年度計畫成果報告審查會議決議事項修訂。
2. 經費係以現有團隊人力(90 人)之最大工作量來估算所需。

8、計畫管理

用過核子燃料最終處置計畫是一長期性且需要多元化技術的整合性計畫，計畫管理重點在確保「符合需求」與完成「有效文件」並確保長程計畫的順利執行。透過管制與審查作業程序，對計畫工作事項、責任、介面、必要條件、接受標準等之內容進行技術審查、品保審查與管理審查，以確保技術方法與成果、文件格式與內容、計畫目標與管理政策一致。而為達成上述「符合需求」與完成「有效文件」，對長程計畫推展成果，將以數據化與資訊化方式，進行整合與應用，達成知識管理目標，確保文件有效長期保存；此外，尚需藉助於獨立之「監督與審查作業」，也就是由公正第三者進行水平與垂直向業務的獨立監督。另外，透過完善的人才培育、人力管理、技術訓練、技術傳承與計畫延續機制，為確保長程計畫是否能順利執行的關鍵因素之一。

由於「我國用過核子燃料最終處置計畫」為一長程計畫，全程工作之規劃時程長達數十年，包含「潛在處置母岩特性調查與評估」、「候選場址評選與核定階段」、「場址詳細調查與試驗階段」、「處置場設計與安全分析評估階段」、以及「處置場建造階段」等不同任務目標階段，為確保全程工作能按規劃時程如期完成預定之進度與目標，且執行過程中所獲成果之正確性與完整性，必須建立相當縝密的計畫管理系統，方能整合各技術分項工作，落實(1)計畫追蹤、審查與考核、(2)資訊整合與應用、(3)知識管理等三大計畫管理目標，有條不紊逐步達成各階段目標。

有關計畫管理的工作項目架構圖如圖 8-1 所示，而配合全時程工作的實作流程則如圖 8-2 所示，其中計畫追蹤與考核平台將先行建立，俾落實計畫追蹤與考核功能，俟資訊整合與應用平台建置之後，再整合知識管理平台以作為計畫管理的完整作業平台。系統將以入口網站(portal site)之形式來進行實作，使用者擁有各自的授權範圍，

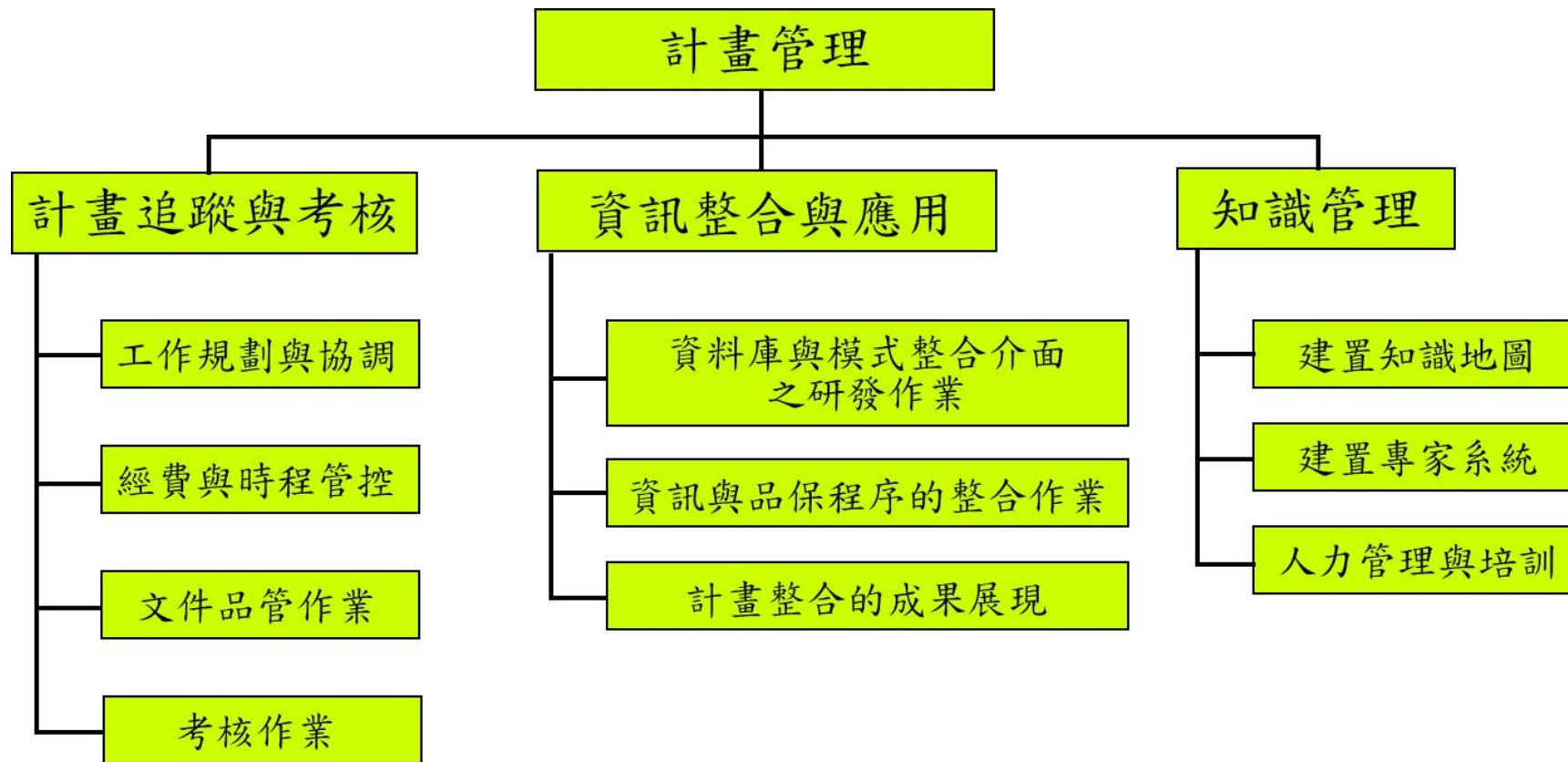


圖 8-1：計畫管理工作項目架構

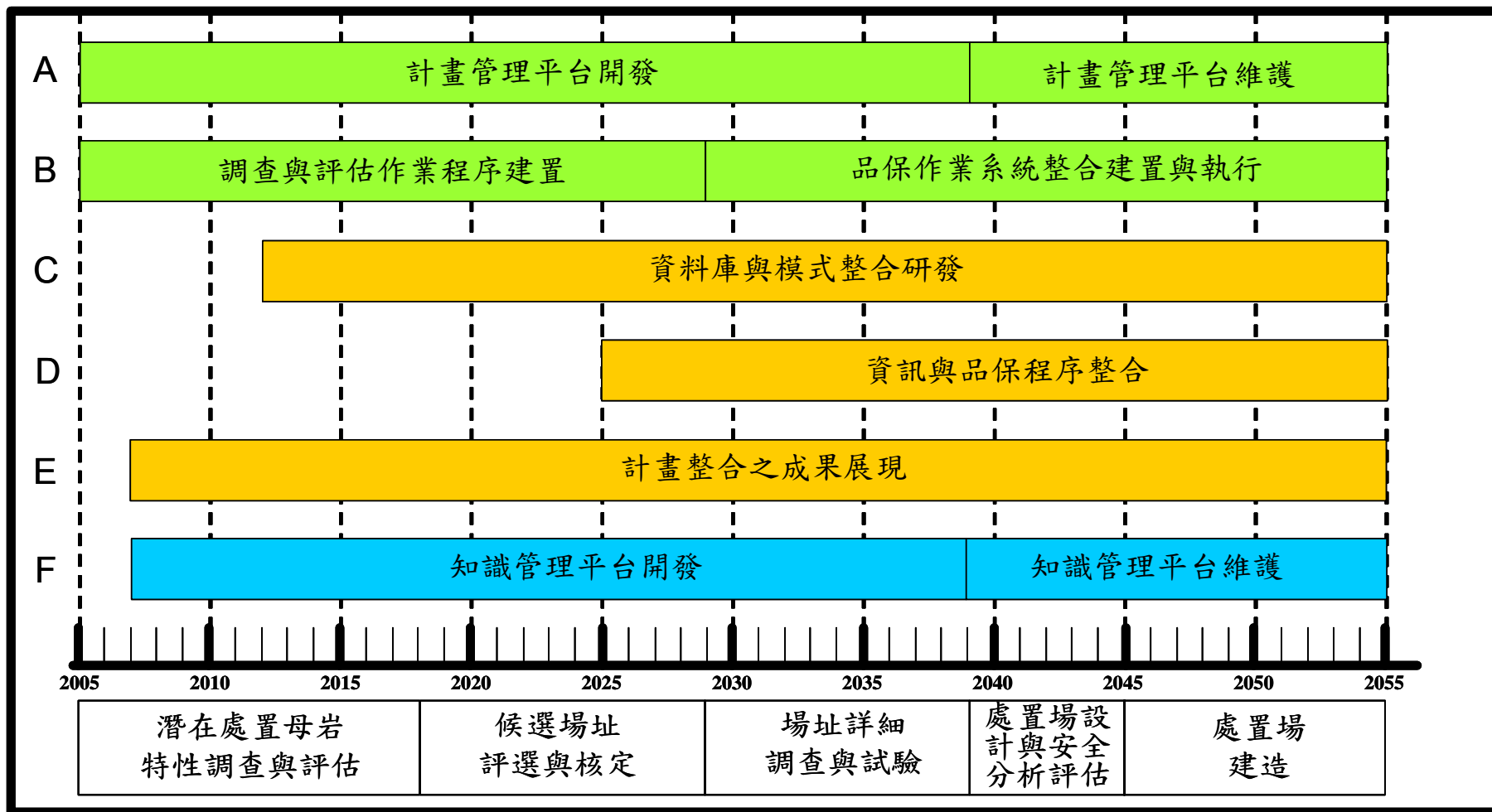


圖 8-2：計畫管理工作項目實作流程

註：各階段期程可能變動範圍，請參考表 6-1。

以存取相關的資料和進行必要的管理行為，決策者有權閱覽整合技術的重點摘要資料和具體成效，以取得必要的決策輔助資訊，而計畫管理者則可進入系統進行相關的資料檢核和系統功能設定等行為，至於計畫執行者則由系統主動通知，以進行定期的進度及階段目標報備事宜等，實際運作之示意圖如圖 8-4 所示。

因為計畫管理平台所使用的 IT 技術相當繁多，可分為作業系統、程式開發工具、資料庫及網頁技術等等，而各項技術又是日新月異，更新相當快速。為了維持資訊整合平台的長久穩固及研發團隊間的資訊互通性，確有必要建立 IT 的規格管理制度，俾與時俱進的更新資訊平台所使用的資訊技術，以確保資訊平台之可用性，以及有助於最終處置計畫之技術整合應用。資訊技術規格管理之規劃如圖 8-3 所示，內容分伺服器、資料庫、程式語言、網頁技術、動畫及 3D 技術等，點按標題時，詳細結果將出現在右邊框架中，由上而下的呈現內容分別為標題、內容及介紹圖片。

- 平台架構
 - ▶ 法規要求
 - ▶ 資訊平台架構
- 1 專案管理
 - ▶ 工作日程
 - ▶ 工作查詢
 - ▶ 工作管理
 - ▶ 計畫書管理
- 2 資訊整合應用
 - ▶ 0 互動式展示
 - ▶ 1 過去成果
 - ▶ 2 成果編輯
 - ▶ 3 未來規劃
 - ▶ 4 規劃編輯
- 3 知識管理
 - ▶ 知識地圖
 - ▶ 研究報告查詢
 - ▶ 研究報告新增
 - ▶ 核種吸附資料
 - ▶ 關鍵字工具
- 資料庫管理
 - ▶ 資料統計表
 - ▶ 資料新增
 - ▶ 資料繪圖
- IT規格管理
 - ▶ IT規格現況
 - ▶ IT規格編輯

- ☐ 伺服器
 - 微軟IIS
 - RAID備份機制
 - 同步備份軟體
- ☐ 資料庫
 - Access
 - SQL Server
- ☐ 程式語言
 - C#
 - ZedGraph
- ☐ 網頁技術
 - ASP.NET
 - HTML
 - CSS
 - Javascript
 - XML
 - Web3.0
 - 二維影像Photoshop
 - 二維向量FreeHand
- ☐ 動畫
 - Flash
 - Mpeg標準
- ☐ 3D
 - 虛擬實境VRML
 - 選擇Maya

Maya介紹

在3D建模及動畫製作的相關應用上, Maya的等級和2D的Photoshop無庸置疑是可等量齊觀的, 不論是功能的完整性或是使用界面的合理性, 單單使用過程就是一種享受。在市場上公認是相當高階而且複雜的三維電腦動畫軟體, 被廣泛用於電影、電視、廣告、電腦遊戲和電視遊戲等的數位特效創作, 曾獲奧斯卡科學技術貢獻獎等殊榮。

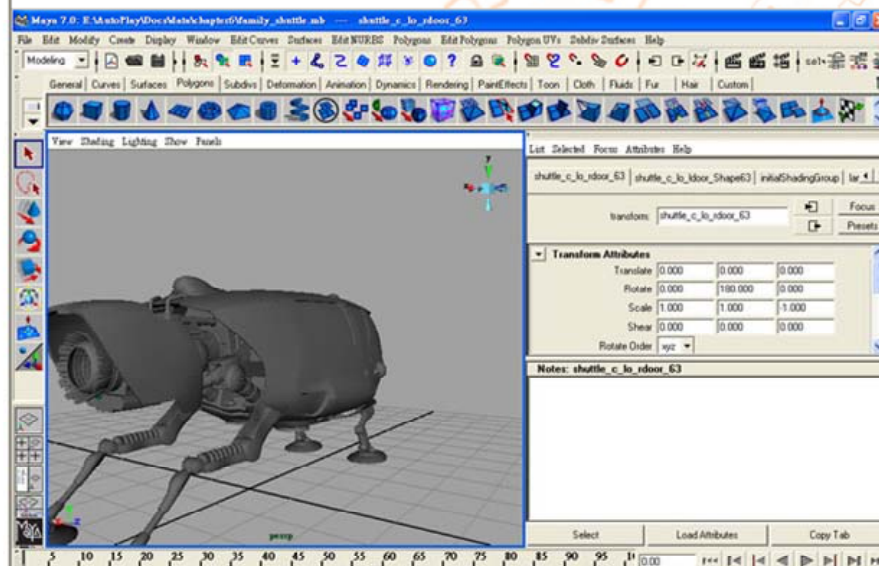


圖 8-3：資訊技術規格展示圖

台灣電力公司核能後端營運處(簡稱核後端處)為用過核子燃料最終處置計畫之主辦單位，負責計畫執行之管理，主要包括計畫追蹤與考核、技術整合、工作規劃與協調及預算與時程管控。台灣電力公司綜合研究所(簡稱綜研所)為計畫支援單位，負責計畫執行之資訊管理，主要包括計畫管理平台的開發與維護、技術資料庫整合介面之開發與管理，及知識管理。工業技術研究院能源與環境研究所(簡稱工研院)，及行政院原子能委員會核能研究所(簡稱核研所)為計畫執行的主要協辦單位，與國內外學術研究機構，分別負責場址調查與試驗、場址功能/安全評估及技術發展等相關工作。用過核子燃料最終處置計畫之執行組織架構，如圖 8-5 所示。

8.1. 計畫追蹤、審查與考核

有關計畫追蹤與考核，其目標為可由此系統充分掌握各項專案之進度和成果，適時配合整合技術之需求，以展現具體成果。進行方法分定期和不定期兩種方式，定期方式之進行，首先根據計畫追蹤點由系統主動通知各計畫執行單位進行計畫進度和成果之填報；由計畫追蹤系統彙整後，主動提供季報、半年報及年報給計畫管理者。不定期方式之進行，則由計畫追蹤系統依計畫管理者要求，提供各式現況之摘要圖表，供管理決策之用。建置過程將應用各種資訊技術，整合各項研發專案之進度及成果後存入資料庫，之後可依使用者的權限，配合相關的存取和檢索技術，以量化方式展現計畫的進程。而量化圖表的需求特點如下所示：

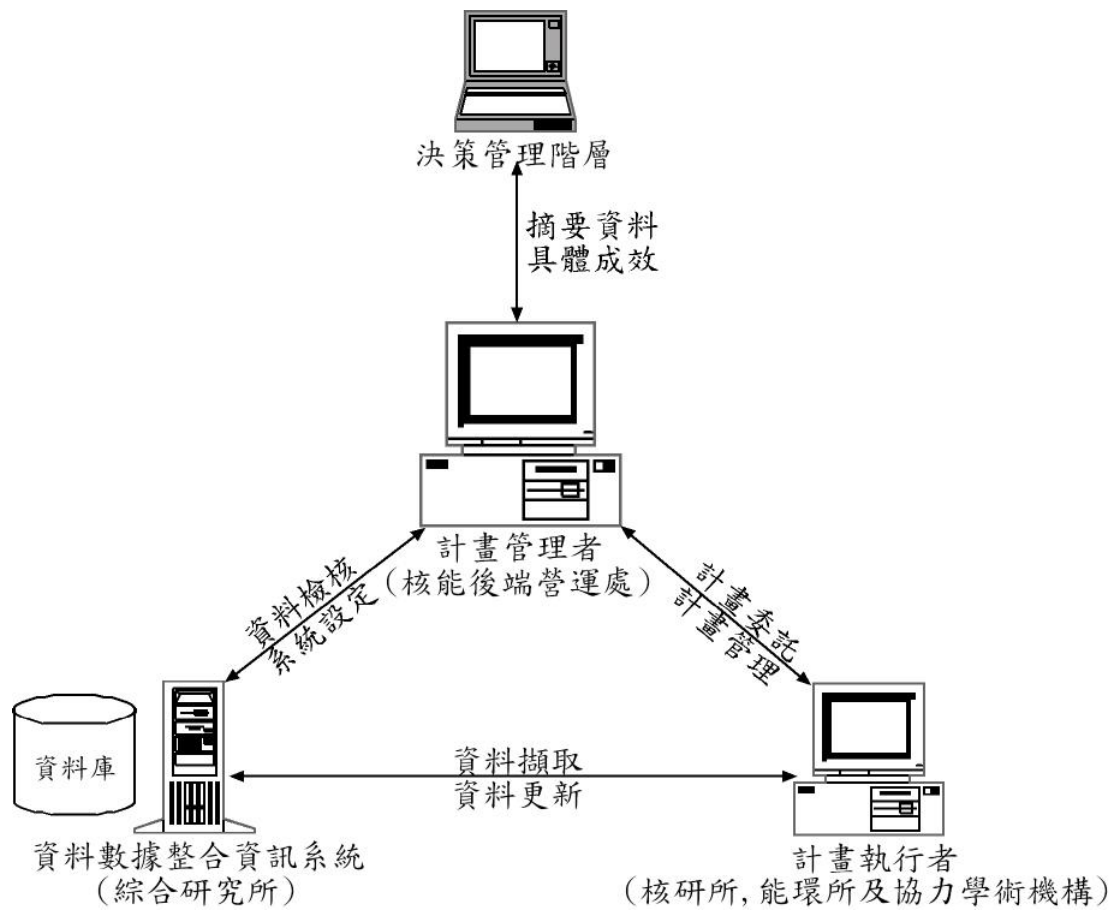


圖 8-4：計畫管理系統應用示意圖

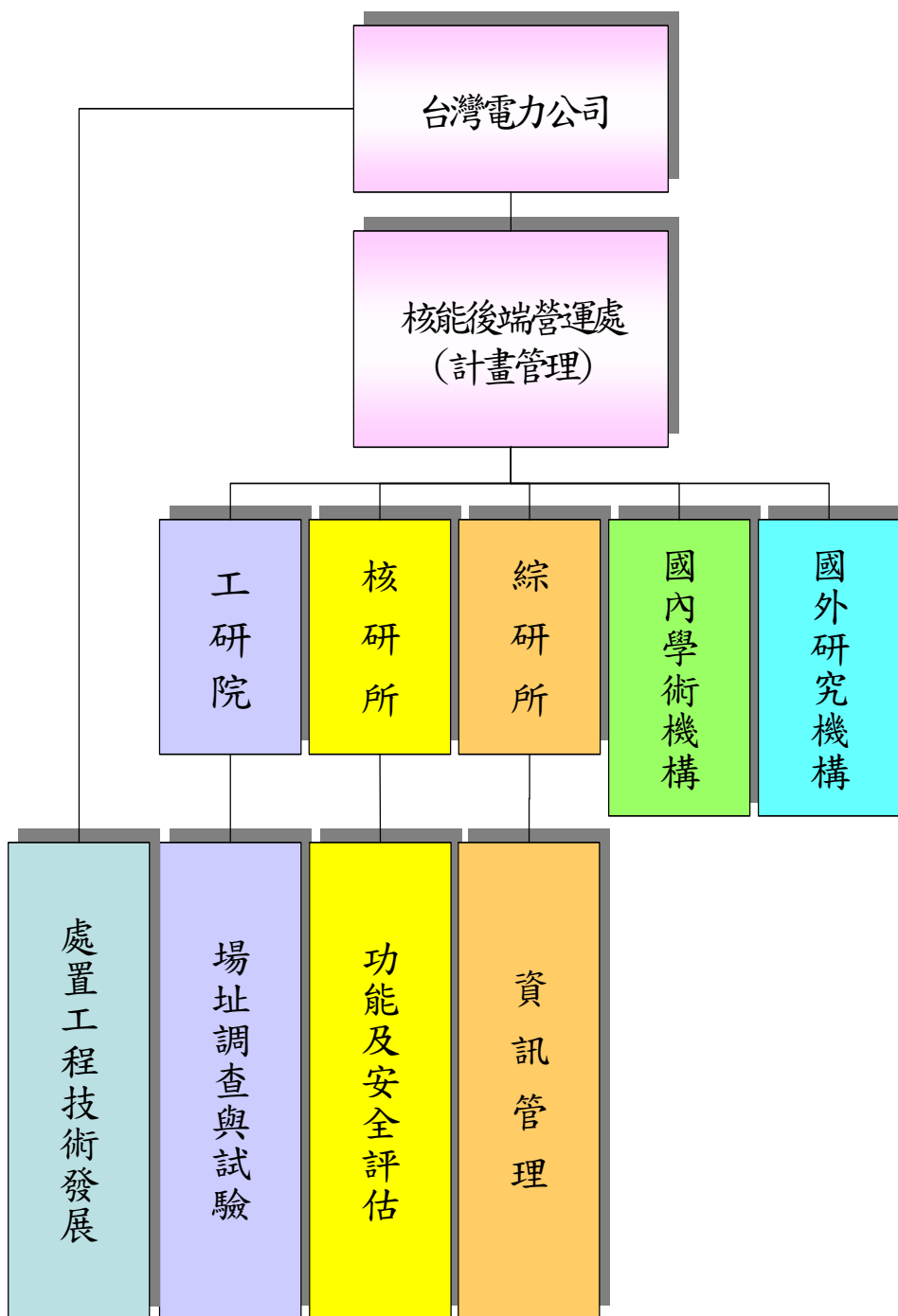


圖 8-5：用過核子燃料最終處置計畫執行組織架構

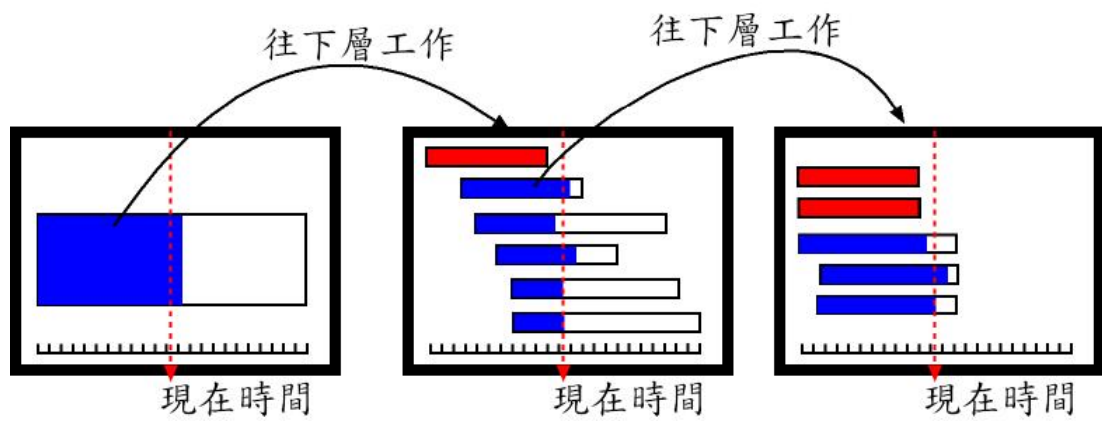


圖 8-6：計畫管理之進度逐層展現示意圖

- (1) 廣泛的圖示能力，如圖 8-6 所示，可逐層展現各階層工作進度
- (2) 可及時提供資訊以解決相關問題
- (3) 展示現況與目標差異的例外報告
- (4) 易於使用且不需太多技術支援

計畫追蹤、審查與考核平台相關之計畫管理作業項目包括：工作規畫與協調、經費與時程管控、文件品管作業、考核作業等，分別說明如下：

(1) 工作規畫與協調：

由於計畫執行牽涉諸多垂直(管制單位與執行單位)與橫向(技術分項)工作介面，各工作介面需藉由工作協調會議來做溝通與整合，方能有效達成計畫目標。

(2) 經費與時程管控：

依據放射性物料管理法第二十九條「……………其最終處置計畫應依計畫時程，切實推動。」；放射性物料管理法施行細則第三十七條「高放射性廢棄物產生者或負責執行高放射性廢棄物最終處置者，應於本法施行後二年內，提報高放射性廢棄物最終處置計畫，經主管機關核定後，切實依計畫時程執行……………」。準此，計畫管理為達成最終處置計畫書所訂之目標、項目與時程，應編列預算，以確保計畫執行所需經費無缺，並依全程工作規畫書之時程進行進度稽查與時程監管。

(3) 文件品管作業：

有效文件可提供對計畫成果、需求考核、內容審查與執行進度等事項進行實質稽查，而這也是計畫執行過程中資訊透明化與可追蹤性的基礎。文件品管作業首先將計畫執行過程中所需之程序，諸如：作業流程、審查、矯正／預防措施…等影響交付成果品質之過程，以書面化的方式擬定作業程序書，做為現階段調查試驗與評估技術建立等作業之品質管理作業的執行依據。本計畫預計完成之文件品管項目包括：

- (a) 品質文件/紀錄管理系統建置與維持。
 - (b) 計畫執行之工作報告、成果報告及參考文獻電子檔製作、建檔、登錄與管制。
- (4) 考核作業：
- (a) 缺失改正作業：
計畫執行期間，根據計畫實際執行的狀況，隨時檢討並即時改進相關的作業規定，使品質管理運作更有效率。
 - (b) 內部品質稽查：
在計畫執行過程中，依「品質保證作業程序書」的規定，定期對計畫實施品質內部稽核，對不合格事項採取矯正或預防措施，以確保計畫產出品質，並執行追蹤稽查改正措施，有效改正缺失並防止缺失再犯。
 - (c) 品質管理訓練：
對計畫成員實施品質管理訓練講習，加強品管觀念並落實品質管理系統之實施。

8.2. 成果整合與應用

研發過程調查數據種類繁多，所建立之各資料庫格式也不盡相同，加上所引進之國外功能安全評估模式、相關資料庫架構、資料格式也有所不同，這些不同架構與格式之資料庫，應用在本土最終處置設施時將會有整合上的問題。為使計畫長期的研究與調查資料及成果能有效地保存、累積、傳承及計畫團隊中互通應用，應以數據化、資訊化的方式，確保文件長期有效的保存；為有效進行整合與運用，應統一資料格式，建立以地理資訊及資料庫管理系統為基礎之計畫專屬資料庫；此外，為使資料庫的內容發揮最大的功用，應進一步結合相關網路化技術，透過電腦的快速運作能力，結合電子化品保文件，提供便捷之資料查詢與分析的功能，並進一步將成果以視覺化效果展現出來，提供給決策者與管理者及民眾溝通之用。

成果資訊的整合與應用之作業項目主要包括(1)資料庫與模式整合介面之研發作業，(2)資訊與品保程序的整合作業，及(3)計畫整合的成果展現等參項，分別說明如下：

(1) 資料庫與模式整合介面之研發作業：

為使計畫長期的研究與調查資料與成果能有效地保存、累積、傳承及計畫團隊中互通應用，應統一資料格式，建立以地理資訊及資料庫管理系統為基礎之計畫專屬資料庫；此外，為使資料庫的內容發揮最大的功用，應進一步結合研發過程所得模式與網路化串接作業技術，發展所需之介面技術，以透過電腦的快速運作能力，提供便捷之資料查詢與分析的功能。另外，為了確保計畫人員能即時獲取最新之資訊，資料庫應進行持續性之定期更新，並製作必要之備份，以供資料庫受損時能作回復處理，維持資料庫之正常運作。

處置場隨著時間的演化，同時受到熱、水文、力學、腐蝕及化學作用(processes)等影響，係一個非常複雜的長期演化過程。利用數學模式模擬處置場演化時，每一個作用又由許多的模式組成。故經由資料庫與模式整合後的系統模式(system model)，係由許多的子模式(sub-models)組合而成，而每一個子模式則代表模擬一個作用(process)。故進行資料庫與模式整合主要有二個目的：(1)藉由輸入資料的一致性，可使影響處置場各種重要的作用進行耦合(couple)處理、(2)可比較處置場各種作用的相對重要性，以掌控哪些作用對處置場有決定性的影響，進而可提供功能及安全評估作業的品質保證。以往進行處置場功能及安全評估時，係分別由不同領域的專家進行評估，評估結果不易整合；然而經由資料庫與模式整合後，該項評估工作交由安全評估專家執行即可，整個評估作業易於掌控。

(2) 資訊與品保程序的整合作業：

計畫執行進度的追蹤、成果的審查，均須可透過電腦網路，在計畫管理平台完成，同時也產生必要的品保記錄及文件，透過必

要的分析軟體，將計畫執行現況的品質數據加以分析，以圖表展現，決策者、計畫管理者、執行者與審查者可依所授與的權限，了解計畫執行的情形，在計畫執行完成時，所有的成果連同品保文件可送與獨立審核者，做技術與品保作業的審核。另外，基於品管對產生數據及成果之透明性(Transparency)及可追蹤性(Traceability)的要求，並能有效運用及管理因執行計畫所蒐集或產生數據、參考文獻、成果報告等資料，每一產出報告應明列引用(Input)/產出(Output)數據資料之管制追蹤表，計畫管理應建檔與登錄並建立管理鏈系統(Chain Of Custody, COC)於計畫管理平台中，作為資料追蹤及引用參照之基準。

(3) 計畫整合的成果展現：

配合整合技術及計畫之進展，針對某項整合技術，依研發計畫時程以圖示法來展現執行進度與階段結果，同時應用視覺化技術來具體展現整體成果。處置場是否能夠建造尚需取得社會大眾的共識、支持與接受，然而此部份亦是最為關鍵的一環。為便於與社會大眾溝通，將利用多媒體直接及視覺化之手段，對於各種情節的功能及安全分析結果，採用視覺化分析軟體，以多媒體動畫的方式展示分析結果，驗證處置場經過數萬年的長時間演化過程，縱使包括地震、火山、斷層活動、氣候變遷、人類侵入等影響，仍可確保處置場的安全性，藉以化解民眾的疑慮。

8.3. 知識管理

依國際經濟發展之趨勢，知識已取代先前經濟體系的土地與能源的地位，成為生產力提升與經濟成長的關鍵，進而發展成以知識創造財富的知識經濟。知識已成為組織最有價值的資產，因此運用有效的知識管理以創造競爭優勢，乃應運而生。在學術上一般將知識分為顯性(explicit)和隱性(implicit)二種，顯性知識是客觀的，一般可透過系統化媒介或語言來進行傳達，如組織內標準作業程序、專利、工作報告及出版物皆為典型例子，而隱性知識一般是主觀的，難以用正式語言表達，故不易與他人分享、難以大量教導與大量傳送。

而在「用過核子燃料最終處置計畫」中進行知識管理的主要目的在於促進知識分享，以期創造一個有利於技術傳承和永續經營的知識環境。有關技術經驗之累積和傳承，對最終處置研發成果與實務上的應用有其不可忽視之價值，其作業內容包括知識管理平台及經驗管理平台兩項，其中所謂「知識」(knowledge)係指經由實作印證且為眾人認可的研發成果或相關資訊，一般屬於較具結構性的文件；至於「經驗」(experience)則指個人行動參與過程所獲得的相關心得，其呈現方式較為隱性且通常不具結構性。也因為知識及經驗的屬性顯然不同，所以有必要以不同的思惟來進行擷取及應用。

實作上將應用知識地圖及專家系統的概念來進行知識及經驗的傳承，過程將應用知識管理相關資訊技術，將研發過程中所收集之資訊、研發成果及相關工作經驗，用各項知識擷取及分析技術加以妥適處理後存入資料庫，而為因應不同使用者的個別需求，納入以需求為導向的檢索技術，並佐以知識地圖的建置及專家系統的應用，以找出可切合需求的資訊，經由分享及再利用的機制，將前人的經驗及智慧傳承於後，使相關技術可以永續發展。

近程知識管理實作系統雛形上，為了讓各計劃參與人員可充分分享知識，而後繼執行參與者亦可儘速瞭解研發歷程與成果，儘快上手以發揮技術傳承的最大價值，系統將以數據、文獻與報告搜尋為目標，後續隨著計畫執行階段成果，逐步納入管理與品保需求，以利計畫成果之展現。研究過程所得的數據，在資料庫中進行搜尋，可顯出數據內容及出處(如所圖 8-7 示數據搜尋功能)，以利計畫執行者之比對與應用。在報告搜尋功能上，各年所完成報告之摘要可以關鍵字詞或報告類別查出相關報告(如圖 8-8 所示報告搜尋功能)，之後可再利用網頁的超連結功能顯示該報告的摘要內容(如所圖 8-9 示報告摘要搜尋功能)，對於研究成果的後續整合應用，將有莫大的助益。

群組工具

- 公告上傳
- 公告事項
- 個人工具箱
- 專案管理
 - 成果管理
 - 進度管理
- 知識管理
 - 內容搜尋
 - 參數搜尋
 - 摘要搜尋

Keyword:

Category:

- 水力傳導度
- 水力梯度
- 達西流速
- 地下水流通量
- 流徑長度
- Peclet數
- 孔隙擴散常數
- 破碎帶流通係數
- 孔隙度
- 破碎帶密度
- 裂隙開口

擴散係數	3.0E-12						
擴散係數	表B-34a						
擴張角	15						日本硬岩 孔隙度2%
凝聚力	5						芬蘭結晶岩
凝聚力	15						瑞典花崗岩
凝聚力	10						瑞典花崗岩近場破碎帶
凝聚力	5				Mpa		日本硬岩
線性膨脹係數	8.50E-6						瑞典花崗岩近場
熱傳導度	3						瑞典花崗岩遠場破碎帶
						K-1	瑞典花崗岩
						λT	瑞典花崗岩

圖 8-7：研究數據搜尋圖

群組工具

公告上傳

公告事項

個人工具箱

專案管理

成果管理

進度管理

知識管理

內容搜尋

參數搜尋

摘要搜尋

Keyword: The years after

Category: The years before

地質圈評估模式技術	陳元章;張福麟;涂倉維;	2004	核能研究所
安全分析技術整合進度報告(2004年版)	施清芳;張福麟;吳禮浩;盧俊鼎;李瑞益;方新發;曾子峰;陳智隆;	2004	核能研究所
品質保證工作報告	吳禮浩;	2004	核能研究所
處置場安全需求與處置概念研擬	田能全	2004	核能研究所

圖 8-8：研究報告搜尋圖

中文標題:安全評估資料庫系統之建立與發展

英文標題:ESTABLISH and development of Safety assessment database system

作者:陳智隆;藍翊友;施清芳;

年代:2004

報告編號:SNFD-INNER-93-561

報告連結:[按此下載文件](#)

中文摘要:

本分項年度工作將本計畫歷年來以ACCESS資料庫系統所建立的FEPs資料庫、文獻資料庫、核種遷移資料庫及花崗岩特性參數資料庫四個資料庫進行資料庫整合，整合過程將各資料庫之資料表重新設計並重建，使各個資料庫之資料表正規化，完成資料表正規化後以單機操作方式整合各個資料庫之資料庫查詢系統。完成整合之資料庫系統除有助於保存既有的資料外，亦可提供管理者易於更新資料庫內容，並對使用者提供更方便的查詢介面，對本計畫相關資料查詢有莫大助

英文摘要:

The part of the works is to integrate the four present database; which include FEPs, refernces, data of nuclides migration and the Granite' s characters parameters. The data sheets produced from database need to have normalized process from the viewpoint of integrative process. After nor-malization resultant, the databases are designed to a version of personal computer. The resultant database can very helpfully reserve the data and benefit the use in this project. The users menu is supplied at appendix sec-tion in

圖 8-9：研究報告摘要顯示

8.3.1. 建置知識地圖

知識地圖的建置可視為研究資料經處理後整合的成果展現和後續應用，在知識管理中導入知識地圖的主要目的在於使計畫中各參與人員皆可以適時適地的快速取得合乎需求的完整知識。要建立知識地圖，首先要針對研究文件進行分類，因為根據相關報告可知，百分之八十組織內的知識是以非結構性的型態存在，這些知識大部分存在於各種文件中，所以文件分類是必經的過程。然而文件分類若以人工來進行則有成本高、速度慢及客觀性不足等問題，因此系統實作過程將引進依需求而進行的自動分類系統，可透過回饋機制使分類品質維持一致且增加資訊更新頻率和可用性。而知識地圖的構建及應用如下各步驟所示：

- (1) 規畫知識應用的分類架構：根據使用目的畫分類別，並儘可能建立關聯性，俾能切合使用目的。
- (2) 進行資料源盤點：調查有那些資料源要納入分類架構以提供分享，在系統建置過程，可持續進行以求符合應用需求。
- (3) 測試自動分類功能：自動分類功能上線之前，先經過測試、調整，過程要求須符合分類準確性的各種量化指標，以確保分類品質。
- (4) 整合研究計畫及結果，建立知識導覽入口：讓使用者利用瀏覽器登入系統，透過分類和其他搜尋機制，以期使用者可找到所需的資訊。

知識地圖建置之主要目的在於進行一般原理及處置概念之介紹，使得計畫中各參與人員，不論新進或專業人員，皆可以適時適地的取得合乎需求的完整知識。有關知識地圖之應用，首先進行技術研發的知識分類如圖 8-10 所示，其中將主要技術分為處置設施規劃設計、場址調查資料解析及功能安全評估 3 大類，將應用網頁技術之超連結功能，在知識地圖上的每一節點提供對應的詳細資料說明(如圖 8-11 所示)，對相關技術的傳承應有相當助益。

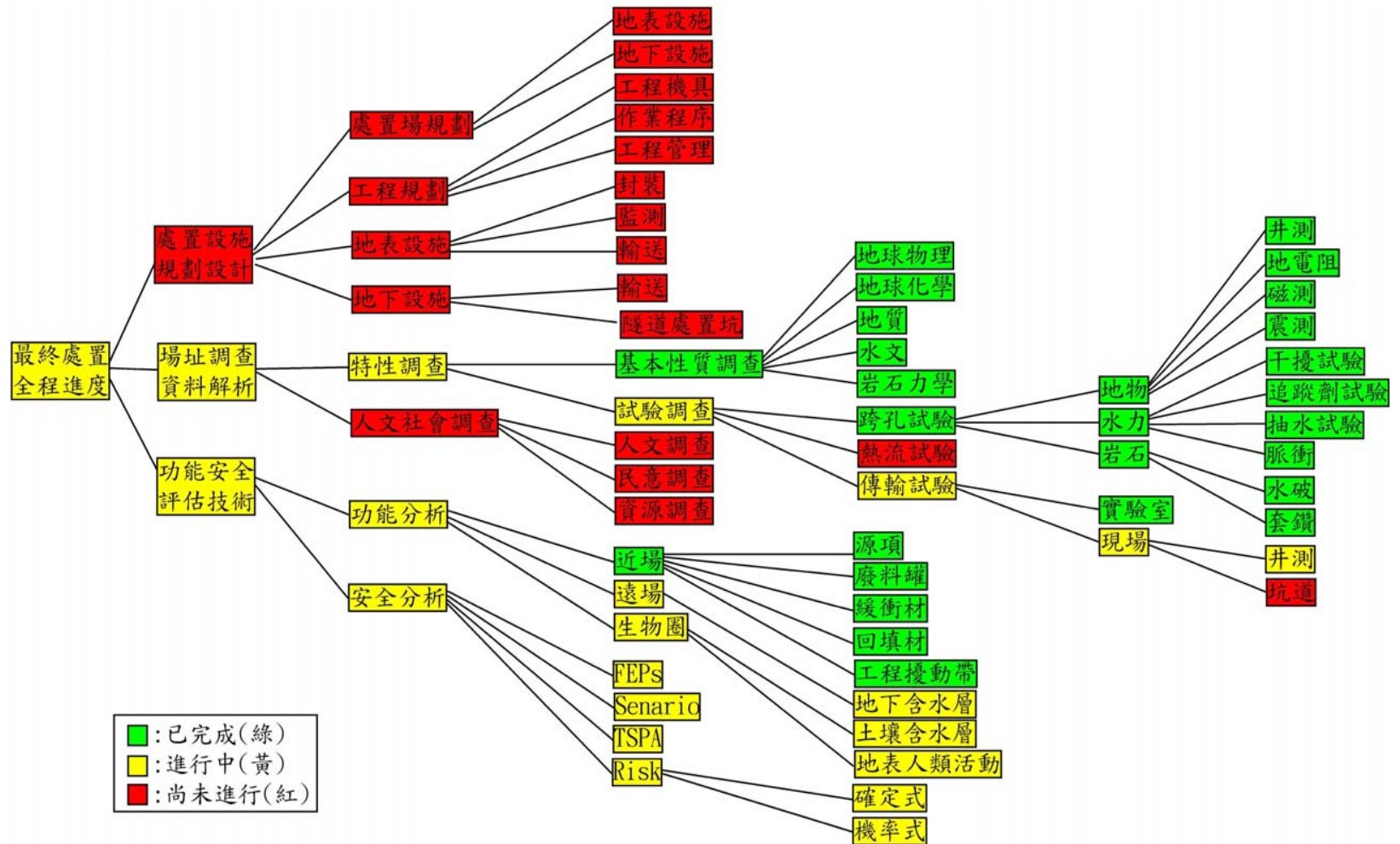


圖 8-10：技術研發的知識分類

現階段國內之參考處置概念係以瑞典KBS-3 處置概念為藍本 (紀立民、洪錦雄，2002)，其概念之主要原則為深層處置，輔以多重障壁（工程障壁與天然障壁）設計達到最終處置之目的，這也是目前國際上一致公認最為可行、最為可靠的最終處置方式。KBS-3 概念設計係將用過核燃料置於有鑄鐵內襯之銅罐中，該廢棄物罐垂直放入處置坑道(deposition tunnels)的地面處置孔(deposition holes)中，處置孔中以緩衝材料環繞廢棄物罐，當廢棄物罐處置完成後，處置坑道以緩衝材料與岩屑之混合物加以回填，此即為工程障壁系統，提供放射性核種與地質圈環境隔離的第一道屏障。整個工程障壁系統(engineered barrier system)由外圍之處置母岩所包圍，處置母岩即所謂之天然障壁(natural barrier)，藉由母處置岩極低的地下水流速，及核種與母岩的各種地化作用(geochemical processes)，形成另一道屏障，達到延遲核種遷移的效果。目前國內即參考KBS-3 之概念而研擬出如圖所示之參考處置概念圖 (紀立民、洪錦雄，2002)。

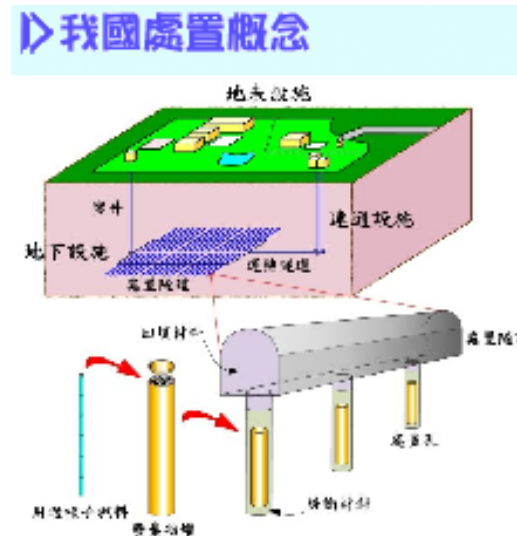


圖 8-11：知識分類之超連結細部資料

8.3.2. 建置專家系統

專家系統(Expert System)的應用概念係指將專家的知識和經驗建構於電腦之上，且具有推論能力的電腦化系統，此系統能以類似專家解決問題的方式，透過電腦為某一特定問題領域提供建議或答案，並解釋推論的結果。而最終處置計畫因歷時甚久、相互關連的個別計畫及計畫執行人員為數甚多，計畫執行過程除了研究成果外，相關人員於此過程所得的心得及工作方法等經驗也彌足珍貴，對於全程工作的完成也有決定性的影響。所以應用專家系統來完成技術傳承，亦屬知識管理中的重要項目，其優點含可以延伸專業知識領域的擴展、在專家缺席或經濟預算不足時可用以取代專家的地位、可以重複製作以提升生產力，使技術傳承過程不致有斷層之虞。和傳統演算法比較，專家系統依據經驗法則，使用啟發方式來獲取答案，而演算法則使用定論方式，至於構建專家系統的基礎架構如下所示：

- (1) 知識庫(Knowledge Base)：用以儲存專家解決問題的專業知識，而知識儲存方式可概分為規則導向和框架導向兩種，目前大多數的專家系統均屬於規則導向，此法將所有的知識以規則的方式表示，其主要含條件和結論兩個部分。而框架導向以階層式結構來存放知識，並依此來表達彼此間的相互關係。
- (2) 推理引擎(Inference engine)：用以控制推理知識的過程，可分為前向推理(forward reasoning)和後向推理(backward reasoning)二種。
- (3) 使用者交談介面(User Interface)：提供使用者輸入各種查詢參數及顯示所有回應之輸出。

8.3.3. 人力管理與培訓

用過核子燃料最終處置計畫是一長期性且需要多元化技術的整合性計畫，因此計畫執行人員本身及其所累積的執行經驗為計畫之重要資產。執行人員除了應有經常性之專業訓練以有效達成各階段計畫需求外，亦應增強團隊之相互支援度，以降低人員異動所造成之工作

銜接風險。計畫執行經費之編訂，除滿足各階段工作目標之需求外，尚必須包含一定額度之預算，用以進行各項專業之人才培育、人力管理、定期培訓與技術傳承等作業之需求，確保人力管理與培訓工作的順利進行與有效維持。人力管理與培訓作業項目主要包括(1)人力培訓與管控，及(2)標準作業程序書的建立與更新等兩項，分別說明如下：

(1) 人力培訓與管控：

人員為計畫之重要資產，由於計畫之多元化整合性技術的特殊需求，執行人員應有經常性之專業訓練，並應進行與強化相關第二專長的專業訓練，除可降低人員異動所造成之工作銜接風險外，亦為滿足計畫整合性需求的有效方法。目前本計畫執行單位之參與人力，除博士級專業人才外，亦有許多碩士級專業相關之應屆畢業生及國防役役男，參與本計畫現場調查或處置技術發展的研究工作。並於計畫執行期間與大學、研究所之師生，進行產學合作或提供研究參訪機會，增加下一代人才學習及參與計畫工作的機會。另外，為了確保計畫執行之品質與效能，計畫執行人員的專業經驗資料需有一定的管控。因此除了計畫人員履歷資料的建檔與管理外，執行人員之相關執行經驗與專業訓練資歷等異動資訊的更新作業，以及專業技術傳承與銜接的要求，亦為人力管理與培訓的重要工作之一。

(2) 標準作業程序書的建立與更新：

配合計畫工作項目之需求，針對各技術工作、儀器設備操作，除了制定各種作業流程、程序書、操作手冊/說明書等標準作業程序書作為工作執行之準則外，並應將知識管理之應用融入工作流程中，並依實際執行經驗，進行作業程序書的更新，使技術與經驗得以傳承。

8.4. 技術傳承

8.4.1. 專屬網站之建置

為配合最終處置規劃書中對於計畫管理需要，本長程處置計畫已建置專屬網站雛型，以實作計畫管理和技術傳承之功能，後續為使計畫管理者對專案整體之進度及具體成效有所掌握和控管，以及使計畫後來參與者因有技術傳承機制的支援，使處置計畫得以順利傳承及進行。

為使計畫長期的研究與調查資料與成果能有效地保存、累積、傳承及計畫團隊中互通應用，本計畫的管理平台研發初期即朝統一資料格式之方式進行，針對現地調查之地理資訊及資料庫管理系統與實驗室核種傳輸參數及功能/安全評估 FEPs、情節資料庫等之格式差異與擷取介面逐步加以整合，俾使資料庫的內容發揮最大的功用，後續將進一步結合研發過程所得模式與網路化串接作業技術，發展所需之介面技術，提供更便捷之資料查詢與分析的功能。各式資料庫之系統整合過程將先進行原有資料格式的分析以，及必要的資料架構重整以增進存取效率，其後則依據使用者的需求進行相關的應用介面研發以落實資料數據分享的目標。

為了讓計畫參與人員可充分分享知識，而後繼參與者亦可儘速瞭解研發歷程與成果，系統初期將以研發報告及參考文獻為搜尋目標，後續隨著計畫各階段目標之需求，逐步納入管理與品保機制，以利計畫成果之展現。本計畫於 2002 年起開始整合現地調查與功能安全評估各式資料庫系統，現階段已初步完成各資料庫間的互動擷取系統介面開發，圖 8-12 所示為搜尋功能之示意圖，各年所完成報告之摘要，根據使用者輸入關鍵字詞或報告類別，系統將在各資料庫中進行搜尋，快速查出相關報告，之後可再利用網頁的超連結顯示該報告的摘要內容，對於研究成果的後續整合應用，極有助益。此系統實作過程將引進自動分類系統，可透過回饋機制使分類品質維持一致，同時各相關資料的基本統計特性與圖表亦將逐步完成模組式建置(如圖 8-13)，以增加資訊可用性，並利用自動分類系統將此衍生之系統功能納入後續提示搜尋等進階應用中。

Key word: The years after

Category: The years before

共有 8 筆符合的資料!

實驗室核種遷移與緩衝回填材料試驗94~96年執行成果報告	SNFD_2008_NTHU_90_251	鄧希平、許俊男、蔡世欽、李明旭、衛元耀詹益臨、李傳斌、王清海、曾家亮柯正雄、楊正焰	2005	能環所
實驗室核種遷移與緩衝回填材料試驗	清大90核種遷移	鄧希平、許俊男、鄭懷平	2001	能資所
緩衝回填材料測試期末報告	SNFD-ERL-90-115	蔡世欽	1997	能資所
緩衝回填材料四年總結報告	SNDF-ERL-90-116	蔡世欽	1997	能資所
緩衝與回填材質特性研究期末報告	SNFD-ERL-90-090	蔡世欽	1996	能資所
緩衝與回填材質特性研究(II)	SNFD-ERL-90-074	柳志錫,蔡世欽	1995	能資所
緩衝回填材料研究	SNFD-ERL-90-079	柳志錫,蔡世欽	1995	能資所
緩衝與回填材料之研究	SNFD-ERL-90-061	柳志錫	1993	能資所

圖 8-12：報告文獻整合搜尋畫面

繪圖設定

決定圖形類型:

點圖

線圖

長條圖

Pie圖

X-Y軸類型:

linear-linear

linear-log

log-linear

log-log

設定X軸

實驗終止pH值

設定Y軸

Ce的分配係數(K_d)

顯示查詢尋結果

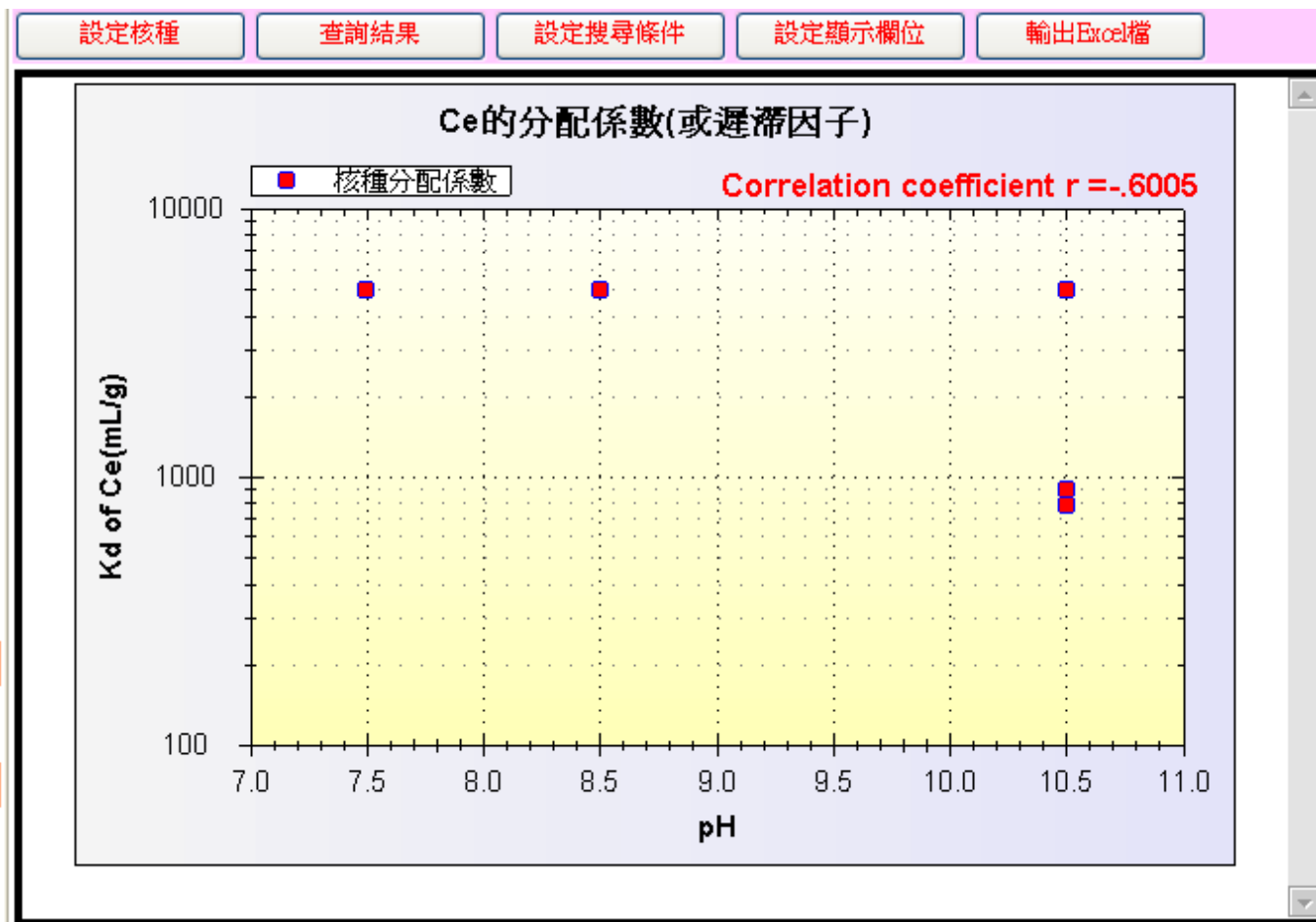


圖 8-13：資料庫應用介面研發示意圖

8.4.2. 專業技術之傳承

相對於知識地圖係用於一般原理及處置概念之介紹，其節點超連結方式對於專業技術之傳承已無法充分發揮其功能，諸如空中磁測等專業技術則值得以較詳盡且生動的方式作成記錄，作為後續技術傳承的資材。本計畫在後續整合過程中，將陸續研究何種技術值得進行更深入之完整記錄，以納入專業技術傳承之範疇；同時也將持續關注相關資訊或影音動畫技術之發展，期待可以利用最恰當的技術以如實且生動的方式記錄及呈現專業技術的內涵，使技術傳承的效果更為彰顯。

8.5. 品質保證

台電公司未來將視組織狀況，於施工階段前成立本計畫施工單位，依照本公司「核能營運品保方案」相關規定施工監造。核後端處除仍持續參與施工作業外，亦辦理編撰陳報試運轉計畫書、運轉維護手冊等工作，並於處置場運轉階段前成立運轉單位接交處置場營運工作。

此外，台電公司目前正積極尋求國外相關單位或專責機構的專家，建立合作或諮詢管道，以提升報告品質。

9、資訊公開與宣導

各核能先進國家推行用過核子燃料最終處置計畫的經驗顯示，資訊公開作業及民眾參與是計畫推行必須涵括的要項。隨處置計畫推展的不同階段，逐漸擴大民眾參與的程度，最後甚至為了場址評估作業及決策過程也能讓民眾充分了解，使盡各種辦法(如發送文宣、廣設展館及解說設備、安排參訪核能設施、與計畫參與人員會談等)，以求增進民眾的了解程度，建立民眾的信賴(IAEA, 2002)。以下就資訊公開作業、宣導計畫及民眾意見處理三方面進行說明。

9.1. 資訊公開作業

放射性廢棄物最終處置計畫所涉及的社會溝通工作，應採取開放、誠實及負責的態度，如果就溝通的實務工作角度來說，就是要把下列四個層次之工作做好。

- (1) 公眾資訊(Public Information)。
- (2) 公眾教育(Public Education)。
- (3) 公眾關係(Public Relationship)。
- (4) 公眾(民眾)參與(Public Participation)。

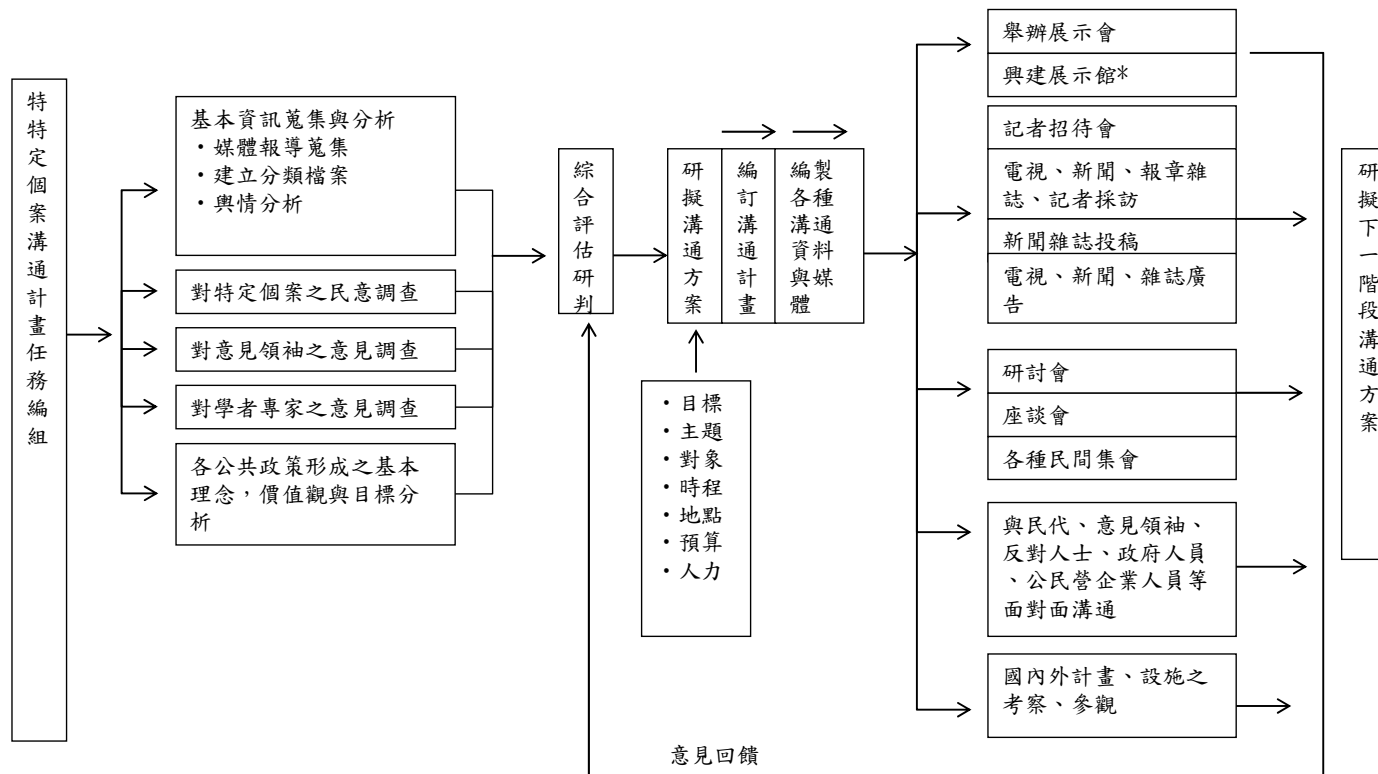
但因諸如時間、經費等資源的限制，以及社會大眾對放射性廢棄物最終處置工作的關切，為期能因應處置場的特有環境、社會政經環境以及所採用處置技術之特性作有效溝通，有關社會溝通工作策略及流程僅作原則性規範，未來再視實際需要研擬執行計畫據以執行。

除了執行溝通工作的誠意外，溝通內容的公信力是溝通工作是否能成功的關鍵因素。因此，世界各核能先進國家的用過核子燃料最終處置計畫，多由具備法定身份的權責機構(如日本的 NUMO、加拿大 NWMO)規劃與執行，並由該等機構執行民眾溝通工作，其進行方式包括透過學校教育、研討會、學會會議、核能發電廠展覽館等溝通平台，電視、電台、報章雜誌、網際網路(網站)、看版等傳媒工具。

9.2. 宣導計畫

9.2.1. 宣導計畫工作流程及時程

放射性廢棄物最終處置宣導計畫的成形與其他專案計畫是相同的，基本上都需經過「問題界定」、「資訊蒐集」、「調查分析」、「可能方案研擬」、「方案評估」等等步驟，然後計畫才會定案付諸執行，接續的重點就在於成效的追蹤與評估，以及經驗的回饋。有了這項基本瞭解後，我們可以配合一般社會溝通的實務作法，取法雙向溝通方式，將放射性廢棄物最終處置進行宣導計畫工作流程整理如圖 9-1，各階段宣導計畫工作項目及時程規劃如圖 9-2，未來執行時便可以據以引用。



* 候選場址調查階段暫不需要

圖 9-1：溝通工作流程

預定時程	2005~2017	2018~2028	2029~2038	2039~2044	2045~2055	2055~
工作項目	潛在场址母岩特性調查與評估	候選場址評選與核定	場址詳細調查與試驗	處置場設計與安全分析評估	處置場建造	處置場運轉及監管
全國性公眾資訊及教育計畫						
管制政策及法規						
用過核子燃料深層地質處置概念宣導						
衝突管理及溝通回饋						
選址考量指標及過程						
地區性溝通說明						
場址調查階段性成果展示						
環境分析資料說明						
功能/安全評估分析資料說明						
細部場址調查/工程設計						
功能/安全分析						
舉辦公聽會						
核照文件之正式評鑑						
民眾參與						
組成地方監督委員會						
追蹤民意及反應						
訪問中心之成立						
舉辦參觀活動						
管制之遵循與監督						

圖 9-2：溝通計畫時程

註：各階段期程可能變動範圍，請參考表 6-1。

9.2.2. 潛在處置母岩特性調查與評估階段宣導計畫

「潛在處置母岩特性調查與評估階段」自 2005 年開始至 2017 止，為期 13 年(表 6-1)，主要階段工作目標為：

- (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

雖然本階段的成果尚未涉及將來實際處置場位置的選定，但相關的民眾溝通與準備工作，亦應開始著手進行，並應隨時掌握我國低放射性廢棄物最終處置計畫的實際進展與國內民意的變化情形，隨時機動調整。

民眾溝通是決定長程計畫是否能順利進行的主要關鍵。本階段民眾溝通的前置準備工作主軸，除了集思廣益準備相關的溝通及宣導性資料(如附錄 H)外，更應著重及掌握與民眾實際接觸的機會，方能有效落實溝通工作。

由於確切的處置母岩、地點等重要資訊，在本階段中尚無法確定，因此本階段的民眾溝通工作重點在於：透過學校教育、研討會、學會會議、核能發電廠展覽館等溝通平台，電視、電台、報章雜誌、網際網路(網站)、看版等傳媒工具，有系統地經由政府相關權責單位，針對我國用過核子燃料的既存事實與全民責任、用過核子燃料的妥善處置與非核害的家園建立、政府政策及法規、國際發展現況、經費來源與回饋機制、處置概念與時程、境內直接最終處置的可行性及技術發展的必要性、我國潛在處置母岩特性調查與評估機制及過程等策略性、技術性及觀念性溝通議題，進行全面性及系統化的民眾溝通工作。其中，研討會、學會會議、核能發電廠展覽館等隱性溝通方式與工作，是為本階段必須進行的民眾溝通工作。

目前世界各國均已認知並強化民眾溝通工作的重要性，其經驗當然值得我們參考；其中，日本因與台灣具有相似的地質條件與文化，因此日本在本階段民眾溝通工作的作法及經驗，可作為重要的參考與學習對象。

9.2.3. 候選場址評選與核定階段宣導計畫

本階段預計自 2018 年間開始至 2028 年止，為期 11 年(表 6-1)，主要階段工作目標為：

- (1) 完成候選場址的調查與評估並建議優先詳細調查之場址。
- (2) 建立候選場址功能/安全評估技術。

本階段的成果涉及候選場址調查區域的評選與核定，並建議優先詳細調查之場址，因此相關的民眾溝通與準備工作，重點在於推動全國性公眾資訊及教育計畫(包括與意見領袖的溝通)、擬定合理的政策與法規並貫徹其要求、宣導用過核子燃料地質處置概念等。

本階段為配合候選場址調查區域的評選工作，民眾溝通工作須著重在地區性溝通說明、重視與民眾實際接觸的各種機會、各種決策必須考量讓民眾適度參與、追蹤民意反應，以期讓民眾充分了解候選處置場址之調查與評估過程、候選處置場選址決策依據，並廣納民眾反應及意見，以做為選址考量的指標。候選場址評選與核定相關工作進行的過程中，須時時衡量民眾溝通的成效，以作為計畫執行策略、候選場址特性調查內容、乃至時程修正之檢討依據。

9.2.4. 場址詳細調查與試驗階段宣導計畫

本階段預計自 2029 年間開始至 2038 年止，為期 10 年(表 6-1)，主要階段工作目標為：

- (1) 完成優先詳細調查場址之可行性研究報告(FR)，送經濟部審查。
- (2) 完成優先詳細調查場址之環境影響說明書(EIS)，送環保署審查。

本階段的成果涉及優先調查場址的詳細調查與試驗，並須完成場址可行性研究報告(FR)及環境影響說明書(EIS)，因此相關的民眾溝通工作，著重在地區性溝通說明、場址調查階段性成果展示、功能/安全評估分析資料說明等。為配合場址調查工作的進行，民眾溝通工作仍持續透過民眾參與、追蹤民意反應，以期讓民眾充分了解選址考量及場址詳細調查過程，並廣納民眾反應及意見，以利調查與試驗工作之進行。

對民眾溝通工作長期宣導方面，可透過學校教育、研討會、學會會議、核能發電廠展覽館等溝通平台，或透過電視、電台、報章雜誌、網際網路(網站)、看板等傳媒工具，有系統地由政府相關權責單位推動。

9.3. 民眾意見處理

9.3.1. 前言

隨著環保意識的日益蓬勃發展，近幾年來傳播媒體及民意逐漸重視核能發電、用過核子燃料最終處置及其風險的問題，而政府相關部門也開始正視這方面的問題。面對這種社會情勢，首先要瞭解民眾對用過核子燃料的認知及反應，然後研訂有效的溝通計畫，作好溝通工作，以期減少推動用過核子燃料處置計畫的阻力，促進計畫目標的達成。

民眾意見處理的目的乃是藉由各種傳播媒體與方法，與社會大眾溝通傳達資訊、事實、觀念、感受和態度，使有關單位及民眾能充分瞭解用過核子燃料安全處置計畫，並增進彼此間之融合，建立良好的互動關係，贏得社會大眾的支持與接受，以促使用過核子燃料處置計畫能順利進行。

民眾意見處理基本上可由用過核子燃料營運單位全權負責，或與外部資源結合共同處理，主要任務在與民眾建立良好之關係，扮演早期預警者、資訊提供者、溝通者及成果檢討回顧之角色，其負責民眾意見處理的組織型態不但要隨業務及環境之需求而變更，與民眾溝通應自單向靜態之溝通轉為雙向動態之溝通。

9.3.2. 階段性民眾意見處理及工作項目

民眾意見之處理應依溝通對象及認知兩方面來加以分類，分別採取適當的溝通辦法，才能發揮顯著之效果。民眾溝通對象方面應包含一般民眾、政經及意見領袖、學生及新聞媒體等。其中，新聞媒體是最有力的傳播者，但亦通常扮演最嚴厲的批評者角色。因此，溝通的過程必須重視新聞媒體，妥善運用宣傳之技巧，建立正確資訊的傳遞

是溝通的首要工作，提供媒體及社會大眾正確及最新資訊，方能降低溝通不良的機率及負面效應。

用過核子燃料最終處置之民眾意見處理工作，可分為下列五個階段來進行：

- (1) 回顧與檢討：
 - (a) 國際社會溝通經驗的回顧與檢討。
 - (b) 國內社會溝通問題及環境之檢視。
 - (c) 進行內部溝通。
- (2) 研究與調查：
 - (a) 溝通對象的研究。
 - (b) 溝通方法的研究。
 - (c) 民眾接受性之調查與研究。
 - (d) 民眾參與計畫之研擬。
- (3) 試驗計畫與方案：
 - (a) 作試驗性之測試，研擬可行的溝通策略。
 - (b) 建立民眾溝通管道與溝通工作之執行體系。
 - (c) 研擬民眾溝通的執行方案。
 - (d) 加強民眾教育及公共資訊流通。
 - (e) 界定民眾溝通計畫績效指標。
- (4) 執行溝通：
 - (a) 展開溝通活動。
 - (b) 改善措施。
- (5) 民眾溝通之評估與回饋

有關上述相關內容可參考我國用過核子燃料長程處置第二階段工作計畫之「社會溝通計畫書」(劉尚志、張芳旭，1991)。

9.3.3. 作好溝通工作的新方向

依據國內、外在社會溝通方面所累積的經驗，在充份民主化的社會中，必須以新的觀念來推動各項溝通工作，重點說明如下：

9.3.3.1. 積極建立公開且值得信賴的形象

講求資訊及時公開，並提供「判斷標準」，協助民眾建立自我合理判斷的能力。也要儘可能擴大民眾參與決策，避免黑箱作業導致情感性的反彈。另外，更要堅守資訊傳遞的持續性及一致性。

9.3.3.2. 實施全方位的公關(溝通)

社會溝通不止是少數負責溝通業務者的責任，要體認並做到所有員工都是民眾資訊的來源、公關的尖兵，才是最有效的溝通網路。溝通須長期進行，也要有適當的資源支持，唯有計畫內部理念的一致，並藉著有效的內部溝通來取得管理階層的承諾，才能確保對外溝通的成功。溝通必須應用適當的媒介，才能事半功倍，是以各階層員工均須施以必要之訓練，強化溝通技術。

9.3.3.3. 要運用策略聯盟來塑造一個新的外在環境

宥於以往各界對溝通的刻板印像，以致於溝通效果未能充份發揮。用過核子燃料最終處置之社會溝通工作是一項新的工作，必須記取所獲教訓，重新塑造一個理性而多助的外在環境，才能得到公平的評價及和預期的效果。作法上要藉重公正的中介團體並鼓勵具有公信力的第三者(如學術團體)來傳達訊息。

9.3.3.4. 相關資訊的交換要迅速

現在是一個資訊爆炸的時代，誰能迅速而充份的掌握資訊，便能掌握訊息傳播的先機，進而避免錯誤觀念或態度的形成。在這方面的作法為：

- (1) 建立組織內不同單位之資訊交換機能。
- (2) 參與國外資訊交換中心之運作(如 USCEA, WANO...)。
- (3) 定義傳送的資訊型態，增進資訊應用的效率。

9.3.4. 溝通計畫的參考

前述內容均在於提供溝通計畫規劃的架構，未來在實際執行時一定有很多見仁見智的討論空間，規劃的內容與實際需要也或有差距，

因此為了提升未來溝通計畫的效益，以下簡略歸納一些可供參酌之溝通計畫資訊。

9.3.4.1. 溝通計畫面臨的問題

9.3.4.1.1. 在政治方面的問題

- (1) 各級政府對放射性廢棄物處置之各種決策應負的責任。
- (2) 縣政府與地方行政機關在放射性廢棄物處置問題扮演之角色。
- (3) 政府組織及制度如何長期確保放射性廢棄物處置之安全問題。
- (4) 異議團體扮演的角色。

9.3.4.1.2. 在立法方面的問題

- (1) 如何研擬放射性廢棄物處理法案，以建立計畫的立法基礎。
- (2) 處置場如有對環境造成損害時相關賠償法律之制定。
- (3) 處置場組織建構之管理及辦法。

9.3.4.1.3. 倫理與哲學方面的問題

- (1) 長期不確定性。
- (2) 不同世代之間之公平性與地理上之公平性。

9.3.4.1.4. 社會經濟方面的問題

- (1) 對處置場附近社會之經濟、人口、公共設施、財政及社會衝擊。
- (2) 減輕社會衝擊之辦法。
- (3) 民眾參與及社會發展。

9.3.4.1.5. 在科技方面的問題

- (1) 用過核子燃料處置方式之決定。
- (2) 良好處置地質之決定。
- (3) 用過核子燃料包封與運輸。
- (4) 處置場之設計與建造。

9.3.4.2. 值得向國外學習的社會溝通策略

- (1) 單向的溝通成效有限，必須採用雙向溝通的方式，對民眾的質疑

必須迅速回覆，並提供面對面的接觸，及利用多媒體之傳播，以提高社會溝通的效果。

- (2) 因為民主化潮流之所趨及民眾對環境問題的關心日益殷切，放射性廢棄物最終處置溝通計畫之各種決策必須考量讓民眾適度參與。
- (3) 民眾對放射性廢棄物營運及放射性廢棄物最終處置之反對聲浪日益高漲，這種反對阻力必須利用社會溝通作有效的化解，消除有組織的反對團體之形成，並防止與地方政府或政治勢力之結合，避免遭遇更強烈之阻力。
- (4) 加強後端營運之安全性，提高民眾的信心，民眾參與也是建立民眾信心的一種辦法。另外，加強小團體及地方性之溝通，以發揮更佳的效果。
- (5) 支持客觀中立的協調及仲裁團體之成立，以作為社會溝通有效之仲介團體，處理民眾與後端營運組織之間之紛爭。
- (6) 建立公平合理的補償制度，以賠償民眾之損失。以經濟誘導的方式補助地方財源及公共設施的建設，是爭取地方接受的有效途徑之一。
- (7) 對於用過核子燃料處置場之選址應將可接受的場址或願意接納的地區納入考量，而不必一定要取得最佳的場址。
- (8) 社會溝通應採取開放、誠實及負責的態度，根據循序漸進的步驟，首先使社會充分瞭解用過核子燃料最終處置計畫，其次重視民眾的意見及檢討問題的關鍵，然後提供民眾參與的機會，並能實際影響決策，以取得民眾的同意與共識。

9.3.4.3. 國外常用的溝通媒介與運用經驗

9.3.4.3.1. 廣告

配合社會溝通活動所進行的廣告活動，可以採定期、配合重大突發事件、配合處置計畫重大工作完成等時機執行。使用的媒體有電視、全國性報紙、雜誌、專業性雜誌、電台、核能資訊中心、以及資訊網路。而採取的方式則為：

- (1) 購買報章雜誌版面，刊登彩色廣告或卡通畫。

- (2) 購買電視時段播放廣告、錄影帶。
- (3) 購買無線電台時段播放座談會之錄音帶。

在我國的廣告活動，可加強與科學性雜誌合作，以類似投稿等非廣告方式刊登一系列學術性專文，介紹用過核子燃料運送、貯存等設施及最終處置概念，尤其是針對兒童之科學性雜誌，以爭取下一代之認同，另外也可以在商業或與管理方面之雜誌刊登後端基金之計算方式。至於媒體則可考慮增加有線電視、公共場所展示電視、衛星電視、電影之公益廣告時間及商業化電子看板(Q-BOARD)、以及廣播電台廣告託播或主題專訪。

9.3.4.3.2. 安排參觀訪問活動

由於實際參觀是讓民眾獲得核能基本資訊的最有效方式，而親自與核能設施人員溝通及實際接觸核能設施會讓參觀者留下深刻之印象，並增加其對未來若有核能事件發生時之自我判斷能力，故各國莫不重視參觀訪問活動的辦理。

以主動邀請、透過旅行社將參觀行程納入、透過廣告接受申請、現場接受申請等方式，邀請放射性廢棄物設施所在地民眾、新聞界、民意代表及其助理、學生、公民團體、婦女團體、一般民眾及反對團體，參觀例如放射性廢棄物貯存設施、未來之放射性廢棄物處置場甚至國外類似之放射性廢棄物營運設施。在這些參觀訪問活動的安排上，須特別注意：

- (1) 避免增加對參觀者之限制及不便(例如穿防護衣)。
- (2) 安排示範作業，但不能影響正常作業。
- (3) 安排實際作業員工與參觀者交談。
- (4) 需安排參與溝通之作業員工接受與溝通相關之訓練。

9.3.4.3.3. 出版

各國發行的出版品，包括宣導小冊、定期刊物、新聞函、專稿、內部溝通資料、報告及訓練教材。分發方式則有：

- (1) 配合廣告，接受一般民眾函索。

- (2) 贈送各地圖書館、學校及學術機構。
- (3) 定期函送核能設施所在之民眾。
- (4) 配合重大突發事件及發展製作專稿分發。

9.3.4.3.4. 研討會及座談會

研討會及座談會可提供各界人士對特定主題之探討。邀請的對象包括新聞界、民意代表及其助理、學校、公民團體、放射性廢棄物設施所在地意見領袖、教師、醫師、婦女團體及宗教領袖。實務上亦可以依研討會或座談會性質安排參觀國內外核能設施。

9.3.4.3.5. 民意調查

民意調查的目的在於瞭解各種層次民眾所關心的問題、找出最有效之資訊、查考各種溝通方式之成效或是評估計畫。執行的方式可以是：

- (1) 定期作全國性普查。
- (2) 定期針對放射性廢棄物設施所在地作調查。
- (3) 重大突發事件後作全國性及區域性調查，其結果再與定期性調查作對照分析。
- (4) 對上述各社會溝通方式及效果作意見調查。

9.3.4.3.6. 其他

除了前述的各種方式外，以下的作法也廣為各國採用，其為：

- (1) 成立公民顧問委員會。
- (2) 簽訂環境管理契約。
- (3) 回饋地方，提供補償誘因。
- (4) 共榮共存，例如在當地蓋員工宿舍。

我國用過核子燃料最終處置在民眾溝通工作上的各項需求，將針對不同內容或議題、不同的訴求對象採取不同的實施項目(表 9-1 至表 9-3)以達到有效的溝通。

9.3.5. 影響放射性廢棄物最終處置場址選址工作的關鍵因素

影響選址工作的關鍵因素主要為「利害關係人對於目標和價值沒有相同的認知」、「場址所在地民眾傾向於維持現況」以及「民眾缺乏信心」，說明如下：

9.3.5.1. 利害關係人對於目標和價值沒有相同的認知

本項因素如居民對「是否該發展(其本身)不能完全控制的技術」所持價值觀有甚大歧異；而對設立處置設施，居民關心「場址週遭之土地價值」、設施使用者強調「處置放射性廢棄物所帶來的經濟性利益」、主管機關關注「設施的安全性是否符合法規」、設施建造者則期待「設施能在符合法令要求下有效益地運轉」，所有利害關係人之價值目標均不相同。

9.3.5.2. 場址所在地民眾傾向於維持現狀

對於設施興建，雖有不同方案可供選擇，總有維持現狀的心態存在。主要在於維持現狀可以避免所帶來的額外風險或損失會大於相對的獲益。因此，民眾會對負面的影響更為關心，連帶地對於所採取的防範的(Preventive)以及減抑(Mitigation)的方法給予不當而較低的評價，也就影響到其對回饋措施的接受程度。

9.3.5.3. 民眾缺乏信心

民眾對科學家能否正確地評斷(Diagnose)風險缺乏信心，所以產生鄰比效應(NIMBY)。要化解這種不信任，就要儘可能消除居民對於設施安全性的疑慮。

9.3.6. 放射性廢棄物最終處置場址選址工作的重要信條

參考國外案例所提供之經驗，選址工作應注意的重要信條，條列如下：

- (1) 努力了解各個團體的價值觀、關切的事項、潛在的需求和要求。
- (2) 在過程中需要對地方有深入的了解，也要面對強烈的公開辯論。
- (3) 要讓大家了解設施是需要的，也要讓相關團體都了解什麼也不作

的後果是什麼，包括目前及未來。

- (4) 選擇最可以解決問題的答案，列出包括不採取行動的各種選址替代方案並用非技術語言向民眾說明，只有地方了解該地是技術和風險考量下的最適選擇，他們才會自願。
- (5) 保證設施會符合嚴格的安全標準。強調安全不可妥協，一定要符合健康、安全和環境的標準。地方居民應有權提出可經由減抑手段，如設計修改、人員訓練等達到的額外標準。同時監測程序應允許居民參與。
- (6) 經由徵求場址的自願程序來尋求可接受場址，因此要鼓勵自願，也要說明自願過程中的互動不是絕對不變的承諾。
- (7) 要充份說明潛在的回饋好處，但為免落入「賄賂」之責；可在公開程序中說明設施的需要性並指明其可能影響、可公開保證所選的場址符合技術和環境的基本要求、可公開承諾回饋方案的好處是社區內所有人共享。
- (8) 要完整地回應及處理處置設施帶來的負面因素，例如可採用不同型式的補償或利益分享協議，以降低對經濟面的負面影響。或是提供房地產價格保障，提供就業機會，保證事故發生時公用設施之持續可用(如供水系統)。
- (9) 時時保有多重選擇。
- (10) 要注意地理上的公平性問題。

表 9-1：民眾溝通工作企劃表(印刷品)

項目	內容	表現方式	對象	通路	效益評估
1.精神標語及色碼	精神信條為安全至、品質第一追求環保及誠信負責，色碼為天藍、綠、黃、紫。	簡單、但強有力	全體民眾	運用於所有文宣及媒體	建立視覺系統 宣導精神理念
2.DM及小冊	認識用過核子燃料、廠內「用過核子燃料池」貯存、「乾式貯存」、深層地質處置、再處理方案、天然類比研究、各國「用過核子燃料」及「高放射性廢棄物」處置計畫進度表	插畫、配合圖片	全體民眾	展覽會場、展示館、核能設施現場、公共場所、火車車廂、機場、學生、營業區處	清楚簡單的建立新觀念，給予不同族群的人立即的印象，讓各族群皆能接受它，可隨手取得
3.簡介(中英兩版)			高級長官、立法委員、民意代表、記者、中外來賓、設施訪客	內部發送、政府會議、各政府機關、通訊社、參觀活動	定位明確，使相關對象明白計畫之角色及職責 藉訴求對象的引領作用，幫助計畫的推展
4.磁鐵	用過核子燃料、乾式貯存、深層地質處置、多重障壁、儀器設備			計程車、公家、私家車 小學課本書包	隨處可貼便利形象之推廣

表 9-2：民眾溝通工作企劃表(廣告部份)

項目	內容	配合媒體	訴求對象	效益評估
1.發公關及廣告稿	製造話題並塑造開明形象	電視、報紙、雜誌	全體民眾	
2.發新聞稿	活動訊息告知、說明場址評選程序以及評選結果、工程計畫說明	報紙、雜誌	全體民眾	
3.與電視台新聞性節目配合研討知識性內容	認識用過核子燃料、廠內用過核子燃料池貯存、乾式貯存、深層地質處置、再處理方案、天然類比研究。各國用過核子燃料/高放射性廢棄物處置	電視	全體民眾	知識及訊息的傳遞，且電視節目較具推廣力
4.開闢電台節目專談用過核子燃料最終處置計畫		廣播電台	全體民眾	
5.錄影帶/VCD/DVD製作	我國用過核子燃料最終處置計畫介紹、台灣及離島地質環境介紹、用過核子燃料乾式貯存設施示範作業記錄片、處置技術介紹、場址評選過程介紹、潛在處置母岩特性調查與評估工作記錄、詳細場址調查工作記錄	電視、電視牆	學校及一般機關團體、各營業區處	直接教育各階層各年齡人士集中觀看者，增加印象 可剪接、縮短於電視播效 可透過發行公司，將錄影帶/VCD/DVD 公開陳示於各出租店，供民眾免費借閱，並可藉助提供紀念品或有獎問答來提高民眾借用之意願。
6.電子看板	用過核子燃料最終處置計畫		全體民眾	塑造形象 製造潛意識之正面評價
7.電視遊樂器遊	與軟體廠商合作開發用過核子燃料最終處置電玩軟體		學生及青少年	透過遊戲方式，建立民眾對用過核子燃料最終處置的認

				知。
--	--	--	--	----

表 9-3：民眾溝通工作企劃表(公關活動)

項目	內容	配合媒體	訴求對象	場地	效益評估
1. 參加電視或廣播節目	安排各階層主管配合計畫重大進展於電視節目或報紙及雜誌接受公關採訪。	電視及報紙之新聞稿及插播，廣播電台	全體民眾	電視台	藉新聞性節目的權威性，塑造形象，並增加可信度，並讓資訊有效的傳播
2. 長期展覽會	用過核子燃料最終處置計畫：認識用過核子燃料、廠內「用過核子燃料池」貯存、「乾式貯存」、深層地質處置、再處理方案、天然類比研究、各國「用過核子燃料」及「高放射性廢棄物」處置計畫內容展覽	電視、報紙、雜誌等新聞稿、電視牆、海報、看板、幻燈箱、電腦諮詢系統、模型	官員、立委、民代、記者、專家學者、中外來賓、一般民眾	北部展示館、(未來)南部展示館	先給民眾造型特殊的鮮明印象 融入視覺，效果加倍，讓參與者一目瞭然 具雙向溝通作用 每一會場做長期展覽，較符合經濟效益
3. 展覽攤位	藉公共場所的一角設簡單的模型(深層地質處置、多重障壁、用過核子燃料)及文宣提供	海報、DM 小冊	全體民眾	火車站、公車站、中正紀念堂國父紀念館	簡單、清楚且分佈層廣 民眾隨時隨處可接收訊息
4. 製作運輸鋼桶或拖車玩具、製作設施模型玩具	配合既定造型與玩具廠商合作		兒童、學生、家長、一般民眾		製作精緻可愛、可使一般人皆願意收藏 藉兒童與家長間的親子教育，更能給予推廣 可做為展覽會及問卷之贈品

表 9-3：民眾溝通工作企劃表(公關活動)(續)

項目	內容	配合媒體	訴求對象	場地	效益評估
5.新聞研討會	配合計畫執行時程辦理處置方案、法令規定、功能/安全評估、潛在處置母岩特性調查與評估、候選場址、處置場之運轉試驗等特定主題之研討會		記者		平時即提供記者正確的背景資料，可以協助其作出較正確的報導
6.參觀活動	參觀各現有設施、工程計畫現場、各可能潛在處置母岩、候選場址		官員、立委、民代、記者、專家記者		實地參觀運作情形，可加深了解

10、應變方案

世界各國在推動高放射性廢棄物(含用過核子燃料)最終處置計畫時，均採階段式(stepwise approach)的方式來進行，以期妥善進行計畫的推動、提昇民眾的接受度並保留決策的彈性(IAEA, 2011；OECD, 2013a)，我國的最終處置計畫亦參照此精神來規劃(如 6.2 節所述)，根據各國發展經驗顯示，在最終處置場址的選定過程中，技術與經費均非成敗的關鍵，主要的關鍵在於場址所在地的民眾接受度。因此，國際間相關計畫的推展，均必須面臨計畫敏感性所產生的不確定性因素，亦均歷經規劃工作及期程的修改，在實際執行上，均審時度勢，以務實的態度，盡力達成妥善處置放射性廢棄物的終極目標。考量我國用過核子燃料最終處置計畫時程規劃無法順利推展之情況可能發生，宜有其他應變方案因應，未來該計畫進度無法如預期於 2028 年評選出候選場址時，台電公司將參照荷蘭、美國之策略，適時啟動集中式中期貯存設施計畫，詳細說明如下：

10.1. 國際經驗

國際上各國家所採用之中期貯存中，乾式已廣為世界 22 個國家的核能電廠所採用。目前世界上的乾式貯存設施共有 123 座，分布於歐洲、美洲、亞洲及非洲共 22 個國家，其中美國的乾式貯存設施已有 69 座，德國 16 座、加拿大有 7 座、日本 2 座。

美國首座用過核子燃料乾式貯存設施，位於維吉尼亞州的 Surry 核能電廠，自 1986 年開始運轉至今 26 年，美國核管會已核准該乾式貯存設施可運轉至 2046 年，可長達 60 年，顯示乾式貯存可靠性無虞。

10.1.1. 荷蘭

荷蘭在 1984 年決定將放射性廢棄物(包括高放射性廢棄物及低放射性廢棄物)貯存至少 100 年，再進行以深層地質處置為其營運策略。荷蘭放射性廢棄物之管理機構為 COVRA，COVRA 於 1999 年在

Borssele 地方興建 HABOG 高放射性廢棄物及用過核子燃料之集中式中期貯存設施。HABOG 的設計壽命至少為 100 年，可用來貯存未來 100 年荷蘭用過核子燃料再處理所產生的高放射性廢棄物，以及試驗用反應器及研究實驗室所產生的用過核子燃料，並在貯存期間，進行深地層處置之財務、技術、及社會準備，以備在貯存期間完成後，可進行深地層處置。

目前荷蘭的用過核子燃料先在廠內貯存一段期間後再運送至國外進行再處理。其中 Borssele 核電廠的用過核子燃料是運至法國 La Hague 進行再處理；已停機的 Dodewaard 核電廠則是送至英國 Sellafield 再處理。再處理完後的高放射性廢棄物，於 2004 年開始運回荷蘭長期貯存，等待最終處置。

荷蘭認為此種策略至少有下列 6 種正面效應：

- (1) 民眾對長期貯存之接受性高。一般民眾對於可由今日社會進行實質管制比利用分析模式來證明深地層處置沒有危險較有信心。
- (2) 有 100 年的期間可讓後端營運基金滋息達到廢棄物處置所需費用之規模。在 100 年期間，國際上或區域上對於放射性廢棄物可能找到共同的解決方法。
- (3) 未來藉由國際或區域合作將更有經濟效益，同時可得到更高的安全標準及更可靠的管制措施。
- (4) 在 100 年期間，部份會產生熱量的高放射性廢棄物將已冷卻至無需再冷卻之程度。
- (5) 在 100 年期間，有大量的低放射性廢棄物將衰減至輻射背景值以下之程度。
- (6) 在 100 年後，對於放射性廢棄物將有可能會出現突破性的處理技術或營運方法。

10.1.2. 美國

美國歐巴馬政府於 2010 年決定停止內華達州(Nevada)的尤卡山(Yucca Mountain)高放射性廢棄物(用過核子燃料)最終處置計畫，該計畫是依據 1987 年「核子廢棄物政策法」(Amendment of Nuclear Waste Policy Act, NWPA)之修正案所規劃，該修正案指定內華達州的尤卡山為最終處置計畫之唯一候選場址，能源部依法進行場址特性調查、工程細部設計及安全評估分析等，但是尤卡山計畫不能順利運作，導致美國境內高放射性廢棄物無法適時進行處置。

美國能源部於 2010 年成立「美國核能未來發展專案委員會(Blue Ribbon Commission on America's Nuclear Future)」(簡稱 BRC 委員會)，針對上述情勢進行研究評估並提出建議。BRC 委員會報告所建議的 8 項對策中，有關「高放射性廢棄物(用過核子燃料)最終處置」及「集中式中期貯存設施」之規劃情形如下：

- (1) 2048 年完成高放射性廢棄物地質處置設施。
- (2) 2025 年完成集中式中期貯存設施

BRC 委員會認為發展集中式中期貯存設施，使美國聯邦政府可以不受最終處置場開始營運時間的影響，而能陸續將用過核子燃料從各核能電廠移放至集中式中期貯存設施。

10.2. 國內集中式中期貯存設施規劃

參考前述荷蘭、美國等之國際經驗，我國用過核子燃料最終處置計畫執行過程中，如「候選場址評選與核定階段」(2018~2028 年)有所延遲，規劃於 2029 年啟動用過核子燃料集中式中期貯存設施計畫，2038 年確定場址並完成環境影響評估，2044 年前完成興建啟用(如圖 10-1)。此計畫分成 9 個主要執行階段來規劃，包括：場址評選(含場址調查)、投資可行性評估與政府核准、環境影響評估並確定場址、中期貯存設施發包(含規範準備、發包、審標與決標)、中期貯存設施細部設計與建造執照申請文件準備、建造執照申請(含安全分析報告審查)、設備製造與貯存場施工(含相關附屬設施施工)、試運轉與運轉

執照申請(含試運轉測試)、及運貯階段。各階段所需作業期間分述如下：

- (1) 場址評選(含場址調查)：4 年
- (2) 投資可行性評估與政府核准：2 年
- (3) 環境影響評估並確定場址：3 年
- (4) 中期貯存設施發包(含規範準備、發包、審標與決標)：1.5 年
- (5) 中期貯存設施細部設計與建造執照申請文件準備：1 年
- (6) 建造執照申請(含安全分析報告審查)：1 年
- (7) 設備製造與貯存設施施工(含相關附屬設施施工)：2 年
- (8) 試運轉與運轉執照申請(含試運轉測試)：1 年
- (9) 運貯階段：第 15 年開始運轉

用過核子燃料長程處置計畫應變方案

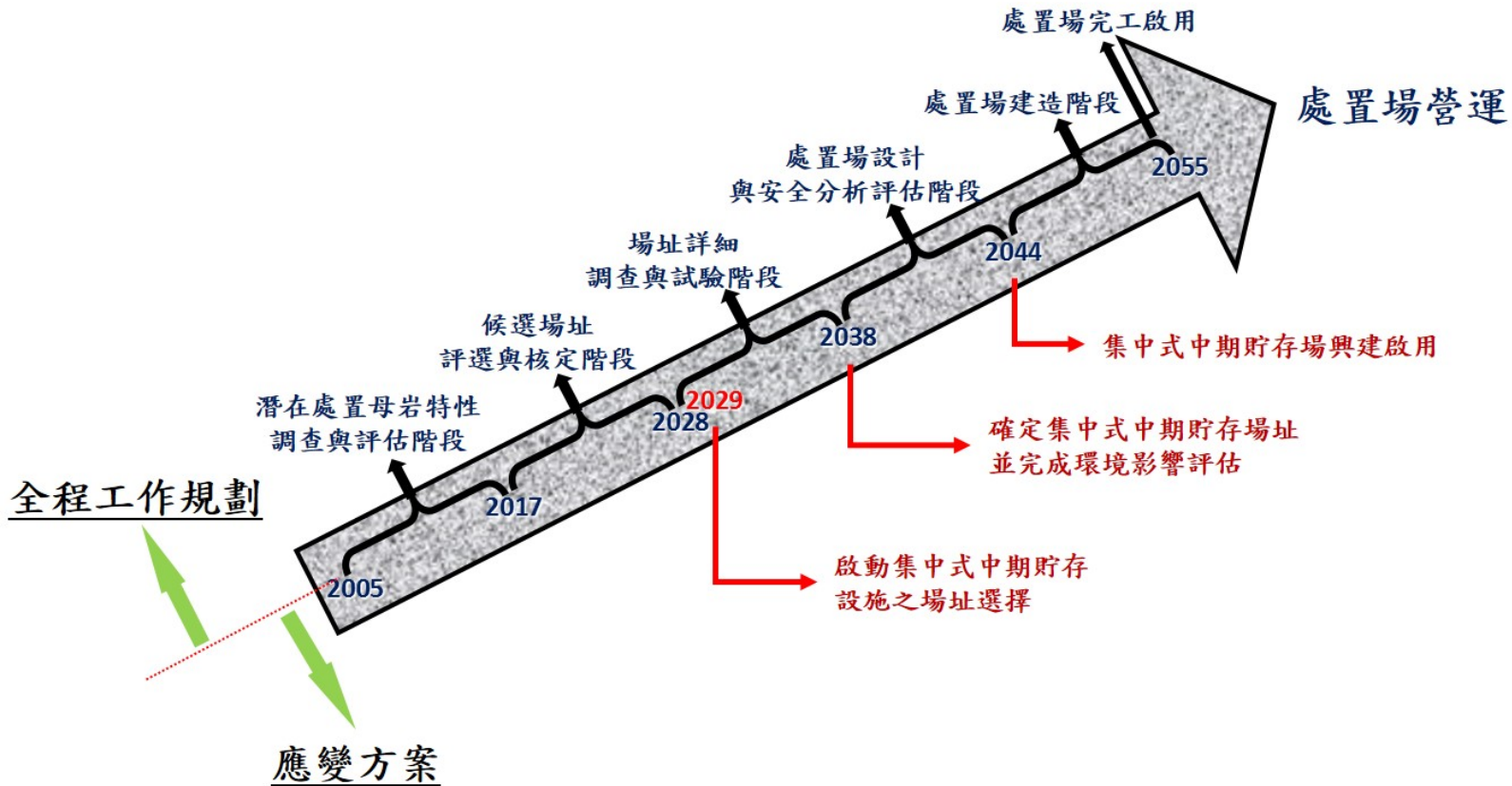


圖 10-1：用過核子燃料長程處置計畫替代因應方案

10.3. 結語

國內於 1986 年開始進行用過核燃料最終處置技術發展及地質調查計畫，就已獲得之資料研判，由 SNFD2009 報告初步評估結果顯示，台灣確實存在潛在處置母岩，目前正進行潛在母岩特性調查與評估作業，已建立深層地質調查分析及安全處置功能評估之初步技術與人力，以及彙整過去研發成果於 2009 提報「用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告」送原能會審查，並經原能會於 2010 年准予核備，達成潛在處置母岩特性調查與評估階段的第一項目標。

台電公司依法將持續推展用過核子燃料最終處置計畫，預定於 2017 年底提報「用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」送主管機關審查，並預定於 2038 年選定用過核子燃料最終處置場址，2055 年完工啟用，與大部分核能發電國家規劃於 2040 年至 2065 年間啟用其處置場相當。

在推動境內處置計畫過程中，如於用過核子燃料最終處置計畫第二階段「候選場址評選與核定階段」結束時(2028 年)，若無法依時程順利提出候選場址，將規劃於 2029 年啟動「集中式中期貯存設施」之場址選擇，2038 年確定場址並完成環境影響評估，2044 年前完成興建啟用。惟無論是否進行集中式中期貯存設施方案，最終處置設施選址作業仍須依法持續進行。

11、参考文献

- Bunn, M., J.P. Holdren, A. Macfarlane, S.E. Pickett, A. Suzuki, T. Suzuki and J. Weeks, 2001, “Interim Storage of Spent Nuclear Fuel A Safe, Flexible, and Cost-Effective Near-Term Approach to Spent Fuel Management”, A Joint Report from the Harvard University Project on Managing the Atom and the University of Tokyo Project on Sociotechnics of Nuclear Energy.
- Bunn, M., S. Fetter, J.P. Holdren and B. van der Zwaan, 2003, “The Economics of Reprocessing vs. Direct Disposal of Spent Nuclear Fuel”, Project on Managing the Atom, Belfer Center for Science and International Affairs, Harvard University, USA.
- BMWi, 2008, Final Disposal of High-level Radioactive Waste in Germany– The Gorleben Repository Project, Federal Ministry for Economic Affairs and Energy, German
- CNSC, 2008, Canadian National Report for the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, Canadian Nuclear Safety Commission.
- Cochran, T., 2000, “Non-Proliferation Trust II Long-Term Fissile Materials Safeguards and Security Project,” Proceeding of Nuclear Cooperation Meeting: On Spent Fuel and High-level Waste Storage and Disposal, Las Vegas, Nevada.
- DEFRA, 2001, “Managing Radioactive Waste Safely – Proposals for developing a policy for managing solid radioactive waste in UK”, Department for Environment, Food and Rural Affairs (DEFRA).
- EIBaradei, M., 2004, “Nuclear Power: A Look At the Future”, Statements of the Director General in International Conference on Fifty Years of Nuclear Power: The Next Fifty Years, Moscow, Russia, June 27, 2004, <http://www.iaea.or.at/NewsCenter/Statements/2004/ebsp2004n005.html>.

- ENRESA, 2006, Technological research and development and demonstration plan for the management of radioactive wastes , 2004-2009, Empresa Nacional de Residuos Radiactivos.
- Germany, 2002, "Site Selection Procedure for Repository Sites – Recommendations of the AkEnd", Committee on a Site Selection Procedure for Repository Sites.
- Hamada, K., 2003, "CSCAP's NEEG: Exploring Nuclear Energy Transparency as a Regional Confidence and Security Building Measure," Pacific Forum CSIS: A Review of the Work of the Council for Security Cooperation in the Asia Pacific's Nuclear Energy Experts Group, Honolulu, Hawaii, September 2003.
- IAEA, 1994, "Siting of Geological Disposal Facilities: A Safety Guide", Safety Series No. 111-G-4.1, IAEA, Vienna.
- IAEA, 2002, "Institutional framework for long term management of high level waste and/or spent nuclear fuel", IAEA, Vienna.
- IAEA, 2003, "Scientific and Technical Basis for the Geological Disposal of Radioactive Wastes", Technical Reports Series No. 413, IAEA, Vienna.
- IAEA, 2008, Radioactive Waste Management Profiles, No.9, - a Compilation of Data from the Net Enabled Waste Management Database(NEWMDB), International Atomic Energy Agency, Vienna.
- Interfax, 2004, "Russia backs proposal for international nuclear waste storage centers", June 27, 2004, Moscow, Russia.
- Japan, 2003, "Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management – National Report of Japan for First Review Meeting", The Government of Japan.
- JNC, 1999, "H12 Project to Establish Technical Basis for HLW Disposal in Japan- Project Overview Report", JNC TN1400 99-010.

- KBS, 1983, "Final Storage of Spent Nuclear Fuel-KBS3," vol.I: General; vol.II: Geology; vol.III: Barriers; vol.IV: Safety, SKBF/KBS.
- Kudrik, I., 2002, "Import of spent nuclear fuel to Russia", Bellona Position Paper, http://www.bellona.no/en/international/russia/nuke_industrial/waste_imports/22414.html.
- LLRWMO, 2012, "Inventory of Radioactive Waste in Canada", Low-Level Radioactive Waste Management Office, Canada
- Mariotte, M., 2000, "International Nuclear Waste Dumping and the Non-Proliferation Trust," Nuclear Monitor, April, 2000.
- McGoldrick, F., 2000, "Proposals for an International Spent Fuel Facility – U.S. Law and Policy", Conference Panel – East Asia's Spent Fuel Dilemma in Carnegie International Non-Proliferation Conference, March 16, 2000, <http://www.ceip.org/programs/npp/msgoldrick2000.htm>
- MIT, 2003, "The Future of Nuclear Power—An Interdisciplinary MIT Study", Massachusetts Institute of Technology, USA.
- Nagra, 1985, "Project Gewähr 1985/Nuclear Waste Management in Switzerland: Feasibility Studies and Safety Analyses", NGB 85-09, Baden Switzerland.
- Nagra, 1994, "Kristallin-I Safety Assessment Report, Nagra Technical report 93-22," Baden Switzerland.
- Nagra, 2004, "Feasibility Demonstration for HLW Disposal," Bulletin 35, Baden Switzerland.
- NIROND, 2011, "Waste Plan", Belgian Agency for Management of Radioactive Waste and Enriched Fissile Materials, Belgian
- NRC, 2000, "Long-Term Institutional Management of U.S. Department of Energy Legacy Waste Sites," National Academy Press, Washington, D.C., USA.
- NRC, 2003, "One Step at a Time: The Staged Development of Geologic Repositories for High-Level Radioactive Waste," National Academy Press, Washington, D.C., USA.
- NTI, 2003, "Russia: Spent Fuel Import Project Overview," <http://www.nti.org/db/nisprofs/russia/reactor/waste/snf.htm>.

- OECD, 1991, "Review of Safety Assessment Methods: A Report of the Performance," Assessment Advisory Group of the Radioactive Waste Management Committee, OECD-NEA, France.
- OECD, 1993, "The Cost of High-Level Waste Disposal in Geological Repositories—An Analysis of Factors Affecting Cost Estimates," OECD-NEA, France.
- OECD, 1999, Progress Towards Geologic Disposal of Radioactive Waste: Where Do We Stand? An International Assessment. OECD PUBLICATIONS, p. 28.
- OECD, 2001, "The Role of Underground Laboratories in Nuclear Waste Disposal Programmes," OECD-NEA, France.
- OECD, 2003, Geological Disposal: Building Confidence Using Multiple Lines of Evidence, First AMIGO Workshop Proceedings Yverdon-les-Bains, Switzerland 3-5 June 2003, NEA No. 4309, p. 189.
- OECD, 2004, "Radioactive Waste Management in Finland."
- PNC, 1992, "Research and Development on Geological Disposal of High-Level Radioactive Waste," PNC TN1410 93-059, Japan.
- Rempe, N. T., 2007, Permanent underground repositories for radioactive waste. Progress in Nuclear Energy, Vol. 49, pp. 365-374.
- RIA, 2004, "Russian Governor Protests Plans to Establish International Nuclear Waste Site in Siberia," Russian Information Agency Novosti, July 02, 2004, Moscow, Russia.
- SKB, 2000, "Geoscientific Programme for Investigation and Evaluation of Sites for the Deep Repository," SKB Technical Report 00-20.
- Swedish Ministry of the Environment, 2003, "Swedish Implementation of the Obligations of the Joint Convention," ISBN 91-38-21997-2.
- UIC, 2003, "International Nuclear Waste Disposal Concepts," Nuclear Issues Briefing Paper 49, <http://www.uic.com.au/nip49.htm>.

- USDOE, 2001, "Generation-IV Roadmap—Report of the Fuel Cycle Crosscut Group," DOE.
- USDOE, 2002, "Nuclear Waste Policy Act as Amended."
- WISE, 2002, "International Nuclear Dump Plan Shelved," Nuclear Monitor, No. 563, World Information Service on Energy (WISE), February 15, 2002.
- Witherspoon, P. A., 1996, "Geological problems in radioactive waste isolation, Second worldwide review," LBL-38915, Lawrence Berkeley Laboratory, University of California, USA.
- 台電公司，2011，"核能後端營運總費用估算與每度核能發電分攤率計算"總結報告，台灣電力公司核能後端營運處。
- 台電公司，2004，"核能後端營運總費用估算與每度核能發電分攤率計算"總結報告，台灣電力公司核能後端營運處。
- 台電公司，2006，"用過核子燃料最終處置計畫書(2006年7月核定版)"，台灣電力公司核能後端營運處；行政院原子能委員會放射性物料管理局；2006年7月核備。
- 台電公司，2010，"我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告"，台灣電力公司核能後端營運處；行政院原子能委員會放射性物料管理局；2010年7月核備。
- 地調所，1981-迄今，五萬分之一系列區域地質圖幅，經濟部中央地質調查所(已出版37幅)。
- 地調所，1990，台灣的火成岩(陳正宏著)，台灣地質之一，經濟部中央地質調查所，137頁。
- 地調所，1995，澎湖五萬分之一地質圖幅，經濟部中央地質調查所。
- 地調所，1997a，台灣的片麻岩(王執明、藍晶瑩著)，台灣地質之五，經濟部中央地質調查所，133頁。
- 地調所，1997b，台灣金屬經濟礦物(譚立平、魏稽生編著)，台灣地質之十，經濟部中央地質調查所，202頁。
- 地調所，1998，台灣的變質岩(陳肇夏編著)，台灣地質之十一，經濟部中央地質調查所，356頁。

地調所，1999，臺灣非金屬經濟礦物(魏稽生、譚立平編著)，台灣地質之十二，經濟部中央地質調查所，230頁。

地調所，2000a，台灣活動斷層概論(第二版)，五十萬分之一台灣活動斷層分布圖說明書(林啟文等五人)，經濟部中央地質調查所。

地調所，2000b，臺灣能源礦產及地下水資源(魏稽生主編)，台灣地質之十三，經濟部中央地質調查所，218頁。

地質學會，2000，二十世紀台灣地區地球科學研究之回顧與展望——台灣的大地構造研討會論文輯，黃奇瑜主編，中國地質學會。

何春蓀，1986，台灣地質概論：台灣地質圖說明書，經濟部中央地質調查所，118頁。

邱太銘，2000，“國外用過核燃料/高放射廢料最終處置現況”簡報資料，行政院原子能委員會核能研究所。

洪正聰、陳冠宇，2002，“核物理的最新發展——譯自 IUPAP 核物理委員會 C12 的 2002 年報告”，物理雙月刊，第 24 卷，第 6 期，827-830 頁。

核能發電後端營運基金管理委員會，2010，“財務報表”，<http://www.nbef.com.tw/index003.asp>。

財團法人核能資訊中心，2004，“討論天地，美國的高階核廢料計劃未定，我國的用過核燃料將何去何從？”
<http://www.ess.nthu.edu.tw/~nicenter/communication/FAQ/4-16.html>。

新核家園，2004，“常見問題與解答”，
<http://www.newnuclearhome.com/pages/faq/faq>。

劉尚志、張芳旭，1991，“我國用過核燃料長程處置第二階段工作計畫「社會溝通計畫書」”，SNFD-INER-90-007，行政院原子能委員會核能研究所。

劉尚志、陳智惠、陳信吉、謝弘哲、鄧楚樑、張靜如、辛潤、莊文淵、宋國良，1991，“我國用過核燃料長程處置計畫第二階段工作計畫，全程工作規劃書”，SNFD-INER-90-002，行政院原子能委員會核能研究所。

歐陽湘、蔡世欽，1998，“區域評選規劃報告”，工業技術研究院能源與資源研究所。