

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

中華民國九十五年七月

目錄

頁次

目錄.....	i
圖目錄.....	iii
表目錄.....	iv
1. 概述.....	1-1
1.1 緣起.....	1-1
1.2 規劃背景.....	1-13
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.....	2-5
2.2.6 日本.....	2-7
2.2.7 瑞典.....	2-7
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 核種群分離與核轉化.....	3-5
3.4 境內直接最終處置.....	3-6
3.5 國際合作處置.....	3-7
3.6 處置方案比較評估.....	3-19
3.7 處置計畫之必要性與可行性.....	3-20
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

5.2 技術發展與應用	5-15
6. 處置計畫規劃.....	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	6-6
6.3.1 潛在處置母岩特性調查與評估.....	6-6
6.3.2 候選場址評選與核定階段.....	6-18
6.3.3 場址詳細調查與試驗階段.....	6-27
6.3.4 處置場設計與安全分析評估階段.....	6-33
6.3.5 處置場建造階段.....	6-36
6.3.6 技術發展與規劃.....	6-39
6.4 國際技術合作規劃	6-51
6.5 經費概估	6-57
7. 處置計畫近程工作規劃.....	7-1
7.1 初步技術可行性評估	7-1
7.1.1 處置環境調查.....	7-21
7.1.2 處置技術的研究發展.....	7-22
7.1.3 安全評估技術建立.....	7-25
7.1.4 近程工作之國際合作規劃.....	7-32
7.1.5 經費與人力需求評估.....	7-33
7.1.6 預期困難與解決方案.....	7-33
7.1.7 階段預期成果.....	7-36
7.2 技術可行性評估	7-40
7.2.1 處置環境條件的調查.....	7-40
7.2.2 處置技術的研究發展.....	7-41
7.2.3 安全評估技術建立.....	7-41
7.2.4 階段預期成果.....	7-42
8. 計畫管理.....	8-1
8.1 計畫追蹤、審查與考核	8-4
8.2 成果整合與應用	8-9
8.3 知識管理	8-11
8.3.1 建置知識地圖.....	8-15
8.3.2 建置專家系統.....	8-15
8.3.3 人力管理與培訓.....	8-16
8.4 品質保證	8-17
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
參考文獻.....	9-1

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：長程處置計畫歷年成果報告名稱

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	5-2
圖 6-1：深層地質處置概念圖	6-3
圖 7-1：近程工作規劃與達成SNFD 2009目標流程示意圖	7-20
圖 7-2：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 ..	7-28
圖 7-3：裂隙岩體模式示意圖	7-30
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：計畫管理系統應用示意圖	8-5
圖 8-4：用過核子燃料最終處置計畫執行組織架構	8-6
圖 8-5：計畫管理之進度逐層展現示意圖	8-7
圖 8-6：研究數據搜尋圖	8-13
圖 8-7：研究報告搜尋圖	8-13
圖 8-8：研究報告摘要顯示	8-14
圖 9-1：溝通工作流程	9-3
圖 9-2：溝通計畫時程	9-4

表目錄

	頁次
表 1-1：國外用過核子燃料及高放射性廢棄物數量比較表	1-3
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	1-5
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	1-7
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	1-11
表 1-5：台灣潛在處置母岩之岩類與分布地區一覽表	1-14
表 3-1：各國高放射性廢棄物輸出入政策	3-8
表 3-2：高放射性廢棄物國際合作處置推動案例歷程表	3-9
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	5-3
表 5-2：用過核子燃料長程處置計畫技術發展與應用成果	5-17
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	6-5
表 6-2：主要孔內調查工作內容及獲得資訊之應用與評估對象	6-11
表 6-3：近場安全評估及功能評估之主要參數	6-15
表 6-4：技術發展需求及規劃表	6-40
表 6-5：技術發展歷年國際技術合作項目一覽表	6-52
表 7-1：過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表	7-2
表 7-2：近程工作經費概算表	7-35
表 7-3：我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告預定內容	7-37
表 9-1：民眾溝通工作企劃表(印刷品).....	9-17
表 9-2：民眾溝通工作企劃表(廣告部份).....	9-18
表 9-3：民眾溝通工作企劃表(公關活動).....	9-19

1. 概述

1.1 緣起

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，加上目前正在進行的龍門計畫(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，核四廠兩部則為進步型沸水式反應器。預估此四座核能電廠的八部機組運轉40年將會產生約7,350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隔絕方式，確保高放射性廢棄物可以長期摒除在可能影響生物圈的環境之外，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生物圈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)，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，台電公司擬訂本「用過核子燃料最終處置計畫書(2004年版)」。

表 1-1：國外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)	2200 m ³	完全經由再處理
				4320 (SNF)	4700 m ³	直接處置
保加利亞	6(4)*	(2)*	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
加拿大	14(17)*	8	多樣	3.6百萬束(CANDU)；76000束(來自其他反應器)	0	預估至2035年之產出量
捷克	6	NA	40	3724	0	預估反應器週期結束前之產出量
芬蘭	4	NA	40-60	2600-4000	0	總產出量
法國	59	11	NA	15000	3500 m ³	由目前反應器及其他核子燃料循環設施之總產出量
德國	19(18)*	18	多樣	9000	22000 m ³	預估反應器週期結束前之產出量
匈牙利	4	NA	30	NA	NA	1989-1998年間用過核子燃料送交俄羅斯
日本	51(52)**	1(3)*	NA	0	~40000 廢料罐	相當於2020年用過核子燃料累積數量
韓國	16(19)*	NA	~40	34000	0	預估2040年之產出量
立陶宛	2	NA	22&33	~3000	0	預估2017年NPP除役前之產出量
荷蘭	1	1	NA	~40 m ³	~70 m ³	預估往後100年之產出量
俄羅斯	30(31)*	(4)*	30-40	NA	NA	
斯洛伐克	6	1	<35	~2500	0	預估NPPs週期結束前之產出量
南非	2	NA	40/50	~1900	0	預估NPPs週期結束前之產出量

表 1-1：國外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				
西班牙	9	(1)*	40	~6750	~80 m ³	預估NPPs週期結束前之產出量，1983年起進行核子燃料循環
瑞典	11	1(2)	多樣	~9000	0	總產出量
瑞士	5	NA	>40	~1800	~1000 m ³	預估NPPs週期結束前產出
英國	35(23)*	10(22)*	30-45	NA	~1890 m ³	預估目前NPPs除役結束前產出
美國	103(104)*	15(23)*	40-60	83500 (來自商業用反應器) 2100 (來自其他反應器)	640 tHM (商業用) 5000個放射性廢棄物裝置，每個含4-5 廢料罐 (國防用)	105000 tHM將由目前NPPs產出，係假設週期已延長

註：

1.NA: 無資訊；NPP: 核能電廠

2.資料主要來源：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; <http://www.iaea.org/programmes/a2/index.html>)於2004年12月17的核反應爐數量。

3.日本目前核能機組運轉數(括號**標示)依據JAIF之2004年11月運轉實績資料。

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	處置窖深度(地下)	處置窖設計	處置容器安置方式
比利時	沉積岩/飽和帶；低於水沸點	用過核子燃料及高放射性廢棄物	50年	250公尺	三條橫坑道	高放射性廢棄物放置於坑道中央，用過核子燃料置放於四周
加拿大	結晶岩/飽和帶；低於水沸點	用過CANDU核子燃料	10年	500公尺	一條主隧道連接多條平行的處置隧道	垂直放置於處置孔內或橫式置放於處置隧道
芬蘭	結晶岩/飽和帶；低於水沸點	用過核子燃料	40年	500公尺	一條主隧道連接多條處置隧道	垂直放置於處置孔內
法國	結晶岩或沉積岩/飽和帶；低於水沸點	高放射性廢棄物	15年	400-1000公尺	一條主隧道連接多條處置隧道	垂直放置於處置孔內
德國	鹽穹/飽和帶；高於水沸點	用過核子燃料及高放射性廢棄物	40年	870公尺	兩條主隧道連接多條處置隧道	用過核子燃料垂直放置；高放射性廢棄物橫式放置
日本	結晶岩或沉積岩/飽和帶；低於水沸點	高放射性廢棄物	50年	花崗岩：1000公尺 泥岩：500公尺	四周主隧道與中間連絡隧道連接處置區	橫式放置於處置隧道
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公尺 花崗岩：500公尺 鹽岩：600公尺	二條平行主隧道連接多條平行的處置隧道	橫式放置於處置隧道
瑞典	花崗岩/飽和帶低於水沸點	用過核子燃料	30-40年	500公尺	一條主隧道連接多條平行的處置隧道	垂直放置於處置孔內
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	花崗岩：1000公尺 泥岩：850公尺	一條主隧道連接多條平行的處置隧道	橫式放置於處置隧道

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	處置窖深度(地下)	處置窖設計	處置容器安置方式
美國	凝灰岩/不飽和帶；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公尺	三條平行的處置隧道	橫式放置於處置隧道

資料主要來源：邱太銘，2000，「國外用過核子燃料/高放射廢棄物最終處置現況」簡報資料，行政院原子能委員會核能研究所。

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	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。
	放射性廢棄物長程處置政策目前尚未明確，高放射性廢棄物處置場預訂於2035年以後運轉；高放射性廢棄物與用過核子燃料將先儲藏40到50年以供冷卻
加拿大 *1, *2, *3	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
捷克 *2, *3	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(Radioactive Waste Repository Authority)
	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(Reference Design of a Deep Geological Repository)
	2002年政府同意RAWRA提出的長程管理方案及時程規劃
	預定於2005年之前進行8個候選場址的調查
	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
預定於2065年處置場開始營運	

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
芬蘭 *1, *2, *3	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
	預定於2015年處置設施可處置10%的用過核子燃料
預定於2050年開始關閉處置場	
法國 *1, *2	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
	預定於2006年底前，根據研究結果向政府提出高放射性廢棄物之處置方式與時程
	預定於2065年處置場開始營運
德國 *1, *2, *3	1960年代早期展開高放射性廢棄物相關研究計畫
	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

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
德國 *1, *2, *3	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)
	預定於2030年處置場開始營運
日本 *1, *2	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
	預定於2001-2010年進行文獻蒐集、選定初步研究區域與鑽探計畫
	預定於2010-2020年選定詳細研究區域(地下研究設施內進行試驗等計畫)
	預定於2020-2030年選定處置場建設場址(進行安全驗證與處置場建設)
韓國 *1, *3	預定於2030-2040年間建造處置場
	預定於2040年處置場開始營運
俄羅斯 *1, *4	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
	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)
西班牙 *1, *2	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。
	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
瑞典 *1, *2, *3	預定於2010年後展開選址工作
	預定於2035年處置場開始營運
	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	
	預定於2007年提出建造執照申請

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
瑞典 *1, *2, *3	預定於2009-2015年期間進行詳細調查與建造
	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	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
	預定於2006年前決定處置母岩
	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
英國 *1, *3	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)
	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	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
	預定於2007-2008年間取得NRC建造許可
預定於2010年開始接收用過核子燃料	

資料主要來源：

*1: IAEA (2002);

*2: 邱太銘(2000);

*3: Witherspoon (1996);

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

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	54.3
	高放射性廢棄物與用過核子燃料再處理	2.9至5.8	104.9至209.8
	直接處置	5.8至15	209.8至542.7
加拿大	無成本估算資料		
芬蘭 (2002年市值億 歐元)	包封設施建造	1.05	37.98
	處置設施建造	1.25	45.21
	包封設施營運	2.30	83.19
	處置設施建造	2.00	72.34
	包封設施除役	0.08	2.89
	處置設施除役	0.42	15.19
	總額	8.45	305.64
法國	無成本估算資料		
德國	無成本估算資料		
日本 (2001年市值百 億日幣)	研究與開發	21.76	633.2
	場址與土地取得	45.86	1334.5
	設計與建造	190.10	5531.9
	地表設施	5.86	170.5
	地下設施	91.56	2664.4
	地表用裝備	46.84	1363.0
	地下用裝備	39.80	1158.2
	其他	6.04	175.8
	處置場營運	143.04	4162.5
	處置場關閉	16.34	475.5
	監測	24.52	713.5
	計畫管理	115.00	3346.5
	稅金	21.62	629.1
	總額	578.24	16826.8
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	19.1
	每年營運花費		
	初始期間(5年)	0.06	2.1
	後續年度	0.08	2.8
	總金額	0.7	24.3
	長程處置用過核子燃料之單位成本		
	初始期間(5年)	0.00025	0.009
後續年度	0.00015	0.005	

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)
西班牙 (億歐元)	高放射性廢棄物與用過核子燃料處置	57.00	2062.3
	其他	3.00	108.5
	總額(1985年-2065年)	60.0	2170.8
瑞典 (2003年市值億 克朗)	管理與研究開發	48.60	190.51
	運輸系統的成本、營運與維護	22.30	87.42
	核電廠的除役	131.30	514.70
	用過核子燃料的封裝	79.20	310.46
	用過核子燃料的處置	148.60	582.51
	總額預估(2004~)	430	1685.60
瑞士 (1998年市值億 瑞士法郎)	運輸	2.62	62.2
	集中放射性廢棄物管控	8.18	203.4
	廢料罐容器	4.44	110.4
	燃料元素管理	47.63	1184.6
	高放射性廢棄物處置	38.84	966.0
	總額	101.71	2529.6
英國	無成本估算資料		
美國 (2000年市值億 美元)	地質處置場址監控成本	420.70	14602.5
	發展與評估(1983年-執照申請)	65.80	2283.9
	地表設施	77.00	2672.7
	地下設施	89.80	3117.0
	放射性廢棄物包封	132.90	4613.0
	設計性能的確認	22.70	787.9
	管制、維生與管理服務	32.50	1128.1
	放射性廢棄物的接收、儲藏與運輸	59.60	2068.7
	內華達州內運輸	8.40	291.6
	方案整合	40.70	1412.7
	規費	45.80	1589.7
總額	575.20	19965.2	

註：

1. 匯率換算(根據行政院主計處2004年6月統計月報之2002年全年平均): 1美元=34.1新台幣; 1歐元=36.18新台幣; 1日圓=0.291新台幣; 1瑞士法郎=24.87新台幣; 1瑞典克朗=3.92新台幣
2. 資料主要來源: IAEA (2002)
3. 芬蘭資料來源: <http://www.posiva.fi/englanti/index.html>
4. 瑞典資料來源: SKB(2003)

1.2 規劃背景

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。依照第二階段對台灣結晶岩區與泥岩區(表 1-5)的地質驗證調查報告研判，花崗岩質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花崗岩質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，對國內展開花崗岩質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)。

本規劃書為因應「放射性物料管理法」(華總一義字第09100248760號令)及「放射性物料管理法施行細則」(會物字第0920018935號)中相關條文規定(全文詳附錄C.1)而擬訂，旨在根據過去20年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。

根據上述規劃背景之說明，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」、「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」及「處置場建造階段」等五個階段來進行。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(詳第二章)，另行檢討修正。各階段之時程、工作目標及內容在第六章各節中依序說明。

表 1-5：台灣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	花崗岩質岩體 (花崗岩、花崗片麻岩)
分布地區	台灣西南部	P區海底下	K區、M區、Y區、H區

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。

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(2003年7月)；
- (3) 地質法(2004年1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(2004年4月)；
- (7) 環境影響評估法(2003年1月)；
- (8) 環境影響評估法施行細則(2003年8月)；
- (9) 開發行為應實施環境影響評估細目及範圍認定標準(2002年12月)；
- (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)。

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案(The Nuclear Waste Policy Act of 1982)；而後修訂為核子廢棄物政策修訂法案(The Nuclear Waste Policy Amendments Act of 1987)，選定雅卡山(Yucca Mountain)場址進行調查及監測；於能源政策法案中(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案(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，核種遷移可能達到生物圈的劑量，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)。

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則負責核能安全管理，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。

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。

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(SSIF 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。

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(ElBaradei, 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生物圈的環境之外，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) 核種群分離與核轉化後最終處置。
- (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化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) 運送境外再處理(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真正處置之前，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，無法藉乾式貯存而將處置問題留給後代子孫來解決。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7,484束，核二廠111年除役時，用過燃料共11,544束。核一廠目前已規畫於民國98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1366束核燃料後，原貯存空間可使用至該廠除役，該廠之乾式貯存工程預計於94年至96年進行申照程序。核二廠則於民國103年進行類似之移轉功能(燃料2049束)，核三廠之廠內濕式貯存則可運轉至除役後。

3.2 再處理

從反應爐取出的用過核子燃料，仍含有96%的鈾、1%的鈾及3%的分裂產物（即真正的高放射性廢棄物僅佔3%）。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。

再處理作業係將經過5年以上冷卻期的用過核子燃料，送到再處理廠，經過切碎、溶解、萃取、分離等處理程序後，取得鈾及鈾等再

生原料。目前再製燃料係以鈾與回收之耗乏鈾混合製成所謂的「混合氧化物燃料(MOX)」使用，而再處理回收的鈾，亦可經過濃縮後製成新燃料使用。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7,350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8,600桶，以及高放射性廢棄物約4,200桶(均以每桶200公升換算)。所以再處理後產生的高放射性廢棄物(長半衰期)較少，中、低放射性廢棄物較多，且須運回我國進行最終處置，若在短期內即運回我國，而國內低、高放射性廢棄物處置場如尚未興建完成，勢必造成問題。

此外，未來國際間之核能技術發展上，第四代反應器(Generation IV)倡導國(如美國、歐洲、日本、俄羅斯等)希望能發展出較簡單、完全不會爐心熔毀之新型核子反應器，預計在2030年左右開始部署，預期其可與最好的石化燃料工廠競爭，且較不會引發核武擴散。為達成有效的使用自然資源及放射性廢棄物處理最佳化之雙重目的，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)。本計畫推展期間，當密切注意第四代反應器技術發展，但其仰賴之再處理技術所牽涉的層面則較複雜。

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國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。除此之外，就國家政策與經濟規模而言，我國用過核子燃料欲進行再處理，亦必須滿足三項基本條件：

- (1) 國家核能政策以循環利用為主，並獲得民眾支持。
- (2) 核能機組多，燃料循環使用達經濟規模。
- (3) 核能工業發展完整且成熟。

3.3 核種群分離與核轉化

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

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

核種的群分離及核轉化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化方法及設備(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，而大大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化設備(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, 2003a)。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。台電公司將於「用過核子燃料最終處置計畫書(2004年版)」奉原子能委員會核定後，據以持續尋找國內適當的深層地質處置場址，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

目前全世界約有436座核能發電機組，分佈於31個國家(OCRWM, 2004)。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、中共、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。
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。

3.5.1.1.1 國際現況

3.5.1.1.1.1 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。

3.5.1.1.1.2 美國

美國的民用用過核子燃料最終處置場(Yucca Mountain, Nevada)預計於2010年開始運轉，預計可處置約7萬噸(USDOE, 2002)的用過核子燃料。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 Commision)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)。

3.5.1.1.1.3 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。

3.5.1.1.1.4 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過核子燃料，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使用過核子燃料，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使用過核子燃料，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。

3.5.1.1.2 國際合作處置

3.5.1.1.2.1 案例回顧

3.5.1.1.2.1.1 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)。

3.5.1.1.2.1.2 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, T., 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(2004)，NPTI已停止推動該計畫。

3.5.1.1.2.1.3 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/>)。

3.5.1.1.2.1.4 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。

3.5.1.1.2.2 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(ElBaradei, 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3.5.1.1.1.2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3.5.1.1.1.2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)。

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

國際原子能總署(IAEA)調查報告指出(Dyck and Crijns, 1998)，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、瑞士及英國等；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；有些國家如德國等，則兩種方式並行。我國目前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，台電公司必須於93年12月25日前提出用過核子燃料最終處置計畫書。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；為確保對生物圈的安全，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，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，花崗岩質岩體與泥岩岩體，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, 2003a)。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，以及沈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)，正在興建中核四廠為進步型沸水式反應器(ABWR)。針對核一廠、核二廠、核三廠與核四廠不同機組運轉25、30、35、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 19,076束組件(assemblies)，PWR 3,842束組件、ABWR 13,208束組件，合計相當於7,350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，表中核四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	1號機		2號機		六部機合計 (不含核四廠)	八部機合計 (含核四廠)
		燃料量 (束)	鈾燃料重量 (KgU)	燃料量 (束)	鈾燃料重量 (KgU)	燃料重量 (KgU)	燃料重量 (KgU)
60	核一廠	5,152	917,056	5,164	919,347	6,784,031	10,185,823
	核二廠	7,932	1,332,101	7,884	1,330,741		
	核三廠	2,685	1,141,555	2,693	1,143,232		
	核四廠	9,244	1,700,896	9,244	1,700,896		
40	核一廠	3,760	669,280	3,772	671,529	4,916,647	7,346,919
	核二廠	5,772	969,350	5,772	974,256		
	核三廠	1,917	815,032	1,925	817,201		
	核四廠	6,604	1,215,136	6,604	1,215,136		
35	核一廠	3,412	607,336	3,424	609,575	4,449,802	6,637,194
	核二廠	5,232	878,662	5,244	885,135		
	核三廠	1,725	733,401	1,733	735,693		
	核四廠	5,944	1,093,696	5,944	1,093,696		
30	核一廠	2,948	524,744	2,960	526,969	3,827,341	5,690,893
	核二廠	4,512	575,745	4,540	766,307		
	核三廠	1,469	624,560	1,477	627,016		
	核四廠	5,064	931,776	5,064	931,776		
25	核一廠	2,600	462,800	2,612	465,014	3,360,495	4,981,167
	核二廠	3,972	667,058	4,012	677,185		
	核三廠	1,277	542,929	1,285	545,508		
	核四廠	4,404	810,336	4,404	810,336		

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		核四廠		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		核四廠		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；核四廠一、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

就長程計畫發展特性分類，自1986年開始至今，共歷經：學習、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) 學習階段(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，並提出花崗岩體、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(1999/05~2005/03)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

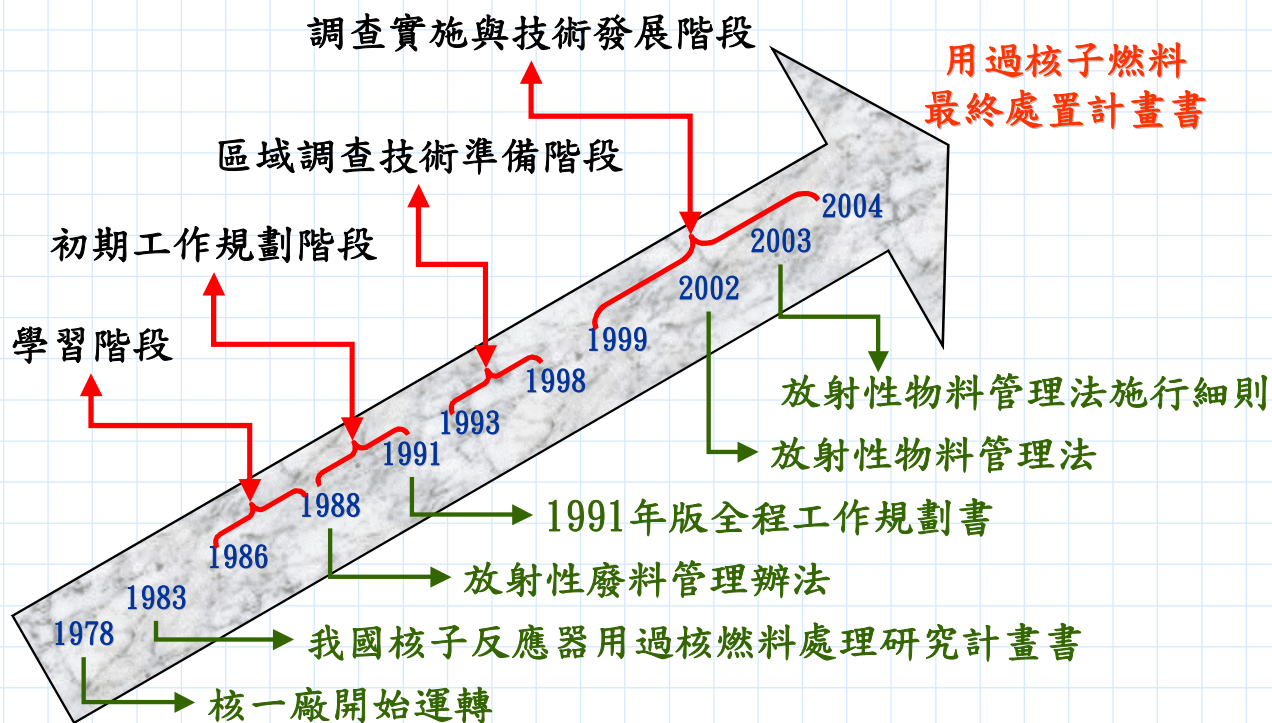


圖 5-1：用過核子燃料長程處置計畫發展歷程

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
學習階段	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K區花崗岩體、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： 進行工程障壁實驗室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)

計畫名稱	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)

計畫名稱	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)

計畫名稱	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)

計畫名稱	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	(1) 特性調查與資料解析： (a) 完成K區重力與磁力現場量測工作； (b) 完成K區1/25000地質圖； (c) 完成K區KMBH01(501.6公尺)地質探測井的鑽探作業。 (2) 技術發展與研究： (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。 (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。
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	功能/安全評估： (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。 (g) 完成處置系統一般性功能評估之分析。

表 5-1：用過核子燃料長程處置計畫歷程與成果摘要(續)

計畫名稱	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	<p>(1) 特性調查與資料解析：</p> <p>(a) 完成K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。</p> <p>(b) 完成K區KMBH02(203.55公尺)及KMBH03(504.75公尺)地質探測井的鑽探作業。</p> <p>(c) 完成K區部份地區之地表裂隙調查。</p> <p>(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)。</p> <p>(e) 完成K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、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。</p> <p>(f) 完成K區地下水流向分析圖、土壤入滲率分布圖。</p> <p>(g) 完成KMBH01地質探測井之地球物理井測(自然加馬、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)。</p> <p>(h) 完成K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)。</p> <p>(i) 完成K區東南海域地球物理探測淺層震測之分析。</p> <p>(j) 完成KMBH01地質探測井之地球化學量測。</p> <p>(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)。</p>

表 5-1：用過核子燃料長程處置計畫歷程與成果摘要(續)

計畫名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
(續上頁)			<ul style="list-style-type: none"> (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之化性探討 (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)

計畫名稱	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。 (3) 廢料罐及其材料初步評估 <ul style="list-style-type: none"> (a) 分析廢料罐及其材料之特性，包括廢料罐失效機制、廢料罐材料遴選考量、廢料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料罐材料設計、遴選的要求準則，初步選用銅質廢料罐為參考廢料罐。 (c) 建置銅質廢料罐之腐蝕模式分析，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，初步擬定廢料罐尺寸。 (e) 使用有限元素分析軟體(ABAQUS6.3)，分析BWR廢料罐在參考情節下，受到靜水及緩衝回填材料膨脹壓力狀況下，廢料罐的結構彈、塑性變形反應。 (4) 情節發展分析技術建立 <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)

計畫名稱	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定率式外釋分析。 (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)

計畫名稱	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) 評估廢料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)

計畫名稱	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>

5.2 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，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。

(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。

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 5-2。

表 5-2：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1000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、K區花崗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特性，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；K區花崗岩特性調查。	預定93年進行KMBH01-02-04跨孔地電阻井測。

表 5-2：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；K區花崗岩特性調查。	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花崗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。	K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
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、K區花崗岩特性調查。	引進雙封塞及多封塞系統，執行深度可達地表下500公尺
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、K區花崗岩特性調查。	
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、K區花崗岩特性調查。	預定93年進行 KMBH01-02-04跨孔試驗。
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、K區花崗岩特性調查。	引進熱脈衝式微流速儀，執行深度可達地表下1000公尺

表 5-2：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	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(Water Conducting Features)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、K區花崗岩特性調查。	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 資料解析	MODFLOW模擬	建立孔隙介質(Porous Media)地下水流數值模式。	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。	
水文地質 資料解析	FRACMAN模擬	建立岩層裂隙分布(Fracture Network)模式。	K區花崗岩特性調查。	
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。	
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、K區花崗岩特性調查。	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、容氧量、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、K區花崗岩特性調查。	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。

表 5-2：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	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)的穩定 區間評估及溶解度範圍估算。	預定93年延伸至釷(Th) 及鏷(Np)等核種的特性 研究與評估。
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。	K區花崗岩特性調查。	
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。	K區花崗岩特性調查。	

表 5-2：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	處置場工程障壁功能安全評估	
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	處置場地質圈功能安全評估	
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	
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	
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	
功能安全評估技術	廢料罐及其材料初步評估技術	運用於系統功能安全評估	廢料罐及其材料初步評估	

6. 處置計畫規劃

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生物圈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)。

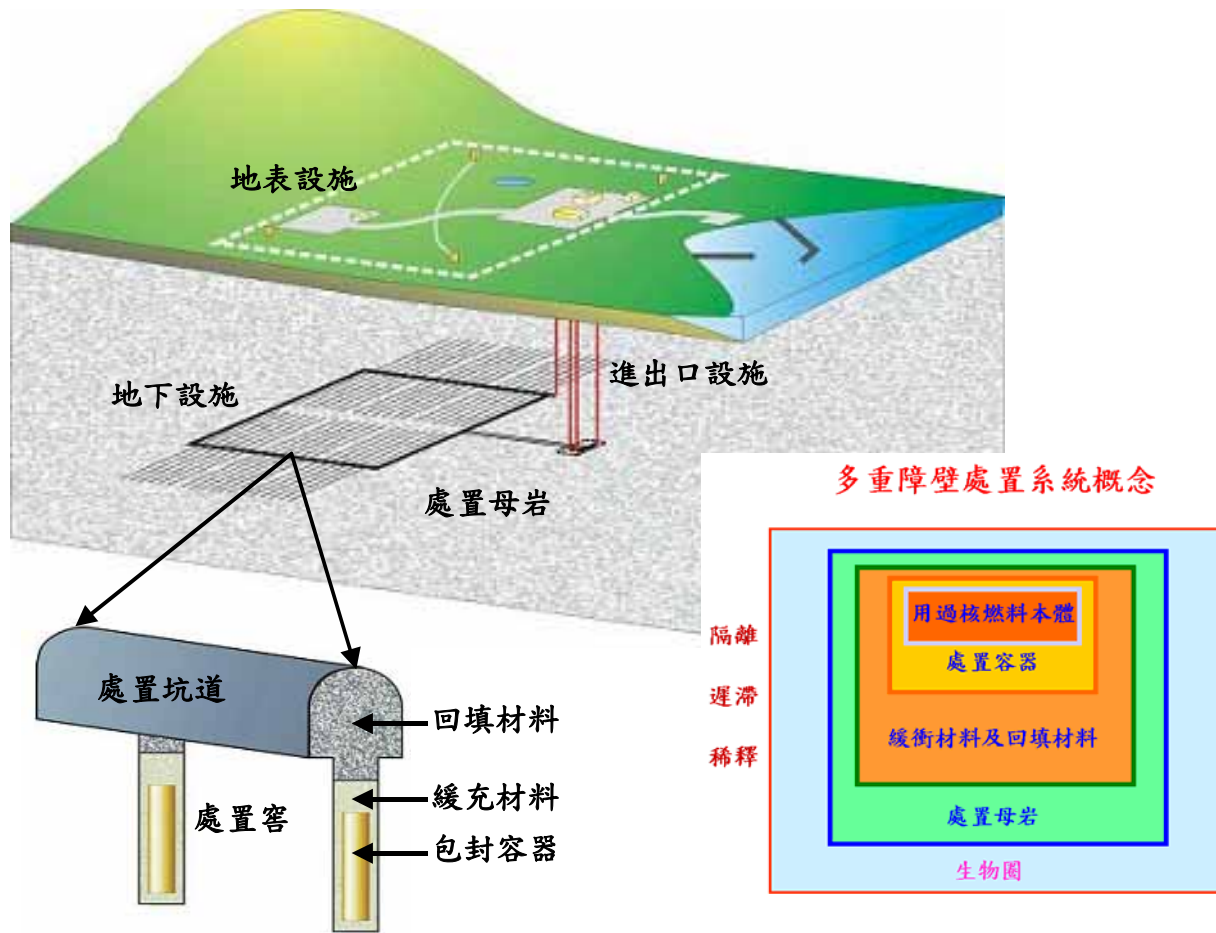


圖 6-1：深層地質處置概念圖

6.2 各階段的工作目標時程推估

根據第一章之說明，自2005年起，迄完成處置場之建造為止，全程工作時程分為「潛在處置母岩特性調查與評估階段」、「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」及「處置場建造階段」等五個階段來進行。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(詳第二章)，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。

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

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

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，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。

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, 2003a)。我國潛在處置母岩中，以花崗岩質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花崗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, 2003a)；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, 2003a)。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)，並評選數個可作為候選場址建議調查的區域，作為下一階段調查與評選的標的。

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、水文地質追蹤擴散試驗，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) 航空探測

航空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、沈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、水文地質追蹤擴散試驗，及地球化學水質量測。量測項目欲獲取的資訊請參考表 6-2。

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、沈陷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，進而篩選出合適處置母岩應具有之岩性、構造特性等地質環境條件，以建議進一步調查的候選場址地區。

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。就水文地質特性評估方面，乃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資料調查、井下水文地質參數的量測，建構潛在處置母岩之水文地質模式，作為評估候選場址的重要參考依據。

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之元素遷移、吸附與岩水反應關係，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作為候選場址的重要參考依據。

表 6-2：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
水力破裂法試驗	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與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，作為評估處置區域的重要參考依據。

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解、遷移等特性，及其對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，建立花崗岩質母岩功能/安全評估技術，與其他潛在處置母岩功能/安全評估技術。第一期著重於花崗岩質母岩功能/安全評估技術，主要工作在界定花崗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。第二期則著重於花崗岩質以外之潛在處置母岩功能/安全評估技術，主要工作在界定花崗岩質以外之潛在處置母岩為離散裂隙模型、雙孔隙模型或其它等同合適模型，並建立對應之概念模型與評估技術。

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。其主要工作包括情節分析，核種傳輸相關模式之發展，及其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，並分析評估正常及異常情況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、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 6-3，我國發展功能安全評估技術之各階段若尚無該參數本土數據時，則暫時引用國外參考值。

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，以及核種與地質圍的各種地化作用(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) 廢料罐長度
- (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本資料。生物圈水井情節(BIOMASS ERB1A/ERB1B)評估所需參數如下：

表 6-3：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. 核種元素之溶解度限 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、廢棄物罐之機械性質、緩衝與回填材料之THMCB及氣體參數。
德國	坑道之幾何性質、阻封材料之機械參數(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、機械應力、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。本階段功能/安全評估在潛在處置母岩特性調查與評估階段，擬完成的計畫工作項目說明如7.1.3節。

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。

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、包封容器、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工作，在近場及遠場的兩大範疇內，其功能基本上是相同的，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」與「不確定性」分析是功能/安全評估工作的一個重要項目。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。即使在「潛在處置母岩特性調查與評估」階段進行功能/安全評估，針對參數敏感度的分析，可由辨釋各子系統之重要影響參數，擴大至全系統整合功能評估之分析，其中重要影響參數指的是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，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。

台灣地區具有花崗岩質潛在處置母岩的地區，包括位於台灣東部Y區及H區一帶變質雜岩區內的數個花崗岩體，及離島的K區、M區的花崗岩質基盤；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。

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、沈降與侵蝕條件，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、岩盤隆升或沈降、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質環境，建立初步地下地質與構造概略形貌，作為研擬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、裂隙填充物分析等地球化學分析工作，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、井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應可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，同時也是獲致候選場址功能/安全評估工作所不可或缺之基礎。在此應建立的概念模式應包括：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、岩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。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及岩石特性的關係
- (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、以及斷層和節理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因地震產生的危險性。

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)，裂隙頻率(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量
- (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) 處置母岩岩體上昇或下降速率
- (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、陸升或沈陷、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。

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點，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)，送經濟部審查。
- (2) 完成場址之環境影響說明書(EIS)，送環保署審查。

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，在場址形界內或其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) 提供修改處置場設計之基準。
- (5) 確認各項工程障壁(廢料包封、回填材料、封塞)之功能及與母岩

的反應特性。

- (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透水資料，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。

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载力與大小
- (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的建造與各項設施的測試，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。

6.3.6 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 6-4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 6-4：技術發展需求及規劃表

	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

表 6-4：技術發展需求及規劃表(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
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		
廢棄物體：					
用過核子燃料瀝濾特性研究			X	X	X
燃料護套鍍金屬的腐蝕特性研究			X	X	X
廢料罐：					
容器材料及腐蝕/力學模式的研究	X	X			
廢料罐製造與檢驗			X	X	
廢料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	
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			

表 6-4：技術發展需求及規劃表(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
生物圈分析模擬技術與模式建構	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
全系統功能/安全評估模式技術	X	X	X	X	X
地下實驗室技術驗證發展需求及規劃					
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
近場熱-機械-水文-化學耦合效應				X	X
緩衝與回填材料封填技術驗證				X	X

表 6-4：技術發展需求及規劃表(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
緩衝材料長期穩定性驗證				X	X
廢料罐處置技術驗證				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。

6.3.6.1 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 6-4所示。

6.3.6.2 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，使核種到達生物圈時，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、芬蘭等以花崗岩為處置母岩的國家，其研究結果顯示：花崗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，若以花崗岩為優先調查母岩，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 6-4所示。

6.3.6.2.1 廢棄物體

我國目前的考量是用過核子燃料不經過再處理而直接做最終處置，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，瑞典所採用的固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。美國的固封法偏向於將燃料棒密化後再以氣體穩定物(如氮、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機械穩定性，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) 燃料護套鈳金屬的腐蝕現象：

由於鈳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。

6.3.6.2.2 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)。

6.3.6.2.3 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沈積礦床。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花崗岩，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。

6.3.6.2.4 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機械性質改變，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：

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。

(2) 處置場耦合效應研究：

用過核子燃料放置後，整個處置場溫度隨時間變化情形，以及造成之水-熱-力學(hydro-thermal-mechanical)耦合效應。此部份研究相當複雜，很難以實驗模擬此效應，通常藉電腦程式加以評估，但在程式模擬上仍有一些不確定性，有待克服。

(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EQ3/6、PHREEQE等電腦程式分析水泥/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，近場可能之水文地球化學條件，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，均必需在地下實驗設施中進行，方可具有代表性。

6.3.6.3 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。功能/安全評估技術的發展項目及時程規劃，如表 6-4 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。

6.3.6.4 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 6-4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，尤其是以花崗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。

6.4 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 6-5)，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 6-5：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。

表 6-5：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
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。
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。
天然類比	91年5月/Dr. John Smellie(瑞典Conterra 地質環境顧問公司)，Dr. Russell Alexande(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。

表 6-5：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
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。
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

表 6-5：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
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)	(3)洽請POSIVA提供地質處置概念之技術諮詢 (4)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。
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。
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用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

表 6-5：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
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
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。

6.5 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，2004)，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101.5億元(約290百萬美元)(上述金額採2004年之幣值)，此費用除以8部機組運轉40年約7350 tU的用過核子燃料數量，得研發平均單價為0.039百萬美元/tU。參照核子燃料數量與我國相當之各國研發平均單價(如西班牙、瑞典約0.040百萬美元/tU，芬蘭約0.059百萬美元/tU)，約與西班牙及瑞典相近。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10億元。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5億元，本階段為期六年之工程設計費約需30億元。總此本階段經費約46億元(上述金額採2004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78億、19億、123億及20億元，加上間接工程費36億元，總計此一階段費用估計為276億元(上述金額採2004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，2004)：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，估計總共需費約1279億元。而境外處置方案所需包括運輸、處置等費用，估計約1869億元(6部機運轉40年)或2662億元(8部機運轉40年)(上述金額採2004年之幣值)。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。

7. 處置計畫近程工作規劃

就長程計畫發展特性分類，自1986年開始至今，共歷經：學習、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」（SNFD 2009），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）。

7.1 初步技術可行性評估

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，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。為此目的，近程工作的安排（SNFD 2009主題、過去完成工作與未來工作規劃之比較，參見表 7-1）與達成「我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告」（SNFD2009）的流程圖如圖 7-1所示，預計該報告內容，將涵蓋處置環境調查、處置概念研究發展，以及安全評估技術發展等三大部分，分述如下。

表 7-1：過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表

SNFD 2009主題	過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」表 5-1)	近程工作規劃
第1章 介紹		
1.1 用過核子燃料地質處置研究發展的背景	國內外研究發展背景資訊蒐整；用過核子燃料最終處置計畫書2004年版(93-94年計畫)	配合計畫進程與處置研究發展背景變革持續修訂，並配合潛在處置母岩調查與功能評估成果提出SNFD 2009報告
1.2 用過核子燃料特性化	初步特性評估方面，完成源項特性評估模式技術建立(90-92年計畫)	
1.3 處置需求	用過核子燃料深層地質處置場之場址一般性安全需求、設施功能需求、以及法規需求評估(90-94年計畫)；用過核子燃料最終處置計畫書2004年版(93-94年計畫)	
1.4 地質處置概念	處置容器垂直置放及水平置放參考處置概念之配置與運轉概念規劃(90-94年計畫)；用過核子燃料最終處置計畫書2004年版(93-94年計畫)	
1.5 地質處置研究發展的世界趨勢	完成彙整以花崗岩為處置母岩主要核能國家用過核子燃料的處置概念與處置工作未來發展趨勢(90-91年計畫)；用過核子燃料最終處置計畫書2004年版(93-94年計畫)	

表 7-1：過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題		過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」表5-1)	近程工作規劃
1.6 我國地質處置概念與技術可行性評估方法		場址準則分項研究計畫總報告(75-77年計畫) 全程工作規劃書1991年版(77-79年計畫) 全程工作規劃書2000年版(88-90年計畫) 處置場安全需求與處置場概念研擬(90-91年計畫) 用過核子燃料最終處置計畫書2004年版(93-94年計畫)	
第2章 處置環境條件的調查研究		母岩特性綜合研究、調查區域評選(77-80年計畫)	
2.1 地質環境			
	2.1.1 地質概述	台灣50萬分之一地質圖說明書(何春蓀, 1986); 台灣5萬分之一地質圖幅(地調所) 進行航照地質判釋以研判各離島地質特性; 完成LY島、LT島、KST島等離島地質調查與評估(77-80年計畫) 台灣的大地構造(地質學會)	過去文獻對潛在處置母岩特性調查資料較缺乏, 特別是處置計畫地下地質調查累積的資料, 加上空中磁測(94-96年計畫2.4.1節)測勘成果補足過去困難調查的區域, 方可達成現有新資料的彙整(94-96年計畫2.1.2.2節)與資料分析(97-98年計畫)。
	2.1.2 主要構成岩體	結晶岩、中生代基盤岩及泥岩等地區之地表初步驗證勘查(77-80年計畫) 澎湖圖幅(地調所, 1995) 完成南部泥岩鑽井(200公尺)的取樣工作(90-91年計畫)。	台灣東部岩體調查(94-96年計畫2.1.1.1節)、空中磁測(94-96年計畫2.4.1節)、現有資料彙整(94-96年計畫2.1.2.2節)與資料分析(97-98年計畫)。

表 7-1：過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題		過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」表5-1)	近程工作規劃
		完成K區1/25000地質圖；完成K區重力與磁力現場量測工作；完成K區500公尺深井鑽探及地物、地化、水文、岩力井下量測；完成K區東部主要岩體岩性、構造與岩層分佈調查、14800公尺地電阻影像剖面探測、井下大地應力量測及長期穩定性分析(90-94年計畫)	
		離島花崗岩類岩體與台灣泥岩成因與演化研究(90-91計畫)	
	2.1.3 水文地質	臺灣地下水資源圖說明書(水利署) K區區域水文現況調查與氣象分析，繪製地下水流向分析圖及土壤入滲率分布圖(91-92年計畫)	現有資料彙整、更新(94-96年計畫2.1.2.2節)與完成本章節內容(97-98年計畫)。
	2.1.4 蝕變作用產物	台灣的變質岩(地調所)	現有資料彙整、更新(94-96年計畫2.1.2.2節)與完成本章節內容(97-98年計畫)。
	2.1.5 地下資源種類與分布	台灣金屬、非金屬礦產、資源礦產(能資所、地調所)	現有資料彙整、更新(94-96年計畫2.1.2.2節)與完成本章節內容(97-98年計畫)。

表 7-1：過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題	過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」表5-1)	近程工作規劃
	2.1.6 調查技術的發展	<p>目前已完成的項目有花崗岩質潛在母岩的岩性調查，後續尚有花崗岩岩體分布調查、泥岩與中生代基盤岩之岩性與岩體分布調查。95年度起將透過空中磁測，調查過去欠缺的潛在處置母岩之規模及構造分布(94-96年計畫2.4.1節)；並進行與母岩相關之活動構造、地震、火山等長期穩定性評估，作為處置地質環境初步評估的基準(94-96年計畫2.1.2.2節)；94-96年計畫之具體工作項目為(1)進行空中磁測工作規劃與航測作業(2.4.1節)；(2)進行小規模試驗場之地質主要構造分布特性及裂隙特性參數調查(2.3.1節)；(3)進行花崗岩質潛在處置母岩測試區之地質鑽探與孔內量測作業(2.1.1節)。97-98年計畫將持續進行深層花崗岩特性的現地調查，完成花崗岩質地質概念模式，以及初步遠場概念模式，提供初步功能/安全分析所需之本土資料。</p>

表 7-1：過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題		過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」表5-1)	近程工作規劃
		<p>建立井間地層對比與孔內攝影技術(88-90年計畫)、花崗岩地表及地下裂隙資料統計分析工作(90-94年計畫)、發展裂隙資料空間裂隙參數空間異質性分析程式與TOUGH2之使用介面開發，以利評估低透水性岩體流動特性(90-94年計畫)</p> <p>完成KMBH01-KMBH02-KMBH04三口井跨孔通井抽水試驗，研析三孔水力傳導係數之異向性；並進行KMBH01-KMBH02-KMBH04三口井跨孔追蹤稀釋試驗，取得深層裂隙帶水文地質參數(93-94年計畫)</p> <p>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(86-87年計畫)、熱特性參數之量測方法(88-90年計畫)、完成井下水力破裂技術HF法及HTPF法現地應力量測(90-94年計畫)</p>	
2.2 與地質環境穩定性相關的天然事件特性化			
	2.2.1 地震活動	<p>台灣地震目錄(氣象局、中研院地科所、地調所)</p> <p>台灣地震地質研究—台灣西南部活斷層研究(國科會)</p> <p>台灣地區第四紀新構造與地震火山活動研究(90-91年計畫)。</p>	<p>現有資料蒐集與更新(94-96年計畫2.1.2.2節)、地震危害度分析(94-96年計畫2.3.3節)</p>

表 7-1：過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題		過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」表5-1)	近程工作規劃
2.2.2 斷層活動	台灣活動斷層分布圖說明書(地調所)	現有資料彙整、更新(94-96年計畫 2.1.2.2節)與完成本章節內容(97-98年 計畫)。	
	台灣地震地質研究—台灣西南部活斷層研究(國 科會)		
	台灣地區第四紀新構造與地震火山活動研究 (90-91年計畫)。		
2.2.3 地殼上升與剝蝕作用	台灣地區第四紀新構造與地震火山活動研究 (90-91年計畫)。	現有資料彙整、更新(94-96年計畫 2.1.2.2節)與完成本章節內容(97-98年 計畫)。	
	台灣與鄰近地區的地殼活動與全球海水面變動的 評估(90-92年計畫)。		
	花崗岩體特性分析(91-94年計畫)		
2.2.4 火成活動	台灣的火成岩(地調所)	現有資料彙整、更新(94-96年計畫 2.1.2.2節)與完成本章節內容(97-98年 計畫)。	
	大陸東南地區岩漿活動與大地構造演化之研究 (91-92年計畫)。		
	台灣地區第四紀新構造與地震火山活動研究 (90-91年計畫)。		
2.2.5 氣候變遷與海平面變化	台灣與鄰近地區的地殼活動與全球海水面變動的 評估(90-92年計畫)。	現有資料彙整、更新(94-96年計畫 2.1.2.2節)與完成本章節內容(97-98年 計畫)。	
	完成台灣地區第四紀氣候變遷研究報告(90-91年 計畫)。		

表 7-1：過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題	過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」表5-1)	近程工作規劃
2.3 潛在處置母岩特性	<p>結晶岩、中生代基盤岩及泥岩等地區之地表初步驗證勘查、母岩特性綜合研究(77-80年計畫)。</p> <p>台灣50萬分之一地質圖說明書(何春蓀, 1986)；台灣5萬分之一地質圖幅(地調所)</p>	<p>過去文獻對潛在處置母岩特性調查資料較缺乏，特別是針對潛在處置母岩地下地質調查累積的資料，多為長程處置計畫之研究工作所產出。因此，近程計畫工作乃針對新近地下地質環境的調查成果，進行現有資料彙整、更新(94-96年計畫2.1.2.2節)與完成本章節內容(97-98年計畫)。</p>
	2.3.1 花崗岩	<p>94-96年計畫進行花崗岩深層地質「小規模試驗場」之地質主要構造分布及裂隙特性參數調查(2.3.1節)；並進行測試區之地質鑽探與孔內量測作業(2.1.1節)。97-98年計畫將持續進行深層花崗岩特性的現地調查，完成花崗岩質地質概念模式，以及初步遠場概念模式，提供初步功能/安全分析所需之本土資料。</p>
	<p>台灣的片麻岩(地調所)</p> <p>離島花崗岩成因研究、大陸東南地區岩漿活動與大地構造演化之研究(90-92年計畫)。</p> <p>完成K區1/25000地質圖；完成K區重力與磁力現場量測工作；完成K區500公尺深井鑽探及地物、地化、水文、岩力井下量測；完成K區東部主要岩體岩性、構造與岩層分佈調查、14800公尺地電阻影像剖面探測、井下大地應力量測及長期穩定性分析(90-94年計畫)。</p> <p>K區區域水文現況調查與氣象分析，繪製地下水流向分析圖及土壤入滲率分布圖(91-92年計畫)。</p>	

表 7-1：過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題		過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」表5-1)	近程工作規劃
		完成KMBH01-KMBH02-KMBH04三口井跨孔地電阻探測，解析孔間導水的連通裂隙的分佈；發展裂隙資料空間裂隙參數空間異質性分析，以評估低透水性岩體流動特性；進行跨孔通井抽水試驗，研析三孔水力傳導係數之異向性；進行跨孔追蹤稀釋試驗，取得深層裂隙帶水文地質參數(93-94年計畫)	
	2.3.2 泥岩	<p>台灣地震地質研究—台灣西南部活斷層研究(國科會)</p> <p>臺灣地下水資源圖說明書(水利署)</p> <p>台灣西南部泥岩區地質驗證調查(77-80年計畫)</p> <p>台灣泥岩成因、特性與演化研究(90-91年計畫)</p> <p>完成南部泥岩鑽井(200公尺)的取樣、泥岩地質孔內量測與試驗(90-91年計畫)</p>	95年計畫將透過空中磁測(2.4.1節)，調查過去欠缺的台灣南端泥岩質潛在處置母岩之規模及構造分布。完成現有地表及地下地質之泥岩特性資料彙整(94-96年計畫2.1.2.2節)。
	2.3.3 其他	<p>中生代基盤岩初步驗證勘查報告(77-80年計畫)</p> <p>中油海域鑽井資料(中油海探處)</p> <p>澎湖5萬分之一地質圖幅(地調所)</p>	95年計畫將透過空中磁測(2.4.1節)，調查過去欠缺的西部離島中生代基盤岩潛在處置母岩之規模及構造分布。完成現有地表及地下地質之中生代基盤岩特性資料彙整(94-96年計畫2.1.2.2節)。

表 7-1：過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題		過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」表5-1)	近程工作規劃
第3章 處置技術的研究發展			
3.1 評估的假設			配合計畫進程持續修訂(94-98年計畫)
	3.1.1 處置用過核子燃料的程序	初步規劃：用過核子燃料最終處置計畫書2004年版(93-94年計畫)	
	3.1.2 處置技術評估的範圍	初步規劃：用過核子燃料最終處置計畫書2004年版(93-94年計畫)	
	3.1.3 工程障壁與處置設施技術評估的假設	處置場設施配置規劃與評估、我國用過核子燃料深層地質處置概念之初期研究(90-94年計畫)	
3.2 工程障壁與處置設施的基本概念			
	3.2.1 工程障壁的基本概念	處置場設施配置規劃與評估、我國用過核子燃料深層地質處置概念之初期研究、工程障壁初步概念規劃(90-94年計畫)	根據功能評估成果及國際發展趨勢，配合場址調查之現地資料進行修訂(95-98年計畫)
	3.2.2 我國處置設施的基本概念	處置場設施配置規劃與評估、我國用過核子燃料深層地質處置概念之初期研究、初步處置設施配置與運轉概念規劃(90-94年計畫)	根據功能評估之成果及國際發展之趨勢，配合場址調查之現地資料進行修訂(95-98年計畫)
3.3 工程障壁的相關技術			
	3.3.1 外包裝	完成銅質廢料罐地化特性評比與腐蝕模式分析，以及罐體力學行為分析(90-94年計畫)	近程研究計畫目標已達成，後續研究將於遠程目標中規劃與執行

表 7-1：過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題		過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」表5-1)	近程工作規劃
	3.3.2 緩衝材料	<p>進行日興土對核種吸附之研究(85-87年計畫)。</p> <p>核種含量分析、岩石與緩衝回填材料熱特性量測、潛在母岩核種遲滯特性(88-90年計畫)</p> <p>近場環境長期模擬分析：進行本土花崗岩及回填材料對核種吸附與脫附、厭氧與好氧環境之長期化學穩定性試驗(90-94年計畫)</p>	近場環境長期模擬分析：持續進行合成地下水、合成海水與母岩或緩衝材料之長期平衡研究(94-96年計畫2.3.5節)；以及增加本土泥岩及回填材料之長期穩定性試驗(97-98年計畫)。
	3.3.3 摘要與未來任務	不同型式廢料罐腐蝕機制進行評估與探討、建置銅質廢料罐之腐蝕模式分析與腐蝕速率預估模式、BWR廢料罐受靜水及緩衝回填材料膨脹壓力狀況之彈塑性變形反應(90-94年計畫)	遠程計畫中，將就可能之現地地化條件進行腐蝕試驗與行為研究
3.4 處置設施的相關技術			
	3.4.1 設計研究	我國用過核子燃料最終處置場設計方法研究與參考概念研擬(75-77年計畫、90-94年計畫)	根據功能評估之成果及國際發展之趨勢，配合場址調查之現地資料進行修訂(95-98年計畫)
	3.4.2 興建	處置場地下、地表、連通設施之功能需求、設施配置、操作流程、與施工方法之研擬(90-94年計畫)	
	3.4.3 運轉	處置場地下、地表、連通設施操作流程之研擬、與設施運轉模擬之動畫研製(90-94年計畫)	
	3.4.4 封閉	待研發	分析國際處置場有關封閉之文獻資料(95-98年計畫)

表 7-1：過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題		過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」表5-1)	近程工作規劃
第4章 用過核子燃料處置的功能評估			
4.1 評估障壁功能的方法		場址準則研究子項報告-場址地質(75-77年計畫)	根據功能評估成果及國際發展趨勢，配合計畫需求進行修訂(95-98年計畫)
	4.1.1 多重障壁系統的組成	工程障壁特性之研究(82-87年計畫)	
	4.1.2 地下水外釋情節	場址調查研究子項報告-地層與地質構造(75-77年計畫)	
	4.1.3 分析的模式鏈	功能/安全評估研究-建立深層處置場初期功能評估技術(88-90年計畫)	
4.2 地質環境模擬與工程障壁系統的條件定義		地下水追蹤稀釋擴散技術(82-87年計畫)	
	4.2.1 區域水文模式與工程障壁系統周圍水力梯度的變異性	雷達井測技術(82-87年計畫)	94-96年計畫將持續進行花崗岩質潛在處置母岩測試區之地質鑽探、孔內量測作業、跨孔水文地質試驗、地球物理深層岩性及構造解析(2.1.1節；2.3.1節)、井下裂隙水文地質參數模擬，及建立跨孔的小規模試驗場地質概念模式(2.1.2節；2.3.1節)，獲取水文地質特性及地質構造分佈資料(2.3.1節)，提供初步功能評估所需之本土資料。97-98年計畫
	4.2.2 地下水演化的地球化學模式	引進雙封塞(82-83年計畫)及多封塞系統(88-90年計畫)，調查地下水流向、流速、裂隙連通性、導水層滲漏等特性之執行深度可達地表下500-1000公尺(82-90年計畫)。	
		引進地下水現場水質敏感性參數量測設備，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(88-90年計畫)。	
		引進並建立EQ3/6、PHREEQCI及MINEQL+等地化模式的模擬技術(88-90年計畫)。	

表 7-1：過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題	過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」表5-1)	近程工作規劃
	<p>W區岩-水反應模擬、岩石熱容量估算、鐵(Fe)、銅(Cu)、鈾(U)、銻(Am)、鈾(Pu)、鈷(Th)及銻(Np)穩定相圖計算與繪製(91-94年計畫)。</p> <p>W區地表地質、鑽井分布走向、岩心特性分布、裂隙分布FRACMAN模擬、TOUGH2傳輸模擬及MODFLOW地下水流模擬，以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。</p> <p>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、及PSH測試場(86-87年計畫)。</p> <p>K區區域水文現況調查與氣象分析，繪製地下水流向分析圖及土壤入滲率分布圖(91-92年計畫)；K區東部主要岩體岩性、構造與岩層分佈調查、K區1/25000地質圖；K區重力與磁力現場量測工作、14800公尺地電阻影像剖面探測、井下大地應力量測及長期穩定性分析；K區500公尺深井鑽探及地物、地化、水文、岩力井下量測；發展裂隙資料空間裂隙參數空間異質性分析，以評估低透水性岩體流動特性(90-94年計畫)。</p>	<p>將持續進行深層花崗岩特性的現地調查，完成初步花崗岩質地質構造及水文地質概念模式，提供初步功能評估所需之本土資料。</p>

表 7-1：過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題		過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」表5-1)	近程工作規劃
		KMBH01-02-04跨孔試驗：以跨孔地電阻探測，解析孔間導水的連通裂隙的分佈；發展裂隙資料空間裂隙參數空間異質性分析，以評估低透水性岩體流動特性；進行跨孔通井抽水試驗，研析三孔水力傳導係數之異向性；進行跨孔追蹤稀釋試驗，取得深層裂隙帶水文地質參數(93-94年計畫)。	
		母岩特性綜合研究、用過核子燃料深層地質處置功能評估模式(PHREEQE, LISA3, AT123D)研究(77-80年計畫)、分層地下水測試、地下水模擬及環境風險評估(82-87年計畫)、工程障壁評估模式(82-87年計畫、90-94年計畫)、建立情節發展分析技術(90-91年計畫)	針對水井抽水飲用情節，根據功能評估成果及國際發展趨勢，配合計畫需求進行修訂。
4.3 近場環境			
	4.3.1 工程障壁系統	緩衝回填材料特性評估(82-87年計畫)及核種相關試驗(82-90年計畫)、緩衝材料壓實技術與其特性初步探討(91-92年計畫)	根據功能評估成果及國際發展趨勢，配合計畫需求進行修訂。
	4.3.2 熱狀況	深層地質處置概念效應與處置坑道配置之分析(90年計畫)、岩石熱特性量測方法開發、有限元素法模擬熱傳導行為之技術開發(88-90年計畫)、廢棄物罐裝置容量、熱衰變關係、處置孔及處置隧道間距之研究(91-93年計畫)	94-96年度將進行近場岩體熱與力耦合行為特性研究

表 7-1：過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題		過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」表5-1)	近程工作規劃
	4.3.3 水文地質條件	建立水文地質單孔封塞試驗技術、建立分層地下水測試技術(82-87年計畫)、地質構造分布、岩心特性、裂隙分布FRACMAN模擬、TOUGH2傳輸模擬及MODFLOW地下水流模擬，發展裂隙資料空間裂隙參數空間異質性分析，以評估低透水性岩體流動特性(90-94年計畫)	依新增之現地調查結果進行資料更新
	4.3.4 工程障壁系統的孔隙水化學	建立水化學現場取樣及分析技術(82-87年計畫)、建立地球化學反應在高/低濃度鹽水之活性係數模式及Eh(pe)-pH穩定相圖應用技術之建立(90-91年計畫)	依新增之現地調查結果進行資料更新
	4.3.5 包裝容器材料的腐蝕	完成廢料罐及其材料之腐蝕率與應力分布初步評估(90-94年計畫)	依據國際文獻進行資料更新與判釋後進行歸納分析
	4.3.6 結構力學條件	完成開挖擾動帶特性中水力特性與應力對開挖方式影響之評估模式技術(91-94年計畫)	參考各階段國際分析案例方式進行說明
	4.3.7 輻射效應		參考各階段國際分析案例方式進行說明
4.4	工程障壁系統核種傳輸模擬	工程障壁評估模式技術：建立核種自工程障壁(直式)釋出之一維評估模式(90-94年計畫)	94-96年度將進行近場功能安全評估技術開發，發展核種自工程障壁(直式)之二維釋出與(橫式替代方式)之二維釋出評估模式。
	4.4.1 介紹		
	4.4.2 傳輸模式		
	4.4.3 分析的假設		
	4.4.4 分析的輸入資料		
	4.4.5 分析的結果		

表 7-1：過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題	過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」表5-1)	近程工作規劃
4.5 地質圈核種傳輸模擬	潛在母岩特性調查與評估階段—發展初步功能/安全評估技術(90-91年計畫)	根據系統功能安全評估整合技所提供之重要分析核種與外釋情節，和近場功能安全評估技術提供之近場核種傳輸外釋率，及遠場地質圈核種可能傳輸途徑，進行核種傳輸分析，並提供生物圈劑量評估技術所需之輸入項。
	4.5.1 介紹	地質圈評估模式技術(90-91年計畫)
	4.5.2 地質圈核種傳輸介質分類	母岩特性綜合研究(77-79年計畫)、水文地質技術、追蹤稀釋與擴散實驗技術及操作測試(85-87年計畫)
	4.5.3 核種在多孔性介質的傳輸模擬	功能/安全評估研究—岩石圈傳輸模式SWIFT程式研究(82-85年計畫)，雙孔隙率模式應用於地下水流動之研究(90-91年計畫)
	4.5.4 核種在裂隙介質的傳輸模擬	水文地質單孔封塞試驗技術(82-83年計畫)、裂隙岩體透水係數空間分布之分析技術、地表及地下裂隙資料統計解釋(90-91年計畫)、裂隙參數異質性對岩體流動特性之影響(91-94年計畫)
		遠場概念模式與分析技術之簡介，包涵單一裂隙模式，多孔隙及裂隙模式之介紹。 根據潛在母岩地質與構造種類，判別可能適用之傳輸模式。 運用連體概念模式，進行多孔介質的傳輸模擬。 運用二維裂隙岩模式初步分析岩體滲透性，據此提供簡化為最主要方向或最大流速方向，作為單一裂隙模式考慮之情節發展。

表 7-1：過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題		過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」表5-1)	近程工作規劃
	4.5.5 敏感度分析	機率式評估模式技術(90-91年計畫)	針對單一裂隙模式中最敏感的因子，例如遲滯係數及地下水流速，做相關敏感度分析。
	4.5.6 分析假設與參數變動的範圍	參數敏感度與不確定性分析技術(90-91年計畫)	匯入系統分析模式中，據此分析參數範圍對核種傳輸距離或劑量之影響。
	4.5.7 核種遲滯效應的分析	放射性核種遷移(75-77年計畫)、核種吸附與脫附、厭氧與好氧環境之長期化學穩定性試驗(90-94年計畫)、地下水追蹤稀釋擴散技術(84-85年計畫、93-94年計畫)	考慮遲滯效應對核種傳輸之影響。
4.6 案例說明			依據持續修訂之處置概念與現地母岩特性，逐年更新分析結果
	4.6.1 案例背景說明	遠場地質環境調查方面：進行離島花崗岩成因研究、大陸東南地區岩漿活動與大地構造演化之研究(90-92年計畫)；K區區域水文現況調查與氣象分析，繪製地下水流向分析圖及土壤入滲率分布圖(91-92年計畫)；K區東部主要岩體岩性、構造與岩層分佈調查、K區1/25000地質圖；K區重力與磁力現場量測工作、14800公尺地電阻影像剖面探測、井下大地應力量測及長期穩定性分析；K區500公尺深井鑽探及地物、地化、水文、岩力井下量測(90-94年計畫)；發展裂隙資料空間裂隙	遠場地質環境調查方面：94-96年計畫將持續進行花崗岩質潛在處置母岩測試區之地質鑽探、孔內量測作業(2.1.1節)、跨孔水文地質試驗、地球物理深層岩性及構造解析(2.1.1節；2.3.1節)，及建立跨孔尺度的小規模試驗場地質概念模式(2.1.2.4節)，獲取初步水文地質特性及地質構造分佈資料。97-98年計畫將持續進行深層花崗岩特性的現地調查，完成花崗岩質地質概念模式，

表 7-1：過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題		過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」表5-1)	近程工作規劃
		參數空間異質性分析，以評估低透水性岩體流動特性；KMBH01-KMBH02-KMBH04三口井跨孔地電阻探測，解析孔間導水的連通裂隙的分佈；跨孔通井抽水試驗，研析三孔水力傳導係數之異向性；進行跨孔追蹤稀釋試驗，取得深層裂隙帶水文地質參數(93-94年計畫)。	以及初步遠場概念模式，提供初步功能評估所需之本土資料，依據花崗岩地區特性、調查資料、分析流程進行功能安全評估研究。
	4.6.2 情節分析	完成初步情節發展分析技術之建立(90-94年計畫)	配合花崗岩水文地質模型之建立，研擬並重新調整核種釋出的可能情節，做為案例分析的依據。
	4.6.3 計算與分析	建立源項特性評估模式之技術(90-92年計畫)	依據建立分析技術，配合資料的更新，進行案例分析。
		建立核種自工程障壁（直式）釋出之一維評估模式(90-94年計畫)	發展核種自工程障壁（直式）之2D釋出與（橫式替代方式）之2D釋出評估模式，並配合資料的更新，進行案例分析。
		建立在核種地質圈傳輸之一維評估模式技術(90-94年計畫)	發展核種在多裂隙地質圈傳輸之評估模式，並配合資料的更新，進行案例分析。
		進行發展生物圈輻射劑量之初期（水井釋出）評估模式技術(90-94年計畫)	評析現階段花崗岩質地區之分析參數，並建立生物圈輻射劑量評估模式。
		發展開挖擾動帶特性之初期評估模式技術(91-94年計畫)	依據建立分析技術，配合資料的更新，進行案例分析。

表 7-1：過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題		過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」表5-1)	近程工作規劃
		完成發展機率式評估模式技術之建立(90-94年計畫)	依據建立分析技術，配合資料的更新，進行案例分析。
	4.6.4 功能評估	系統評估及整合技術建立(90-94年計畫)	依據前(4.6.3)項與左項建立分析技術，配合花崗岩特性資料的更新，進行案例分析。
	4.6.5 重要參數之不確定性分析	不準度與敏感度分析技術之研究、建立階步式迴歸分析技術(82-87年計畫)、參數敏感度與不確性分析技術研究建立第一階可靠度分析技術(88-90年計畫)、完成參數不確定性與敏感度分析技術之建立(90-91年計畫)	依據建立分析技術，配合資料的更新，進行案例的不確定性分析。
第5章結論與建議			
	5.1 地質環境研究	綜合上述地質環境現有資料說明我國處置環境研究現況及後續調查規劃之基準。	完成處置環境現有資料研究成果的彙整與說明，並綜合上述新近工作成果，提出結論與後續工作規劃之建議(94-98年計畫)。
	5.2 處置技術的研究發展	已有詳實規劃如用過核子燃料最終處置計畫書2004年版(93-94年計畫)	配合計畫進程持續修訂(94-98年計畫)
	5.3 多重障壁系統的功能評估	系統評估及整合技術建立(90-93年計畫)；綜合上述現有資料說明多重障壁的功能評估研究現況及後續調查規劃之基準。	依據前述4.6.3、4.6.4、4.6.5節成果，配合花崗岩特性資料的更新，進行綜合結果分析與評估(94-98年計畫)

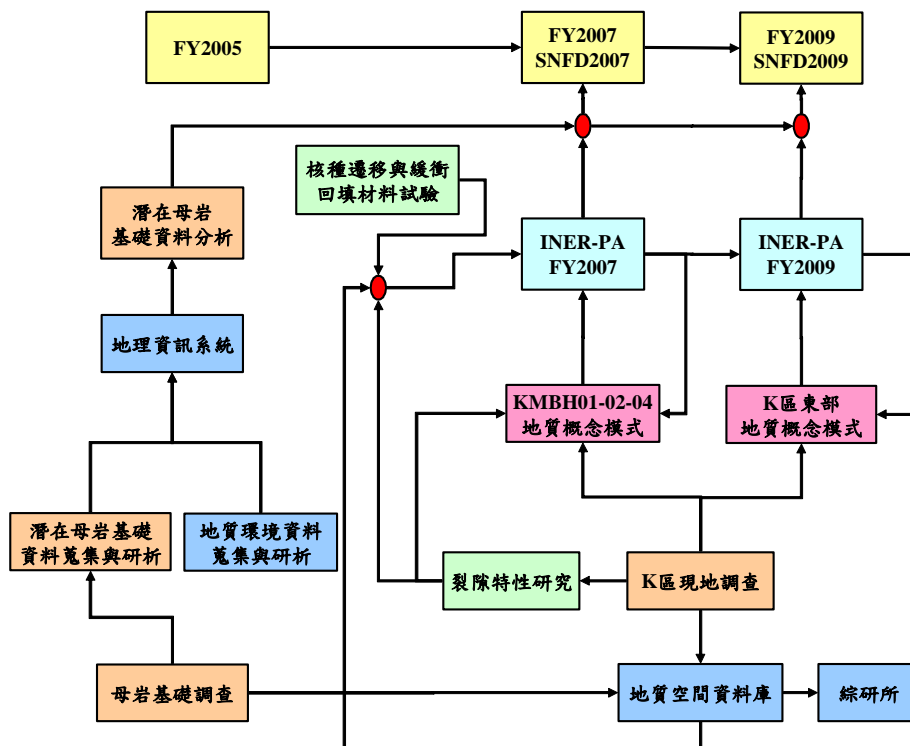


圖 7-1：近程工作規劃與達成SNFD 2009目標流程示意圖

7.1.1 處置環境調查

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。因此，其內容涵蓋了區域性岩層種類及地質環境特性的資訊掌握，例如全國視野的地質特性、主要構成岩體、水文地質條件、蝕變作用產物、地下資源種類與分布等，以及處置環境調查技術的研究發展等。此外，在影響長期穩定性因素的調查與研究方面，需顧及影響穩定性相關天然事件的特性，例如地震、斷層、火山等活動，地殼上升與剝蝕作用，以及氣候變遷與海平面變化等。國際間地質處置技術考量的潛在處置母岩以花崗岩及泥岩為主，針對此二類處置母岩特性的調查研究現況，以及其他可能潛在處置母岩特性的資訊蒐集，對現階段初步評估最終處置技術可行性甚為關鍵，並可作為後續調查方向規劃的參考。

處置環境調查相關之近程計畫，包括區域性資料的蒐集及特定花崗岩潛在處置母岩特性調查。區域性資料彙整包括：蒐集現有資料(含台電公司相關計畫執行成果，以及地調所、國科會等單位支持之計畫調查成果)，彙總後以地理資訊系統呈現，並展現處置環境現況與認知。並進行空中磁測(需透過國際合作進行航管作業協調、航測及資料處理等作業)，取得台灣部分地區之潛在處置母岩岩體可能分布及主要地質構造等資訊。由於需調查潛在處置母岩分布面積廣、部分地區之地表地形險峻，再加上期程緊迫，空中磁測預計要克服之主要困難為飛航管制及天候問題，取得資料需時兩年方能完成，而後解析資料並與現有地質調查資訊整合研判，有助於評估潛在處置母岩深層規模及重要地質構造帶分布的關係。進而以此為基準說明現有花崗岩質、泥岩質及中生代基盤岩等潛在處置母岩之地質環境資料與地質環境長期穩定性(如活動構造、地震、火山、海嘯、海平面升降及地殼變動之長期地質變遷等)相關議題。

另一方面，在特定花崗岩處置母岩特性調查的工作上，包括：小規模試驗場裂隙特性調查與研究，跨孔追蹤稀釋試驗、孔內裂隙壓力監測、裂隙特性研究，及地下地質概念模式的建立等工作，以取得試驗場之地質主要構造分布特性、大地應力、裂隙特性、地下水文及水化相關參數值，進而利用此深層地質特性調查技術發展的成果，建構此區小規模試驗場尺度至區域地質尺度之地質概念模式，此為長期用過核子燃料處置計畫對深層地質調查技術發展的成果，以獲得本土潛在處置母岩特性參數，以提供功能安全評估技術發展之用。

7.1.2 處置技術的研究發展

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，使核種到達生物圈時，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，對本土「近場」環境功能/安全評估益形重要。由於工程障壁設施需與我國地質環境條件配合，且需符合法規要求，因此，在尚未決定處置場之前，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技術，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。處置技術之研究發展說明如下：

7.1.2.1 工程障壁技術發展

(1) 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與碎石-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碎石-膨潤土混合物之配比、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碎石-膨潤土混合物回脹行為參數, 包括純膨潤土塊體與碎石-膨潤土混和物之回脹壓力、回脹變形。影響因素為碎石-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碎石-膨潤土混合物強度及勁度參數, 探討強度、變形模數、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、碎石-膨潤土混和物配比、塊體乾密度等因素之影響。
- (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碎石-膨潤土混合物熱傳導參數, 包括純膨潤土塊體與碎石-膨潤土混和物之配比、塊體乾密度、含水量與環境溫度。
- (2) 緩衝回填材料配比之評估
- 以緩衝回填材料 T-H-M 功能參數相互關係, 評估碎石-膨潤土混合物之最適化配比, 進一步建立緩衝回填材料配比與 T-H-M 參數之影響性。
- (3) 緩衝回填材料製造技術 (Construction Technology)
- (a) 緩衝回填材料製作方法 (Manufacture Method) 評估: 蒐集各領域粉體材料製造技術之方法, 並評估適合用於緩衝回填材料之壓製技術。進一步建立緩衝回填材料塊體製作之程序。
- (b) 緩衝回填材料壓實性質 (Compaction Properties): 彙整國內外膨潤土塊體與碎石-膨潤土混合物壓實技術及相關參數, 探討壓縮曲線、壁面摩擦力、脫膜力等因素, 比較膨潤土種類、碎石-膨潤土混和物配比、壓實速率、膨潤土含水量之影響, 初步以小比例之塊體製作進行相關參數量測, 後續會視技術

發展情況、預算及設備的搭配，於適當時機進行擴尺度的試驗。

7.1.2.2 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)

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。

7.1.2.3 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耦合行為

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。

7.1.3 安全評估技術建立

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)生物圈等。近場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。遠場環境主要安全功能為遲滯(retardation)，藉由地質岩層極低的地下水流速，及核種與地質圈之各種地化作用(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。

7.1.3.1 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 7-2)。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，而需要有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) 近場水流與釋出之概念模式
- (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) 核種在近場釋出之分析計算
- (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

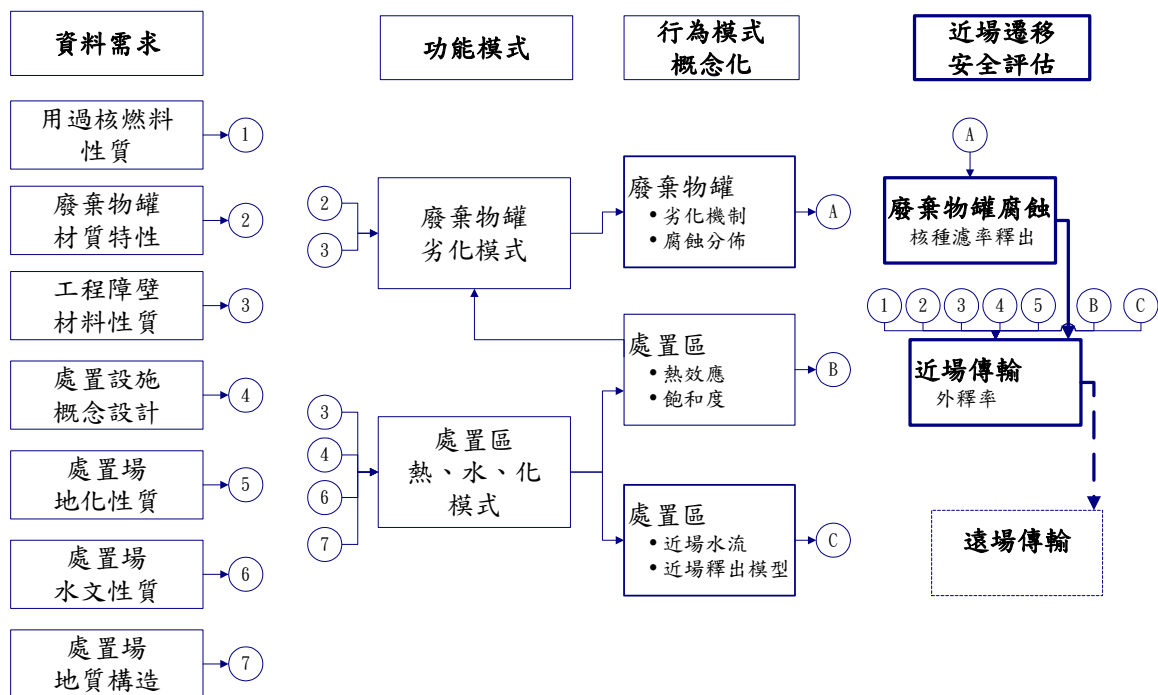


圖 7-2：處置場近場安全評估與功能模式、概念化模式及資料需求之關聯

7.1.3.2 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

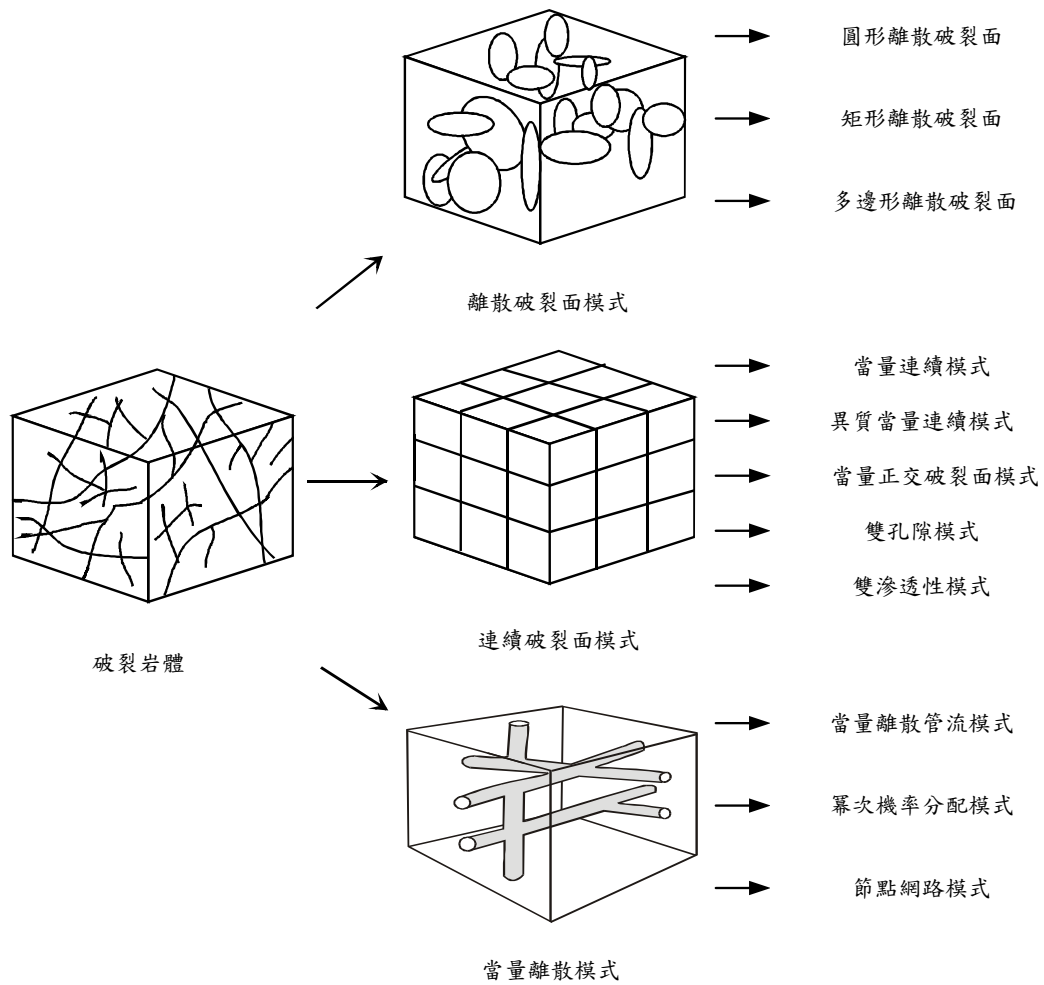


圖 7-3：裂隙岩體模式示意圖

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)

7.1.3.3 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K區的花崗岩質地區生態環境現況，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隔室概念(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時的地下水抽水量、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，並該地區居民食用農作物的數量等，所需之分析模式與分析技術更為複雜，也更接近現階段花崗岩質母岩地區特性。

生物圈評估技術發展主要針對K區之花崗岩質母岩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、第二階段為農業灌溉水井情節、第三階段為地下水進入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，並長期監測K區的生態與環境，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花崗岩質地區飲用水井情節。

(2) 評析現階段花崗岩質地區之分析參數，並建立生物圈輻射劑量評估模式之程式運算技術

(a) 針對本土花崗岩質地區(K區)生態與環境分布種類調查氣候特性、含水層分布、含水層儲水量變化、抽取水量、井水分布、飲用水消耗量等。

(b) 建構生物圈輻射劑量評估模式之外釋情節。

(c) 建置適用花崗岩質地區之生態與環境分析參數。

(d) 運用分析現階段花崗岩質母岩生物圈輻射劑量轉換因數。

(e) 建立生物圈輻射劑量評估模式之程式運算技術，並進行程式功能測試。

7.1.4 近程工作之國際合作規劃

依據過去長程處置計畫推展國際合作之經驗顯示，需有相當資源投入與中長期穩定經費的支持，且需配合隨國外技術發展有相應成果產出，如此國際合作才有進展。目前與本計畫近程工作相關的國際合作，已規劃空中磁測及地下實驗室兩項目，並著手進行合作的協商中。

95年度起將透過空中磁測，調查過去欠缺的偏遠地區潛在處置母岩之規模及構造分布等資料，預計兩年期計畫期間，透過國外專業公司協助，針對花崗岩質、泥岩質及中生代基盤岩之三大潛在處置母岩，進行空中磁測工作規劃與航測作業，已取得連續大範圍的磁力連續資料，進而建立國內空中物探分析技術，提供SNFD 2009關於潛在處置母岩岩層岩性、規模、分布及主要構造帶等重要資訊。

在地下實驗室相關工作方面，美國、瑞士、芬蘭等國目前地下實驗室均已發展至因應場址建設需求的階段，相較於本計畫之需求，屬於發展階段後期的技術發展，已無法直接參與因應場址建設需求的地下實驗室相關計畫。有鑑於此，未來與正值起步興建地下實驗室的日、韓合作，將是「潛在處置母岩調查與評估階段」規劃的重點，目前初步先以建立協商合作的機制為目標，後續將視日、韓地下實驗室進展情況來規畫參與內容，適時納入本計畫後續階段需求。

7.1.5 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。

7.1.6 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。

為完成處置技術可行性評估，首先對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，本計畫近期擬推動空中磁測的調查計畫，利用空中物探的解析技術，補足過去對東部花崗岩質、西部海域中生代基盤岩質及西南部泥岩質潛在母岩的具體位置、岩層規模與分布，以及主要構造分布關係

等資訊。再者，自「九二一」震災之後，國內對活動斷層地質調查技術突飛猛進，近年來西南部地質環境調查資料累積頗多，加上低放射性廢棄物場址在東部泥岩質岩層中的調查計畫展開，均有助於本計畫進行泥岩質潛在處置母岩處置技術可行性初步評估工作。

現階段功能/安全評估工作，首應擬定符合潛在處置母岩特性的核種外釋途徑之水文地質模型，並建立對應之功能/安全評估模式與分析技術。在現地資訊尚未精確詳盡情況下，將以保守性假設條件進行評估模式之建構與分析判釋工作，再與潛在處置母岩特性調查進度，互為密切聯繫配合，更新較精確之外釋水文地質模型，隨之修訂對應之功能/安全評估模式。

表 7-2：近程工作經費概算表

工作項目	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年**
潛在處置母岩特性調查					
地表調查(萬元)	500	500	1500	3000	9000
鑽探與取樣 (萬元)	2000	2000	3000	4000	
孔內調查(萬元)	1200	1000	2000	2000	
潛在處置母岩功能評估					
處置概念模式技 術建立(萬元)	2000	2000	2400	2900	3000
潛在處置母岩初 步功能/安全評估 (萬元)	1500	2000	2000	2000	2500
核種傳輸與工程 障壁(萬元)	600	600	600	600	
技術發展與國際技術合作					
地質長期穩定性 與演化建構技術 (萬元)	1200	5000	2000	3000	5500
	(含三年期空中磁測之國際合作)				
跨孔量測與孔內 長期量測技術 (萬元)	500	500	2000	2000	
室內試驗(萬元)	500	400	500	500	
人力概估(人)	80	80	90	100	100
經費預算概估 (萬元)*	10,000	14,000	16,000	20,000	20,000

* 預算根據過去執行情況概估，實際以立法院核定數為準；

** 2009年預算概估值會依據未來最終處置計畫書可能修訂內容作調整。

7.1.7 階段預期成果

本計畫2009年之階段目標（表 6-1）為提出「用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告」（簡稱SNFD 2009: Spent Nuclear Fuel Disposal Project—2009 Progress Report，預計報告內容如表 7-3。此報告中將完成處置環境現有資料的蒐集與評估、小規模試驗場深層花崗岩地質特性的調查及地質概念模式的建立，並提供參數以進行初步功能安全評估技術的建立，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，以及發展花崗岩區現階段生物圈水井情節的評估技術。

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及重要地質構造分布關係，透過空中磁測的調查，作為說明處置地質環境初步評估的基準，並展現現有地質長期穩定性（如活動構造、地震、火山等）的評估成果，以此作為國內用過核子燃料最終處置技術研究發展現況的階段報告，並提供規劃未來處置技術可行性評估之技術發展方向的依據。

表 7-3：我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告預定內容

章節	標題
第一章	介紹
1.1	用過核子燃料地質處置研究發展的背景
1.2	用過核子燃料特性化
1.3	處置需求
1.4	地質處置概念
1.5	地質處置研究發展的世界趨勢
1.6	我國地質處置概念與技術可行性評估方法
第二章	處置環境條件的調查研究
2.1	地質環境
2.1.1	地質概述
2.1.2	主要構成岩體
2.1.3	水文地質
2.1.4	蝕變作用產物
2.1.5	地下資源種類與分布
2.1.6	調查技術的發展
2.2	與地質環境穩定性相關的天然事件特性化
2.2.1	地震活動
2.2.2	斷層活動
2.2.3	地殼上升與剝蝕作用
2.2.4	火成活動
2.2.5	氣候變遷與海平面變化
2.3	潛在處置母岩特性
2.3.1	花崗岩
2.3.2	泥岩
2.3.3	其他
第三章	處置技術的研究發展
3.1	評估的假設
3.1.1	處置用過核子燃料的程序
3.1.2	處置技術評估的範圍
3.1.3	工程障壁與處置設施技術評估的假設
3.2	工程障壁與處置設施的基本概念
3.2.1	工程障壁的基本概念
3.2.2	我國處置設施的基本概念
3.3	工程障壁的相關技術
3.3.1	外包裝
3.3.2	緩衝材料
3.3.3	摘要與未來任務
3.4	處置設施的相關技術
3.4.1	設計研究

表 7-3：我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告預定內容(續)

章節	標題
第四章	3.4.2 興建
	3.4.3 運轉
	3.4.4 封閉
	用過核子燃料處置的功能評估
	4.1 評估障壁功能的方法
	4.1.1 多重障壁系統的組成
	4.1.2 地下水外釋情節
	4.1.3 分析的模式鏈
	4.2 地質環境模擬與工程障壁系統的條件定義
	4.2.1 區域水文模式與工程障壁系統周圍水力梯度的變異性
	4.2.2 地下水演化的地球化學模式
	4.3 近場環境
	4.3.1 工程障壁系統
	4.3.2 熱狀況
	4.3.3 水文地質條件
	4.3.4 工程障壁系統的孔隙水化學
	4.3.5 包裝容器材料的腐蝕
	4.3.6 結構力學條件
	4.3.7 輻射效應
	4.4 工程障壁系統核種傳輸模擬
	4.4.1 介紹
	4.4.2 傳輸模式
	4.4.3 分析的假設
	4.4.4 分析的輸入資料
	4.4.5 分析的結果
	4.5 地質圈核種傳輸模擬
	4.5.1 介紹
4.5.2 地質圈核種傳輸介質分類	
4.5.3 核種在多孔性介質的傳輸模擬	
4.5.4 核種在裂隙介質的傳輸模擬	
4.5.5 敏感度分析	
4.5.6 分析假設與參數變動的範圍	
4.5.7 核種遲滯效應的分析	
4.6 案例說明	
4.6.1 案例背景說明	
4.6.2 情節分析	
4.6.3 計算與分析	
4.6.4 功能評估	
4.6.5 重要參數之不確定性分析	

表 7-3：我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告預定內容(續)

章節	標題
第五章	結論與建議
5.1	地質環境研究
5.2	處置技術的研究發展
5.3	多重障壁系統的功能評估
參考文獻	

7.2 技術可行性評估

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，為了確認當時技術發展能力已有可行的技術基礎，在日本安全的進行高放射性廢棄物的地質處置，以展現在日本地質處置技術的可靠性，遂於平成12年提出H12技術報告(JNC, 2000)。此一報告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，另一方面對其他同樣具有類似構造活動帶的國家，發展處置技術有相當的啟發作用。針對我國處置環境調查與處置技術發展的成果，擬於潛在處置母岩特性調查與評估階段完成時，根據本土環境之數據，完成處置環境條件、處置技術研究發展及安全評估技術建立等方面的技術可行性綜合評估。

7.2.1 處置環境條件的調查

處置環境條件的調查乃持續針對我國地質環境條件，基於長期安定性的考量所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」(SNFD 2009)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，將聚焦於潛在處置母岩的符合處置概念深度的深層地質環境特性調查工作，一方面精進潛在處置母岩特性調查技術與設備，一方面累積各潛在處置母岩地質環境特性資料，特別是深層地質環境特性資料，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；此外，亦須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，並建議候選場址調查區域」的參考依據。

7.2.2 處置技術的研究發展

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，使核種到達生物圈時，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，對本土「近場」環境功能/安全評估益形重要。由於工程障壁設施需與我國地質環境條件配合，且需符合法規要求，因此，在尚未決定處置場之前，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技術，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。

7.2.3 安全評估技術建立

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。

7.2.4 階段預期成果

本計畫訂定2017年之階段目標(表 6-1)為提出「提出我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」，報告內容涵蓋處置環境條件的調查、處置技術的研究發展、以及安全評估技術建立三大議題之最新調查及技術發展成果，至潛在處置母岩特性調查與評估階段完成時，綜合說明我國用過核子燃料之地質處置技術發展技術可行性的評估結果，作為後續候選場址評選與核定階段評估的基礎。

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，全程工作之執行時程長達數十年，修訂後(2004版)之時程包含「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，

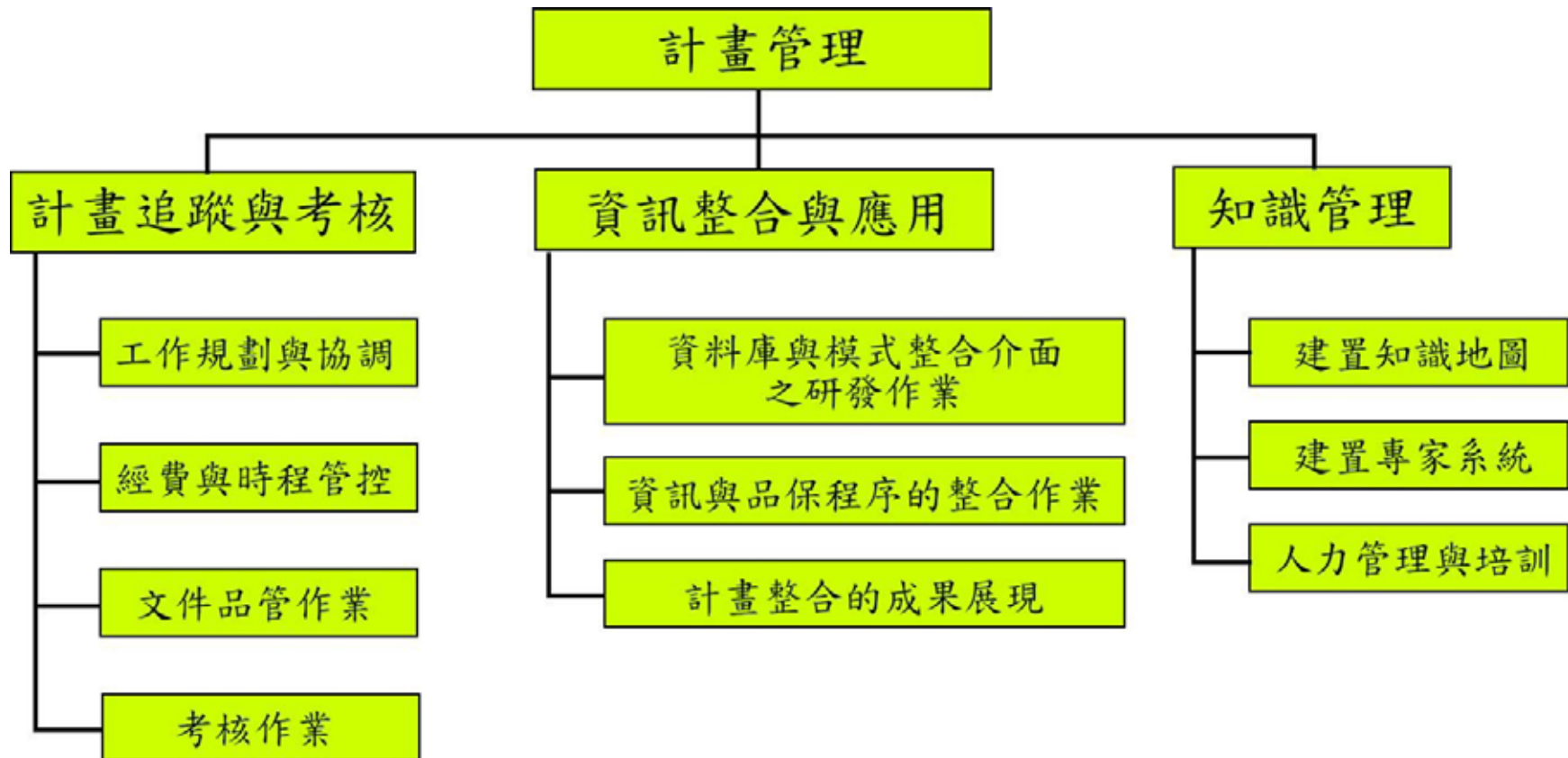


圖 8-1：計畫管理工作項目架構

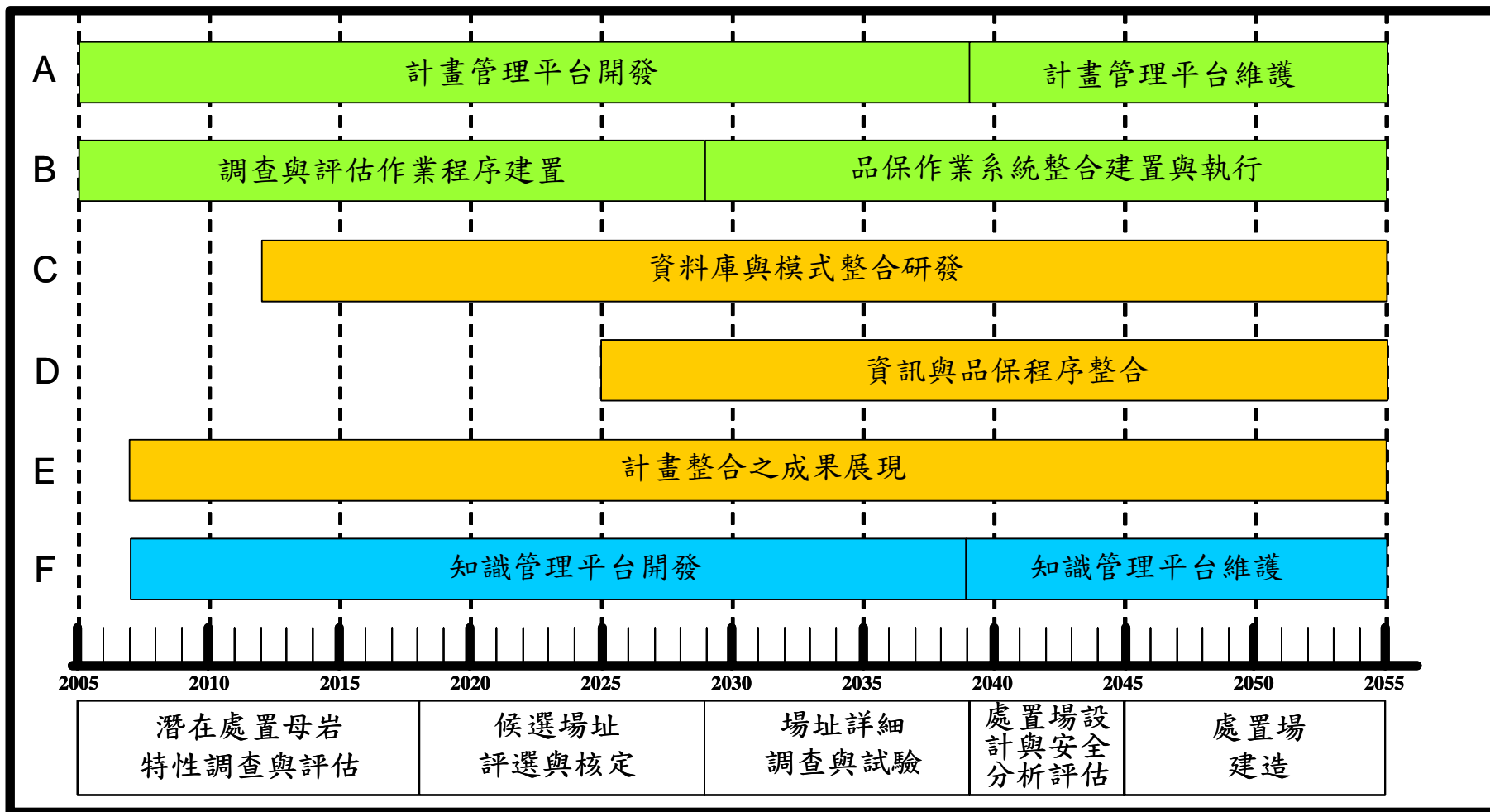


圖 8-2：計畫管理工作項目實作流程

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 8-3所示。

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資源研究所(簡稱能資所)，及行政院原子能委員會核能研究所(簡稱核究所)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 8-4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：

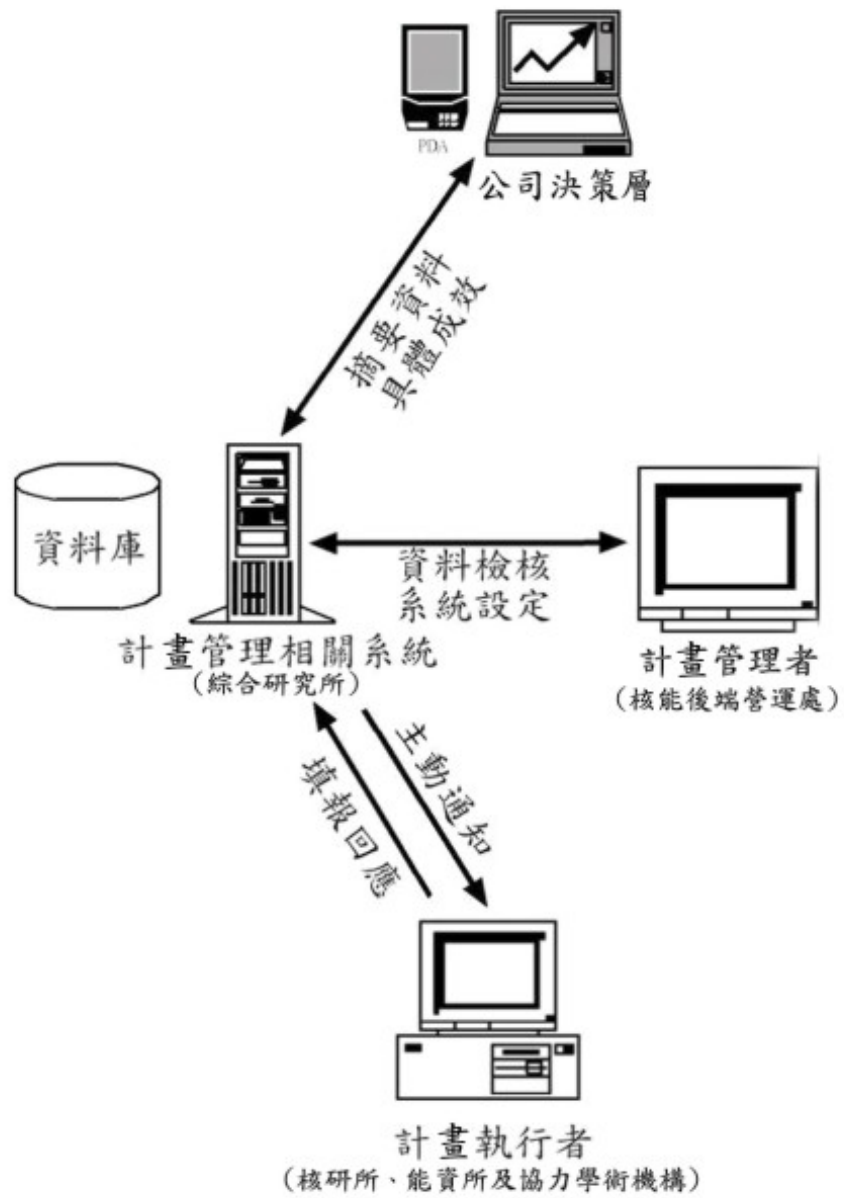


圖 8-3：計畫管理系統應用示意圖

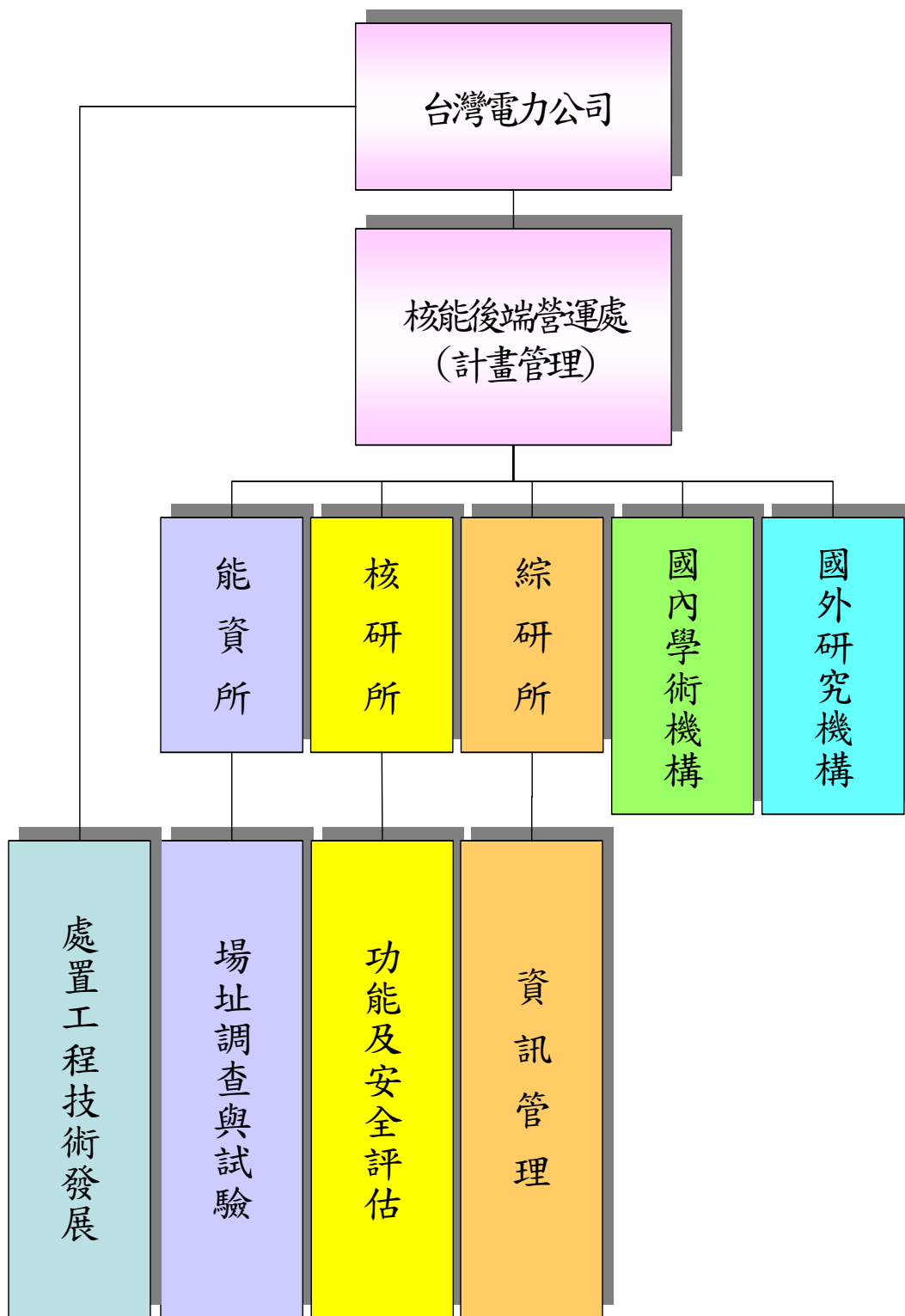


圖 8-4：用過核子燃料最終處置計畫執行組織架構

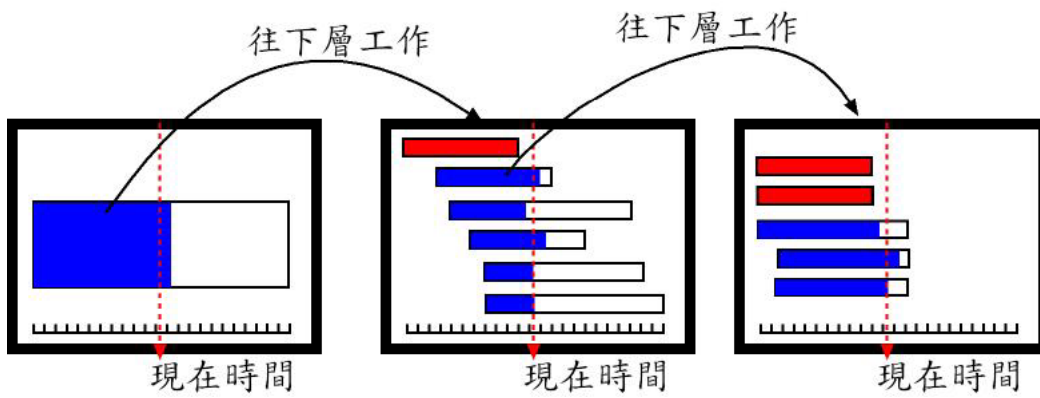


圖 8-5：計畫管理之進度逐層展現示意圖

- (1) 廣泛的圖示能力，如圖 8-5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：計畫作業流程、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「品質規畫書」，做為本計畫品質管理作業的執行依據。另外，擬訂本計畫的「品質作業程序

書」，作為執行本計畫各項品質管理制度與作業的藍本。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 8-6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 8-7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 8-8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。



圖 8-6：研究數據搜尋圖



圖 8-7：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:陳智強;藍翊友;施清芳;

年代:2004

報告編號:SNFD-INNER-93-S61

報告連結:[報告下載](#)

中文摘要:	英文摘要:
<p>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</p>	<p>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</p>

圖 8-8：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。

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 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經營單位，依照本公司核能工程品保方案及相關規定施工監造。核後端處除仍持續參與施工作業外，亦辦理編撰陳報運轉維護手冊、試運轉計畫書等工作，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。

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。

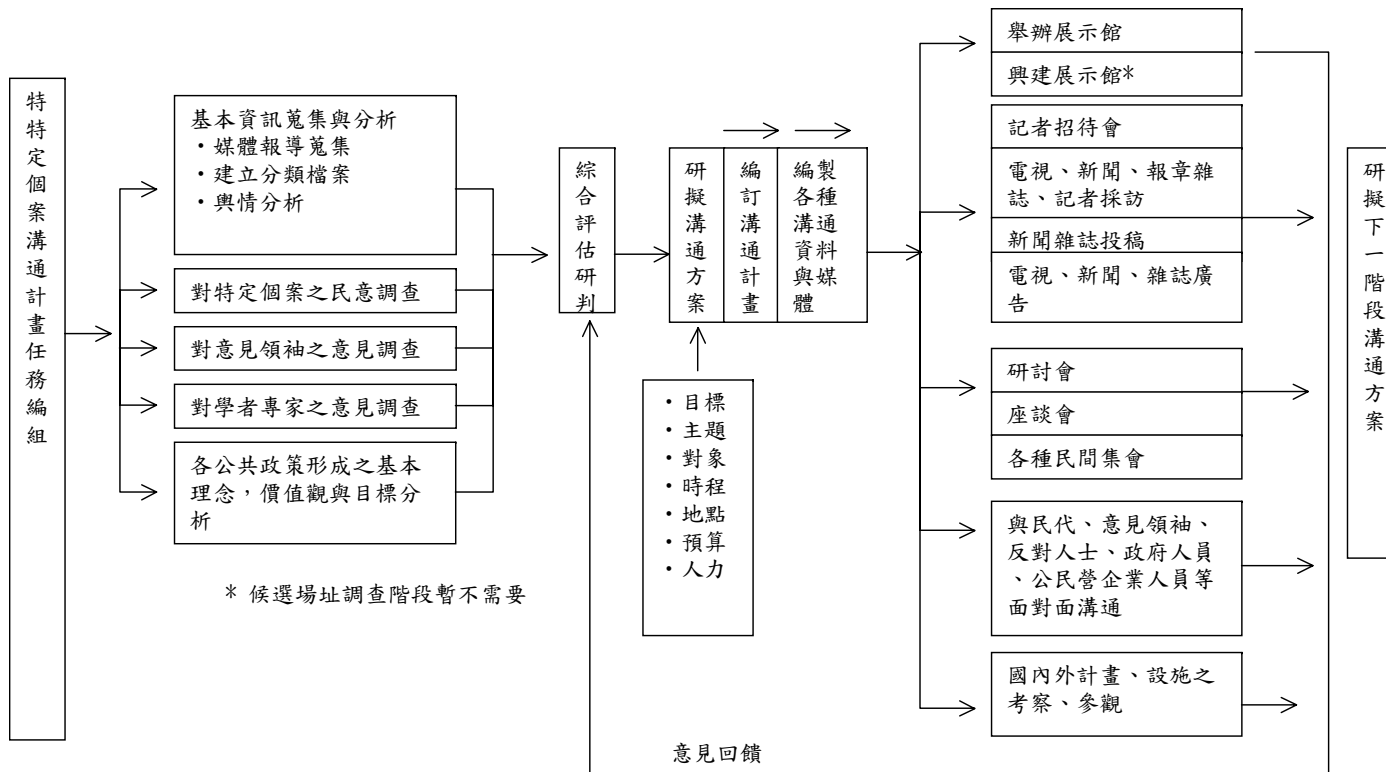


圖 9-1：溝通工作流程

9.2.2 潛在處置母岩特性調查與評估階段宣導計畫

本階段自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並建議候選場址調查區域
- (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，但因為已牽涉候選場址調查區域的建議，因此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，應為主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

9.3.1.1 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。

9.3.1.2 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)。

9.3.1.3 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：

9.3.1.3.1 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。

9.3.1.3.2 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。

9.3.1.3.3 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。

9.3.1.3.4 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。

9.3.1.4 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。

9.3.1.4.1 溝通計畫面臨的問題

9.3.1.4.1.1 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。

9.3.1.4.1.2 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。

9.3.1.4.1.3 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。

9.3.1.4.1.4 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。

9.3.1.4.1.5 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。

9.3.1.4.2 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。

9.3.1.4.3 國外常用的溝通媒介與運用經驗

9.3.1.4.3.1 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)。

9.3.1.4.3.2 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。

9.3.1.4.3.3 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) 配合重大突發事作及發展製作專稿分發。

9.3.1.4.3.4 研討會及座談會

研討會及座談會係為提供某些特定主題之基本資料或為建立負責公眾溝通人員與各階層人員間之私人情誼，維持溝通管道而舉行。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。實務上每一次以一特定的主題針對某一類的對象安排研討會或座談會，而有時也視對象安排參觀國內外核能設施。

9.3.1.4.3.5 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。

9.3.1.4.3.6 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。

9.3.1.5 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：

9.3.1.5.1 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。

9.3.1.5.2 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。

9.3.1.5.3 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。

9.3.1.6 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.貼紙	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 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 資訊的有效傳播
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
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

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
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		實地參觀運作情形，可加深了解

參考文獻

- (1) AECL, 1998, “Report of the Nuclear Fuel Waste Management and Disposal Concept Environmental Assessment Panel”, ISBN: 0-662-26470-3, Minister of Public Works and Government Services Canada.
- (2) 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.
- (3) 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.
- (4) 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.
- (5) 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).
- (6) Dyck, P.H. and M.J. Crijns, 1998, “Rising Needs—Management of Spent Fuel at Nuclear Power Plants”, IAEA Bulletin, Vol. 40, No. 1, pp. 24-27.

- (7) ElBaradei, 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>.
- (8) Fairhurst, C., 2004, "Nuclear waste disposal and rock mechanics: contributions of the underground research laboratory (URL)", Pinawa, Manitoba, Canada, Vol. 41, pp. 1221-1227.
- (9) Germany, 2002, "Site Selection Procedure for Repository Sites – Recommendations of the AkEnd", Committee on a Site Selection Procedure for Repository Sites.
- (10) 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.
- (11) IAEA, 1994, "Siting of Geological Disposal Facilities: A Safety Guide", Safety Series No. 111-G-4.1, IAEA, Vienna.
- (12) IAEA, 2002, "Institutional framework for long term management of high level waste and/or spent nuclear fuel", IAEA, Vienna.
- (13) IAEA, 2003a, "Scientific and Technical Basis for the Geological Disposal of Radioactive Wastes", Technical Reports Series No. 413, IAEA, Vienna.
- (14) IAEA, 2003b, "Predisposal Management of High Level Radioactive Waste", Safety Standards Series, No. WS-G-2.6, IAEA, Vienna.
- (15) Interfax, 2004, "Russia backs proposal for international nuclear waste storage centers", June 27, 2004, Moscow, Russia.

- (16) 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.
- (17) JNC, 1999, “H12 Project to Establish Technical Basis for HLW Disposal in Japan- Project Overview Report”, JNC TN1400 99-010.
- (18) KBS, 1983, “Final Storage of Spent Nuclear Fuel-KBS3” , vol.I : General; vol.II : Geology; vol.III : Barriers; vol.IV : Safety, SKBF/KBS.
- (19) 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.
- (20) Mariotte, M., 2000, “International Nuclear Waste Dumping and the Non-Proliferation Trust,” Nuclear Monitor, April, 2000.
- (21) Martino, J.B. and Chandler, N.A., 2004, “Excavation-induced damage studies at the underground research laboratory”, International Journal of Rock Mechanics and Mining Science, Vol. 41, pp. 1413-1426.
- (22) 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>
- (23) MIT, 2003, “The Future of Nuclear Power—An Interdisciplinary MIT Study”, Massachusetts Institute of Technology, USA.
- (24) Nagra, 1985, “Project Gewähr 1985/Nuclear Waste Management in Switzerland: Feasibility Studies and Safety Analyses”, NGB 85-09, Baden Switzerland.

- (25) Nagra, 1994, “Kristallin-I Safety Assessment Report, Nagra Technical report 93-22”, Baden Switzerland.
- (26) Nagra, 2004, “Feasibility Demonstration for HLW Disposal”, Bulletin 35, Baden Switzerland.
- (27) NRC, 2000, “Long-Term Institutional Management of U.S. Department of Energy Legacy Waste Sites”, National Academy Press, Washington, D.C., USA.
- (28) 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.
- (29) NTI, 2003, “Russia: Spent Fuel Import Project Overview”, <http://www.nti.org/db/nisprofs/russia/reactor/waste/snf.htm>.
- (30) OCRWM, 2004, “Radioactive Waste: An International Concern”, <http://www.ocrwm.doe.gov/factsheets/doeymp0405.shtml>.
- (31) OECD, 1991, “Review of Safety Assessment Methods: A Report of the Performance”, Assessment Advisory Group of the Radioactive Waste Management Committee, OECD-NEA, France.
- (32) OECD, 1993, “The Cost of High-Level Waste Disposal in Geological Repositories—An Analysis of Factors Affecting Cost Estimates”, OECD-NEA, France.
- (33) OECD, 2001, “The Role of Underground Laboratories in Nuclear Waste Disposal Programmes”, OECD-NEA, France.
- (34) OECD, 2002, “Accelerator-driven Systems and Fast Reactors in Advanced Nuclear Fuel Cycles”, OECD-NEA, France.
- (35) OECD, 2004, “Radioactive Waste Management in Finland”
- (36) Pfeifle TW and Hurtado LD, 1998, “Permeability of natural rock salt from the waste isolation pilot plant (WIPP) during damage evolution and healing”, International Journal of Rock Mechanics and Mining Science, Vol. 35, No. 4/5, pp. 637-638.

- (37) PNC, 1992, “Research and Development on Geological Disposal of High-Level Radioactive Waste”, PNC TN1410 93-059, Japan.
- (38) RIA, 2004, “Russian Governor Protests Plans to Establish International Nuclear Waste Site in Siberia”, Russian Information Agency Novosti, July 02, 2004, Moscow, Russia.
- (39) SKB, 2000, “Geoscientific Programme for Investigation and Evaluation of Sites for the Deep Repository”, SKB Technical Report 00-20.
- (40) SKB, 2003, “Plan 2003: Costs for management of the radioactive waste products from nuclear power production”, SKB-TR-03-11.
- (41) Swedish Ministry of the Environment, 2003, “Swedish Implementation of the Obligations of the Joint Convention”, ISBN 91-38-21997-2.
- (42) UIC, 2003, “International Nuclear Waste Disposal Concepts”, Nuclear Issues Briefing Paper 49, <http://www.uic.com.au/nip49.htm>.
- (43) USDOE, 2001, “Generation-IV Roadmap—Report of the Fuel Cycle Crosscut Group”, DOE.
- (44) USDOE, 2002, “Nuclear Waste Policy Act as Amended”.
- (45) WISE, 2002, “International Nuclear Dump Plan Shelved,” Nuclear Monitor, No. 563, World Information Service on Energy (WISE), February 15, 2002.
- (46) Witherspoon, P. A., 1996, “Geological problems in radioactive waste isolation, Second worldwide review”, LBL-38915, Lawrence Berkeley Laboratory, University of California, USA.
- (47) 台灣電力公司，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。
- (48) 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。

- (49) 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。
- (50) 核能發電後端營運基金管理委員會，2004，“本會簡介設立宗旨”，<http://www.nbef.com.tw/indexpage.asp>。
- (51) 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>。
- (52) 新核家園，2004，“常見問題與解答”，
<http://www.newnuclearhome.com/pages/faq/faq>。
- (53) 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。
- (54) 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。
- (55) 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。
- (56) 水利署，2003，臺灣地下水資源圖說明書，經濟部水利署。
- (57) 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）。
- (58) 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。
- (59) 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。
- (60) 地調所，1997，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。

- (61) 地調所，1997，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。
- (62) 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。
- (63) 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。
- (64) 地調所，2000，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。
- (65) 地調所，2000，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。
- (66) 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。
- (67) 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。
- (68) 氣象局，<http://www.cwb.gov.tw/V4/index.htm>及新建之台灣地震目錄
- (69) 國科會，1993-迄今，台灣地震地質研究—台灣西南部活斷層研究，國科會。