

用過核子燃料最終處置 計畫書

2018 年修訂版

台灣電力公司

中華民國一零八年十二月

用過核子燃料最終處置計畫書 2018 年修訂版

摘要

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

我國自 1978 年開始利用核能發電，迄今共有核一、二、三廠的 6 部核能機組，其中，核一、二廠 4 座機組為沸水式反應器(BWR)，核三廠 2 座機組為壓水式反應器(PWR)。預估此 3 個核能電廠的 6 部機組運轉 40 年，所產生的用過核子燃料組件(assemblies)預估數量合計約為 BWR 17,890 束組件，PWR 4,320 束組件。經過國際間多年的研究後，一般咸認「深層地質處置」是高放射性廢棄物(用過核子燃料或其經再處理所產生之萃取殘餘物)較為可行的最終處置方式。所謂「深層地質處置」是利用深部岩層的隔離阻絕特性，採用「多重障壁」的概念，將用過核子燃料埋在深約 300 m 至 1,000 m 的地下岩層中，再配合廢棄物罐、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障壁系統，有效阻絕或遲滯核種的外釋與遷移，以換取足夠的時間使用過核子燃料的輻射強度在影響生物圈之前已衰減至可忽略的程度。

我國用過核子燃料處置之相關研究計畫自民國 75 年起，執行至民國 93 年止，歷經處置概念初步研發、初期工作規劃、區域調查技術準備、調查實施與技術發展等階段。為因應「放射性物料管理法」及「放射性物料管理法施行細則」相關條文規定，台電公司於 2004 年提報「我國用過核子燃料最終處置計畫書」，於 2006 年 7 月取得行政院原子能委員會核備；全程工作規劃為「潛在處置母岩特性調查與

評估」、「候選場址評選與核定」、「場址詳細調查與試驗」、「處置場設計與安全分析評估」、以及「處置場建造」等 5 個執行階段，時程自 2005 年起迄 2055 年止；旨在根據過去我國用過核子燃料最終處置先導計畫經驗，以我國特有地質環境調查成果與國際現有最終處置技術水準，來評估目前可行之過核子燃料處理方案，作為制定我國用過核子燃料近、中、長期處理策略與處置技術發展規劃之依據。

台電公司依「我國用過核子燃料最終處置計畫書(2006 年 7 月核備版)」之規劃目標，於 2009 年 9 月提報「我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告」，並於 2017 年 12 月提報「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」(簡稱 SNFD2017 報告)，針對臺灣「地質環境」、「處置設計與工程技術」及「安全評估」等 3 大議題進行探討，並提出後續研究發展的方向與建議。

依放射性物料管理法實行細則第三十七條，「用過核子燃料最終處置計畫書」每 4 年需檢討修正。2018 年 8 月，台電公司考量國內外最終處置計畫之執行現況，與我國 SNFD2017 報告之結論與建議，修正「用過核子燃料最終處置計畫書」之全程工作規劃內容及階段工作規劃，並提報主管機關核定。主要修正內容為：(1)更新我國 SNFD2017 報告成果於處置計畫成果說明；(2)因應本階段進入「候選場址評選與核定」階段，針對技術項目工作及選址作業進行規劃。

目錄

頁次

摘要.....	i
目錄.....	iii
圖目錄.....	vii
表目錄.....	viii
1、 概述.....	1-1
2、 法規基礎.....	2-1
2.1. 國內相關法規.....	2-1
2.2. 國外相關法規.....	2-3
2.2.1. 美國.....	2-3
2.2.2. 德國.....	2-4
2.2.3. 比利時.....	2-5
2.2.4. 加拿大.....	2-5
2.2.5. 芬蘭.....	2-6
2.2.6. 日本.....	2-8
2.2.7. 瑞典.....	2-9
2.2.8. 中國.....	2-11
2.2.9. 法國.....	2-12
2.2.10. 英國.....	2-14
2.2.11. 瑞士.....	2-16
2.2.12. 捷克.....	2-17
3、 用過核子燃料管理策略評估.....	3-1
3.1. 乾式貯存方案.....	3-2
3.2. 再處理.....	3-3
3.3. 核種群分離與核轉換.....	3-5
3.4. 境內直接最終處置.....	3-6
3.5. 國際合作處置.....	3-7
3.5.1. 國際資訊.....	3-10
3.5.2. 國際合作處置.....	3-14
3.6. 處置方案比較評估.....	3-21
3.7. 處置計畫之必要性與可行性.....	3-22
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. 最終處置先導計畫.....	5-1
5.2. 用過核子燃料最終處置計畫.....	5-16
6、用過核子燃料最終處置計畫全程規劃	6-1
6.1. 整體計畫階段性發展.....	6-1
6.2. 各階段的工作目標時程推估.....	6-4
6.3. 各階段之研究與發展內容概述.....	6-8
6.3.1. 潛在處置母岩特性調查與評估.....	6-8
6.3.2. 候選場址評選與核定階段.....	6-17
6.3.3. 場址詳細調查與試驗階段.....	6-25
6.3.4. 處置場設計與安全分析評估階段.....	6-32
6.3.5. 處置場建造階段.....	6-34
6.4. 技術發展與規劃.....	6-37
6.4.1. 場址合適性調查技術.....	6-40
6.4.2. 工程設計技術.....	6-40
6.4.3. 安全評估技術.....	6-41
6.4.4. 地下實驗室與處置系統展示規劃.....	6-42
6.5. 國際技術合作.....	6-43
6.6. 經費概估.....	6-50
7、候選場址評選與核定階段工作規劃	7-1
7.1. 技術工作規劃.....	7-1
7.1.1. 場址合適性調查技術.....	7-1
7.1.2. 處置設計與工程技術.....	7-18
7.1.3. 安全評估技術.....	7-24
7.1.4. 經費與人力需求評估.....	7-31
7.2. 選址作業規劃.....	7-33
8、計畫管理.....	8-1
8.1. 管理組織人員分層架構.....	8-3
8.2. 計畫管理工作項目與執行架構.....	8-5
8.3. 成果整合與應用.....	8-6
8.4. 知識管理.....	8-8
8.4.1. 知識管理系統.....	8-8
8.4.2. 人力管理與培訓.....	8-10
8.5. 品質保證.....	8-11
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.....	9-8
9.2.5.	處置場設計與安全分析評估.....	9-9
9.2.6.	處置場建造.....	9-9
9.2.7.	處置場運轉及監管.....	9-10
9.3.	民眾意見處理.....	9-10
9.3.1.	前言.....	9-10
9.3.2.	影響放射性廢棄物最終處置設施場址選址工作的關鍵因素.....	9-10
9.3.3.	放射性廢棄物最終處置設施場址選址工作公眾溝通重要信條...	9-12
9.3.4.	民眾意見處理及工作項目.....	9-12
9.3.5.	作好溝通工作的新方向.....	9-14
9.3.6.	溝通計畫的參考.....	9-15
10、	應變方案.....	10-1
10.1.	國際經驗.....	10-1
10.1.1.	荷蘭.....	10-2
10.1.2.	美國.....	10-4
10.1.3.	瑞士.....	10-5
10.2.	國內集中式中期貯存設施規劃.....	10-7
10.3.	結語.....	10-10
11、	參考文獻.....	11-1

圖目錄

	頁次
圖 5-1：用過核子燃料最終處置先導計畫發展歷程	5-3
圖 6-1：深層地質處置概念圖	6-3
圖 6-2：用過核子燃料最終處置計畫全程規劃	6-5
圖 6-3：技術發展規劃圖	6-39
圖 7-1：場址合適性調查技術整體發展路徑圖	7-5
圖 7-2：處置設計與工程技術整體發展路徑圖	7-21
圖 7-3：安全評估整體發展路徑圖	7-27
圖 8-1：計畫管理工作項目實作流程	8-2
圖 8-2：用過核子燃料最終處置計畫執行組織架構	8-4
圖 9-1：溝通工作流程	9-3
圖 9-2：溝通計畫時程	9-4
圖 10-1：用過核子燃料最終處置計畫替代因應方案	10-9

表目錄

	頁次
表 1-1：各國用過核子燃料及再處理後萃取殘餘物數量比較表	1-5
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	1-7
表 1-3：核能國家高放射性廢棄物處置推動歷程	1-9
表 1-4：核能國家高放射性廢棄物處置計畫經費	1-17
表 3-1：各國高放射性廢棄物輸出入政策	3-8
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(Ci).....	4-3
表 5-1：用過核子燃料最終處置先導計畫歷程與成果摘要	5-4
表 5-2：用過核子燃料最終處置計畫成果摘要	5-29
表 6-1：「用過核子燃料最終處置計畫書」各階段名稱、時程及目標一覽表	6-6
表 6-2：主要孔內調查工作內容及獲得資訊之應用與評估對象	6-15
表 6-3：技術發展歷年國際技術合作項目一覽表	6-44
表 7-1：場址合適性調查技術分項規劃表	7-3
表 7-2：處置設計與工程技術分項規劃表	7-20
表 7-3：安全評估技術分項規劃表	7-26
表 7-4：2018-2021年工作經費概算表(萬元).....	7-32
表 9-1：民眾溝通工作企劃表(印刷品).....	9-20
表 9-2：民眾溝通工作企劃表(廣告部份).....	9-21
表 9-3：民眾溝通工作企劃表(公關活動).....	9-23

1、概述

我國自 1978 年開始利用核能發電，迄今共有核一、二、三廠的 6 部核能機組進行運轉。其中，核一、二廠 4 座機組為沸水式反應器 (BWR)，核三廠 2 座機組為壓水式反應器 (PWR)。預估此 3 座核能電廠的 6 部機組運轉 40 年，所產生的用過核子燃料組件 (assemblies) 預估數量合計約為 BWR 17,890 束組件，PWR 4,320 束組件。

核能發電原理主要係利用核子燃料進行核分裂連鎖反應所產生的熱進行發電，當核子燃料經核反應一段時間後，因鈾濃縮度降低，須將核子燃料從核反應器中退出，這些核子燃料即稱為「用過核子燃料」。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 α 發射體，對人體具長期潛在的輻射危害，因此審慎尋找共同認可的處置方式，確保高放射性廢棄物可以長期摒除在可能影響人類生活環境之外，一直是核能技術發展的重點之一。

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

所謂「深層地質處置」是利用深部岩層的圍阻與隔離特性，採用「多重障壁」的概念，將用過核子燃料深埋在約 300 m 至 1,000 m 的地下岩層中，再配合廢棄物罐、緩衝材料與回填材料等工程設計，藉由人工與天然障壁所形成的多重障壁系統，可以有效遲滯核種的釋出與遷移，以換取足夠的時間，使用過核子燃料中的放射性物質在影響人類生活環境之前，已衰減至可忽略的程度。

各核能發電國家推動其用過核子燃料深層地質處置計畫時，均就其放射性廢棄物數量與特性、潛在合適的地質環境與處置母岩，來規劃其最終處置設施。各國再處理後萃取殘餘物及用過核子燃料數量彙整如表 1-1；核能國家用過核子燃料/高放射性廢棄物處置概念彙整如表 1-2；核能國家高放射性廢棄物處置推動歷程彙整如表 1-3，核能國家高放射性廢棄物處置計畫經費如表 1-4。

由於最終處置設施的設置，從最初發展階段至處置設施運轉階段，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，我國用過核子燃料最終處置先導計畫在 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 6 個執行階段。當初主要的參考依據，除了延續「我國用過核子燃料最終處置先導計畫」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。

台電公司依照「放射性物料管理法」第二十九條及「放射性物料管理法施行細則」第三十七條中相關條文規定，並參考國際用過核子燃料最終處置技術發展現況與趨勢、我國地質環境、以及我國用過核子燃料最終處置先導計畫地質調查與技術發展之經驗與成果，於 2004 年擬定「用過核子燃料最終處置計畫書」，並經主管機關於 2006 年 7 月核定(台電公司，2006)；自 2005 年起，迄 2055 年完成處置設施之建造為止，全程工作共分為「潛在處置母岩特性調查與評估」階段(2005 年~2017 年)、「候選場址評選與核定」階段(2018 年~2028 年)、「場址詳細調查與試驗」階段(2029 年~2038 年)、「處置場設計與安全分析評估」階段(2039 年~2044 年)及「處置場建造」階段(2045~2055 年)等 5 個階段來進行。

2008 年，台電公司遵照核能後端基金管理會第 30 次會議決議，在所核可之經費額度及尋求充分應用核能先進國家技術之原則下，從

經濟觀點(調查成本)、安全觀點及國際發展趨勢等方面綜合評估，結果顯示保留結晶岩類的調查評估，而泥岩與中生代基盤岩則彙整國內相關研究資料進行綜合分析之方式，最符合階段性的經費需求，據此修正「用過核子燃料最終處置計畫書」(2006年7月核定版)之第7章部分規劃工作及所需經費估計數額，以保留因應未來國際發展新趨勢之可行性，並依法繼續推動國內用過核子燃料最終處置設施籌建所需之技術發展。

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

依放射性物料管理法實行細則第三十七條，「用過核子燃料最終處置計畫書」每4年需檢討修正。2014年9月，台電公司考量階段工作目標、國內外最終處置計畫之執行情況以及民意接受度，修正「用過核子燃料最終處置計畫書」，2017年12月，台電公司依據「用過核子燃料最終處置計畫書」規劃目標，於2017年底提報「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」(底下簡稱 SNFD2017 報告)(台電公司，2017)；針對臺灣「地質環境」、「處置設計與工程技術」及「安全評估」等3大議題進行探討，SNFD2017 報告研究成果中建議排除臺灣西南部泥岩的處置可行性，建議花崗岩是目前具潛能之處置母岩，具備提供後續進行深層地質處置研究的潛力，中生代基盤岩目前尚未發現不利條件，後續將探討處置可行性，並提出後續研究發展的方向與建議。

2018年8月，台電公司依「放射性物料管理法實行細則」第三十七條重新檢討修訂「用過核子燃料最終處置計畫書」，考量國內外最終處置計畫之執行現況，與我國 SNFD2017 報告之結論與建議，修正「用過核子燃料最終處置計畫書」之全程工作規劃內容及階段工作規劃，並提報主管機關核定。主要修正內容為：(1)更新我國 SNFD2017

報告成果於處置計畫成果說明；(2)因應本階段進入「候選場址評選與核定」階段，針對技術項目工作及選址作業進行規劃。

表 1-1：各國用過核子燃料及再處理後萃取殘餘物數量比較表

國別	核子反應爐數量		用過核子燃料	再處理後萃取殘餘物	備註
	運轉中核子反應器	已永久停止運轉反應器			
比利時	7	1	電廠運轉至 2025 年總數量約 4,880 噸	0	早期部分再處理，後續政策未定
加拿大	19	6	360 萬束，約 68,000 噸	0	預估至 2035 年之產出量，採直接處置
捷克	6	0	9,500 噸	0	預估電廠運轉 60 年處置總數量
芬蘭	4	0	5,500 噸	0	直接處置；目前 1 座核子反應器興建中，1 座計畫興建中
法國	58	12	3,700 噸	*玻璃固化物 9,400 m ³	再處理；目前 1 座核子反應器興建中
德國	7	29	2016 年為 8,485 噸	*2016 年為 570 m ³	早期部分再處理，目前直接處置
中國	39	0	預估 2020 年為 8,000 多噸		再處理；目前 18 座核子反應器興建中，31 座計畫興建中
日本	<u>42</u>	18	2016 年為 18,398 噸	*2016 年為 399.1 m ³	再處理； <u>目前 2 座核子反應器興建中，9 座計畫興建中</u>

表 1-1：各國用過核子燃料及再處理後萃取殘餘物數量比較表(續)

國別	核反應爐數量		用過核子燃料	再處理後萃取殘餘物	備註
	運轉中核子反應器	已除役核子反應器			
瑞典	8	5	12,000 噸	0	直接處置
瑞士	5	1	2016 年為 1,365 噸	*2016 年為 114 m ³	早期部分再處理；目前直接處置
英國	15	30	9,543 噸	*2,030 m ³	目前貯存中的用過核子燃料及高放廢棄物數量， <u>目前 2 座核子反應器計畫興建中</u> ，再處理
美國	99	34	109,300 噸 (來自商業用反應器) 10,300 噸 (來自其他反應器)	640 噸 (商業用)	<u>目前 2 座核子反應器興建中；8 座計畫興建中</u> ，直接處置
臺灣	6	0	4,776 噸	0	預估電廠運轉 40 年處置總量，直接處置

*備註:依參考文獻資料，除美國外其餘國家之「再處理後萃取殘餘物」以 m³ 表示

資料主要來源：

(a) IAEA-PRIS <https://www.iaea.org/PRIS/home.aspx>

(b) World Nuclear Association，2018/06 摘取自 <http://www.world-nuclear.org/info/Facts-and-Figures/World-Nuclear-Power-Reactors-and-Uranium-Requirements/>

RWMC 諸外国における高レベル放射性廃棄物の処分について（2018 年版）

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	潛在處置母岩	處置廢棄物	規劃處置深度	規劃處置容器置放方式
比利時	黏土岩	用過核子燃料及高放射性廢棄物	225 m	水平置放
加拿大	結晶岩或沉積岩	用過核子燃料	>500 m	水平置放
捷克	結晶岩	用過核子燃料	>500 m	垂直置放
芬蘭	結晶岩	用過核子燃料	400 m 至 450 m	垂直置放
法國	黏土岩	玻璃固化再處理後的用過核子燃料、高放射性廢棄物、與長半衰期廢棄物	500 m	水平置放
德國	鹽岩或黏土岩或結晶岩	用過核子燃料及玻璃固化後的高放射性廢棄物	>500 m	垂直置放
中國	黏土岩或結晶岩	用過核子燃料及玻璃固化後的高放射性廢棄物	>500 m	垂直置放
日本	結晶岩或沉積岩	玻璃固化後的高放射性廢棄物與超鈾廢棄物	>300 m	垂直置放
瑞典	結晶岩	用過核子燃料	500 m	垂直置放
瑞士	黏土岩	高放射性廢棄物	<700 m	水平置放

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	潛在處置母岩	處置廢棄物	規劃處置深度	規劃處置容器置放方式
英國	結晶岩或沉積岩	用過核子燃料及玻璃固化後的高放射性廢棄物	200 m 至 1,000 m	水平或垂直置放
美國	火山岩	用過核子燃料及高放射性廢棄物(軍用)	300 m	水平置放
臺灣	結晶岩或沉積岩	用過核子燃料	300 m 至 1,000 m	垂直置放

資料來源：

(1) 各國聯合公約新版國家報告書資訊。

(2) Faybishenko, B., Birkholzer, J., Sassani, D., and Swift, P., (2016), International Approaches for Deep Geological Disposal of Nuclear Waste: Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation - Fifth Worldwide Review, Lawrence Berkeley National Laboratory and Sandia National Laboratories, LBNL-1006984.

表 1-3：核能國家高放射性廢棄物處置推動歷程

國家	高放射性廢棄物最終處置時程之歷程說明
比利時	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 2 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。
	2003 年通過「核能除役法」，除非經比利時電力與天然氣主管機關(CREG)認定無法達到能源穩定供給時，否則比利時境內所有反應器應於 2015 至 2025 年間陸續除役
	2010 年開始於 HADES 進行 PRACLA 試驗，期程長達 10 年，研究高放射性廢棄物產生的熱對黏土層的長期行為及影響
	2014 年 ONDRAF/NIRAS 提出第 3 階段安全及可行性報告(SFC-1, Safety and Feasibility Case 1)，預計於 2020 年發表(SFC-2)
	目前比利時預定於 2035 至 2040 年進行 B 類高放廢棄物處置；預定於 2080 年開始進行 C 類高放廢棄物處置
加拿大	1978 年展開高放射性廢棄物相關研究計畫(擬定放射性廢棄物營運計畫)
	1981 年展開一般性研究計畫，以證明放射性廢棄物結晶岩深層處置概念之可行性
	1984 年 Whiteshell-URL 開始運作
	1987 年提出場址評選準則
	1994 年 AECL 提出環境影響評估報告
	2002 年底成立 NWMO
	2002 年底國會通過強制執行法案，規定 NWMO 於 2005 年 12 月 15 日前需提出用過核子燃料長程管理方案、執行計畫與時間表
	2004 年 NWMO 及 CPRN 開始進行民眾對話溝通，廣泛收集民意以制定 2005 年底需提出的長程管理方案
	2005 年 NWMO 提出的規劃報告草案，建議採用調適性階段管理方法進行工作。亦即全程工作長達 300 年，劃分 3 階段推動處置工作
	2010 年展開選址程序，公開徵求有意願接受場址調查的社區

表 1-3：核能國家高放射性廢棄物處置推動歷程(續)

國家	高放射性廢棄物最終處置時程之歷程說明
加拿大	2012 年 9 月，NWMO 停止「表明意願」階段，有 8 個社區通過初步篩選，13 個因為未通過篩選或是自行撤回決定而不再納入研究範圍
	2017 年底，仍有 5 處地點持續進行選址調查
	預計 2023 年選定 1 處優先場址
	預計 2040 年~2045 年啟用處置設施
捷克	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 SÚRAO
	1998 年選定 8 個候選場址
	1999 年 SÚRAO 提出深層地質處置概念參考設計
	2002 年政府同意 SÚRAO 提出的長程管理方案及時程規劃
	2009 年以前暫不進行現地調查
	2013 年政府從地質合適性方面選出 7 處建議調查區域
	2015 年 SÚRAO 對 7 處建議調查區域展開第一階段初步調查
	2016 年持續研究以找到合適之處置設施候選場址
	預計 2020 年評估出 2 處處置設施候選場址
	預計 2025 年選出處置設施場址並提交場址土地保護申請書
	預計 2026 年於處置設施場址進行興建地下實驗室之環境影響評估
	預計 2028 年提出地下實驗室建造許可
	預計 2035 年進行興建處置設施之環境影響評估
	預計 2040 年提出處置設施建造許可(包含初步安全分析報告)
	預計 2045 年提供興建處置設施之信貸文件
芬蘭	預計 2050 年~2062 年開始處置設施興建及草擬營運文件
	預計 2062 年~2065 年營運文件審查及核發
	預計 2065 年後深層地質處置設施營運
	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 Oy
	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 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設施的申請

表 1-3：核能國家高放射性廢棄物處置推動歷程(續)

國家	高放射性廢棄物最終處置時程之歷程說明
芬蘭	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設施的建造研究與後續的相關工作
	2004 年 6 月至 2014 年建造 ONKALO-URL
	2012 年底提出最終處置設施的建造申請
	2014 年 3 月 ONKALO 先導設施之通風井已完成，最後一段 290 m 至 455 m 之隧道內上方開孔已完成
	2014 年 6 月高放廢棄物容器安裝設施已運至 Olkiluoto
	2015 年 11 月政府核發最終處置設施建造執照
	2016 年 12 月開始建造
	預計 2020 年提出最終處置設施運轉執照申請
	預計 2023 年開始運轉
法國	1979 年成立 Andra 為專責的獨立機關，負責放射性廢棄物接收、管理及處置
	1991 年制定法律推動為期 15 年的放射性廢棄物處置研究發展計畫
	1991-2006 年間根據 1991 年 12 月所通過的法律，進行 15 年的研究發展計畫
	1992 年 Centre de l'Aube 低、中強度放射性廢棄物最終處置場開始運轉
	1998 年 12 月選定 Meuse 地區東北之 Bure 地區作為法國泥岩地下實驗室(Meuse/Haute-Marne-URL)場址；花崗岩岩體地下實驗室場址則需再選擇
	1999 年政府同意 Andra 於 Bure 地區進行地球物理探測及豎井開挖
	2002 年完成高放射性廢棄物廠內貯存地下設施概念設計
	2006 年通過放射性廢棄物永續管理計畫法(Planning Act on the sustainable management of radioactive materials and waste)，並修正環保法規(Code of Environment)，明定：(1)源自國外的用過核燃料，其在法國再處理後所產生的放射性廢棄物需運回原產生國，除技術性暫存需求外，不得在法國境內貯存；(2) Andra 必須於 2015 年提出具備再取出可能性的最終處置設施的執照申請，2025 開始運轉最終處置設施。
	2006 年國會確定用過核子燃料的再取出政策
	2012 年提出 Cigéo 計畫進行地質處置設施的詳細調查
	2016 年提交安全選項文件至 ASN 審查
	預計 2019 年提交處置場的建造申請
	預計 2022 年開始興建處置場
	預計 2025 年開始進行試運轉
	預計 2035 年取得運轉執照

表 1-3：核能國家高放射性廢棄物處置推動歷程(續)

國家	高放射性廢棄物最終處置時程之歷程說明
德國	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 α 廢棄物的處置場址，但原訂處置計畫推動至 2000 年停止
	1992 年 6 月 Ahaus 廠內貯存設施開始運轉
	1994 年修正原子能法，用過核子燃料管理採再處理與直接處置並重
	1995 年 4 月 Gorleben 廠內貯存設施開始運轉
	1998 年 9 月新政府成立，延後所有處置計畫工作
	2002 年 AkEnd 提出放射性廢棄物處置場址評選準則與步驟之專家建議(AkEnd 建議書)
	高放射性廢棄物處置在 Gorleben 的調查於 2000 年 10 月 1 日起暫停，至 2010 年才重啟。德國政府將在 3 到 10 年內重新檢討選址準則與安全概念。規劃在 2030 年重新選出一個可以容納各類放射性廢棄物之處置場，並開始進行處置
	2002 年 4 月通過原子能法(Atomic Energy Act)修正，明定 2005 年 6 月 30 日以後，採直接處置
	2013 年 7 月新的處置場選址法(Site Selection Act)生效，同時停止 Gorleben 地區鹽穹的地下探查作業
	2017 年 4 月成立新的專責機構「聯邦放射性處置機構」(BGE)負責選址作業
	2017 年正式展開選址程序；預定 2031 年選定場址；處置設施啟用時程未明定
日本	1976 年展開高放射性廢棄物相關研究計畫
	1992 年 JNC 公佈 H3 調查成果報告(PNC, 1992)
	1995 年六個所村高放射性廢棄物貯存中心開始運轉
	1999 年 JNC 提出 H12 概要調查區域成果報告
	2000 年 6 月開始推動放射性廢棄物處置計畫
	2000 年 10 月成立放射性廢棄物處置執行單位 NUMO
	2000 年 11 月成立放射性廢棄物財政管理機關 RWMC
	2000 年 11 月取得 Horonobe 地區政府同意，建造地下驗設施；2002 年與 Mizunami 市政府簽訂協議，共同使用 Mizunami 實驗地區
	2002 年 12 月 NUMO 公開徵求自願候選調查場址
	2007 年初 Kochi 縣的 Toyo-town 提出自願候選調查場址申請，但同年(2007 年)4 月撤銷申請
	2007 年 6 月修正特定放射性廢棄物最終處置法(Specific Radioactive Waste Final Disposal Act)
	2015 年修訂最終處置基本方針，由政府提科學有望地，促進民眾理解，促請地方政府合作場址調查

表 1-3：核能國家高放射性廢棄物處置推動歷程(續)

國家	高放射性廢棄物最終處置時程之歷程說明
日本	2017 年 7 月經濟產業省公告科學特性地圖，修正選址程序，新增政府進行全國性篩選、進行溝通、由政府向自治區提議及由自治區申請等新增程序 處置設施啟用時程未明定
瑞典	1970 年代展開高放射性廢棄物相關研究計畫 1976 年瑞典政府核定 SKB 為核廢料管理專責機構 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 1986 年開始規劃建造硬岩實驗室 Äspö-URL 1990 年開始尋找適合場址進行最終處置 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 2002-2009 年期間在 2 處候選場址現地調查，完成安全評估 2008 年 7 月成立管制機構 SSM 2009 年 6 月根據安全評估結果公佈選定 Östhammar 的 Forsmark 為最終處置場址 2010 年開始同始進行中期、包封及最終處置設施許可申請程序 2011 年 3 月完成 Forsmark 最終處置安全分析報告，向管制機關 SSM 及環保法庭申請建照 2016 年 6 月核安管制機關 SSM 完成審查 2017 年 9 月環保法庭舉辦聽證會 2018 年 1 月環保法庭因安全論證須補證據而退申請案 預計 2019 年 1 月前向環保法庭補足佐證安全論證之證據 預計 2030 年啟用處置設施
瑞士	1972 年成立 NAGRA 並展開高放射性廢棄物相關研究計畫 1978 年開始區域/場址調查工作 1984 年瑞士結晶岩地下實驗室(GTS-URL)開始運轉 1989 年完成結晶岩質母岩區域調查 1994 年 NAGRA 提出結晶岩調查報告 1996 年瑞士泥岩地下實驗室(Mont Terri-URL)開始運轉 2002 年 NAGRA 提出泥岩調查報告；2006 年政府同意前述研究成果，但不同意在原地直接進行深入調查，規定選址基於安全、空間規劃、公眾參與等考量，至少應有兩處候選場址 2005 年 2 月原子能法(Nuclear Energy Act)開始生效，明定(1)瑞士所產生的放射性廢棄物原上必須在瑞士境內進行最終處置；(2)採深地層處置，需具備監管，再取出功能 2006 年 7 月起暫停將用過核燃料送往他國再處理至少 10 年，2016 年 7 月，聯邦議會決定延長禁運期限至 2020 年 6 月 30 日

表 1-3：核能國家高放射性廢棄物處置推動歷程(續)

國家	高放射性廢棄物最終處置時程之歷程說明
瑞士	2008 年 4 月政府批准 NAGRA 提出的地質處置設施階段式計畫(Sectoral Plan for Deep Geological Repositories)，政府將據以進行地方溝通可能地質調查的區域
	2011 年底 NAGRA 提出 6 處高低放廢棄物處置的潛在候選場址(Zürich Nordost, Jura Ost, Südanden, Nördlich Lägern, Jura-Südfuss and Wellenberg)，完成第 1 階段篩選，並進入第 2 階段評選
	2015 年 NAGRA 建議高放射性廢棄物地質處置候選場址可針對 2 個地點(Zürich Nordost 及 Jura Ost 地區)，完成第 2 階段評選，進入分段式計畫第 3 階段詳細調查，包括鑽探及 3 維震測調查
	2016 年 12 月，管制機關 ENSI 建議將 North of Lägern 地區也納入第 3 階段的場址選擇中
	預計 2029 年底前決定最終處置設施場址
	預計 2060 年啟用最終處置設施
英國	1989 年 NIREX 展開高放射性廢棄物相關研究計畫，鎖定 Sellafield 及 Dounreay 兩個調查地區
	1994 年政府不同意 NIREX 在 Sellafield 地區建造地下實驗設施
	2001 年 9 月執行放射性廢棄物安全性顧問程序(Radioactive Waste Safely)
	2002 年 6 月提出行動策略(Managing the Nuclear Legacy: A Strategy for Action)
	2003 年成立獨立運作的放射性廢棄物管理委員會(CoRWM)
	2006 年 10 月同意 CoRWM 關於結合中期貯存與地層處置的建議，及公開徵選志願候選場址的策略
	2007 年 CoRWM 改組成立核能除役管理局(NDA)，整併原本 Nirex 任務，負責高放射性廢棄物的中期貯存及地質最終處置
	2008 年 6 月英國政府發布放射性廢棄物安全管理白皮書，針對高放射性廢棄物深層地質處置問題進行架構規劃，收到 3 個志願地區，但因議會投票而終止計畫
	2011 年成立新的獨立機關核能管制中心(ONR)，負責核電廠申請、除役、核能安全，及核廢棄物運送、管理與處置等
	2013 年能源法案授權 ONR 獨立負責地質最終處置的核安全，並與環境管制機關聯合推動合意式選址所需各類公眾諮詢
	2014 年提出核廢棄物地質最終處置白皮書(Implementing Geological Disposal)，對高放射性廢棄物提出地質最終處置設施(GDF)的執行方針

表 1-3：核能國家高放射性廢棄物處置推動歷程(續)

國家	高放射性廢棄物最終處置時程之歷程說明
英國	2014 年 NDA 轄下成立子公司 RWM，負責高放射性廢棄物地質處置政策的執行，推行地質處置設施(GDF)選址作業。預計經過 2 年公開徵詢，獲得數個預選場址，以進行 15 至 20 年調查與評選作業
	2016 年公告全國地質處置選址導則。RWM 經過 2 年公開徵詢以獲致選址，因進展無效後，已排除此志願可行性
	處置時程目前未明定
美國	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，成立雅卡山計畫(Yucca Mountain Plan,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為處置場址。
	2006 年美國能源部(DOE)向美國核能管制委員會(NRC)提送執照申請
	2008 年 6 月 3 日第二次向 NRC 建造許可申請中
	2007 年-2010 年 DOE 評估是否須第二深層地質處置場
	2010 年歐巴馬政府否決 YMP 使用美國聯邦政府之預算，使得 YMP 計畫被迫停止，同時成立藍帶委員會(BRC)
	2012 年 1 月 BRC 提送關於美國核能未來報告給能源部，提出新的處置策略
	2013 年提出「用過核子燃料及高放射性廢棄物的管理-最終處置策略」、「2013 年放射性廢棄物管理法」；美國聯邦法院於 2013 年 8 月要求 NRC 恢復 YMP 建照申請文件的審查作業
	2014 年 10 月 NRC 完成 YMP 第 3 冊安全評估報告審查，但 DOE 表明不再申辦 YMP 使用執照
	2017 年 10 月川普政府提出 2018 年預算恢復 YMP 許可申請，並啟動大型集中式貯存計畫。2018 年 5 月眾議院通過此預算，但參議院未通過此預算
	2018 年 5 月眾議院通過核廢棄物政策修正法，擬重啟雅卡山計畫
	預定 2021 年以前，針對用過核子燃料的先導型貯存設施選定場址並完成設計，進行申照作業
	預定 2025 年以前，針對大型集中式貯存設施選定場址，進行申照作業
	預定 2048 年以前，針對用過核子燃料最終處置設施，選定場址並完成特性調查

表 1-3：核能國家高放射性廢棄物處置推動歷程(續)

國家	高放射性廢棄物最終處置時程之歷程說明
臺灣	1983 年展開放射性廢棄物處置相關計畫
	2002 年公布「放射性物料管理法」、2003 年公布「放射性物料管理法施行細則」
	2004 年台電公司依「放射性物料管理法」提出「用過核子燃料最終處置計畫書」，將處置計畫期程分為 5 個階段
	2017 年台電公司提出「用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」，完成第 1 階段「潛在處置母岩特性調查與評估」階段之處置技術可行性評估
	預計 2028 年完成候選場址調查與評估，並建議候選場址調查區域
	預計 2038 年完成場址可行性研究
	預計 2044 年取得處置場建造執照
	預計 2055 年取得處置場運轉執照

資料主要來源：

- (1)：WNN <http://www.world-nuclear-news.org/>
- (2)：NWMO <https://www.nwmo.ca/>
- (3)：Posiva Oy <http://www.posiva.fi/>
- (4)：Andra <https://www.Andra.fr/>
- (5)：BGE <https://www.bge.de/en/>
- (6)：NUMO <https://www.numo.or.jp/index.html>
- (7)：SKB <http://www.skbn.com/>
- (8)：Nagra <https://www.nagra.ch/en>
- (9)：RWM <https://www.gov.uk/government/organisations/radioactive-waste-management>
- (10)：SÚRAO <https://www.surao.cz/en/>

表 1-4：核能國家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	1.50	63.00
	再處理	2.9 至 5.8	121.8 至 243.60
	直接處置	5.8 至 15	243.60 至 630.00
加拿大 (2015 年市值億 加幣)	選址費用	10.13	248.19
	場址詳細調查及申照費用	10.93	267.79
	處置場建造費用	38.01	931.25
	處置場營運費用	94.41	2,313.05
	監測費用	17.63	431.94
	除役及封閉費用	12.16	297.92
	總額預估	183.28	4,490.36
芬蘭 (2010 年市值億 歐元)	最終處置場址調查經費	7.00	287.00
	處置設施至 2118 年運轉費用	24.20	992.20
	處置設施除役	2.00	82.00
	總額預估	33.20	1,361.20
法國 (2012 年市值億 歐元)	處置設施建造費用	198	8,118
	運轉 100 年費用	88	3,608
	稅金	41	1,681
	雜項	17	697
	總額預估	344	14,104
德國 (2012 年市值億 歐元)	處置設施建造費用	39	1,599
	設施除役費用	3.89	159.49
	運轉費用	33.69	1,381.29
	總額預估	76.58	3,139.78
日本 (2017 年市值億 日幣)	技術研究費用	1,172	322.3
	場址調查費用	1,882	517.6
	處置設施設計建造費用	9,917	2,727.2
	營運費用	8,042	2,211.6
	封閉費用	964	265.1
	監測費用	1,219	335.2
	管理費用	4,827	1,327.4
	稅金	2,193	603.1
	總額預估	30,219	8,310.2

表 1-4：核能國家高放射性廢棄物處置計畫經費（續）

國家 (金額計算單位)	成本明細	金額	金額 (新台幣億元)
瑞典 (2016 年市值億 克朗)	管理與研究開發(15%)	211.50	803.7
	運輸系統(4%)	56.40	214.32
	除役(18%)	253.80	964.44
	中期貯存(Clab)(17%)	239.70	910.86
	封裝(11%)	155.10	589.38
	最終處置(26%)	366.60	1,393.08
	短半衰期廢棄物最終處置 (SFR)(9%)	126.90	482.22
	總額預估	1,410.00	5,358.00
瑞士 (2016 年市值億 瑞士法郎)	運輸	13.95	446.40
	再處理	27.62	883.84
	中期貯存場營運費用	28.42	909.44
	低/中放射性廢棄物處置	33.61	1,075.52
	高放射性廢棄物處置	76.30	2,441.60
	總額預估	179.90	5,756.80
英國 (2016 年市值億 英鎊)	地層處置相關費用	147.5	5,900
美國 (2008 年市值億 美元)	Yucca Mountain 計畫總額預估	962.00	31,265.00
臺灣 (2008 年市值億 新台幣)	場址調查與技術研究費用	142.09	142.09
	處置設施設計與安全評估費用	53.5	53.5
	處置設施建造費用	253	253
	處置設施運轉、封閉、監管費用	747.91	747.91
	總額預估	1,196.5	1,196.5

註：

1. 匯率換算：1 美元＝32.5 新台幣；1 歐元＝41 新台幣；1 加幣＝24.5 新台幣；1 日圓＝0.37 新台幣；1 瑞士法郎＝32 新台幣；1 瑞典克朗＝3.8 新台幣；1 英鎊＝40 新台幣
2. 加拿大資料來源：<https://www.nwmo.ca/en/Canadas-Plan/About-Adaptive-Phased-Management-APM/Employment-and-Economics>
3. 法國資料來源：<http://www.world-nuclear-news.org/WR-French-repository-costs-disputed-1201164.html>

4. 德國資料來源：
http://www.bmu.de/fileadmin/Daten_BMU/Download_PDF/Nukleare_Sicherheit/abfallentsorgung_kosten_finanzierung_en_bf.pdf
5. 日本資料來源：<https://www.numo.or.jp/tsumitate/kyoshutsu.html>
6. 瑞典資料來源：Plan 2016-Costs from and including 2018 for the radioactive residual products from nuclear power (TR-17-02)
7. 瑞士資料來源：
https://www.nagra.ch/display.cfm/id/102496/disp_type/display/filename/d_ntb16-01.pdf
8. 美國資料來源：2010/07/19 取自 www.nea.fr/rwm/profiles

2、法規基礎

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

2.1. 國內相關法規

2002 年 12 月 25 日，政府公告「放射性物料管理法」，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，發佈「放射性物料管理法施行細則」(民國 2009 年 04 月 22 日修正)；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名稱如下：

- (1) 放射性物料管理法(2002 年 12 月)；
- (2) 放射性物料管理法施行細則(2009 年 4 月修正)；
- (3) 高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則(2013 年 1 月修正)；
- (4) 高放射性廢棄物最終處置設施場址規範(2017 年 3 月修正)；
- (5) 核子保防作業辦法(2003 年 9 月)；
- (6) 游離輻射防護法(2002 年 1 月)；
- (7) 放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法(2009 年 4 月修正)；
- (8) 環境影響評估法(2003 年 1 月修正版)；
- (9) 環境影響評估法施行細則(2018 年 4 月修正)；
- (10) 開發行為應實施環境影響評估細目及範圍認定標準(2018 年 4 月修正)；
- (11) 經濟部所屬事業固定資產投資專案計畫編審要點(2013 年 5 月修正)；

2.2. 國外相關法規

國際間用過核子燃料管理的安全基準，基本上各國均參考國際原子能總署(International Atomic Energy Agency, IAEA)所發布的規範，特別是由 IAEA 所訂定的「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 月正式生效)。且各國均依其國情需求而制定必要之法規(IAEA, 2002)，核能先進國家對於用過核子燃料管理相關法規訂定的概況說明如後續各小節。

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 年核廢棄物政策法(Nuclear Waste Policy Act of 1982)；而後修訂為核廢棄物政策修訂法(Nuclear Waste Policy Amendments Act of 1987)，選定雅卡山(Yucca Mountain)場址進行調查及監測，自 1988 年始，由美國能源部(DOE)負責處置高放射性廢棄物；於能源政策法中(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特別法(10 CFR Part 963)；此外亦依照環保署地質處置場健康與安全的標準(40 CFR Part 191)，制訂出環保署針對雅卡山處置場的公眾健康與安全標準(40 CFR Part 197)；目前美國核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission, 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處置。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貯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 法規發布後，NRC 又針對雅卡山處置場訂定特別法 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 (Total System Performance Assessment, 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釋出的特徵(features)、事件(events)及作用(processes)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)，放射性保護條例(Strahlenschutzverordnung)，聯邦礦業法(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)與公約(如用過核子燃料管理安全及放射性廢料管理安全聯合公約)等，根據原子能法，放射性廢棄物最終處置由德國聯邦政府負責。

聯邦政府於 1977 年選定 Gorleben 鹽岩進行地質調查，並完成兩座直井鑽探作業，至 2000 年時已完成相關岩石力學、水文地質、地球物理及地球化學之調查試驗與評估作業，調查結果顯示 Gorleben 場址並無不適合最終處置場之條件，惟政府隨後與國內電力公司達成暫停 Gorleben 場址調查之協議，至 2011 年雖宣布恢復調查作業，復因日本發生福島事件而再度停止，後於 2013 年宣告終止，並重新檢討選址程序。

2013 年 7 月 5 日，德國國會通過「放射性廢棄物最終處置場選址條例(StandAG)」，規定選址程序需以聯邦政府、地方政府、社會團體及民眾之共識為基礎，並確保公眾參與，並成立「高放處置委員會」研擬場址準則、相關決策及行動方案後，再經國會立法通過執行，最終決定鹽岩、泥岩、結晶岩均列潛在母岩，選址步驟將考量不同母岩之比較、同意基礎與分階段進行，各階段均需經由聯邦政府決定，法規亦明定於 2031 年選出場址，為現今唯一將處置場選址年限入法之國家。

2017 年 4 月 25 日，德國成立聯邦公司—放射性廢棄物處置專責機構(Bundesgesellschaft für Endlagerung mbH, BGE)，負責選址、處置作業及處置場建造與營運，執行候選區域及場址勘查提案、場址勘查計畫及評估基準策定、執行場址勘查作業及初步安全評估等工作。聯邦核廢料管理規範辦公室 (Bundesamt für kerntechnische Entsorgungssicherheit, BfE) 為選址管制機關，負責監督 BGE 公司及進行公眾溝通任務。

2.2.3. 比利時

1980 年 8 月比利時政府發布組織改革特別法，成立比利時國家放射性廢棄物與濃化分裂物質管理機構(Belgian National Agency for Radioactive Waste and enriched fissile materials, 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 2014 年修訂。比利時的管制體系是由能源國務大臣負責督導 ONDRAF/NIRAS；內政部長監督聯邦核子管制署(Federal Agency for Nuclear Control, FANC)；就業部長 (Minister of Employment) 督導核能設施的技術安全。

比利時的放射性廢棄物管理並無訂定專法，而是併同核子設施安全要求條例(Royal Decree on the Safety Requirements for Nuclear Installations)進行管制。

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、鈾礦及提煉礦渣。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(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)正式改組為加拿大核能安全委員會(Canadian Nuclear Safety Commission, CNSC)。加拿大政府於 2002 年公布核燃料廢棄物法(Nuclear Fuel Waste Act)，並於同年成立核廢棄物營運機構(Nuclear Waste Management Organization, NWMO)，負責加拿大核能電廠用過核子燃料之長期管理與處置。

2.2.5. 芬蘭

芬蘭核能法令基礎是 1987 年頒訂的原子能法(Nuclear Energy Act)，多年來經過 20 多次的修訂；1994 年於法令中明訂芬蘭的放射性廢棄物必須在芬蘭國內進行最終處置，並不得處置他國的放射性廢棄物。

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，則由芬蘭輻射及核能安全局(Radiation and Nuclear Safety Authority, 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)。

2008 年，芬蘭勞動部、部分內政部、貿易與工業部合併為就業與經濟部(Ministry of Employment and the Economy, MEE)，就業與經濟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；STUK 負責核能與技術安全審查。依據 1987 年原子能法(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(例如核能電廠與處置設施)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 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。就業與經濟部監督電力公司/放射性廢棄物處置專責機構，對放射性廢棄物管理的推動與研發工作是否符合國家政策，並確保其財務基金能滿足處置工作所需。STUK 則負責核能安全管制，並對執照申請的技術與安全相關重要文件進行審查。就業與經濟部與 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，就業與經濟部每年會決定金額，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 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。就業與經濟部於 2008 年提出核廢棄物安全處置法則(Government Decree on the Safety of Disposal of Nuclear Waste (736/2008))規定輻射安全標準、設計功能需

求與注意事項、長期安全要求、如何證明符合要求、設施建造與運轉注意事項，和營運組織與人事及其他事項。

近年來配合用過核子燃料處置設施之申請執照，管制機關STUK亦對相關法規進行檢討修訂，相關重要法規如下：

- (1) 核廢棄物安全處置規則(Regulation on the Safety of Disposal of Nuclear Waste, STUK Y/4/2016)。
- (2) 核廢棄物處置導則(Disposal of Nuclear Waste, YVL D.5/2018)
- (3) 用過核子燃料處置設施釋出障壁導則(Release Barriers of Spent Nuclear Fuel Disposal Facility, YVL D.7/2018)

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6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6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月設立日本原子力發電環境整備機構(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。

「特定放射性廢棄物最終處置法」已確立最終處置方式為地表下至少300 m深度之深層地質處置，且需經3階段之調查與選址作業，包含：文獻調查、初步調查與詳細調查。NUMO從事高放射性廢棄物深層地質處置研究之管理與政策溝通，其制定高放射性廢棄物處置規劃時程，日本目前因尚無自願接受候選場址調查的地區，因此3階段之調查與選址作業(文獻調查、初步調查或詳細調查)，均尚無法展開，仍處於處置概念建立及區域評估階段。

日本原子力研究開發機構(Japan Atomic Energy Agency, JAEA)主導高放射性廢棄物地層處置技術研發工作，領導著年輕的研究人員不斷創新技術及開發新領域，亦須誠實面對社會大眾對原子能安全的要

求，主要研究機構有東海核燃料處理研究中心、東濃地球科學研究中心、瑞浪超深地層研究所及幌延深地層研究所，另由電力公司捐助成立之電力中央研究所(Central Research Institute of Electric Power Industry, CRIEPI)亦有從事放射性廢棄物最終處置之環境相關議題研究。

2011 年福島事故後，日本政府重組管制體系，於 2012 年成立原子力規制委員(Nuclear Regulation Authority, NRA)。2015 年修訂最終處置基本方針，由政府提科學有望地，促進民眾理解，促請地方政府合作場址調查。2017 年 4 月 NRA 完成核子反應器、游離輻射防護與放射性廢棄物管理等相關法規之修正，並經國會審查同意。重要相關法令如下：

- (1) 核原料物質、核燃料物質與核子反應器管制施行條例(核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令，2017年修正)。
- (2) 核燃料物質及其汚染物之第一類廢棄物處置事業相關規則(核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廢棄物埋設の事業に関する規則，2008年發布)
- (3) 特定廢棄物處置設施或特定廢棄物管理設施設計與施工方法技術基準規則(特定廢棄物埋設施又は特定廢棄物管理施設の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則，2002年發布)
- (4) 特定廢棄物處置設施或特定廢棄物管理設施性能技術基準規則(特定廢棄物埋設施又は特定廢棄物管理施設の性能に係る技術基準に関する規則，2013年發布)

2017 年 7 月經濟產業省公告科學特性地圖，修正選址程序，新增政府進行全國性篩選、進行溝通、由政府向自治區提議及由自治區申請等新增程序。

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射法規之制定，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 3 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 3 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)

規定核能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)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，訂定保護人體健康與環境規範(SSIFS 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。

2008年，瑞典政府將SSI與SKI組織改造為新的管制機關瑞典輻射安全局(Swedish Radiation Safety Authority, SSM)。並發布重要相關法規如下：

- (1) 瑞典輻射安全局核物料與核廢棄物處置法規(Swedish Radiation Safety Authority's Regulations Concerning Safety in Connection with the Disposal of Nuclear Material and Nuclear Waste, SSMFS 2008:21)
- (2) 瑞典輻射安全局用過核子燃料與核廢棄物管理之保護人體健康與環境法規(Swedish Radiation Safety Authority's Regulations Concerning the Protection of Human Health and the Environment in Connection with the Final Management of Spent Nuclear Fuel and Nuclear Waste, SSMFS 2008:37)

2.2.8. 中國

中國高放廢物地質處置研究始於 1985 年，在原核工業部組織下制定了初步的研究發展計畫(簡稱 SDC 計畫)，成立了研究協調組，並從國防預研經費中撥出少量經費，安排了工程、地質、化學、安全等 4 個領域的研究專案。原核工業部的有關研究院所，以及清華大學、南京大學、北京大學、復旦大學、中國地質大學、中國礦業大學、長春地質學院等參與了 SDC 研究計畫。中國科學院武漢岩土力學研究所、中國科學院地質與地球物理研究所、中國地震局、中國科學院金屬研究所、香港大學、中國科技大學、河海大學、東北大學等研究機構通過國際原子能機構的技術合作(TC)項目、自然科學基金、承接國外研究任務、參與國際合作研究計畫等方式，完成了許多研究工作和

技術標準的編制。同時中國國家環保總局及一些環境保護研究機構針對《中華人民共和國放射性污染防治法》的編制做了大量研究工作。

中國於高放射性廢棄物地質處置研究的研究開發和處置場工程建設包括 3 個階段：試驗室研究開發和處置場選址階段(2006 年—2020 年)、地下試驗階段(2021 年—2040 年)、原型處置場驗證與處置場建設階段(2041 年後)。各階段目標是：(1)2020 年前後，完成各學科領域試驗室研究開發任務(前期)，初步選出處置場場址，完成地下實驗室的可行性研究，並完成地下實驗室建造的安全審評。(2)2040 年前後，完成地下實驗室研究開發任務，初步確認處置場場址，完成處置場可行性研究報告，完成原型處置場可行性研究和安全審評。(3)本世紀中葉，完成原型處置場驗證實驗，最終確認處置場場址，完成處置場可行性研究和處置場建造的安全審評。建成處置場，通過處置場運營的安全審評。

中國核安管制機關為環境保護部國家核安全局。重要相關法規如下：

- (1) 放射性廢棄物安全管理條例(2012年施行)；
- (2) 放射性廢棄物安全監督管理規定(HAF401-1997)；
- (3) 放射性固体廢棄物貯存和處置許可管理辦法(HAF402-2013)。

2.2.9. 法國

(1) 管理體系

法國核能安全機構(French Nuclear Safety Authority, ASN)負責法規研訂與管制，包括管制主要的基本核能設施(Basic Nuclear Installations, BNIs)，如反應器、燃料循環工廠、設施封閉、廢棄物處理廠、中期貯存設施以及處置場等。專職的公營機構 Andra (National Radiactive Waste Management Agency)負責放射性廢棄物之長期管理，包括運轉最終處置場、訂定包件接收標準，以及維持全國放射性廢棄物資料更新等。

(2) 政策發展

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

(3) 用過核子燃料/高放射性廢棄物管理

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

(4) 用過核子燃料/高放射性廢棄物處置

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

Andra 於 2011 年成立專案計畫 Cigéo (Centre industriel de stockage géologique)推動高放射性廢棄物處置設施之設置工作；2013 年完成公眾諮議的程序；2016 年提出安全選項文件(Dossier d'options de Sécurité)，做為正式提出建照執照申請前之審核依據；

管制機關 ASN 於 2017 年完成初步審查，並將審查意見公告於其網站上以供公眾諮詢，預計於同年 10 月提出最終結果。目前 Andra 預計於 2019 年提交處置設施的建造申請；2022 年開始興建處置設施；2025 年進行試運轉(phase industrielle pilote)；並於 2035 年開始營運。

2.2.10. 英國

(1) 管理體系

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

(2) 政策發展

英國管理政策並不將用過核子燃料視為廢棄物，在可預見的未來仍將持續採行再處理措施。

(3) 用過核子燃料/高放射性廢棄物管理

英國有 15 座反應器運轉中，30 座停機中，多數為進步型氣冷式反應器(Advanced Gas-cooled Reactor, AGR)。Magnox 與 AGR 用過核子燃料均於電廠短暫貯存至少約 100 天後，以鐵路運到 Sellafield 的燃料處理廠(Fuel Handling Plant, FHP)進行貯存與再處理。Sizewell B 核能電廠為英國僅有的一座 PWR 電廠，產生的用過核子燃料則於電廠水池貯存。未來是否再處理仍未定。

(4) 用過核子燃料/高放射性廢棄物處置

2008年6月英國政府發布放射性廢棄物安全管理白皮書，針對HLW深層地質處置問題進行架構規劃。並責成NDA負責相關工作的推動與公眾溝通。2014年由能源與氣候變遷部(Department of Energy and Climate Change, DECC)(DECC隨後組織改造為BEIS)，於2014年發布「核廢棄物地質最終處置白皮書(Implementing Geological Disposal)」的新政策白皮書，做為推動處置計畫的依據，並在NDA之下增設全資子公司-放射性廢棄物管理公司(Radioactive Waste Management Ltd., RWM)負責推動計畫。2017年RWM提出一套通案安全論證報告，做為社會溝通之素材。

英國主要的放射性廢棄物管制機關為核子法規辦公室(Office for Nuclear Regulation, ONR)以及環保署(Environment Agency)。重要相關法規如下：

- (a) 2016 年環境許可法 (Environmental Permitting Regulations 2016, 2016/1154)；
- (b) 1993 年放射性物質法 (Radioactive Substances Act 1993, 1993/12)；
- (c) 放射性廢棄物陸地地質處置設施核准要求導則 (Guidance on Requirements for Authorisation of Geological Disposal Facilities on Land for Radioactive Wastes, 2009)。

2.2.11. 瑞士

瑞士用過核子燃料最終處置設施場址設置之法規，主要有：瑞士核能法(Nuclear Energy Act，2003年3月制定)及核能行政規則(Nuclear Energy Ordinance，2004年12月制定)規範用過核子燃料之處理。上述法規於2005年2月開始施行，並取代1959年制定之原子能法(Atomic Act)。

此外，瑞士政府也於2008年頒布了3階段的選址計畫(Sectoral Plan for Deep Geological Repositories)，目前已進行至第2階段。除上述法規外，尚有包含地質相關法規、區域計畫法、環境影響評估法等均需於選址過程一併考量遵循，茲分述如下：

(1) 瑞士核能法(Nuclear Energy Act)

瑞士政府於2003年3月制定了核能法，取代1959年制定之原子能法(Atomic Act)。該法屬法律位階，全文共107條。瑞士透過立法就用過核子燃料之處理設立了以下原則：

- (a) 放射性物質之使用須以達到用過核子燃料減量為原則
- (b) 用過核子燃料之處置須以達到長期保護人類生活與環境安全為原則
- (c) 原則上，在瑞士所產生的用過核子燃料必須在國內自行處理
- (d) 用過核子燃料之生產者有義務自行進行用過核子燃料之處理
- (e) 目前選定以可監測深層地質處置之策略進行
- (f) 用過核子燃料製造者須提出相關之管理計畫，且須經聯邦政府審查並批准
- (g) 用過核子燃料處置場址之建造申請與許可層級為聯邦政府且需經過公民投票通過後才允執行。選址程序須有場址所在州、鄰近州和鄰近國家共同參與
- (h) 聯邦政府於選址程序須確定施政計畫之目標與要求
- (i) 除役和用過核子燃料管理所需之費用由聯邦政府負責監督之基金支付

(2) 核能行政規則(Nuclear Energy Ordinance)

核能行政規則係於 2004 年 12 月 10 日依核能法(Nuclear Energy Act)

第 101 條第 1 項授權制定，其位階屬主管機關授權制定之法規命令，內容係在核能法下為更細部具體之規定。包含規範用過核子燃料製造者(核能電廠)被要求擬定用過核子燃料的處理計畫，並需經瑞士聯邦政府審核。例如核能行政規則第 11 條載明基本規定，包含岩層適合性、水文地質條件、地質穩定性。此外，用過核子燃料處置場也需符合以下規定：(a)符合第 10 條第 1 項有關核電廠興建之相關規範設計規定；(b)長期安全並有數項被動式的安全防護。(c)確保採取對用過核子燃料處置場之監控及修復時，不會危害安全防護措施；(d)可以在數年內關閉等。

核能行政規則同時規範了用過核子燃料處置設施的核照程序，包含地質調查、建照、使用執照。瑞士核能法並未明確規定選址應遵循的法律。但依核能行政規則第 5 條，瑞士聯邦政府必須在選址計畫中載明用過核子燃料處置設施的目標及標準以及選址程序。

2.2.12. 捷克

基於和平運用核能及游離輻射安全相關法規，捷克政府於 1997 年 6 月 1 日成立放射性廢棄物處置機構(SÚRAO)，依捷克政府於 2002 年 5 月 15 日發佈之「捷克放射性廢棄物及用過核子燃料管理規則」，捷克採地質處置概念，為在捷克境內選出合適的深層地質處置場，以處置用過核子燃料及不適合地表處置之放射性廢棄物。

捷克經濟部(Minister of Industry and Trade)要求 SÚRAO 於 2018 年 12 月 31 日前從剩餘 6 處候選場址中(Brezovy potok, Certovka, Cihadlo, Magdalena, Hradek and Horka)選出 2 處深層地質處置之場址，一處作為最終處置場，另一處作為替代場址，但目前可能會延後至 2020 年底。

依據 IAEA SF-1、SSR-5 及捷克放射性物料管理法規定深層地質處置場須地質情況需符合下列要求：

- (1) 板塊穩定性
- (2) 需詳細瞭解地質特性
- (3) 地質特性長期穩定性

(4) 低導水度

且深層地質處置設施須：

- (1) 容納捷克境內所有的高放射性廢棄物(包含不適合地表處置的放射性廢棄物)
- (2) 處置設施需確保其安全性，設施外人體有效劑量需低於 0.25 mSv/年
- (3) 處置設施選址須避開明顯不適合區域，避免危害地質環境與生物圈
- (4) 利害關係人需有足夠的機會參與處置設施之選址程序

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 360 億噸二氧化碳直接排入大氣圈中相比較，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人類目前生活環境之外，一直是核能技術發展的重點之一。國際上對用過核子燃料之管理有幾種可能方式：(1)乾式貯存、(2)再處理、(3)核種群分離與核轉換、(4)境內直接最終處置、(5)國際合作處置。

其中乾式貯存並未實際解決問題，而核種群分離與核轉換技術仍屬初期研發階段，需時間去突破，所以在可預見的未來，實際可行的方式有直接最終處置與再處理後最終處置兩種方案。目前各國採取再處理或選擇直接最終處置之方案，主要係考慮最終處置設施場址之篩選難易、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 2 案，又各有如下之 2 種選擇：

(1) 直接最終處置：

(a) 乾式貯存後，境內最終處置。

(b) 乾式貯存後，境外最終處置(國際合作)。

(2) 再處理：

(a) 逕送境外再處理(目前國內尚無發展再處理技術之規劃)。

(b) 乾式貯存後，再處理或配合第 4 代核子反應器研發之再處理。

依我國「放射性廢料管理方針」第 8 條「放射性廢料之最終處置，採境內、境外並重原則，積極推動；不論境外是否可行，仍應在境內覓妥處置場址備用」，我國用過核子燃料處置計畫管理策略上，係採乾式貯存並積極推動用過核子燃料境內處置方案，同時亦密切追蹤國際發展趨勢，尋求國際合作開發境外最終處置之機會。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

由於目前用過核子燃料再處理之成本過高，故目前世界各國對再處理之容量有限，加上目前各國在用過核子燃料深地層處置計畫都處於開發階段，尚未進行大量用過核子燃料處置，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。

「乾式貯存」是將用過核子燃料置於金屬容器內並填充惰性氣體後加以密封，藉由空氣的自然對流冷卻，外部有混凝土護箱來保護金屬容器並降低輻射劑量。乾式貯存因採自然對流，不需主動式元件，運轉維護容易、操作成本較低、也不會產生二次廢棄物等因素，已廣為世界各國核能電廠所採用。目前許多核能電廠採用乾式貯存以解決燃料池貯存容量不足的問題。依據原能會統計，截至106年12月底，國際間已有23個國家設置乾式貯存設施，包含美國、加拿大、德國等，目前正在使用中的乾式貯存設施共有131座，另有5座興建中或待啟用之乾貯設施，顯示乾式貯存已是國際間普遍採用及成熟的用過燃料貯存技術。乾式貯存並非用過核子燃料永久處置的替代方案，當乾式貯存達貯存設施年限後，仍需面臨用過核子燃料的最終處置議題。因此，在執行乾式貯存的同時，用過核子燃料永久處置的發展須持續進行；至於乾式貯存營運年限的規劃，以與一般反應爐運轉年限的30到50年相當為宜(Bunn et al., 2001)。

3.2. 再處理

美國積極推動的 Global Nuclear Energy Partnership(GNEP)計畫可能對我國核能使用的影響，乃在於美國對於參與計畫夥伴將開發核燃料供應計畫，對開發中國家提供核燃料，使這些開發中國家能以合理價格一同分享潔淨與安全之核能豐富資源所帶來的利益，以換取放棄鈾濃縮與用過核子燃料再處理活動的承諾。核燃料的使用乃透過租賃的方式，燃料供應者將提供新鮮燃料給燃料使用者供傳統性核能電廠使用，所謂傳統電廠可以是目前的或下一代核能機組或是由 GNEP 發展之適當容量的反應器(grid-appropriate reactors)。在此國際租賃系統中，核燃料供應國家必須確保持續供應核燃料能力，並有責任確保核物料的安全、核子保防或處置等均能符合非核武擴散的政策。其中用過核子燃料不一定要送回原燃料供應國家，因此若燃料使用國不送回燃料，則此用過核子燃料需由燃料使用國自行處理。

此外，核燃料供應者必須負責提供用過核子燃料後續再處理服務或相關再處理技術服務給自行處理的燃料使用國，但不表示須同時負責再處理後所產生的高放射性廢棄物最終處置。

目前世界上所有商業運轉的用過核子燃料再處理廠主要是以鈾鈾萃取分離再處理方法(Plutonium Uranium Extraction, PUREX)為主，然基於 GNEP 計畫精神與防止鈾濃縮造成核武擴散之問題，世界各國開始發展各式先進用過核子燃料再處理技術。此類技術大致可分成濕式再處理技術(Aqueous reprocessing technologies)與乾式(Dry reprocessing technologies)再處理技術。前者技術發展基礎乃基於改進原 PUREX 的作業程序並加以改進，亦稱為改良式 PUREX(Modified PUREX)，如美國發展的 UREX+系列再處理方法以及歐盟之法國所主導類似 UREX+2 製程的共萃取(CO-EXtraction, CO-EX)再處理技術等。而後者則以熱化學(Pyroprocessing / Pyrochemical)再處理技術為代表，此類技術除可進行用過核子燃料再處理之外，亦成為未來第 4 代核子反應器 6 大概念中熔鹽式反應器(Molten Salt Reactor, MSR)燃料備製與其用過核子燃料更新(refresh)之基礎。第 4 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子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)。

我國目前尚無用過核子燃料的再處理設施，但法國有提供他國用過核子燃料再處理的服務，在再處理作業過程中，每一噸用過核子燃料會產生約 0.115 m³ 的高放射性廢棄物及 0.234 m³ 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。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，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」，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」。前述協定要求，我國用過核子燃料如欲進行再處理，不論是境內或境外再處理，均必須取得美國的同意。在取得美國同意並遵循國內相關法規情況下，運回之再處理後之放射性廢棄物，在最終處置之前，乃依國際作法將其廢棄物貯存在核能電廠內。2010 年 6 月原能會基於原子能安全相關之管制，就再處理現況提出之說明，摘錄如下：

(1) 政策層面：

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

(2) 法律規定：

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

(3) 國際規範：

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

(4) 核子保防：

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

3.3. 核種群分離與核轉換

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

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

核種的群分離及核轉換技術目前尚屬技術萌芽與發展階段，為歐盟目前在放射性廢棄物管理的主要研究項目之一。目前的研究重心在建立微量核種(如 Am)的分離方法，以及進行加速器核種轉換方法及設備(Accelerator Driven System, ADS)的設計開發與其他相關核子燃料特性的基礎研究。雖然相關技術尚屬技術萌芽與發展階段，理論上此方案可有效降低長半衰期核種的含量，而大幅降低用過核子燃料的放射性毒性，目前技術進展的瓶頸在於核種群分離及核轉換設備的開發，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 40 餘年，主要研究工作重點包括：處置設施之調查與篩選、處置技術發展、處置設施概念設計、處置設施安全評估等事項。其中處置設施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設施概念設計包括：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。處置設施的安全評估包括：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餘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，其最終處置設施的發展，由技術研發、場址調查到獲得建造許可約需 30 年至 40 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、處置設施設計、建造及運轉等階段，以達到最終處置的目的(IAEA, 2003)。在經費評估方面，針對用過核子燃料再處理與直接處置所需成本，許多研究報告的分析(OECD, 1993；MIT, 2003；Bunn et al., 2003)，均指出再處理的費用為直接處置的 1.5-2.5 倍(Bunn et al., 2003)；此外，即使不計再處理所分離出高放射性廢棄物的最終處置費用，再處理方案在短期內仍為較不經濟的選擇(MIT, 2003)。

以臺灣地區屬中、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，才能取得進行處置設施長期安全評估所需之各式資料，並使該項評估結果達到必要之可信度。台電公司依據原子能委員會核備之「用過核子燃料最終處置計畫書(2006 年 7 月核定版)」之規劃，持續發展處置技術及未來之可能處置設施場址，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。在我國最終處置設施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，保留再處理或直接送往最終處置設施進行最終處置的彈性。

3.5. 國際合作處置

迄 2018 年 8 月，全世界有 38 個核能發電國家，興建中、運轉中與停機除役的核能發電機組共有 676 部，這些國家均須面對用過核子燃料直接處置或再處理後玻璃固化高放射性廢棄物處置之問題。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，等待再處理或深層地質處置，並非每一個國家均有適合的地質條件與財力來進行深層地質處置，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設施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設施之建造、安全使用及監管，不但可以增加處置過程的透明度，還可以降低核子擴散的可能性。從台電公司在低放射性廢棄物境外處置國際合作經驗來看，以往曾有數個國家或地區如俄羅斯、中國大陸、北韓，與台電公司洽商合作處置低放射性廢棄物，惟到目前為止，仍各有不同困難待突破。

雖然國際原子能總署已訂有放射性廢棄物跨國運送之法規，國際上也有放射性廢棄物跨國運送之實際經驗，但就國際合作處置的用過核子燃料或高放射性廢棄物最終處置設施而言，目前國際上尚在開發中，尚無運轉的案例。以下將首先針對目前國際間對「境外處置」有較明確政策的國家(表 3-1)，進行相關政策與情勢的說明，其次是「境外處置」的現況說明(表 3-2)。

表 3-1：各國高放射性廢棄物輸出入政策

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

表 3-2：高放射性廢棄物國際合作處置推動案例歷程表

案例	歷程說明
盤古計畫	1997 年盤古資源公司澳洲分公司推動一個多國聯合處置場的計畫，考慮西澳內陸、南非及阿根廷尋找地質處置場。
	1998 年西澳歐非色盆地所屬州政府立法規定任何在當地推動的放射性廢棄物處置國際計畫，須經該政府同意。澳洲政府行文告知盤古公司：澳洲的政策絕對禁止外國的放射性廢棄物的輸入，未來此一政策亦不將改變。
	2001 年 10 月，計畫停止推行。
防止核子擴散信託計畫	2000 年防止核子擴散信託計畫執行機構向瑞士、日本、韓國及我國等進行遊說，以期能協助運送用過核子燃料至俄羅斯進行境外處置。
	2004 年，計畫停止推行。
SAPIERR 計畫	盤古計畫終止後，盤古計畫成員在 2002 年 2 月 22 日於瑞士成立 ARIUS 協會，希望透過非營利的合作方式，先行探討國際合作處置的可能性。
	ARIUS 協會及斯洛伐克在 2003 年分別取得瑞士政府及歐盟的支持，共同成立 SAPIERR 計畫，探討在歐洲成立區域性最終處置場的技術及法律可行性。
	SAPIERR 計畫於 2009 年在布魯塞爾舉辦座談會，並組成歐洲處置場發展組織 (European Repository Development Organization, ERDO)，目標不在探討建造共同處置場的地質、工程等技術性問題，而在於探討推動此種區域合作的可行性。
美日合作島嶼國際處置場案	1970 至 1980 年代期間，美國曾與日本合作，嘗試在 Palmyra 島建立中期貯存設施，用以中期貯存日本、韓國及臺灣的用過核子燃料，以降低核武擴散的可能性，但最後並未成功。
南澳大利亞國際放射性廢棄物處置場計畫	澳洲聯邦政府計畫在南澳州建造放射性廢棄物處置場，2016 年 5 月南澳州政府創立之核燃料循環皇家委員會發布最終研究報告，其中一項建議為南澳大利亞州政府得建置國際高放暨中放射性廢棄物貯存及處置設施。
	南澳州政府採納建議，展開 4 個階段的公眾參與程序，將針對機會、風險向公眾作解釋，並隨機選定 350 名公民組成第二公民審議團。
	2016 年 11 月，第二公民審議團提出意見報告，有三分之二代表不希望在任何情況下尋求貯存及處置放射性廢棄物的機會，南澳大利亞州政府參考意見報告，短期內將不會建置放射性廢棄物處置場供國際使用。

3.5.1. 國際資訊

3.5.1.1. 俄羅斯

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

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

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

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

因俄羅斯為目前國際上唯一立法通過同意用過核子燃料輸入的國家，2004 年 6 月於莫斯科舉行的「核能 50 週年論下個 50 年之展望」國際會議(International Conference on Fifty Years of Nuclear Power:

The Next Fifty Years)中，IAEA 主席 Mohamed ElBaradei 鼓勵俄羅斯建造用過核子燃料的國際聯合處置場，以協助世界上其他不適於建造地質處置場的國家處置用過核子燃料(ElBaradei, 2004)。目前這提議雖屬 IAEA 專家討論階段(Interfax, 2004)，也立刻引起當地媒體譁伐之聲(RIA, 2004)，但其後續進展值得我國在尋求境外處置機會時密切注意。

3.5.1.2. 美國

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

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

根據 1995 年美國國會通過的「用過核子燃料輸入管制及安全操作法」(Import Control and Safe Handling of Spent Nuclear Fuel Act of 1995, H.R.2278)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，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)，及不得進行核物質的再處理或改變其成份(Section 123(a.7))。
- (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)。
- (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)。
- (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)；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)；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)。

3.5.1.3. 日本

用過核子燃料的再處理為日本的既定政策與發展方向，再處理所產生的高放射性廢棄物將以深層地質處置方法進行最終處置(Japan, 2003)。雖然目前日本尚未有明確的地點用以進行高放射性廢棄物的最終處置，但日本的相關法規(The Rule for Waste Management of Nuclear Fuel Materials etc. Outside of the Factory or Place of Business, Revision 2003)(Japan, 2003: Annex 1)並未排除輸入放射性廢棄物。

3.5.1.4. 歐洲

在歐洲國家中，芬蘭與瑞典為目前執行用過核子燃料長程處置相關工作較成功與順利的兩個國家，其處置場分別預定於 2020 年左右開始運轉。芬蘭與瑞典的成功，主要歸功於明確的法律規範與政府的支持。芬蘭在其核能法規(Nuclear Energy Act, 990/87, Section 6b)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)，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(Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit, 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(British Nuclear Fuels Limited, 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 地區的貯存設施中。

3.5.2. 國際合作處置

3.5.2.1. 案例回顧

3.5.2.1.1. 盤古計畫

盤古計畫(The Pangea Proposal)是由設於瑞士巴登市的盤古資源國際公司的澳洲分公司(Pangea Resources Australia Pty. Ltd.)所推動，以探討建造一深層地質處置場來儲放世界各地高放射性廢棄物的可行性。盤古資源國際公司由英國 BNFL 公司及加拿大的鈎德聯合公司(Golder Associations)所支持的恩特拉霍丁有限公司(Enterra Holding Ltd.)共同經營。盤古計畫的初步概念是由加拿大鈎德聯合公司的成員所提出，計畫由盤古資源國際公司澳洲分公司在 1997 年起推動一個多國聯合處置場的計畫，打算花費大約 1,500 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、2,000 噸用過核子燃料及 20,000 m³ 的中放射性廢棄物，則 40 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 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，未來此一政策亦不會改變。在遭遇澳洲政府政策上強烈反對後，經費來源主要由英國 BNFL 公司提供的盤古資源國際公司，在 2001 年 10 月底已經停止計畫的推行(WISE, 2002)。

3.5.2.1.2. 防止核子擴散信託計畫

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

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

俄羅斯總統普亭於 2001 年 7 月 10 日簽署同意用過核子燃料輸入的環保法修訂案後，使 NPTI 計畫的可行性大為提升，但俄羅斯國內反對的聲浪也隨之升高。再者，太平洋周邊國家都經由美國取得核燃料，因此均受美國輸出用過核子燃料的協議管制(事實上，美國輸出核燃料約佔世界總量的 90%，因此世界各國用過核子燃料的使用、輸出大多受美國監控，以確保核能運用在和平用途)，至今美國政府並無計畫同意該機構的運送計畫。此外，環保組織及國際輿論對該機構與俄羅斯簽訂 40 年「技術性貯存」的契約，質疑 40 年後這些儲放在俄

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

3.5.2.1.3. ARIUS 協會及 SAPIERR 計畫

在盤古計畫遭受挫折後，盤古計畫的成員有感於推廣用過核子燃料或高放射性廢棄物的國際最終處置場，需要相關國家及組織的共識及合作，短期內很難達成。因此在盤古計畫終止後 (2001 年 10 月)，盤古計畫的成員在 2002 年 2 月 22 日於瑞士 (Baden, Switzerland)，成立 ARIUS 協會 (The Association for Regional and International Underground Storage)，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 (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。

SAPIERR 計畫於 2009 年在布魯塞爾舉辦座談會，與會的 21 個國家中有 14 個國家提議組成歐洲處置場發展組織 (European Repository Development Organization, ERDO)，為了這個目的，其工作小組 ERDO-WG (European Repository Development Organization-Working Group) 在 2009 年初已經成立並運作中。此工作小組的工作目標是提供一個平台給歐洲所有對於區域合作有興趣的國家進行討論，讓這些國家決定是否成立以及何時成立 ERDO，換言之，ERDO-WG 存在的目的尚不在探討建造共同處置場的地質、工程等技術性問題，而在於探討推動此種區域合作的可行性。

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

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

3.5.2.1.4. 美日合作島嶼國際處置場案

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

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

3.5.2.1.5. 南澳大利亞國際放射性廢棄物處置場計畫

澳洲聯邦政府計畫在南澳州建造放射性廢棄物處置場，目前初步規劃擬在距離南澳州奧古斯塔港（Port Augusta）東北部約 130 公里處巴恩迪奧塔(Barndioota)一塊占地 100 公頃的土地興建一個放射性廢棄物處置場(Nuclear Waste Dump)；另一方面，作為核廢料處置設施可能場址之所在的南澳州，其南澳州政府在 2015 年 3 月創立核燃料循環皇家委員會(NFCRC)，針對南澳大利亞州擴大參與核燃料循環的潛力，進行獨立且全面性的研究，並於 2016 年 5 月 9 日發布最終

報告，提出 12 項建議及 145 項研究結論，其中一項關鍵建議為南澳大利亞州政府得建置國際高放暨中放射性廢棄物貯存及處置設施。雖最終研究成果僅作為參考，並不具強制性，但南澳州政府已採納建議，將針對機會、風險向公眾作解釋；公眾對話階段之後，才能得出該議題是否能得到社會輿論支持的結論。

最終報告發布後，南澳大利亞州政府隨即展開四個階段的公眾參與程序。2016 年 10 月展開程序的第三階段，隨機選定 350 名公民組成第二公民審議團(Citizens' Jury Two)，分別於 10 月 8～9 日、29～30 日、11 月 5～6 日的三個周末共六天，針對”在什麼情況下，如果有的話，南澳大利亞州可以尋求機會貯存和處置來自其他國家的放射性廢棄物?”的主題進行討論。

2016 年 11 月 6 日，第二公民審議團提出意見報告，此報告將成為南澳大利亞州政府後續進行決策時的關鍵訊息來源。該報告指出，三分之二代表不希望在任何情況下尋求貯存及處置放射性廢棄物的機會，而三分之一的代表則支持在 NFCRC 最終報告所承諾情況下尋求機會。

2016 年 11 月 15 日，南澳大利亞州政府參考第二公民審議團的報告，對 NFCRC 最終報告的 12 項建議做出回應。其中對於尋求在南澳大利亞州設立高放與中放射性廢棄物貯存與處置設施機會之建議，表示”支持繼續調查”；但對於配合修訂相關法規之建議，則表示”不支持”，意即州政府將不尋求改變當前之政策或法令。

3.5.2.2. 現況分析與工作規劃

除了盤古計畫(The Pangea Proposal)、防止核子擴散信託計畫(Non-Proliferation Trust Project)、SAPIERR 計畫(Pilot Initiative for European Regional Repositories)及美日合作島嶼國際處置場案等計畫

外，國際處置場設置計畫在 IAEA 主席大力鼓吹下，未來仍可能有開展的機會(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」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（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，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 3 項要求。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臺灣的用過核子燃料至中國大陸；因為俄羅斯與伊朗的核能合作關係，美國與俄羅斯間目前尚未有核子保防協定。美國的政策是避免核武的擴散，並且不鼓勵用過核子燃料的再處理。為了確保美國的國家利益，美國勢必儘量避免將用過核子燃料輸出至與美國國際政策不同、政治不穩定或與美國有其他競爭的國家(McGoldrick, 2000)。不過我國與美國於 2013 年 12 月 20 日簽屬之「駐美國台北經濟文化代表處與美國在台協會核能和平利用合作協定」已於 2014 年 6 月 22 日生效，該協定同意我國可將用過核子燃料送至由締約雙方

書面同意之其他國家或目的地再處理，但於任何移轉前，我國須至少於 30 日前提供美國預定移轉之事前通知。

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

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

(1) 定期的蒐集分析各國相關法規：

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

(2) 定期的參訪國外處置計劃相關設施及機構：

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

(3) 定期的蒐集分析相關民意變化資訊：

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

3.6. 處置方案比較評估

目前國際上採用再處理方式的國家包括法國、日本等；採用直接處置方式的國家則包括加拿大、芬蘭、德國、瑞士、瑞典及美國等；有些國家如西班牙、義大利、荷蘭等，則尚未明確採用何種方式。我國目前規劃的最終處置原則是採直接處置方式並分為下列 3 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設施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，實務上因各國處置設施建設與啟用時程距今尚遠，仍有相當之不確定性，加上國際及各國相關法令之限制，短期內亦難以掌握其可行性。

依照「放射性物料管理法」與「施行細則」之相關規定，台電公司於 2004 年底提出「用過核子燃料最終處置計畫書」，經主管機關核定後，切實依計畫時程執行，每 4 年應檢討修正最終處置計畫。為此，台電公司除了進行乾式貯存計畫外，須繼續進行最終處置地質調查及技術發展，同時不排除境外區域合作處置的可能性。

由於進行境內最終處置技術發展，除係開發境內處置設施的必要步驟外，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設施的發展工作，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。用過核子燃料最終處置計畫所面對的挑戰，有許多不同於其他大型工程計畫之處，例如：必須持續有效地推動處置計畫長達數十年以上；為確保對人類生活環境的安全，處置技術挑戰的是數萬年的安全條件；處置計畫面對複雜而多面向的挑戰。因此，可行的用過核子燃料最終處置計畫推動方式，應採分階段逐步地推展(NRC, 2003)。最終處置計畫的成功與否，除了需要有彈性的管理策略、明確的法令規章、適合的處置母岩及完備的調查、評估、建造與營運技術、充足穩定的經費來源、完善的人才培訓與經驗傳承制度外，更需要圓滿的社會溝通與民眾的支持(NRC, 2000)。

在管理策略及法令規章方面，「放射性物料管理法」(第四十九條)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。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，而臺灣西南部泥岩及臺灣海峽海域下的中生代基盤岩可列為沉積岩類。依照過去對結晶岩區及泥岩區的地質驗證調查報告研判，結晶岩體與泥岩岩體，其岩體的規模應足夠因應處置設施設置的空間需求，而臺灣海峽海域下的中生代基盤岩，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。根據 SNFD2017 報告，綜觀西南部泥岩之長期穩定性，顯示泥貫作用與活動斷層影響下，長期穩定

性不若離島地區及本島東部的花崗岩質岩體，以及臺灣海峽海域下長期穩定的中生代基盤岩。

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、處置設施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。其成果可透過安全評估的量化方式，充份展示處置岩體特性與處置設施設計與施工方式的功能，作為處置設施建造與營運執照申請的主要依據，及民眾溝通的有效工具之一。根據 SNFD2017 報告，以離島結晶岩現地地質特性調查數據完成的參考數據為基礎，整體探討處置設施的功能性、可預測性、建造與營運的技術可行性。

因此，除了進行我國潛在處置母岩的特性調查與評估外，自最終處置先導計畫開始即積極發展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，至「潛在處置母岩特性調查與評估」階段(2005 年~2017 年)完成 SNFD2017 報告後，經國際同儕審查，認同我國已建立地質處置設施長期安全評估的基礎能力，具有進一步深化建立充分的長期安全評估技術能力之可行性。最終處置計畫自進入「候選場址評選與核定」階段(2018 年~2028 年)後，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設施的概念設計，透過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 年~2038 年)所獲得的現地詳細資料與安全評估的量化結果，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設施的詳細設計、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設施調查經驗(IAEA, 2003)。就用過核子燃料地質處置之特性而言，核能先進國家間即使所選定之處置母岩類型相同，仍須投入相當長之時間及龐大的經費，依其境內處置母岩之地質、水文、岩

石力學、地球化學等之實際特性進行調查，並發展相關技術，而無法直接引用其他具同類型處置母岩國家之調查結果。例如，位於北歐的瑞典與芬蘭，均選定類似的古老花崗岩基盤進行用過核子燃料的深層地質處置，且芬蘭採行的處置模式也類似瑞典 KBS-3 的概念模式 (KBS, 1983)，但兩國各自為了因應當地地質條件的特殊性，而發展自有處置技術、工程設計及安全性驗證等，其技術精進之成果也使瑞典及芬蘭成為歐洲兩個率先確定處置設施建造時程的國家。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)即針對該國處置設施調查技術特有需求，擬定技術發展 3 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設施的地質環境與處置技術(JNC, 1999)。即使 NUMO 推動選址作業至 2015 年，仍未能獲得志願場址下，日本政府根據處置合適與不合適的地質條件分布狀況，於 2017 年公告「科學特性地圖」，顯示日本國土有 7 成符合安全處置的合適條件，提供進一步選址溝通之用。

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評估的調查報告(H12)，並自 2000 年起展開合適地區選定與特性調查工作。自 1996 年起陸續於花崗岩質處置母岩的瑞浪及東濃，以及沉積岩處置母岩的幌延町等地建造地下實驗室，進行地下調查技術的發展與驗證工作，以期 2020 年之前在工程設計、安全評估等技術成熟之下，具備深層地質處置設施建造能力。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順利執行的主要關鍵。除了必須積極進行民眾溝通工作外，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)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最終處置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 6 部，其中 4 部為沸水式反應器 (BWR)，2 部為壓水式反應器 (PWR)。針對核一廠運轉現況與核二廠、核三廠不同機組運轉 40 年，估算可能的用過核子燃料數量如表 4-1 所示，所產生的用過核子燃料組件 (assemblies) 預估數量合計約為 BWR 17,890 束組件，PWR 4,320 束組件。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 4-1：我國用過核子燃料數量預估

反應器類型	電廠	1號機	2號機
		燃料束	燃料束
BWR	核一廠	3,482	3,484
	核二廠	5,462	5,462
PWR	核三廠	2,160	2,160

*以 107 年 5 月份之統計數據預估核二廠及核三廠運轉 40 年可能的用過核子燃料數量

表 4-2：用過核子燃料主要放射性核種活度(Ci)

電廠機組 核種	核一廠		核二廠		核三廠	
	一號機	二號機	一號機	二號機	一號機	二號機
C-14	1.16×10^3	1.16×10^3	1.68×10^3	1.69×10^3	1.28×10^3	1.28×10^3
Cl-36	8.30×10^0	8.32×10^0	1.20×10^1	1.21×10^1	1.07×10^1	1.07×10^1
Ni-59	1.33×10^3	1.34×10^3	1.93×10^3	1.94×10^3	2.54×10^3	2.55×10^3
Ni-63	1.57×10^5	1.57×10^5	2.27×10^5	2.28×10^5	3.18×10^5	3.19×10^5
Se-79	3.10×10^2	3.11×10^2	4.50×10^2	4.52×10^2	4.84×10^2	4.85×10^2
Rb-87	1.55×10^{-2}	1.56×10^{-2}	2.25×10^{-2}	2.26×10^{-2}	2.55×10^{-2}	2.56×10^{-2}
Sr-90	2.04×10^7	2.05×10^7	2.96×10^7	2.97×10^7	3.37×10^7	3.38×10^7
Mo-93	5.59×10^{-1}	5.61×10^{-1}	8.10×10^{-1}	8.14×10^{-1}	2.12×10^1	2.13×10^1
Zr-93	1.88×10^3	1.89×10^3	2.72×10^3	2.74×10^3	2.47×10^3	2.48×10^3
Nb-94	7.83×10^1	7.85×10^1	1.13×10^2	1.14×10^2	1.16×10^3	1.16×10^3
Tc-99	9.83×10^3	9.86×10^3	1.42×10^4	1.43×10^4	1.53×10^4	1.54×10^4
Pd-107	9.93×10^1	9.93×10^1	1.43×10^2	1.44×10^2	1.30×10^2	1.31×10^2
Sn-126	6.28×10^2	6.30×10^2	9.10×10^2	9.15×10^2	9.05×10^2	9.07×10^2
I-129	2.50×10^1	2.50×10^1	3.61×10^1	3.63×10^1	3.65×10^1	3.66×10^1
Cs-135	4.14×10^2	4.15×10^2	6.00×10^2	6.03×10^2	5.79×10^2	5.80×10^2
Cs-137	3.19×10^7	3.20×10^7	4.63×10^7	4.65×10^7	4.92×10^7	4.93×10^7
Sm-147	3.10×10^{-3}	3.11×10^{-3}	4.50×10^{-3}	4.52×10^{-3}	4.49×10^{-3}	4.50×10^{-3}
Th-232	3.71×10^{-7}	3.72×10^{-7}	5.37×10^{-7}	5.40×10^{-7}	6.36×10^{-7}	6.37×10^{-7}
U-236	1.75×10^2	1.75×10^2	2.53×10^2	2.54×10^2	3.01×10^2	3.01×10^2
Pu-240	3.79×10^5	3.80×10^5	5.48×10^5	5.51×10^5	5.71×10^5	5.73×10^5
Th-229	4.12×10^{-4}	4.14×10^{-4}	5.97×10^{-4}	6.00×10^{-4}	6.72×10^{-4}	6.74×10^{-4}
U-233	6.24×10^{-2}	6.26×10^{-2}	9.04×10^{-2}	9.09×10^{-2}	5.10×10^2	5.11×10^2

表 4-2：用過核子燃料主要放射性核種活度(Ci) (續)

電廠機組 核種	核一廠		核二廠		核三廠	
	一號機	二號機	一號機	二號機	一號機	二號機
Np-237	3.19×10^2	3.20×10^2	4.63×10^2	4.65×10^2	5.50×10^2	5.51×10^2
Pu-241	1.73×10^7	1.74×10^7	2.51×10^7	2.52×10^7	2.08×10^7	2.08×10^7
Am-241	2.99×10^6	3.00×10^6	4.33×10^6	4.45×10^6	3.57×10^6	3.58×10^6
Cm-245	4.56×10^2	4.57×10^2	6.60×10^2	6.64×10^2	5.24×10^2	5.26×10^2
Ra-226	2.90×10^{-3}	2.90×10^{-3}	4.21×10^{-3}	4.23×10^{-3}	4.71×10^{-3}	4.72×10^{-3}
Th-230	3.12×10^{-1}	3.13×10^{-1}	4.52×10^{-1}	4.54×10^{-1}	5.05×10^{-1}	5.06×10^{-1}
U-234	9.50×10^2	9.53×10^2	1.38×10^3	1.38×10^3	1.53×10^3	1.53×10^3
U-238	2.11×10^2	2.11×10^2	3.05×10^2	3.07×10^2	2.53×10^2	2.53×10^2
Pu-238	2.45×10^6	2.45×10^6	3.54×10^6	3.56×10^6	3.89×10^6	3.90×10^6
Pu-242	1.67×10^3	1.67×10^3	2.41×10^3	2.43×10^3	1.96×10^3	1.96×10^3
Cm-246	1.06×10^2	1.06×10^2	1.54×10^2	1.54×10^2	1.32×10^2	1.32×10^2
Pa-231	2.54×10^{-2}	2.55×10^{-2}	3.69×10^{-2}	3.69×10^{-2}	3.99×10^{-2}	4.00×10^{-2}
U-235	9.03×10^0	9.06×10^0	1.31×10^1	1.31×10^1	1.42×10^1	1.42×10^1
Pu-239	2.35×10^5	2.36×10^5	3.41×10^5	3.43×10^5	3.42×10^5	3.43×10^5
Am-243	2.40×10^4	2.40×10^4	3.47×10^4	3.49×10^4	2.77×10^4	2.77×10^4
Total Activity (Ci)	7.59×10^7	7.62×10^7	1.10×10^8	1.11×10^8	1.12×10^8	1.13×10^8
Total Heat (Watt)	5.43×10^5	5.45×10^5	7.87×10^5	7.91×10^5	6.34×10^5	6.39×10^5

*數量：核一廠一、二號機 667 噸與 671 噸；核二廠一、二號機 969 噸與 971 噸；核三廠一、二號機 815 噸與 817 噸。

參考燃料：BWR：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

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

5.1. 最終處置先導計畫

就先導計畫發展特性分類，自 1986 年開始至 2004 年間，共歷經：處置概念初步研發、初期工作規劃、區域調查技術準備，及調查實施與技術發展階段等 4 個主要階段(圖 5-1)；各階段之執行成果(表 5-1)及效益說明如下：

(1) 處置概念初步研發階段(1986/05~1988/06)執行成果及效益：

完成場址準則、場址調查及設計等基本概念之研訂；對國際上用過核子燃料最終處置的可能方法與技術進行有系統的瞭解與認知。

(2) 初期工作規劃階段(1988/11~1991/06)執行成果及效益：

完成 1991 年版全程工作規劃書，並提出結晶岩體、中生代基盤岩、泥岩為較具潛力之處置母岩，作為後續工作規劃之基礎。

(3) 區域調查技術準備階段(1993/08~1998/10)執行成果及效益：

完成結晶岩質測試場之調查技術演練，作為後續母岩特性調查技術之基礎，並適時支援低放射性廢棄物最終處置計畫候選場址相關調查與評估所需技術。期間並同步發展不確定性與敏感度分析相關之功能安全評估概念系統。

(4) 調查實施與技術發展階段(1999/05~2003/09)執行成果及效益：

此階段於國內進行深地層跨孔試驗整合性調查與解析能力，以及處置設施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

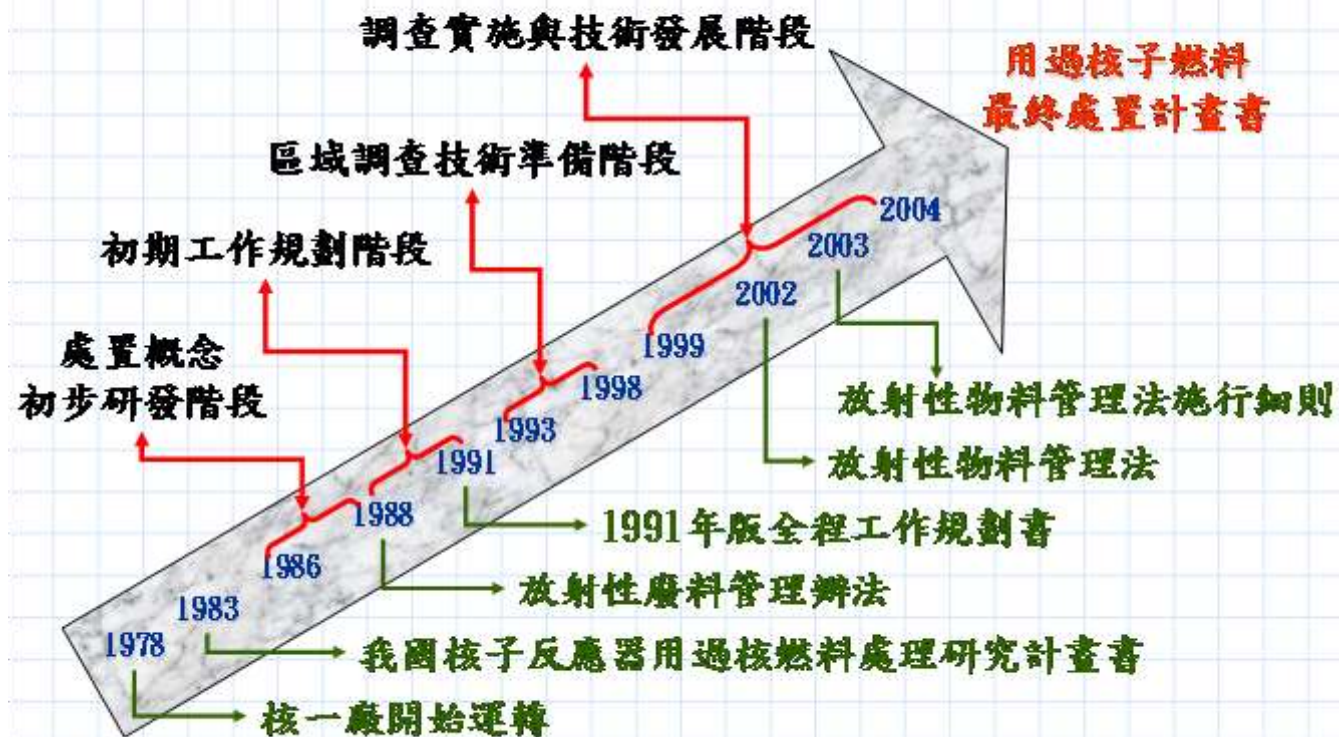


圖 5-1：用過核子燃料最終處置先導計畫發展歷程

表 5-1：用過核子燃料最終處置先導計畫歷程與成果摘要

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
處置概念初步研發階段	1986/05~1988/06	核能研究所(主) 中央地質調查所 工研院能源與礦業研究所	(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。 (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。 (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。
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 工研院能源與資源研究所	(1) 特性調查與資料解析： (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。 (b) 進行航照地質判釋以研判各離島地質特性。 (c) 完成 LY 島、LT 島、KST 島等離島地質調查與評估。

表 5-1：用過核子燃料最終處置先導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)			(d) 完成臺灣海域數個小島嶼之地質初勘及報告書。 (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。 (3) 計畫管理與國際合作： (a) 依據第一階段擬訂之場址準則內容，並參考國外評選準則及國內現況，建立調查區域評選規範、程序，以作為調查區域評選依據。 (b) 完成我國可能處置母岩或地區之總優先次序，並提出離島測試區結晶岩體、P 區中生代基盤岩、臺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。
區域調查技術準備階段 (第 1 工作年度計畫)	1993/08~1994/08	工研院能源與資源研究所(主) 核能研究所	(1) 安全評估： 進行岩石圈傳輸模式－SWIFT 程式初步評析。 (2) 緩衝回填材料及核種相關試驗： 進行工程障壁 核種傳輸評估技術的研究。 (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。

表 5-1：用過核子燃料最終處置先導計畫歷程與成果摘要(續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
(續上頁)			(4) 計畫管理與國際合作： (a) 進行人員訓練之規劃與實施。 (b) 建立計畫品保體系以及資訊查詢系統。
區域調查技術準備階段 (第 2 工作年度計畫)	1995/06~1996/05	工研院能源與資源研究所(主) 核能研究所	(1) 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 3 工作年度計畫)	1996/07~1997/07	工研院能源與資源研究所(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) 安全評估： 規劃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：用過核子燃料最終處置先導計畫歷程與成果摘要(續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
(續上頁)			(4) 技術發展與研究： (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 4 工作年度計畫)	1997/10~1998/10	工研院能源與資源研究所(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 3 口鑽井與完整的調查雛型演練。 (2) 安全評估： 引進安全評估系統概念，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： (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：用過核子燃料最終處置先導計畫歷程與成果摘要(續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
調查實施與技術發展階段(前 2 年計畫)	1999/05~2001/02	工研院能源與資源研究所(主) 核能研究所 清華大學	(1) 特性調查與資料解析： (a) 完成南部泥岩鑽井(200 m)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。 (2) 安全評估： (a) 近場環境之模擬研究。 (b) 建立處置場初期安全評估技術、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。 (3) 緩衝回填材料及核種相關試驗： 建立潛在母岩核種遲滯特性參數之量測方法。 (4) 技術發展與研究： (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。 (5) 計畫管理與國際合作： (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 5 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：用過核子燃料最終處置先導計畫歷程與成果摘要(續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
調查實施與技術發展階段(第3工作年度計畫)- 潛在母岩特性調查	2001/06~2002/06	工研院能源與資源研究所(主) 清華大學 中央大學 地質學會	(1) 特性調查與資料解析： (a) 完成離島測試區重力與磁力現場量測工作； (b) 完成離島測試區 1/25000 地質圖； (c) 完成離島測試區 KMBH01(501.6 m)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臺灣泥岩成因與演化研究。 (b) 臺灣地區第四紀新構造與地震火山活動研究。 (c) 完成臺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3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 工研院能源與資源研究所	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。

表 5-1：用過核子燃料最終處置先導計畫歷程與成果摘要(續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
(續上頁)			(g) 完成處置系統一般性功能評估之分析。
調查實施與技術發展階段(第 4 工作年度計畫)- 潛在母岩特性調查	2002/09~2003/09	工研院能源與資源研究所(主) 清華大學 中央大學 地質學會 中正大學 清雲技術學院	(1) 特性調查與資料解析： (a) 完成離島測試區東部岩體產狀調查、岩樣分析、構造特性分析、地質演化史初步分析。 (b) 完成離島測試區 KMBH02(203.55 m)及 KMBH03(504.75 m)地質探測井的鑽探作業。 (c) 完成離島測試區部份地區之地表裂隙調查。 (d) 完成 KMBH01 地質探測井之水文地試質試驗(孔內微流速量測、水力連通性試驗及井孔裂隙水力試驗)。 (e) 完成離島測試區區域水文現況調查與分析(地下水井調查、土壤入滲現地試驗、深層水質採樣分析及氣象分析(氣溫、相對濕度、蒸發量、風及降雨量)及地表水文調查(河川、逕流量)等。 (f) 完成離島測試區地下水流向分析圖、土壤入滲率分布圖。 (g) 完成 KMBH01 地質探測井之地球物理井測(自然伽馬、井徑、電阻、溫度、自然電位、全波型超音波電視井測、孔內攝影、超音波電視井測)。 (h) 完成離島測試區 6,000 m 地電阻剖面探測(地層岩體之分布及地下地質構造型態)。 (i) 完成離島測試區東南海域地球物理探測淺層震測之分析。 (j) 完成 KMBH01 地質探測井之地球化學量測。

表 5-1：用過核子燃料最終處置先導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)			(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 m)現地應力量測及分析)。 (l) 完成大陸東南地區岩漿活動與大地構造演化之研究。 (m) 臺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： (a) 進行緩衝回填材料之穩定性及不同比例混合化性探討。 (b) 建立核種傳輸資料庫。 (c) 進行核種傳輸特性研究。 (3) 技術發展與研究： (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： 完成深層地質處置概念之天然類比資訊建立包括 4 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。
調查實施與技術發展階段(第 4 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	(1) 處置場安全需求與處置概念研擬 (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：用過核子燃料最終處置先導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)			(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) 廢棄物罐及其材料初步評估 (a) 分析廢料罐及其材料之特性，包括廢棄物罐失效機制、廢棄物罐材料遴選考量、廢棄物罐製作過程以及不同型式之腐蝕機制進行評估、探討。 (b) 參考國際間各核能先進國家廢棄物罐材料設計、遴選的要求準則，初步選用銅質廢棄物罐為參考廢棄物罐。 (c) 建置銅質廢棄物罐之腐蝕模式分析，運用地化分析程式，分析在不同水化學條件下之地化平衡條件，建立腐蝕速率預估模式。 (d) 依據我國 BWR 及 PWR 用過燃料外觀尺寸，初步擬定廢棄物罐尺寸。 (e) 使用有限元素分析軟體(ABAQUS6.3)，分析 BWR 廢棄物罐在參考情節下，受到靜水及緩衝回填材料膨脹壓力狀況下，廢棄物罐的結構彈、塑性變形反應。 (4) 情節發展分析技術建立 (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：用過核子燃料最終處置先導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)			(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。 (5) 系統評估及整合技術建立 (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。 (6) 源項特性評估模式技術 (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。 (7) 工程障壁評估模式技術 (a) 建立功能評估所需之工程障壁資料庫，並完成更新、查詢與分析等初步功能架構。 (b) 精進核種在工程障壁系統之確定式外釋分析。 (c) 完成核種在工程障壁之圍阻、遲滯及稀釋功能之評估。

表 5-1：用過核子燃料最終處置先導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)			(8) 地質圈評估模式技術 (a) 評估廢棄物罐裝置容量對處置場溫度之影響。 (b) 模擬多罐用過核燃料之熱傳行為。 (c) 釐清場址熱傳特性之重要性。 (d) 釐清水文地質特性參數之重要性。 (9) 生物圈輻射劑量初期評估模式技術 (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。 (10) 開挖擾動帶特性評估模式技術 (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。 (11) 緩衝材料壓實技術及其特性初步探討 (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) 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：用過核子燃料最終處置先導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)			(f) 緩衝材料壓實模式之驗證及適用性分析。 (12) 環境參數調查分析 (a) 依年齡層調查國人飲用水及飲料年平均攝取量。 (b) 調查國人蔬菜及水果年平均消耗量。 (c) 調查國人牛肉、豬肉、家禽平均消耗量。 (d) 調查國人魚類及貝類(或無脊椎動物)年消耗量。 (e) 調查國人一年平均在遊樂場的時間。 (f) 調查國人一年平均在海邊滯留及游泳時間。 (g) 調查國內蔬菜、水果、肉類、漁獲量年均產量。 (h) 調查國人飲食、喝茶習慣。 (i) 調查國人身體皮膚面積、體重及壽命。 (j) 調查國人生活習慣、人口移動性。 (13) 機率式評估模式技術建立 (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。 (b) 進行全系統安全評估模組中地質圈核種傳輸參數之敏感度分析。 (c) 進行全系統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。

5.2. 用過核子燃料最終處置計畫

自 2005 年起，依據「用過核子燃料最終處置計畫書」規劃，邁入「潛在處置母岩特性調查與評估」階段(2005 年~2017 年)，執行成果如所表 5-2 所示。為管控計畫進度成效與彙整跨領域技術成果，階段計畫執行期間，設定 2 個里程碑，即分別於 2009 年完成 SNFD2009 報告與 2017 年完成 SNFD2017 報告主報告 1 冊、技術支援報告 3 冊，以及相關研究報告與資料等。這 2 本報告彙總階段性的計畫成果，說明我國處置技術發展的進度與能力。

其中，SNFD2009 報告內容已就「處置環境條件的調查研究」、「處置技術的研究發展」及「用過核子燃料處置的功能評估」的初步可行性進行研究。內容第 1 章為緒論，簡述地質處置技術之發展現況、處置概念與世界各國發展的趨勢；第 2 章說明我國地質概況與作用、潛在母岩基本特性與認知、調查技術發展現況與成果等；第 3 章說明工程障壁與處置設施技術的評估假設、我國工程障壁與處置設施的基本概念與設計成果、各組成物件所需具備的功能與特性；第 4 章則依據第 2 章測試區的現地特性資料與地質概念模式，與第 3 章之處置設施基本概念，進行定率式基本案例評估分析與參數敏感度及不確定性之機率式分析，以初步檢視我國處置設施功能評估技術能力的現況；第 5 章則總結評估成果，並提出後續研究發展的方向與建議。

台電公司參考國內外技術發展經驗，在 SNFD2017 報告中，將用過核子燃料最終處置計畫之技術發展劃分為「地質環境」、「處置設計與工程技術」及「安全評估」3 大技術領域並進行成果彙整，落實主管機關原子能委員會所提出之 3 項階段性目標要求：

- (1) 能否找到合適的花崗岩進行地質處置；
- (2) 地質處置技術能力是否完備；
- (3) 地質處置設施長期安全性之評估技術是否建立。

SNFD2017 報告內容第 1 章為用過核子燃料管理策略與處置計畫；第 2 章說明處置系統與安全概念；第 3 章為臺灣地質環境，彙整臺灣潛在處置母岩深層地質環境資料，包括地質構造、岩層分布、岩石力學、水文地質及地球化學等特性資料，以及累積國內對影響處置母

岩深層地質環境長期安全條件的自然現象，包括彙整火成活動、地震活動、斷層活動、地層抬升與剝蝕、氣候變遷及海水面升降等資料的調查成果，提供安全評估技術對潛在處置母岩的處置技術可行性評估之參考；第4章為處置設計與工程技術，因工程障壁設計需配合場址之地質環境條件，現階段尚未進入選址程序，技術發展是參考國外與國內相類似之潛在處置母岩所發展的工程障壁系統，或引進相關技術及設備，或加入國際合作取得共同研究成果，期獲得本土適用的處置技術；第5章為安全評估，已建立階段性安全評估技術的整合能力。包括建立用過核子燃料特性、處置設施概念參考演化、近場環境、遠場環境及生物圈傳輸等次系統分析模組，經整合後成為全系統模式，以進行處置設施安全評估。此全系統評估技術，將配合後續詳細場址調查工作之實際狀況，持續提昇評估能力；第6章為選址技術基礎與安全標準發展；第7章為結論及未來研發需求。

SNFD2017 報告整體之執行成果摘述如下：

(1) 深層地質處置合適性研究方面：

由於臺灣位於太平洋火環帶，針對地質處置設施候選場址篩選的天然因子包括：火山活動、斷層及地震活動、泥貫作用、抬升沉陷、氣候變遷及海水面變遷等因子，以及避免後代人類可能入侵地質處置設施的礦產、油氣及地下水開採可能性等因子。花崗岩、泥岩及中生代基盤岩，是臺灣曾探討過之地質處置設施的潛在處置母岩，根據研究結果顯示：

- (a) 因臺灣本島及西部離島之花崗岩於未來百萬年仍與現在地體架構相似，推論西部離島及本島東部花崗岩具有百萬年以上之長期穩定潛力，就地質處置設施之安全評估要求，兩區域均具備可調查性和可預測性。臺灣所屬花崗岩體就火山活動、斷層活動、抬升、天然資源等因子進行研判，除位於臺灣東南部地熱區的大崙花崗岩體外，其餘花崗岩體至今均未發現決定性不利條件。

(b) 臺灣西部海域之中生代基盤岩，其上覆厚層之第三紀沉積層；再加上，中生代基盤岩屬於輕度變質之沉積岩，其岩石物理特性應屬低滲透、低孔隙率，為一良好之封阻層，故可作為臺灣地質處置調查考量對象。

(c) 臺灣西南部泥岩斷層構造多、泥貫作用明顯，且具油氣開採潛能，不適合作為地質處置設施的考量地區。

在排除非科學性因子(如政治、民眾接受度、交通運輸、建造成本等)，僅考量地質條件下，我國境內確實存在合適的花崗岩體，具備足夠的岩體尺寸及地質特性，因處於不同地質環境(平潭-東山變質帶或大南澳變質雜岩帶)，針對現階段所採用之KBS-3處置概念設計及安全評估，必須考量其不同的地質特性，均可作為地質處置設施的潛在處置母岩，概要說明如下：

(a) 西部離島，如金門、烏坵、馬祖等地的花崗岩體。

(i) 西部離島花崗岩體均處於類似的地質演化環境(平潭-東山變質帶)，廣泛存在的基性岩脈群(如輝綠岩脈群)可能扮演重要的阻水構造，處置概念設計必須善用此類岩體單元。

(ii) 若考量長時間尺度的氣候變遷及海平面變化，則因預期處置深度有限(300 m至 1,000 m)，必須妥善考量海水面下降對處置環境(如地下水流向及化學環境)的影響性。

(b) 臺灣本島東部，如源頭山、飯包尖山、和平、開南岡、溪畔等花崗岩體。

(i) 臺灣本島東部花崗岩體，大多被巨大的大理岩或片岩所圍繞，處置概念設計必須善用此類岩體單元：

(*)	針對處置環境的化學長期穩定性，因為大理岩及片岩的反應性較花崗岩快，具有良好的化學緩衝能力。
(*)	地下水多存於大理岩及片岩等圍岩中，花崗岩體相對較不透水且其裂隙易受碳酸鈣沉澱物所充填、封阻。

(ii) 臺灣本島部分東部花崗岩體，目前具有沉陷的趨勢，對長時間尺度的氣候變遷及海平面變化的敏感度較低。

(iii) 臺灣本島東部花崗岩體位於板塊交界區(琉球島弧系統)，該區地震頻率較高，該區地震頻率較高，可能因周圍大理岩及片岩的岩石強度相對較花崗岩體低，因此，具有衰減震波的減震現象，根據微震觀測資料顯示，花崗岩體本身地震頻率相對較低。

(2) 處置設計與工程技術方面：

SNFD2017 報告中對於處置技術能力完備性的確認，主要係落實於整體處置設施設計流程的建立：

- (a) 引進國際先進設計技術本土化與最適化。
- (b) 考量我國法規、系統需求、場址描述模式等資料，並對系統或是近場環境長期演化進行研究，並考量設計餘裕，擬定設計需求。
- (c) 執行處置系統組件製造、分析及測試，以說明我國已建立深層地質處置系統組件之性能評估方法，並由驗證過程確認問題核心與重點，以供我國未來工程本土化時，能對設計工作有效執行。
- (d) 確認處置設施於國內建造與管理之可行性，由處置設施建造與運轉流程，研究我國既有的工程與設施運轉經驗之移植方式，使處置工程能得以落實。

在尚無特定場址資訊的情況下，整體的技術測試策略是藉由結合「SNFD2017參考案例」資訊與瑞典先進處置經驗進行分析，以具體展現我國已建立階段性的用過核子燃料處置能力。整體成果如下：

- (a) 建立用過核子燃料特性的評估能力，完成燃料存量與源項資訊的評估工作。
- (b) 進行處置設施設計需求與概念設計參數分析，完成下列各項技術發展工作：

- (i) 廢棄物罐基本設計需求：說明基本設計需求，內容涵蓋抗圍壓條件、抗剪力條件、力學接受標準、廢棄物罐表面輻射劑量率與核子臨界；
 - (ii) 廢棄物罐設計參數：說明廢棄物罐設計參數，包含銅殼與鑄鐵內襯之幾何與材料規格；
 - (iii) 緩衝材料設計參數：說明緩衝材料設計參數，包含處置孔幾何尺寸與材料規格；
 - (iv) 回填材料設計參數：說明回填材料設計參數，包含材料規格等；
 - (v) 處置設施配置設計參數：說明依照SNFD2017參考案例之地質、地震參數所建立處置設施配置，包含配置幾何設計、設施位置示意圖與配置圖等。
- (c) 建立在處置設施概念設計之能力，特別強化處置孔配置設計技術。依據我國預估之廢棄物罐數量，結合本土地質及大地構造條件，發展處置孔配置設計技術。考量的影響因素包括：岩性、地下水流、鑽孔品質及裂隙等。同時亦評估處置孔間距受熱影響與受裂隙截切影響下，選定參考處置設施位置，並配合參考處置設施位置擬定設計參數。現階段發展處置概念處置孔之規格與配置，後續仍可依處置施工機具與廢棄物罐、緩衝材料安裝施工空間而調整。亦對地表設施、連通設施、處置隧道之封塞設計等的可行方案提出說明。
- (d) 依據處置設施的概念設計，進行其長期安全餘裕分析工作，完成下列各項工作：

(i)	廢棄物罐抗腐蝕性能
(ii)	廢棄物罐抗壓性能
(iii)	廢棄物罐表面劑量率分析
(iv)	處置隧道地震分析
(v)	廢棄物罐受地震引致剪力位移分析
(vi)	工程障壁受地震引致震動測試
(vii)	廢棄物罐沉陷評估

(viii)	隧道岩體潛變評估
(ix)	腐蝕對緩衝材料體積穩定之影響評估
(x)	膨潤土體積穩定影響評估

- (e) 在處置設施建造階段之技術需求發展方面，完成內襯鑄鐵製造與銅殼銲接之關鍵技術測試分析，探討岩石隧道開挖施工工法，對緩衝材料與回填材料相關性能進行試驗與評估分析，並進行實用技術之建立及產品性能之驗證，藉由性能評估所設計之結果，回饋予全系統安全評估，並提出符合處置場址之最佳化設計，此將助於對處置設施建造技術發展之掌握，是實踐工程設計的關鍵，對未來工程品質把關的必要途徑，並可促使國內相關產業投入，以逐漸提升我國產業層次。
- (f) 在處置設施運轉作業流程與管理措施規劃方面，完成運轉與封閉階段之技術需求與可行性評估，相關成果可檢核我國最終處置目標與期程的可行性，並強化設計需求的考量。

(3) 長期安全性評估技術方面：

SNFD2017報告的安全評估方法起始於檢視與篩選可能影響處置設施功能與安全的特徵/事件/作用(FEPs)，並透過大量研究各種影響因素與處置設施交互作用之分析，可在工程設計前提與地質初始條件下訂定處置設施子系統之安全功能指標，並以冰河循環概念建構處置設施於100萬年安全評估時間尺度內的參考演化。在情節建構技術中組合可能發生的各種情節及案例，利用發展的數值分析模式鏈整合分析能力，量化個別情節與案例對處置設施可能之輻射劑量影響。最後，綜整分析各種情節之影響而得到安全評估結論，包括風險危害程度及不確定性分析。

在所建立的安全評估方法論，主要特色為依據國內的本土環境特性，建立初始外部條件之FEPs，並廣泛汲取國際科學研究與應用國內技術發展成果，建立內部作用FEPs。研究對處置設施內部作用主要產生的可能潛在效應，建構處置設施對未來100萬年參考演化的基本框架。同時也配合國內處置法規與國際規範，發展對

處置設施廢棄物罐失效的主要情節，研究放射性核種釋出機制，以及於地質圈、生物圈的傳輸、遲滯與遷移機制，達到對處置設施周圍關鍵群體危害風險的量化評估目的。

在我國尚未進行選址的情況下，以本土條件建置「SNFD2017參考案例」，建構地質概念模式與特性數據。另外，再參考瑞典處置概念工程障壁與處置設施長期穩定性的研究論證，具體展現我國已具備地質處置設施長期安全性的評估技術能力。SNFD2017報告所建立之地質處置設施長期安全性評估技術，重要成果說明如後。

(a) 「臺灣特徵/事件/作用(FEPs)資料庫」建置之技術可行性評估

FEPs資料庫的建置可釐清影響處置系統功能的潛在因素。而透過FEPs的關聯性與交互影響評估，可組合成多種的處置情節，以利進行安全評估。「臺灣FEPs資料庫」建置是重要成果之一。該資料庫參考國際先進經驗，並依據臺灣地理環境特性、社會活動習性，考量花崗岩做為潛在母岩，採用深層地質處置概念，完成FEPs條目之建置。「臺灣FEPs資料庫」架構分為5大類，各類別FEPs將依據其作用可能性，或對處置設施安全功能造成的影響程度，選擇評估模式進行更詳細的分析，根據可能發生的事件與作用建構參考演化，包括：(i)初始狀態，用以探討工程障壁的耐受能力或工程與製造的一般性偏差問題；(ii)內部作用與(iii)內部變數，用以探討燃料、廢棄物罐、緩衝材料、回填材料、地質圈、處置隧道等相關受熱力-水力-力學-化學耦合之長期作用及變數；(iv)生物圈，探討熱、水文、物理、化學、放射、遷移及擾動等之作用；(v)外部條件則根據臺灣區域特性、本土調查與NEA相關經驗，建置氣候相關議題、大規模地質作用、未來人類活動及其他。

配合「SNFD2017參考案例」，由「臺灣FEPs資料庫」篩選出可能的影響因素，採用本土的深層地質調查數據，進行內部作用的交互影響分析及熱力-水力-力學-化學耦合作用模擬或

實驗。成果進而提供安全功能、參考演化與情節分析、安全評估量化技術發展等應用。

(b) 參考演化研究之技術可行性評估

安全評估係以100萬年為時間尺度，建構處置設施在未來100萬年的參考演化時，係採用冰河循環氣候為基本框架理論，其中，亦考量全球暖化造成氣候變異。另外，有關極端全球暖化則以個別情節案例進行獨立探討。

SNFD2017報告完成全球古氣候文獻回顧，並依據臺灣外部條件，初始設定100萬年間的參考演化時間框架為：(i)開挖與運轉階段；(ii)封閉後與當代環境條件相似階段；(iii)剩餘冰河期；(iv)接續冰河週期等4個階段。並區分生物圈、近場熱分布、水文地質、岩石力學、化學條件、緩衝材料與回填材料及廢棄物罐演化等主題。以「SNFD2017參考案例」進行各時期的內部交互作用機制研究。參考演化研究的具體成果說明如下：

(i)	生物圈：參照國際原子能總署研究案經驗，分別發展建立封閉後與當代環境條件相似階段、冰河氣候期之生物圈概念模型，另對於全球暖化的議題，亦發展建立全球暖化之生物圈概念模型。
(ii)	近場熱分布：處置設施中的用過核子燃料衰變熱，係依據國內電廠運轉歷程、燃料組件設計與現階段處置時程規劃進行評估，並採用美國橡樹嶺國家實驗室之SCALE系統軟體進行用過核子燃料耗乏與衰變熱之特性計算，以及建構數值模型進行處置孔間距間的周圍母岩溫度變化分析。完成處置設施封閉後處置孔近場溫度分布計算，具體回饋在深層地質處置概念下，初步可確保膨潤土最高溫度不會超過安全功能指標。
(iii)	水文地質：探討參考演化各個時期對水文地質可能造成的影響機制與行為，如地表水往下移動與深層鹽水上移、水文地球化學等。引進瑞典經實務驗證之模式建立孔隙介質與裂隙介質流場分析能力，並以「SNFD2017參考案例」之岩體裂隙與水文參數為研究標的，建立與安全評估量化分析所需之處置孔位置

	相關參數連結。包括初始通量、平流速度及等效流率，以及處置孔至地質圈與生物圈介面之粒子軌跡路徑分析結果。
(iv)	岩石力學：探討岩石力學在參考演化各個時期的影響機制與行為，如於熱、地下水及應力交互作用下，對力學穩定性及裂隙導水度之影響。在研究板塊運動造成應力變化的主要課題中，建立地震模擬、裂隙剪力位移分析及廢棄物罐剪切破壞分析等技術能力。
(v)	化學條件：水文地球化學是決定潛在場址是否適合進行深層地質處置的重要特性，地下水的酸鹼度及氧化還原條件可影響工程障壁與天然障壁能否發揮圍阻與遲滯功能。SNFD2017報告著重於探討地下水組成特性對工程障壁安全功能指標之影響研究。
(vi)	緩衝材料與回填材料：緩衝材料與回填材料扮演重要的工程障壁，在長時間演化下能否維持長期穩定性是重要的研究課題。完成緩衝材料與回填材料之管流/侵蝕作用、熱膨脹作用、飽和時間、與地下水作用、膠體釋出等機制研究。並應用「SNFD2017參考案例」，探討地下水流場與組成特性與緩衝材料之作用影響結果。
(vii)	廢棄物罐演化：除了建立力學對廢棄物罐剪切破壞分析能力外，廢棄物罐於深層地質中的腐蝕破壞機制亦是重要的研究課題，對於重要的作用機制如封閉後的殘餘氧造成的影響、輻射與水作用生成氧化劑的影響、硫化物對銅的腐蝕作用影響，進行國際研究成果的解析，並應用「SNFD2017參考案例」，探討銅殼廢棄物罐於深層地質處置環境的長期穩定性。

(c) 情節分析與案例計算之技術可行性評估

SNFD2017報告建立的情節建構技術，主要基於分析安全功能指標在參考演化下的變化，來探討圍阻安全功能可能失效的模式，以及FEPs彼此間的關聯與可能的影響，以涵蓋對模式、數據與情節的不確定性考量。SNFD2017報告建構主要情節與干擾情節2類，分類特性如下：

- (i) 主要情節：基於對「SNFD2017參考案例」場址特徵與現地調查數據等資訊，合理論述處置設施未來演化的可能狀況，探討並建構廢棄物罐失效模式的基本案例。同時基於數據、模式及科學論證等不確定性來建構多個變異案例，

量化分析得出處置設施長期安全的影響範圍。SNFD2017報告發展主要情節時，以廢棄物罐之圍阻安全功能作為依據，細分為腐蝕情節、剪力情節及圍壓情節。

- (ii) 干擾情節：針對發生機率極低但影響層面劇烈複雜的外部條件，可推論出多種案例，且因推論過程大量引入虛擬假設，在國際技術發展上常視為假想情境。SNFD2017報告針對干擾情節所提出的案例，包括極端全球暖化案例、極端地震頻率案例，以及未來人類活動的評估。

在情節建構技術方面，以「SNFD2017參考案例」為背景資訊，應用安全評估方法論可推演出主要情節與安全功能指標之相關性。並於SNFD2017報告中說明腐蝕情節、剪力情節發展與計算案例之選定，並論述干擾情節發展與案例選定。

在安全評估量化技術建立方面，已分別發展出腐蝕情節安全評估模式鏈、剪力情節安全評估模式鏈。其中，(1)腐蝕情節安全評估模式鏈，主要結合現地調查產生的岩體裂隙模型、水文地質模型、緩衝材料侵蝕分析技術、銅殼廢棄物罐腐蝕分析技術；(2)剪力情節安全評估模式鏈，主要將國內長期發展的地震危害分析技術延伸應用於深層地質處置領域，包括建立地震破壞力模擬研究、廢棄物罐破壞之機率評估研究。另外，在放射性核種傳輸與對生物圈劑量分析技術建立上，包括建構生物圈概念模型，並以專業軟體發展放射性核種釋出、經近場及遠場傳輸至生物圈之安全評估整合模式，量化整個處置設施對生物圈關鍵群體之輻射劑量影響。

在挑選關鍵曝露群體方面，係利用生物圈FEPs列表與交互作用矩陣，交互作用矩陣亦是透過分析人類因接觸不同污染環境介質或食物，而說明可能存在的曝露模式和途徑，並與人類活動方式結合，設定曝露情節，選出可能造成最大劑量之組合，進而決定最受曝露的關鍵群體。

在廢棄物罐圍阻失效的腐蝕評估方面，主要影響因素包括地下水流場特性與地下水組成。SNFD2017報告中運用裂隙岩體

及地下水等參數，透過腐蝕情節安全評估模式鏈，在主要情節基本案例與變異案例的評估結果顯示，廢棄物罐之使用年限皆超過100萬年。而在干擾情節中，也研析極端全球暖化對全球溫度、海水面、海水鹽度的影響，並假想全球冰層消失導致海平面大幅上升，而致海水入侵處置設施，加速廢棄物罐腐蝕，並影響其安全功能。依據「SNFD2017參考案例」提供之參數，並應用深層地質處置概念，整體評估廢棄物罐圍阻失效的腐蝕情節結果顯示，廢棄物罐對抗腐蝕影響可在100萬年內符合圍阻安全功能。此結果將回饋「候選場址評選與核定」階段期間的研究，期能透過更詳細的現地岩體裂隙與地下水特性的調查研究，研析各候選場址在對抗腐蝕作用的能力。

在廢棄物罐圍阻失效的剪力作用評估方面，須透過場址調查評估，掌握岩體裂隙分布特性，並在工程障壁的設計上，納入抗剪力設計與處置設施配置之功能評估，建立處置孔廢孔準則，藉以淘汰受裂隙截切的處置孔，保留具備較佳力學穩定性的處置孔，降低發生剪力情節圍阻失效之機率。也透過剪力情節安全評估模式鏈的發展，在基本案例中因應地震之突發特性，進行早、中、晚期區間的廢棄物罐失效機率評估，以及放射性核種傳輸模式與劑量的計算。對於地震可能對工程障壁的多重影響，亦重組多個變異案例進行研究。

在干擾情節研究中，假想處置設施發生極端地震頻率的案例，據以發展多次地震對處置設施長期安全影響的研究。SNFD2017報告評估結果顯示，處置設施在經工程抗剪力技術的發展，在100萬年的安全評估尺度下，可確保符合對設施外關鍵群體的風險約束值。其中以假設緩衝材料將受地震影響產生局部初始平流條件之案例最為關鍵，故未來將持續研究地震對緩衝材料的作用機制，據以回饋工程設計最佳化。

(d) 安全評估不確定性研究之技術可行性評估

典型的安全評估不確定性可以區分成以下3類：

- (i) 情節的不確定性：這些不確定性將隨著時間而改變，且可能在工程系統、物理作用和場址之間產生。
- (ii) 模式的不確定性：這些不確定性來自有限或不足的知識，或對天然和工程系統的行為、物理作用、場址特徵與其設定的評估模式及用來運算的電腦程式碼之代表性，缺乏足夠的了解。
- (iii) 數據的不確定性：這些不確定性來自用以代入評估模式中的參數值，因為源頭數據可能因為不能夠被精確的量測而有所不足。

SNFD2017報告考慮地質圈與生物圈的自然變化，建立參考演化，分析對處置設施功能造成影響而建構圍阻失效的主要情節，包括廢棄物罐可能因腐蝕、剪力及圍壓失效等情節，並依據處置設施可能產生變化的不確定性，於各個情節中建構基本案例與變異案例，廣泛涵蓋對情節不確定性的分析，以提高對安全評估的信心。

在安全評估量化分析過程中，以簡化概念模型反映大量龐雜繁複的FEPs，惟對於處置系統及時間尺度範圍之資訊掌握度有限，在模式與數據不確定性的處理方法技術研究上，先透過交互作用分析其與安全評估的影響關聯度，以及透過敏感度分析研究確認不確定性影響程度。由於目前本土的深層地質調查數據仍屬有限且有其空間侷限性，除輔以假設條件增加變異案例評估外，在模式簡化與參數選用中，以保守、定性量化方式進行各種情節之案例潛在輻射影響的計算。為利未來使用與場址特性有關之本土數據進行安全評估分析，後續將盤點安全評估所需之技術項目及該技術所需之參數並作為試驗調查依據。

安全評估是量化評估處置系統安全的過程，用以支持安全論證，而安全論證還包涵廣泛性的證據與辯證，以提升或支持量化分析結果的信心。SNFD2017報告亦包含天然類比研究與資訊管理系統建置，天然類比研究是證明處置設施可具備健全性的方法之一，藉由長期自然存在的現象與實例之瞭解，如自然界同屬地質處置

的天然鈾礦床的實例、與工程障壁相關之金屬、膨潤土於長時間的功能特性類比等，有助於提升民眾對地質處置設施安全的信心。

表 5-2：用過核子燃料最終處置計畫成果摘要

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

表 5-2：用過核子燃料最終處置計畫成果摘要 (續)

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

表 5-2：用過核子燃料最終處置計畫成果摘要 (續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
潛在處置母岩特性調查與估階段(2005~2017) 潛在母岩特性調查 (97-99 年度計畫)	2008/11~2010/11	核能研究所	(1) 用過核子燃料再處理產生高放射性廢棄物源項特性分析 (a) 分析各種再處理方法，並其產生高放射性廢棄物的物理化學特性；根據國內用過核子燃料數量推估經再處理後產生高放射性廢棄物的數量、核種存量與衰變熱特性； (b) 分析比較各國處置場型式、人工障壁功能與天然障壁概念的差異。 (c) 彙整我國處置場設計準則及設計需求，擬定我國高放射性廢棄物處置之初步參考概念。 (2) 用過核子燃料最終處置系統整合模式評估與案例分析 (a) 分析與探討國內外安全評估參數之適用性與合理性，完成近場、遠場及生物圈評估模式之基本情節案例(I、II)(包含 RT-NV、ART-NV 及 ART-NH 評估模式案例)之核種外釋評估分析。 (b) 進行國際間機率式分析之文獻評析、評估參數之彙整、核種外釋之機率式運算(近、遠場多重運跑)及結果分析(百分位數曲線分析)。 (c) 以累積分佈曲線分析釋出率峰值之不確定性，並以迴歸分析探討影響總釋出率峰值之重要敏感參數。 (d) 進行近場二維評估程式之參數取樣及排列功能檢視及確認，對近場二維評估程式新增參數進行參數資訊彙整，並在多重運跑架構中進行機率式運算及敏感度分析。

表 5-2：用過核子燃料最終處置計畫成果摘要 (續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
潛在處置母岩特性調查與評估階段(2005~2017) 潛在母岩特性調查 (99-101 年度計畫)	2010/11~2013/05	工研院能源與環境研究所 核能研究所	(1) 潛在處置母岩特性調查： (a) 鑽探與井下量測 完成本島東部結晶岩第一口 500 m 深取岩心地質探查井之設置，及完成岩心井錄與地球物理標準井測，獲取本島東部結晶岩之岩性特徵、構造特性、不連續面類型、裂隙型態與角度，以及裂隙充填物等基本資訊。 (b) 區域岩層與構造分布測勘 建立空中磁測三維構造及岩體規模解析能力，並進行現地大地電磁測勘，取得地質實驗室鄰近地區之地下三度空間的地質與含水層構造分布資訊。 (c) 地殼變動監測 完成東部結晶岩體首度建置之地震監測站及 GPS 連續觀測站，獲取本島東部結晶岩體與其鄰近構造接觸帶的實際位移觀測數據，並完成其地震危害度之初步評估。 (d) 區域深層地下水特性調查 完成離島測試區 3 口大區域深井(均達 500 m 深)之裂隙封塞壓力監測系統安裝，持續進行區域性井下裂隙帶壓力的長期監測，計算各深度裂隙之壓力梯度。 (e) 岩水反應地化分析 獲取離島結晶岩裂隙水質長期監測資料，取得岩心之完整與破裂帶岩樣的岩象分析、全岩地化組成、礦物組成分析數據。

表 5-2：用過核子燃料最終處置計畫成果摘要 (續)

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

表 5-2：用過核子燃料最終處置計畫成果摘要 (續)

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

表 5-2：用過核子燃料最終處置計畫成果摘要 (續)

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

表 5-2：用過核子燃料最終處置計畫成果摘要 (續)

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

表 5-2：用過核子燃料最終處置計畫成果摘要 (續)

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

表 5-2：用過核子燃料最終處置計畫成果摘要 (續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
潛在處置母岩特性調查與 評估階段(2005~2017) 發展功能/安全評估技術 (102-104 年度計畫)	2013/11~2015/11	核能研究所	(3) 安全評估 (a) 地質處置系統特性 完成裂隙統計模式與離散裂隙生成模式之回顧、評析與比較，離散裂隙網路模式網格生成與案例測試。 (b) 擾動情節 (i) 以 6 種假設情境進行研究區域海嘯影響探討，發現假設琉球海溝破裂長度超過 800 km，寬度 100 km，滑移距離 20 m，地震矩規模 9.1Mw 的 3 種假設情境，才會對研究區域可能造成相當的災害影響。 (ii) 以研究區域歷年逕流量特性進行分析，發現僅連續型颱風豪雨事件才會造成極端高逕流，而土石流發生潛勢評估發現研究區下游集水區為低或中潛勢，中上游集水區受高崩塌率及坡度陡峭等影響，具中或高潛勢。 (c) 隔離失效情節 完成研究區地質環境與附近發震構造分析，探討地震對研究區域影響 (d) 案例分析 (i) 分析分裂產物(如 Cs-137、Sr-90、Cs-135、Tc-99 及 I-129 等)及鈾系核種及其衰變子核隨時間其活度變化趨勢。將 ICRP(2012) 第 119 號報告中，最新的 DCF 參數完成建檔。 (ii) 彙整近場與遠場核種重要特性與參數資料，包括分配係數、擴散係數等。 (iii) 完成各國使用的不確定性分析技術進展和國內不確定性分析技術應用近況之研究。 (e) 安全評估的可信度 探討國際間相關天然類比資訊，並歸類為地質處置的天然類比、處置容器材料天然類比、膨潤土材料天然類比和國內可能的天然類比等，以提供安全評估可信度說明之參考的依據。

表 5-2：用過核子燃料最終處置計畫成果摘要 (續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
潛在處置母岩特性調查與評估階(2005~2017) 潛在母岩特性調查(104-107 年度計畫)	*2015/06~2019/03	工研院材料與化工研究所	地質環境 (1) 區域環境地質 (a) 更新離島及本島結晶岩體規模與大地構造架構相關之地質演化資訊。 (b) 建立三維逆推解析技術，提供離島及本島結晶岩體的規模、構造分布及深層裂隙含水層分布資訊，據以完成 SNFD2017 報告。 (2) 深層地質特性 (a) 水文地質： 以現地數據建立離島結晶岩體參考案例概念模式；完成三維水文地質數值模型，模擬主要導水斷層及阻水岩脈群的地下水流場特性；與 SKB 進行國際交流及模式驗證，據以完成 SNFD2017 報告。 (b) 水文地球化學： 以現地深層水質數據、岩心礦物組成及熱力學資料庫，進行地化反應模擬及熱力學模擬，據以完成 SNFD2017 報告。並完成離島結晶岩體岩-水反應機制 5 種長期地化長期演化情境模擬，以及本島結晶岩體岩-水反應機制 3 種長期地化長期演化情境模擬。 (c) 核種傳輸路徑： 整合地球物理構造線形解析、地表與坑道及岩心裂隙統計，建立參考案例的離散裂隙網路參數集，完成參考案例裂隙網路分布及連通性數值模擬，並持續發展離散裂隙網路升尺度技術，據以完成 SNFD2017 報告。 (d) 岩石特性： 完成本島及離島結晶岩體物性、熱、力學試驗之岩樣實驗室分析，取得相關參數，據以完成 SNFD2017 報告；並完成實驗室內膨潤土與岩石再飽和電阻率試驗及模擬。

表 5-2：用過核子燃料最終處置計畫成果摘要 (續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
潛在處置母岩特性調查與評估階(2005~2017) 潛在母岩特性調查(104-107 年度計畫)	*2015/06~2019/03	工研院材料與化工研究所	(3) 地質處置合適性研究 (a) 臺灣的大地構造架構： 完成臺灣大地構造架構及演化，以及火山活動特性與時空分布及流體影響，蒐集並分析地震與斷層分布，以及長期演化關係，據以完成SNFD2017報告。 (b) 抬升與沉陷作用： 在臺灣抬升/沉陷特性方面，持續以高精度GPS站監測北部張裂帶結晶岩體的連續沉陷紀錄；在剝蝕作用方面，進行完成區域性結晶岩體數千年至數十萬年尺度的河川陡峭率與剝蝕率相關性分析，據以完成SNFD2017報告。 (c) 氣候與海平面變遷： 完成氣候與海平面變遷資訊彙整，據以完成SNFD2017報告。並以地體變動簡化案例，探討抬升率與剝蝕率長期演化作用下，海水面升降對地形演育及地表水流變化的模擬。

表 5-2：用過核子燃料最終處置計畫成果摘要 (續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
潛在處置母岩特性調查與 評估階段(2005~2017) 發展功能/安全評估技術 (104-107 年度計畫)	*2016/02~2019/02	核能研究所	DE 處置設計與工程技術研究 (1) DE1 輻射源項及核種特性研究： (a) 完成國內用過核子燃料放射性核種盤存量與源項之初步評估，並分別運用輻射源項與熱源項，發展廢棄物罐屏蔽分析與廢棄物罐體熱傳評估技術，亦執行廢棄物罐臨界評估技術研究。 (b) 根據射源項資料提出高放處置場中可能產生的水輻射分解反應機制，並進行水解產物對屏蔽材料的腐蝕影響評估，並針對廢棄物罐殘留水限值提出建議限制量值。 (2) DE2 處置概念與系統設計技術： (a) 確定 KBS-3 處置概念適用於臺灣，建立處置設施設計流程，完成離島結晶岩測試區處置設施參考案例設計。 (b) 使用混合法地震模擬技術，完成離島結晶岩測試區及本島東部結晶岩測試區之災害歷史地震之震源模型及敏感度分析。 (c) 蒐集並彙整現階段國內之斷層及面震源資料、及場址參數，完成離島結晶岩測試區及本島東部結晶岩之機率式地震危害度分析。 (d) 建立地震引致裂隙剪力位移技術，完成離島結晶岩測試區裂隙剪力位移受濱海斷層地震之影響評估。 (3) DE3 廢棄物罐研發技術： (a) 針對廢棄物罐在處置環境中可能面臨之岩體裂隙剪切行為，以子模型技術進行廢棄物罐破壞力學分析研究，建立評估裂紋技術。 (b) 建立廢棄物罐受地震引致的岩體裂隙錯動影響之數值分析，並對長期作用將造成的廢棄物罐銅殼潛變效應，建立數值模擬技術。 (c) 完成廢棄物罐材料特性與處置環境進行腐蝕機制探討，引進廢棄物罐銅外殼壽命預測模式，針對離島結晶岩測試區之處置環境，對銅殼廢棄物罐進行腐蝕行為，依參考案例參數完成初步評估。 (d) 完成無氧銅及球墨鑄鐵於模擬地下水與鹼氣環境之 450 天腐蝕試驗，獲得廢棄罐材料之腐蝕速率數據及分析腐蝕行為特徵。

表 5-2：用過核子燃料最終處置計畫成果摘要 (續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
潛在處置母岩特性調查與 評估階段(2005~2017) 發展功能/安全評估技術 (104-107 年度計畫)	*2016/02~2019/02	核能研究所	(e) 完成 BWR 與 PWR 縮尺鑄鐵內襯試製，取樣試片經拉伸性質測試、金相組織分析檢測結果均能符合規格要求。 (f) 使用螺紋狀探針的銲接工具，建立板厚 15 mm 純銅板之摩擦攪拌接技術，取樣試片經拉伸性質測試、金相組織分析檢測結果均能符合規格要求。 (g) 完成核一廠用過核子燃料進行運轉後尺寸變化及廢棄物罐設計影響評估。 (4) DE4 緩衝與回填材料研發技術： (a) 針對純膨潤土、及膨潤土混和不同比例的礫石級配之回填材料，進行動三軸反覆荷重試驗，完成各種配比之回填材料動態效應量測，建立評估數據。 (b) 建置緩衝材料基本特性試驗設備與建立試驗程序，包含熱傳導係數試驗設備、回脹壓力試驗設備、水力傳導係數試驗設備，完成 MX-80 型膨潤土、SPV-200 膨潤土、及高廟子膨潤土等基本性質特性試驗，及建立緩衝材料基本性質資料庫，可提供後續緩衝材料設計及功能評估應用參考。 (c) 依目前參考概念完成現階回填材料元件設計與施工流程研究，以供後續回填材料元件製造及堆疊測試之應用。 (5) DE5 處置設施設計/建造/運轉/封閉/管理技術研發： (a) 完成本土化低鹼混凝土配比設計，並進行混凝土力學試驗(包含抗壓試驗、抗拉試驗、抗彎試驗、直接拉力試驗、直接剪力試驗)、乾縮試驗(混凝土乾縮試驗、環狀乾縮試驗)、鋼筋腐蝕長期驗證試驗(鋼腐試驗)、滲透試驗(快速氯離子滲透試驗、加速氯離子滲透試驗、透水試驗、圍塘試驗)、長期潛變試驗，確認低鹼混凝土之耐久性質及微觀性質。

表 5-2：用過核子燃料最終處置計畫成果摘要 (續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
潛在處置母岩特性調查與 評估階段(2005~2017) 發展功能/安全評估技術 (104-107 年度計畫)	*2016/02~2019/02	核能研究所	(b) 針對處置隧道斷面、及處置隧道與主隧道之連接段，進行運轉時期地震穩定分析，確認離島結晶岩測試區運轉期間之隧道安全性，及建立隧道斷面安全係數資訊；並對處置隧道封塞進行設計技術研究，建立設計流程與參考案例。 (c) 研析 KBS-3 處置概念所需之建造、運轉、封閉階段之技術，探討各階段操作單元所涉及之關鍵機具，建立關鍵機具設備需求，建立設計資訊。 (d) 探討低放與高放處置設施共構的 3 種可能概念方案，共構設施的最大優勢在於將選址程序一次完成，惟其成功與否的關鍵，仍在於場址特性與民眾接受度。 (e) 研析國際間高放最終處置場之環境監測之法規與案例研究，並進行我國最終處置場在輻射防護、環境保護及勞工安全等 3 項環境監測工作之需求探討，作為環境監測本土化技術發展之基礎。 (f) 估算以 6 部機運轉 40 年(假設核二廠下池新增格架案通過及核一、二池滿不運轉)、用過核子燃料先在廠內中期貯存後，再送集中貯存後境內處置，集中貯存設施與最終處置場同地興建為主要參考情節(主方案)。若集中貯存設施與最終處置設施在不同地區時為替代參考情節(替代方案)。 SA 安全評估技術研究 (1) SA1 SNFD2017 報告安全評估案例與參數敏感度分析： (a) 依據參考案例之場址特性與工程設計，實作 SNFD2017 安全評估方法論與情節發展，完成 SNFD2017 處置系統安全評估。 (b) 以百萬年之劑量峰值為標的，於主要情節內，進行參數敏感度分析研究。

表 5-2：用過核子燃料最終處置計畫成果摘要 (續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
潛在處置母岩特性調查與 評估階段(2005~2017) 發展功能/安全評估技術 (104-107 年度計畫)	*2016/02~2019/02	核能研究所	(2) SA2 安全評估流程建立與方法研究： (a) 完成國際核能組織及主要核能國家高放射性廢棄物處置安全評估法規資訊彙整與安全評估資訊系統離型系統建置。 (b) 建立我國海平面的參考冰河循環與全球暖化之外部條件假設。 (c) 參考 NEA 與國際 FEPs 資料庫，初步建立臺灣 FEPs 資料庫。 (3) SA3 安全評估分析模式建立與執行： (a) 探討國際間針對放射性廢棄物地質處置安全評估所使用的數值模式種類與分析方法，建立情節分析所需之模式鏈，及完成 SNFD2017 報告所需封閉後之安全分析計算。 (b) 使用參考案例之地質調查成果以及處置設施配置，建構安全評估所需之地下水流分析模型，完成穩態流場及質點傳輸模擬，並將相關成果提供 SNFD2017 報告之安全評估於近場及遠場分析使用。 (c) 參考 IAEA 於 BIOMASS 計畫，並考量氣候變遷與全球暖化，建構出臺灣本土生物圈之概念模型，提供安全評估生物圈劑量轉換因子。 (4) SA4 THMC 實驗與模擬技術研發： (a) 完成硫酸鹽擴散試驗與硫酸鹽還原菌活性試驗設備建置，並分別量測緩衝材料中硫酸鹽之擴散係數、硫酸鹽還原菌在不同密度之緩衝材料中的活性，及硫還原菌反應生成之硫化物於銅片上腐蝕作用的觀察，以提供廢棄物罐腐蝕分析與廢棄物罐厚度設計參考。 (b) 探討飽和緩衝材料之氣體遷移特性，及完成氣體滲透試驗設備建置，並取得緩衝材料之氣體滲透性與突破壓力等參數，可作為評估廢棄物罐腐蝕產生之氣體於緩衝材料中遷移行為，及定義氣體對緩衝材料之安全影響程度，進而提供緩衝材料功能設計之參考。

表 5-2：用過核子燃料最終處置計畫成果摘要 (續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
潛在處置母岩特性調查與 評估階段(2005~2017) 發展功能/安全評估技術 (104-107 年度計畫)	*2016/02~2019/0 2	核能研究所	(c) 建立膨潤土回脹壓力試驗設備及試驗程序，利用不同鹽度之水樣及調製離島結晶岩試驗區之地下水質，量測鹽度對膨潤土材料之回脹性質影響；建立膨潤土流失速率試驗設備及試驗程序，試驗膨潤土在不同成分水樣條件下之流失行為。建立水質對膨潤土的回脹及流失速率之量測技術及取得相關數據資料，以供緩衝材料及回填材料安全性能要求標準及工程障壁規格設計之參考。 (d) 完成緩衝材料熱-水-力耦合縮尺試驗設備建置，藉由此試驗得到緩衝材料受溫度、濕度、壓力的變化歷程及耦合特性之交互關係，並確認所使用之感測器壽命及適用性，利用縮尺度試驗經驗，以逐步建立及規劃擴尺度耦合試驗規劃之參考。 (e) 完成建置環境三軸試驗儀器，其功能具備模擬緩衝材料於現地所受地質環境及廢棄物罐之影響，包含地溫梯度、衰變熱、地下水、現地應力、廢棄物罐自重等作用，並建立試驗程序書及儀器設備功能之熱學-水力-力學等功能測試；隨後依序進行未飽和之緩衝材料力學特性實驗、熱-力特性實驗與熱-水-力特性實驗，進而獲得不同試驗條件之力學特性參數，並將上述之結果，提供給數值模擬同仁探討長期緩衝材料之特性變化。 (f) 建立本土熱學-力學及水力-力學耦合之數值模擬技術，首先參考國際相關熱學-力學及水力-力學耦合試驗案例，再進行數值模型之平行驗證，以確認數值模型之正確性及分析流程之合理性，並進行參數敏感度分析，進而瞭解重要之影響參數，上述之研究結果，可提供本土化處置場近場耦合數值模擬建立之基礎。

表 5-2：用過核子燃料最終處置計畫成果摘要 (續)

階段名稱	執行期間	參與單位	工作成果摘要
潛在處置母岩特性調查與評估階段(2005~2017) 發展功能/安全評估技術 (104-107 年度計畫)	*2016/02~2019/02	核能研究所	(5) SA5 核種遷移實驗設施建置： (a) 完成實驗室核種於緩衝材料遷移試驗，包括有氧、無氧環境下，膨潤土對 Tc、Cs 核種不同環境條件的吸附特性，以提供功能評估案例說明所需的基礎模式及本土數據。 (b) 完成實驗室核種，包括有氧、無氧環境下，粉碎母岩對 Tc、Cs 核種不同環境條件的吸附特性；完成離島結晶岩核種吸附特性的研究，與礦物成分核種吸附特性分析。 (c) 完成無氧環境下 I⁻、IO₃⁻、U、Th、Re(Tc 化學類似物)等核種於粉碎結晶岩、MX-80、SPV、高廟子膨潤土之吸附實驗，並獲得分配係數，作為安全功能評估所需輸入參數之依據。 (6) SA6 天然類比評估研發技術： (a) 蒐集並彙整國外天然類比案例資訊，提供安全評估可信度說明之參考的依據。 (b) 完成國內考古遺址之金屬文物分析研究，利用 Micro-CT 儀器分析金屬腐蝕速率，以瞭解鐵器或青銅器在臺灣地質環境下之腐蝕狀況，以類比未來處置設施廢棄物罐或鑄鐵內襯在地質環境中可能發生的腐蝕情形，作為安全評估的佐證資料。

*備註：「潛在處置母岩特性調查與評估階段(2005~2017)潛在母岩特性調查(104-107 年度計畫)」與「潛在處置母岩特性調查與評估階段(2005~2017)發展功能/安全評估技術(104-107 年度計畫)」之部份工作項目為延續性工作，故執行期間跨至候選場址評選與核定階段(2018~2028)。

6、用過核子燃料最終處置計畫全程規劃

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

6.1. 整體計畫階段性發展

經過國際間多年研究，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(如圖 6-1)。所謂的深層地質處置係採用「多重障壁」的概念，利用深部岩層的隔離特性，將用過核子燃料埋存在深約 300 m 至 1,000 m 的地下岩層中，再配合廢棄物罐、緩衝材料及回填材料等工程障壁系統，藉由人工與天然障壁所形成的多重障壁系統，可有效使可能釋出而傳輸的放射性核種受到圍阻與遲滯，以換取足夠的時間，讓用過核子燃料的輻射強度在影響人類生活環境之前，已衰減至法令規定所容許的限值。

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 m，由一厚約 5 m 至 30 m 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，以臺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，而臺灣西南部泥岩及 P 區海域下的中生代基盤岩可列為沉積岩類。依照過去對臺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，應足夠因應處置設施設置的空間需求，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設施的特性，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)規劃階段、(2)調查區域評選階段、(3)處置場址特性調查階段、及(4)處置場址確定階段等過程(IAEA, 1994)。分階段施行有助於合理地執行大規模且長時間的場址調查工作，並兼顧發展技術與建立安全評估的能力(SKB, 2000)。各國推行用過核子燃料長程處置計畫時，對每個階段接續並無明顯分界，為了達到評選出適合地區的目標，各階段選址相關的活動常具重疊性(IAEA, 1994)。

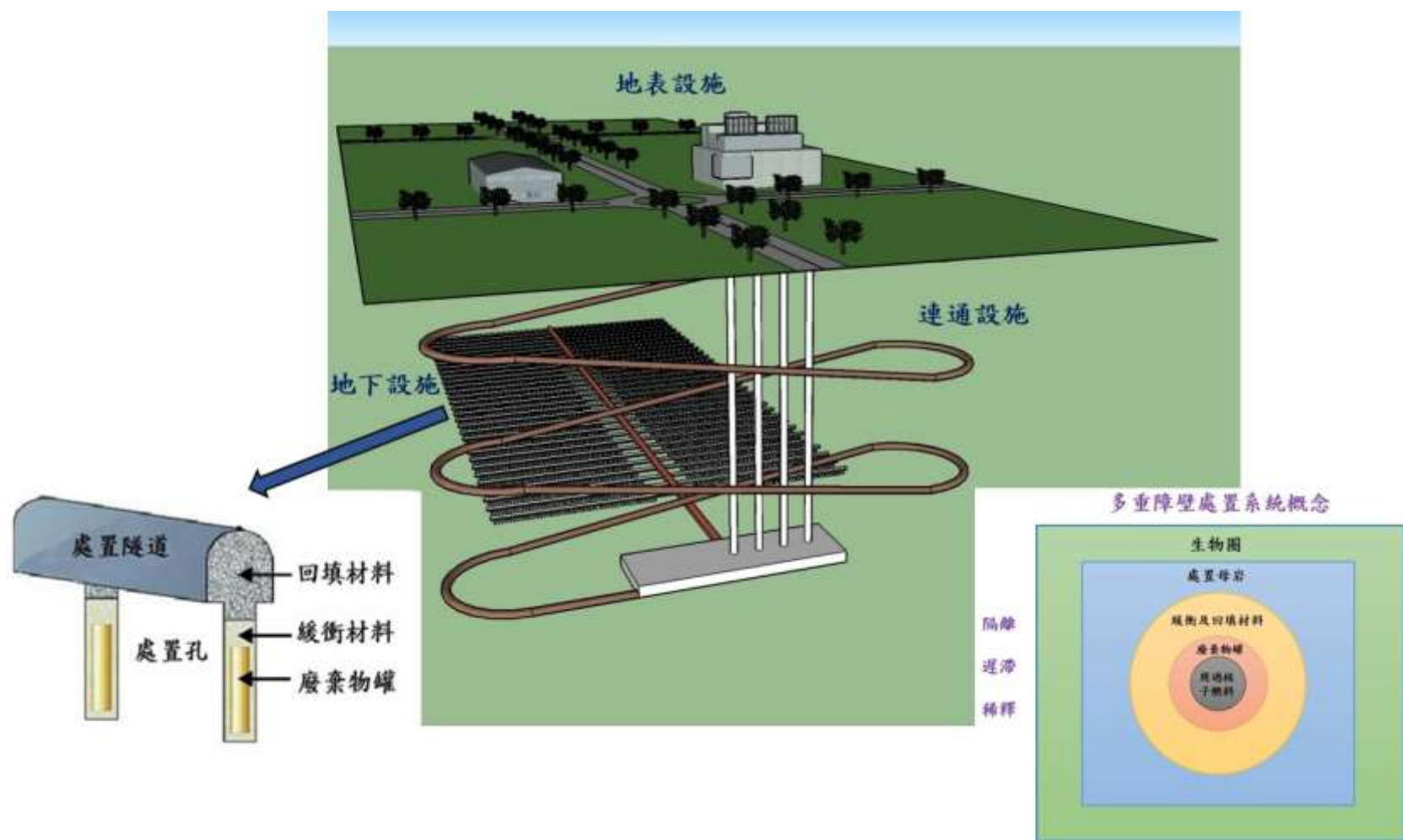


圖 6-1：深層地質處置概念圖

6.2. 各階段的工作目標時程推估

台電公司於 2004 年擬定「用過核子燃料最終處置計畫書」，並經主管機關於 2006 年 7 月核定；自 2005 年起，迄 2055 年完成處置場之建造為止，全程工作共分為「潛在處置母岩特性調查與評估」階段(2005 年~2017 年)、「候選場址評選與核定」階段(2018 年~2028 年)、「場址詳細調查與試驗」階段(2029 年~2038 年)、「處置場設計與安全分析評估」階段(2039 年~2044 年)及「處置場建造」階段(2045 年~2055 年)等 5 個階段(圖 6-2)來進行。由於上述時程規劃可能因民意接受度、土地取得等因素影響而導致時程推延，因此當規劃工作與時程無法如預期時，將循放射性物料管理法施行細則所提供每 4 年修正的機會(第三十七條)，另行檢討修正。各階段之時程、工作目標及內容如表 6-1 所示，並在以下各節中依序說明。

用過核子燃料最終處置計畫全程規劃

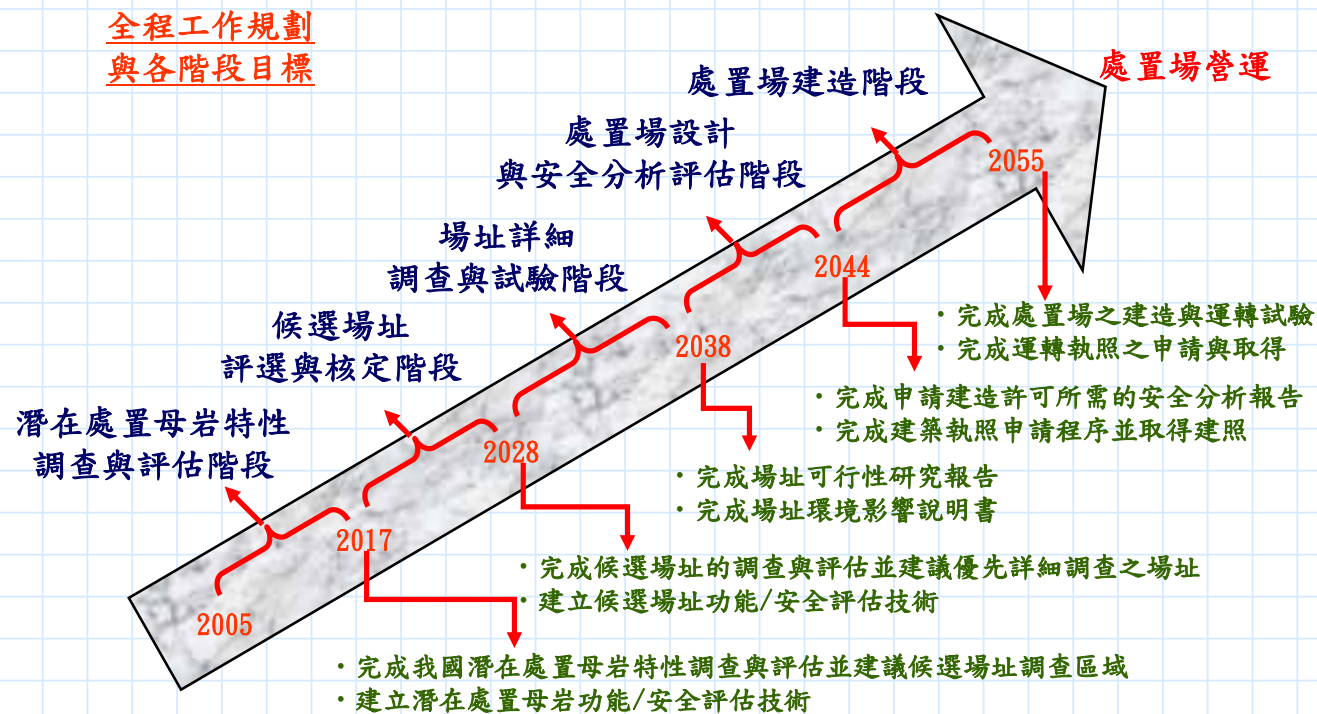


圖 6-2：用過核子燃料最終處置計畫全程規劃

表 6-1：「用過核子燃料最終處置計畫書」各階段名稱、時程及目標一覽表

2010 年修正版

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

*由於時程規劃可能因民意接受度、土地取得等因素影響而導致時程推延，因此當規劃工作與時程無法如預期時，將循放射性物料管理法施行細則所提供每 4 年修正的機會，另行檢討修正。

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

2006 年 7 月核備版

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

*由於時程規劃可能因民意接受度、土地取得等因素影響而導致時程推延，因此當規劃工作與時程無法如預期時，將循放射性物料管理法施行細則所提供每 4 年修正的機會，另行檢討修正。

6.3. 各階段之研究與發展內容概述

6.3.1. 潛在處置母岩特性調查與評估

處置母岩是場址調查首要的考量，場址的調查與評估工作主要由大區域潛在處置母岩的範圍大小界定開始著手，然後逐步篩選與縮小調查範圍，並加強對深地層特性的了解，直至最後確認場址為止。調查的順序則是從空中、海上、地表至深入地下，先進行遙測判釋、空中及海上探測，得到大尺度、大範圍的區域地質、水文地質等資料；接著實施地表調查、鑽探及孔內量測作業，經過特性調查資料之綜合研判後，建構初步之概念模式及處置可行性評估要件，以評選出一處優先詳細調查的場址。此優先調查場址須透過更密集的試驗直井及地下試驗的實施，使調查工作能掌握未來深層地質處置設施的特性，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，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)。若以臺灣地區可能存在的潛在處置母岩岩類來看，離島地區及本島東部的花崗岩質岩體可歸屬為結晶岩類，而臺灣西南部泥岩及 P 區海域下的中生代基盤岩可列為沉積岩類。依照第 2 階段(劉尚志等人，1991)對臺灣結晶岩區與泥岩區的地質驗證調查報告研判，結晶岩岩體與泥岩岩體的岩體規模，似應足夠因應處置設施設置的空間需求，因此可被認定為具有潛力的處置母岩，後續的工作可集中於母岩岩體的特性調查研究。至於 P 區海域下的所謂中生代基盤岩，基本資料相當有限，水域下的狀況及岩體的規模大小，尚有待進一步的調查。

基於國際上已有多個國家將結晶岩岩體納為調查研究的對象，因此不論在經驗的累積、調查技術的建立或成果資料的報導流通上，均有相當程度的進展，也一定會有許多值得我們借鏡與參考的地方，對國內展開結晶岩岩體做為處置母岩的可行性調查，是極為有利的。相

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

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

- (1) 2009 年提出我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告。
- (2) 完成我國潛在處置母岩特性調查與評估。
- (3) 建立潛在處置母岩功能/安全評估技術。
- (4) 2017 年提出我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告。

台電公司已於 2009 年提出 SNFD2009 報告並於 2017 年提出 SNFD2017 報告，完成此階段重要里程碑並達成上述目標，主要的成果包括整合潛在處置母岩特性的界定、處置母岩特性調查技術(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設施之安全評估能力，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設施設計會因不同的處置母岩而有很大的差異(IAEA, 2003)。我國潛在處置母岩中，以結晶岩岩體與泥岩岩體規模，應足夠處置設施設置之空間需求。考量國際上已有近十個國家將結晶岩納為調查研究的對象，在經驗的累積、調查技術的建立、或成果資料的交流上，均有相當程度的進展(IAEA, 2003)；相對地，針對泥岩可作為處置設施的深度較淺，調查技術與設備須自成一套系統，地下調查與工程技術甚為複雜(IAEA, 2003)。而 HY 島之安山岩質結晶岩及 P 區海域下之中生代基盤岩的規模與分布資料，已運用空

中磁測解析資料及石油探查資料，了解岩層分布。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探勘結果，於 2009 年提出 SNFD2009 報告。針對潛在處置母岩的概括性質、時空演化及自然影響因子，以全國視野進行合適性評估，於 2017 年底提出 SNFD2017 報告。

針對潛在處置母岩特性調查實施的調查工作大致分為 2 部份。第 1 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 2 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，據以建立離島結晶岩參考案例，提供工程設計與安全評估技術建立之用，研發成果分別作為 SNFD2017 報告之第 3 章臺灣地質環境、第 4 章處置設計與工程技術、第 5 章安全評估的主要內容。

各國地質均具有當地獨有特性，故現地特性調查工作內容涵蓋地形測量、岩性、岩體規模、構造分布、破碎帶性質、鑽孔岩心判釋、單孔地物井測、跨孔地物井測、孔內攝影、水力破裂法試驗、水文地質水力試驗、水文地質追蹤稀釋試驗，及地球化學水質量測等，以獲得完整的地層岩性、結構及各項相關水文、化學及物理的特性。以上各項工作內容說明如下：

6.3.1.1. 潛在處置母岩特性初步勘查

(1) 基本資料調查蒐集與分析：

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

- (a) 地質：界定母岩的形界、岩層組成、構造之不連續(斷層、節理與岩脈等)、裂隙區位置、風化層厚度、地表受侵蝕的程度、地形起伏狀況、母岩類別、母岩厚度、深度、長期穩定性之與大地構造演化等。
- (b) 水文及氣候：氣候變化與洪水發生之可能性、地表水文狀況、含水層分布、含水層及母岩之滲透性與孔隙率、地下水流向、流速、歷時、水力梯度等資料。

- (c) 海象及海域水文：潮位、潮流、波浪、海域水質、海域底質、海域漂砂、海域環境影響等。
- (d) 地球化學：母岩之礦物成份與變化、地下水之化學性質、地下水對母岩置換作用、酸鹼度(pH)及氧化還原電位(Redox potential, Eh)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) 地震與大地構造：地震強度、頻率、板塊運動所造成的地表上昇、下降、火山分布與活動性、基盤岩的長期穩定性、海嘯發生的可能性、以及斷層分布與活動狀況。
- (g) 天然資源：礦產或地熱資源礦床分布等資料。

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

(2) 空中探測

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

(3) 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 3 個部分。地形測量的主要目的在製作地形圖，並作為繪製地質圖之底圖，同時也提供地物測線布置的參考座標。這個階段地形圖的比例尺原則上界定在兩萬五千分之一，但可視調查範圍的大小做彈性的調整。地表地質的調查工作上，為了評估潛在處置母岩深度及大小，探查地質不連續的構造較少而岩層完整性較佳的岩體，需展開針對區域性及局部性的構造、岩層、沉積物及土壤特性及分布所進行的調查工作，並取得氣候變遷、構造演化、地震災害、火山活動性、泥貫作用等相關證據。為了解岩體穩定性，對需時較長的調查工作如新構造、地震歷史紀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 5 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、礦物成分、斷裂填充物之礦物組成及特性、力學、熱力學性質，這些資料是顯示地下地質環境及特性之第一手資訊。為配合深井地下地質、地物、地化及水文調查，鑽探技術及設備應建立數百公尺至近一千公尺深鑽的能力。

(3) 孔內量測

提供地質試驗井孔，以進行孔內各項調查作業，將偵測地層的觸角自鑽孔向外沿伸，以獲得完整的地層岩性、結構及各項相關水文、化學及物理的特性。一般孔內量測工作項目包含鑽孔岩心判釋、單孔地物井測、跨孔地物井測、孔內攝影、水力破裂法試驗、

水文地質水力試驗、孔內裂隙水壓監測、水文地質追蹤稀釋試驗，及地球化學水質量測。量測項目欲獲取的資訊請參考表 6-2。

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。

(1) 地質特性評估

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

(2) 水文地質特性評估

地下水流動特性是評估處置設施安全性的重要條件之一。評估重點為流場分析、傳輸路徑模擬，也就是要針對潛在處置母岩中地下水流動特性、區域水文地質的背景進行調查與各項試驗工作，俾建構出潛在處置母岩之水文地質模式，作為評估深層地質地下水流動特性及處置設施周邊環境長期安全性的重要依據。

(3) 地球化學特性評估

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

(4) 岩石力學特性評估

就岩石力學特性評估方面，乃針對未來處置坑道施工及處置坑與處置廢棄物罐長期安全須考量的地質環境條件，量測現地應力狀

況、岩體強度與變形特性、長期位移量與岩石熱特性等參數，作為評估長期穩定性與安全性的重要依據。

(5) 核種傳輸特性評估

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

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
現地應力水力法	現地應力
水文地質水力試驗	孔內岩層水力傳導係數、傳輸係數、貯水係數、岩石孔隙率
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、水溫、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

6.3.1.4. 處置設計與工程技術及安全評估

本階段主要研究處置設施工程設計之可行性及安全評估之分析方法，俾能應用於候選場址與優先調查場址之評選工作。

(1) 處置設計與工程技術：

安全評估模式應能將包括用過核子燃料特性、處置設施設施概念、近場環境、遠場環境及生物圈傳輸等分項系統模組化後之全系統評估程式，強調的是全系統之評估能力，各分系統之功能評估，則已針對廢棄物罐、緩衝材料、回填材料、處置設施配置設計，進行設計規格探討、設計參數驗證技術建立、長期之失效評估方法研究等工作，可配合後續規劃於2025年完成概念設計之階段目標，持續研擬我國處置設施的設計需求，並進行長期穩定研究與概念設計，藉由方案之比較可持續優化設計，並提供選址決策參考，而在獲得詳細場址調查工作之成果再精進而提昇。其主要工作包括情節之精進，核種傳輸相關模式之發展。

依照IAEA的定義，「性能評估」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」則是以輻射劑量或是輻射危險度作為主要指標，評估整體處置系統之安全性。對用過核子燃料最終處置設施而言，安全評估有3項主要目標：

- (a) 建立處置設施安全評估之方法與工具，依設計需求進行各階段設計工作，再依評估方法獲得長期穩定性之確保、與量化系統失效可能性，並分析評估基本與變動情節下核種外釋所造成的影響及風險。
- (b) 與設計規範、法規安全限值相比較，以確認是否合乎其要求。
- (c) 作為執行單位申請與管制單位核發處置設施建造及運轉執照的依據。

(2) 安全評估方法：

安全評估主要係針對處置設施安全功能進行分析與評估，以研判可能的行為與影響，並以系統化的邏輯方法，歸納分析處置設施

的場址特性對工程設計長期演化條件，評估處置設施在未來可能造成潛在曝露所導致之環境生態及健康危害風險的不確定性，建構符合安全要求與可信的整體評估過程，以使未來世代的防護水準能與當代相同。

本階段發展地質處置設施長期安全評估之重點技術為：

- (a) 建置特徵/事件/作用(FEPs)表單
- (b) 建立參考演化研究技術
- (c) 建構情節分析技術與案例計算能力
- (d) 不確定性之研究

發展系統性的安全評估方法論，是支持處置設施安全論證的核心措施，落實與深化安全評估方法論將有助於我國的安全評估能力，加速達到國際先進水準。並藉由彙整眾多的科研證據達到可論證的演化，完成處置系統安全功能設計最佳化、情節分析合理且妥善，以及通過品質與不確定性的管理，而量化的安全評估結果可輔以說明處置設施的風險基準。

6.3.2. 候選場址評選與核定階段

候選場址評選與核定階段的工作，在運用「潛在處置母岩特性調查與評估」階段所建立之技術及獲致的成果，包括初步取得的岩體可能範圍、大小尺寸、構造的可能位置及基本地質特性等資料，從國土範圍中具有合適的潛在處置母岩並可能列為未來處置設施設置的數個地區，進行候選場址的特性與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，進而評選出處置設施設置的建議地點，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設施功能與安全觀點，提供作為評選場址之參考。本階段自 2018 年開始至 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/安全評估之技術。

依據 SNFD2017 報告研究結果，明確建議排除臺灣西南部泥岩的處置可行性，並建議花崗岩是現階段具可行性之潛在處置母岩，中生代基盤岩目前尚未發現不利條件，後續將探討處置可行性。

臺灣地區具有結晶岩質潛在處置母岩的地區，根據 SNFD2017 報告，包括位於臺灣東部變質雜岩區內的數個結晶岩體，及離島的結晶岩基盤，均以現地調查及長期演化穩定性，證實具有長期合適的潛在處置母岩條件；具有泥岩質潛在處置母岩的地區，遍及臺灣山區、平原及近海海域之下。5 百萬年來，因年輕造山帶形成「前陸盆地」(foreland basins)，使泥岩層巨厚沈積，又受到「弧陸碰撞」造山作用影響而快速隆升、變形與變質。相較之下，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，因遠離「弧陸碰撞」造山作用影響地區，根據空中磁測及石油探勘資料顯示大範圍分布在超過 1,000 m 以下的深度。

有鑑於「潛在處置母岩特性調查與評估」階段初步建立結晶岩之深地層特性調查成果，並透過整合性的資料解析，建構離島花崗岩與本島結晶岩體的初步地質概念模式、主要斷層及其裂隙帶位態，並彙整其地質特性參數，及其安全評估成果。此外，針對岩體抬升監測、微震監測、水力參數擴尺度效應、水壓/水質長期監測、高密度跨孔試驗與解析等調查成果，進行結晶岩體長期穩定性及安全評估之變異情節分析。以前階段完成之成果為基礎，本階段進行候選場址的評估，將同時考量離島花崗岩與本島結晶岩體，進而透過高精度的調查工作，取得較詳細的資料，供建構深地層地質概念模式，供安全評估分析，針對高放射性廢棄物最終處置設施場址的篩選原則，參考現有法規限制，並考量自然環境排除因子，整合 SNFD2017 報告研究結果，顯示我國具有大範圍地質條件合適的潛在母岩區域，可進行候選場址的調查、評估與核定作業。

針對候選場址的調查與評估，參考 IAEA (2011, p28-30) 逐步選址的導則，須根據處置概念、安全功能及長期合適性，考量的地質環境要件包括：深層地質特性對安全功能的維持是否有利，特別是百萬年

尺度安全處置需考量到區域性岩層或岩體的隆起、沉降與侵蝕條件，區域性地震與斷層活動，火山分布與岩漿活動，礦產資源之蘊藏，岩層或岩體的工程特性是否可調查並符合工程可行性，以及其他足以影響處置設施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長期演化等足以影響核種遷移的關鍵因素)。

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，台電公司將參考 IAEA (2011, p57-58)全國性資料蒐集與評估的導則，針對符合候選場址條件的潛在處置母岩，彙整既有地質環境特性與穩定性等基本資料，據以規劃評選候選場址所需調查工作。針對候選場址所在區域周遭，進行大範圍之空中地球物理探查，並對地下地質構造與岩體分布進行重點式勘查，以期在合適的處置母岩中釐清可作為候選場址合適的範圍。

(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、遙測影像、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、地下水文等歷年資料。
- (c) 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、水溫等資料。
- (d) 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。
- (e) 地震與構造：長期監測的地震資料、地震強度與頻率、岩盤隆升或沉降、火山分布與活動性、岩盤的侵蝕與長期穩定性以及斷層分布與活動狀況。
- (f) 天然資源：自然遺產、礦產或地熱資源等資料。

(2) 地表地球物理探測：

地表地球物理探測技術具有低成本、快速、及非破壞性探測的優點，藉由精密儀器量測，經資料處理及分析後獲得地表下各深度地層的物理性質分布。各國在進行放射性廢棄物地質處置工作時，均藉地球物理探測成果，搭配鑽井及地表地質調查等資訊，建構合理的地下地質概念模型，作為後續安全評估所需之基本資訊。

(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設施設置的數個地區，進行地下岩層及地質構造較高精度的空中地球物理探測，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。

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。參考 IAEA (2011, p58) 現地調查、鑽井及試驗的導則，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、礦產類型等資料，說明地質歷史紀錄。
 - (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，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：綜合候選場址地形圖、水系分布圖、地質圖、斷層帶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：進行地層透水性調查與示蹤劑試驗，獲得岩體中裂隙網路的連通性、裂隙水流路徑及溶質傳輸模擬所需之參數，如水力傳導係數、貯水係數、延散係數、破裂面水力內寬等。
- (4) 地球化學調查：

(a) 井下水文地球化學特性調查：進行岩心採樣分析、井下地球化學井錄、裂隙填充物、地層及地下水中微生物調查分析等工作，以利深層地球化學模式建立與評估。

(b) 地表水文化學調查：分析處置區域之地表水體、水源、天水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. 候選場址合適性評估

在候選場址合適性評估上，上述各項調查結果經過整合判釋後將架構出各候選場址之概念模式，這些概念模式不僅是所有調查作業之具體成果，同時也是進行候選場址安全評估工作所不可或缺之基礎(IAEA, 2011, p59)，以此建立的地質描述模型將是地質調查資料、工程設計、安全評估三者之間整合的重要基礎。在此應建立的描述模型包括：區域地質、水文地質、地球化學、岩石力學、遠場傳輸特性等。

由於不同處置母岩的特性與參數皆不同，同一岩體之地質試驗資料亦有程度不一的離散性，岩體的地質特性資料需要持續調查與累積，在地質量測數據有限的狀況下，各種地質特性參數的不確定性與敏感度分析，將是建構描述模型之必要工作。

(1) 候選場址區域地質描述模型

本項工作應描述出調查區域處置母岩之範圍，以三度空間的模型呈現處置母岩的延伸範圍、厚度、深度；對構造之不連續(斷層、節理與岩脈等)、裂隙區位置等構造現象，應清楚地標示在此三維的模型上；並展現土壤層、岩層、地體構造與地質演化關係，以

利推估影響候選場址的區域地質構造之地質作用。架構地質描述模型可說是研擬所有描述模型中最基本的步驟，下述各項描述模型都需要在候選場址之地質描述模型的基礎上來研擬。

(2) 候選場址水文地質描述模型

水文地質描述模型基本上是架構於候選場址區域地質描述模型之上，初步建構出區域地下水模式，並經由跨孔井測、跨孔水力試驗及示蹤劑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，作為建構水文地質描述模型的基礎。

(3) 候選場址地球化學描述模型

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

- (a) 地下水化學特性
- (b) 地下水化學特性與水文地質、岩石與微生物關係
- (c) 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描述模型之上，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。

(4) 候選場址岩石力學描述模型

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、破碎帶的分布影響，以及熱焔特性等條件，提供可行性評估的參考依據。

- (a) 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，例如岩石現地應力狀況、岩體之強度與變形性質、以及斷層、破碎帶和不連續面對處置設施方位佈置之影響等。
- (b) 處置設施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，以及對地下水位或對地下水壓力的影響等。

(c) 探討處置設施建造與廢棄物置放過程中可能在發生地震出現的危險狀況。

(5) 候選場址遠場傳輸特性描述模型

本項工作主要在建立核種從處置設施遷移到生物圈的行為與特性，基本的資料為從水文地質描述模型所得到的地下水流速及路徑，另外需要的參數有分配係數、母岩擴散係數等。本項描述模型可供後續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

本階段之處置場概念設計屬於預擬草案，目的在於初步規劃處置設施之可能型式、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，正式之概念設計須待正式場址調查完成後決定。進行概念設計須考慮的因素包括：

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

綜合上述之各項因素考量及相關資料的研析，可初步規劃勾勒出處置設施於各區的通用概念設計圖像及要件，如擬定地下設施之處置深度、廢棄物罐置放孔間距、處置坑道單元與間隔、處置設施所需空間、處置母岩所需岩體大小等基本參數，此階段因尚未確定場址，故重點在透過概念設計與性能評估，探討配置決定特徵(Layout Determining Features, LDF)，了解場址位置與重要地質特徵(例如斷層、岩脈等)的關係；以及廢棄物罐置放決定特徵(Emplacement

Determining Features, EDF)，不僅提供詳細場址調查之參考，也作為後續處置設施初步設計之基準。

6.3.2.5. 安全評估技術

候選場址安全評估藉由潛在處置母岩調查階段所建立的安全評估技術，擴大應用在評估候選場址的長期安全性，進行潛在候選場址深地層的地質穩定條件的評估以長期監測地質圈穩定性的影響條件諸如火山活動性、陸升或沉降、岩層剝蝕率、氣候變遷及海水面升降對水文環境影響狀況、以及候選場址因自然環境變遷受到的影響等資料，進行整合性的評估。並在處置設施的概念設計條件下，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設施設置的可能地區，根據其安全性及合適性的綜合考量，進而評選出處置設施設置的建議地區，作為下階段工作之優先詳細調查場址，並依據相關法令規章的要求，獲得權責部門的核定後，進行後續的場址詳細調查與確認工作。

6.3.3. 場址詳細調查與試驗階段

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

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

為達成上述目標，本階段針對優先詳細調查場址進行的工作範圍包括：場址特性調查、場址合適性評估、場址安全評估，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，進而確認處置設施建造的合適性。有關本階段針對優先詳細調查場址的主要工作內容則詳述如下：

6.3.3.1. 場址特性調查

本階段之主要工作除了持續上一階段之各項現地調查、鑽探試驗外，現地調查工作的觸角更應深入調查整個優先調查場址。至於調查的重點則應著重在定義優先調查場址之各項邊界條件與補足岩體各項參數不足的部分，為滿足上述要求，除了更詳盡的現地調查之外，本階段更規劃直井設施的開挖並進行地下的實驗，試圖利用深入地下岩層直接觀察與進行現場試驗的結果，提出更進階的概念與評估模式，以獲致充分的資料來確認場址建造的可行性。

6.3.3.1.1. 現地調查

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

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

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

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設施設計可信度的良策。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設施。
- (2) 驗證處置設施設計時之假設狀況(如地質構造、水文狀況、地化環境、傳輸機制與路徑等)。
- (3) 評估開挖擾動帶的影響。
- (4) 整合處置概念、模式預測，確認評估之合理性，俾提供修改處置設施設計之基準。
- (5) 工程障壁系統示範與試驗。
- (6) 確認處置設施運轉時處置環境穩定性。
- (7) 展示處置設施運轉方法。
- (8) 展示處置設施封閉方法。

利用試驗直井及坑道進行的試驗項目，可初分為 4 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、孔內壓力與變形試驗、節理剪力試驗與正向閉合試驗、岩石加熱試驗、單孔/跨孔水力試驗、追蹤劑試驗等。
- (2) 與處置設施相關的項目；包括調查開挖衍生影響的水頭(水壓)監測、岩石現地應力與變形監測、地下水 pH 值、Eh 值、導電度監測，以及受震之加速度計與位移計監測、開挖滲漏試驗等。

- (3) 與廢棄物罐有關的試驗，如廢棄物罐加熱模擬試驗(heater test)、廢棄物罐腐蝕試驗，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、以及全尺寸鈍頭封塞試驗。

6.3.3.2. 場址合適性評估

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3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合適性評估的驗證。
- (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，還有應該建立處置設施場址地質構造、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影響描述模型，以提供日後設計參考。

(1) 場址區域地質描述模型

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設施設置的不連續構造(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，將針對候選場址評選與核定階段中所建立的地質模式進行修正，隨著調查資料的更新或是有更好的新地質構造模式，將進行更新與適用性再評估。

(2) 場址水文地質描述模型

場址水文地質描述模型發展的目的是對處置設施場址的水文地質有充分瞭解，以提供將來安全性評估與設計之需要。其具體作

法可利用深孔鑽井、坑道或地下試驗設施中所量測到的各項資料，配合上長期地下水試驗與監測資料，以及場址區域地質描述模型，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描述模型，進行模式驗證與修正的工作。

(3) 場址地球化學描述模型

本項工作的重點在確認處置設施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設施地球化學環境之下列特性：

- (a) 地下水化學特性。
- (b) 地下水化學特性與水文地質及岩石地球化學特性的關係。
- (c) 地下水化學及微生物特性對各項工程障壁及支保的影響。
- (d) 區域地球化學特性的未來可能演化趨勢。

上述的地球化學描述模型，可疊加在場址區域地質描述模型與水文地質描述模型之上，並用來界定處置設施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。

(4) 場址岩石力學描述模型

岩石力學模式主要是利用鑽孔與坑道，針對處置設施深度岩體進行下列幾方面的探討：

- (a) 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。
- (b) 針對處置設施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，對處置設施近場區域之岩體力學特性的影響。
- (c) 探討開挖擾動帶的影響範圍，及其對於隧道安定性與水文地質的影響。
- (d) 評估處置設施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。

(e) 工程開挖對地下岩體之危害性(影響)分析。

(f) 地溫梯度對地下岩體力學特性之影響。

(5) 場址遠場傳輸特性描述模型

在場址核種傳輸的描述模型方面，將配合地下試驗設施進行相關傳輸試驗的結果，探討核種在母岩中的傳輸與遲滯行為，藉以獲得核種傳輸的相關參數與模式驗證。此外，對於區域核種傳輸描述模型應加以修正，以供後續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

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，便可用來進行處置設施的初步設計工作。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。

6.3.3.4. 場址安全評估

在取得場址特性調查的地質環境相關參數後，依據處置設施的初步設計條件，須進一步的針對場址進行功能性及安全性的評估工作。此階段所進行的安全評估著重於近場評估，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。評估重點在處置設施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、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 FEPs 分析法，針對處置設施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) 可能影響處置設施安全性的重要因素。

6.3.3.5. 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。

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處置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，處置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，處置設施之初步設計亦須於此階段完成，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。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，再據此完成處置設施設計藍圖、施工說明與處置設施整體性安全評估分析；針對處置設施施工規劃之項目、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 3 階段之潛在處置母岩、候選場址與詳細調查場址等之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設施設計結果，進行安全評估分析，並提出安全分析報告，據以作為提出建築執照申請之依據。其中，安全評估應由效能觀點，廣而深地評估處置設施設計之功能，並依據法規標準，明確釐清場址或處置設施之安全性。

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，進而完成處置設施之土木設

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 3 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，再據此完成處置設施及廢棄物罐接收暫存設施之整體設計，以及各處置單元細部設計圖件及說明文件等。

(2) 分析與評估：

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

(3) 最終設計：

本步驟在於準備處置設施送審文件，依細部設計與分析評估之成果向相關單位提出處置設施建造許可申請，並根據審查意見修正處置設施設計，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。故此階段處置設施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。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 3 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，主要階段工作目標為：

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

本階段工作啟始於處置設施建造許可核發後，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，如期順利完成處置設施與各項設施的建造及測試，各項分析與測試結果回饋於本階段之安全評估，從安全觀點提供作為確保其功能能充分發揮，並提出運轉執照所需的相關申請資料。

根據行政院原子能委員會 2003 年發布的「放射性物料管理法施行細則」中規定：放射性廢棄物最終處置場完成試運轉後，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設施建造許可核發後，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。於本節中針對處置設施施工規劃之項目、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：

處置設施工程施工，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，搭配計畫。

- (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劃。

(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所需的各種非永久性的設備。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、出碴場地、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。

未來處置設施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：針對高地應力環境、高地下水壓力環境或須於極小裂縫寬灌漿之特殊情況而採用之工法，如抽水工法、化學灌漿工法、冷凍工法、管幕工法等。

6.4. 技術發展與規劃

技術發展之主要目的為發展與建立相關工作技術與能力，做為場址評選、建造、決策、分析或選擇替代方案等之基礎。透過各項領域基礎科學之研究與發展，使其能實際應用於全程計畫之相關工作上，因此技術發展之規劃係基於「計畫目標導向」的精神，針對達成各階段目標所需之各項技術提出技術發展計畫。延續「潛在處置母岩特性調查與評估」階段，相關規劃依據處置全程工作期程加以劃分，並針對各項技術發展評估成效後，重新訂定處置計畫的關鍵技術執行項目。參考國際原子能總署所訂定之安全標準，以及安全論證(Safety Case)的架構，未來將引進安全功能(Safety function)之概念，為避免用字混淆，過去所使用之功能/安全評估技術一詞將加以區分，功能評估部分改以性能評估(Performance Assessment, PA)一詞取代，安全功能相關技術的發展則屬於安全評估(Safety Assessment, SA)的範疇。

由於目前國際上尚未有實際運轉之處置設施，因此現階段將技術發展分為運轉期間安全與封閉後長期安全兩個項目進行規劃，運轉期間安全部分將持續以資料蒐集與國際交流為發展方向，並依國內管理用過核子燃料現況，區分運送方案與運轉方案之概念設計規劃進行安全評估。封閉後長期安全部分，則調整發展架構為「場址合適性」、「工程設計」及「安全評估」三項主要技術類別，並視未來各階段技術的整合應用需求進行動態管理，相關技術建置規劃如圖 6-3 所示。

技術發展將與各階段調查工作將同時進行，並以相互支援的方式來進行，以期能依照預定的時程完成處置設施的興建與運轉。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，使其能應用於臺灣地質環境之處置設施發展與建造。相關技術發展與規劃內容敘述如下。

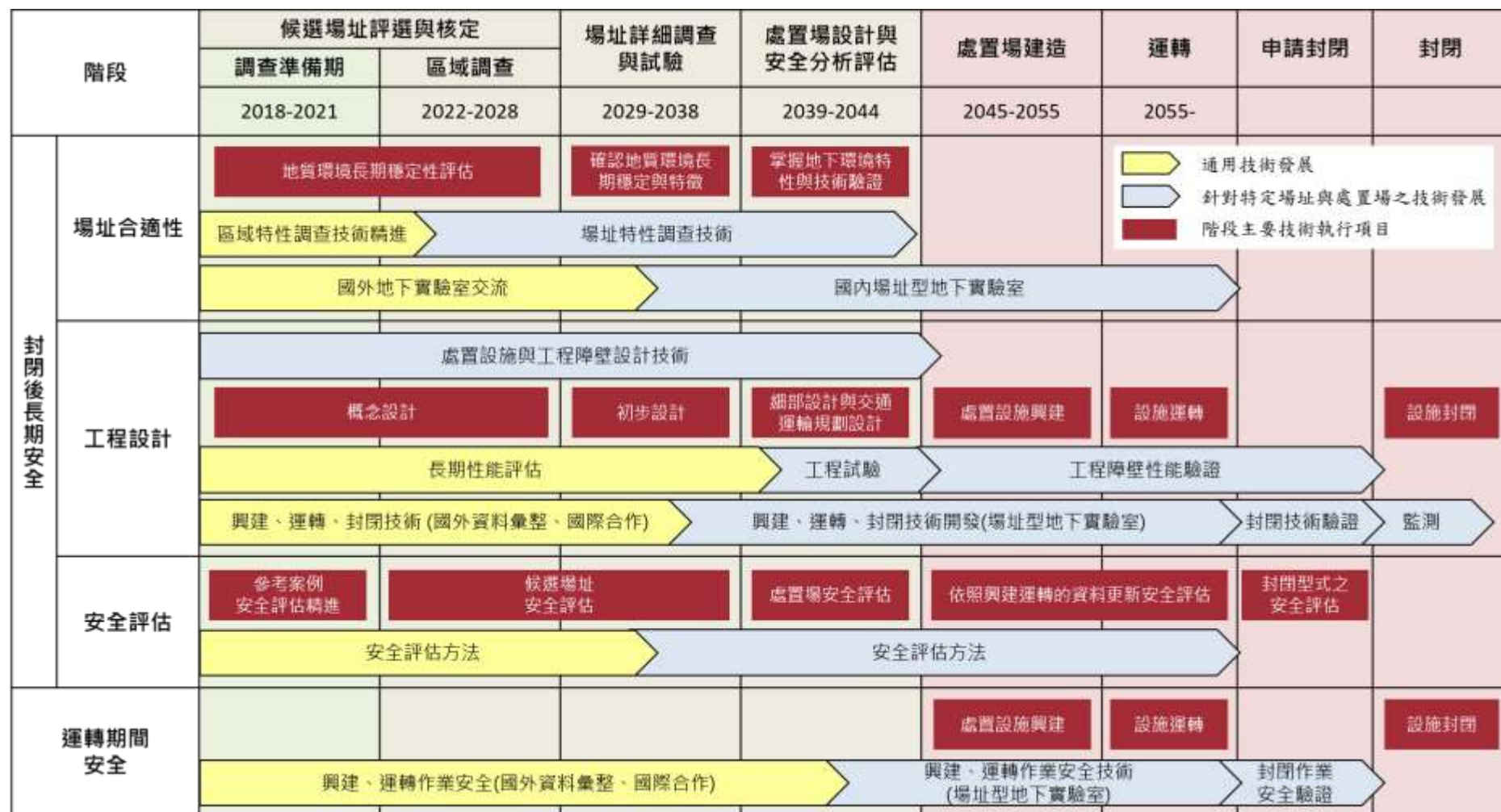


圖 6-3：技術發展規劃圖

6.4.1. 場址合適性調查技術

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。對於未來 1 百萬年地質穩定性的理解精進，可透過對板塊、構造、岩漿演化的研究結果，系統性地探討其長期演化特性與趨勢；而廣域性的地質調查技術(如空中地球物理探測、深層流體研究等)，是探討地質穩定性之必要方法。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，以取得母岩特性參數數據。除了持續發展各種分析技術、累積各種量測(如水力參數、水質參數、岩石特性參數等)與區域性的監測(如地震、GPS 等)數據外，更需透過參數敏感度與不確定性分析，以妥適描述處置岩體及其地質環境的可能特徵、事件與作用。透過架構各種地質概念模式與資料管理展示系統，提供安全評估的基礎資訊，確保相關資訊的可追溯性，且經由回饋修正的安全論證方式，持續發展精進各種調查與評估技術。

6.4.2. 工程設計技術

工程障壁與處置母岩是深層地質處置概念中多重障壁的組成單元，工程障壁主要包括廢棄物罐、緩衝材料及回填材料。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，工程障壁所提供的圍阻以及遲滯核種遷移的安全功能會更重要。

處置設施除工程障壁以外，尚包括封塞結構、運送系統及地表設施等，依位置則可區分為地表設施、地下設施及連通設施(豎井及斜坡道)。工程障壁的相關研究規劃包括：廢棄物罐的腐蝕評估與力學穩

定，緩衝材料與回填材料的設計、製造、檢驗、安裝與性能評估，近場相關元件間的交互作用，隧道穩定性與受震影響評估，廢棄物罐再取出評估，以及地表封裝等設施的設計與地震危害度評估等。配合處置工程設計的階段發展目標，將逐步建立設計需求、產生設計方案、進行設計分析與性能評估等工作。除了發展數值分析模式外，也將比對室內實驗及現地資料，進行相互驗證及確認，以提高代表性並增加數值模擬分析的可信度與民眾信心。

6.4.3. 安全評估技術

安全評估應用於用過核子燃料最終處置，為建立系統性分析的方法，用來量化工程障壁圍阻失效後的影響分析，一般是以劑量或是風險作為衡量指標並確認符合法規之要求。對於評估的結果可回饋於處置計畫各階段之安全功能或是技術研發需求，並作為場址特性與工程設計之能力衡量指標。在安全評估量化分析中，需根據發展階段，訂定明確的安全評估流程，且應分析處置設施各項元件的性能隨長時間之演化發展，作為情節發展的基礎。透過情節的建構，發展一系列的推演或是假想的條件或事件，分析處置系統的安全功能如何受到事件與作用的影響。接著再針對適當的重要 FEPs，說明這些事件與作用發生的過程。在安全評估的量化分析中，透過實驗能局部證明處置設施之健全性。然而，鑒於整個處置系統的複雜性，仍須發展數值分析模式鏈之整合分析技術，透過發展不同的評估案例與機率性分析進行不確定性的處理，以論證長期安全評估之可信度，且須進行不同分析模式間的整合研究，以確保安全評估具有準確性與可信度。

隨著處置計畫時程推進，不同階段的安全評估，將依階段任務需求取得不同尺度與精細度之地質調查資料，完成該階段之安全評估，各階段安全評估之差異在於模式精細度、參數準確性與完整性等，安全評估結果將更具場址代表性。

6.4.4. 地下實驗室與處置系統展示規劃

用過核子燃料最終處置計畫係長遠且重要的國家型計畫，由於最終處置設施位於地面下約 300 m 至 1,000 m 深處，該處的水文地質環境具有地區獨特性，無法全然參照國際經驗或資訊，因此目前處置技術發展較快的國家多以地下實驗進行處置技術的驗證。此外，社會層面也是考量因子，例如法國在進行處置計畫時，曾經因為民眾反對導致計畫及調查無法順利進行，但藉由建置地下實驗室及展示中心與民眾持續的溝通及宣導，而讓計畫能夠順利推動。因此，為瞭解國內深層地質環境，建立國內深層調查技術，並確認深層地質處置技術之適用性，以及促進公眾理解深層地質環境，以利進行民眾溝通，進行地下實驗室規劃有其必要性。由於最終處置設施場址的現地調查屬於公眾議題，國內現階段相關工作推展不易，地下實驗室的建置自然也備受各界關心，非單純技術面所能主導，若考量計畫的整體推動，尚需相關法規與配套措施的支持，始能加速實現地下實驗室的規劃、建置與運轉，未來若是地下實驗室能夠順利建置，對於深層地質處置所需之地質調查技術將得以快速躍進。

地下實驗室的建置不僅對於地質調查有幫助，於處置設計工程技術及安全評估上亦有顯著的發展必要。處置設計工程技術常需要配合現地實際開挖的狀況進行調整及修正，而地下設施除了能夠驗證開挖、施工的技術之外，更能夠藉由全尺寸、現地的實驗反覆精進提供設計能力的重要回饋，這種經驗是非地下現地實驗室規模所能完全取代的；另外，安全評估除了概念模式建置的合適性外，最重要的就是相關參數的準確性，提升安全評估模式參數的代表性，其模擬結果亦能更接近現地狀況。

由於地下實驗室的興建牽涉層面極廣，相關工作規劃可能因民意接受度、土地取得等因素影響，不確定度極高，也極可能因為客觀環境因素導致時程推延，當推動時程無法如預期時，將循放射性物料管理法施行細則，每 4 年修正處置計畫的機會，另行檢討修正。

6.5. 國際技術合作

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，國際發展經驗及資訊的交流、掌握、引進與參與(表 6-3)，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。

台電公司近年積極與各國高放處置專責機構及相關研究單位進行技術交流合作，2012 年 11 月與日本原子力發電環境整備機構(NUMO)簽署「高放射性廢棄物地質處置領域」之技術合作備忘錄；2016 年 1 月加入熱力-水力-力學-化學耦合大型國際合作計畫「DECOVALEX-2019」；2017 年 10 月與法國國家核廢料管理局(Andra)簽署合作協議書；2014 年至 2018 年間多次與瑞典、芬蘭、日本、美國等專家進行高放射性廢棄物處置技術研討會，「候選場址評選與核定」階段國際技術合作的重點工作將會持續與上述國家進行定期參訪、技術交流、資訊掌握與連絡管道的建立與維持。

表 6-3：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
參加國際地質處置科技中心事項	2001 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 3 次籌備會議。前 2 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 3 次籌備會議於 2001 年 8 月 5 日~9 日在韓國舉行，本計畫派 2 員參加。會議主要議題包括：討論 ICGRST 主要工作目標及方式、由韓國 KAERI 提出之 URL 合作計畫、及由我國提出之全系統功能評估研究計畫，並建議由其他國家共同參與。
與美國 Sandia National Laboratories(SNL)合作事項	2001 年至 2002 年/美國 Sandia National Laboratories	(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	2001 年至 2002 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	2001 年至 2002 年/美國高得聯合公司	(1)協助安排計畫人員前往 GAI 接受 GoldSim 機率式評估模式訓練 (2)洽請 GAI 公司提供 GoldSim 機率式評估模式之技術諮詢服務
與芬蘭放射性廢棄物處理與處置專責機構(Posiva)合作事項	2001 年至 2002 年/芬蘭 Posiva	(1)洽請 Posiva 提供地質處置概念之技術諮詢 (2)辦理花崗岩層地質處置功能評估之技術研討會
與瑞士國家放射性廢棄物處置專責機構(NAGRA)合作事項	2001 年至 2002 年/瑞士 NAGRA	(1)舉辦深層處置地下研究試驗設施相關技術研討會 (2)派員於 91 年 5 月 22 日~24 日參加國際合作計畫會議，並洽談未來參與 Grimsel 合作計畫之可能性。

表 6-3：技術發展歷年國際技術合作項目一覽表(續)

技術名稱	時間/合作對象	說明
天然類比	2002 年 5 月/ Dr. John Smellie (瑞典 Conterra 地質環境顧問公司)，Dr. Russell Alexande (瑞士 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	2002 年 5 月/日本 Kaname Miyahara 及 Yutaka Sugita	辦理岩體裂隙與處置場開挖封填技術研習會(新竹)，主題如下： (1)JNC's R&D program to support implementing phase of HLW Disposal program in Japan； (2)An overview of the H12 performance assessment in perspective； (3)Treatment of defective sealing scenario in H12 performance assessment； (4)Requirements for sealing performance； (5)JNC activity on sealing performance using URL。
nSIGHTs 水文試驗分析軟體	2003 年 4 月/美國 Sandia Natioanal Laboratories	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 SNL 針對現地非均質及非均方向性水力試驗開發的逆推式數值分析軟體，其分析方法是先設定水力參數範圍，以模擬方式自動套配現地量測所得到的水頭壓力及流量變化，以獲得最適化之參數值。
美國 Sandia Natioanal Laboratories	2003 年/美國 Sandia Natioanal Laboratories	(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
美國 GAI 高得聯合公司	2003 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	2003 年/美國 MSCI 監測科技公司	(1)系統分析 (2)工程障壁系統阻隔策略與功能評估相關議題之諮詢研討會

表 6-3：技術發展歷年國際技術合作項目一覽表(續)

技術名稱	時間/合作對象	說明
芬蘭 Posiva	2003 年/芬蘭 Posiva	(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	2003 年/瑞士 NAGRA	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 7 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，以評估臺灣地理環境條件下潛在場址的最佳化選擇。
空中磁測	2007 年至 2009 年 4 月/澳洲 Fugro 公司	潛在母岩空中磁測飛航作業及資料解析，完成 P 區、S 區及 H 區磁力異常圖幅。
台美民用核能合作會議 TECRO-AIT Nuclear Cooperation (TP-IN-NE-DD19)	2010 年 11 月/美國 Sandia Natioanal Laboratories	Dr. Finch 提供處置場及深孔處置相關研究論文及 SNL 報告共 10 篇。
三維磁力逆推技術研究	2011 年 4 月~100 年 12 月/澳洲 Fugro 公司	建立三維磁力逆推技術，進行 H 區地下研體構造分析。
台美民用核能合作會議 TECRO-AIT Nuclear Cooperation (TP-IN-NE-DD19)	2011 年 11 月/美國 Sandia Natioanal Laboratories	Dr. Helton 提供機率式頻率方法技術相關研究資料。
台美民用核能合作會議 TECRO-AIT Nuclear Cooperation (TP-IN-NE-DD19)	2012 年 3 月/美國 Sandia Natioanal Laboratories	Dr. Finch 提供由 SNL 發展之深孔處置概念相關論文與簡報共 5 篇。
台日高放射性廢棄物技術合作備忘錄簽署	2013 年 11 月 27 日/日本 NUMO	與「日本原子力發電環境整備機構(NUMO)」簽署「高放射性廢棄物地質處置領域」之技術合作備忘錄(MOU)。

表 6-3：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
「用過核子燃料最終處置計畫-國際同儕審查研討會」(先期審查性質)	2014 年 6 月 9 日至 6 月 13 日/ 瑞典 SKB、芬蘭 Posiva	邀請 SKB&Posiva 5 位專家，於台電大樓會議室，舉辦「用過核子燃料最終處置計畫-國際同儕審查研討會」(先期審查性質)。 會中針對 15 項處置議題由瑞典、芬蘭專家及我國高放團隊成員輪流進行簡報說明，包含處置現況策略、水文地質、岩石現地應力、安全功能指標、工程設計原則、安全評估方法論、廢棄物罐、緩衝回填材料、近遠場核種傳輸、放射性廢棄物管理等議題。
SKB/TPC/INER 用過核子燃料最終處置技術國際交流研討會	2015 年 1 月 26 日至 1 月 30 日/瑞典 SKB	邀請 4 位 SKB 專家，於台電大樓會議室舉辦「SKB/TPC/INER 用過核子燃料最終處置技術國際交流研討會」 會中由我國高放團隊與 SKB 專家針對安全分析方法、情節篩選、參考演化、處置設施工程設計、廢棄物罐設計、緩衝回填材料設計、FEPs 篩選、核種傳輸試驗等議題進行討論交流。
DFN 水文地質建置第 1 次研討會	2015 年 9 月 14 日至 9 月 18 日/瑞典 SKB	由 SKB 專家針對離散裂隙網路模型建置方法、技術及模擬技巧與高放團隊成員進行交流研討。
台日高放射性廢棄物地質處置交流年會	2015 年 10 月 20 日至 10 月 23 日/日本 NUMO	基於 TPC 與 NUMO 雙方簽訂之 MOU，邀請日本 11 位專家來台參加「台日高放射性廢棄物地質處置交流年會」，雙方講者就放射性廢棄物管理、地質特性、功能安全評估等 3 大主題輪流進行簡報討論。
The seminar on design shear movement for engineered barrier system of SNFD	2015 年 10 月 26 日至 10 月 30 日/瑞典 SKB	由 SKB 專家針對工程障壁系統設計、剪力情節模擬分析技術與高放團隊成員進行交流研討。
Reference evolution and progress review of safety assessment	2015 年 11 月 16 日至 11 月 18 日/瑞典 SKB	由 SKB 專家針對 FEPs 篩選、參考演化之安全評估分析、廢棄物罐腐蝕計算等技術議題，與高放團隊成員進行交流討論。
The seminar on corrosion 及 RN transport	2015 年 11 月 30 日至 12 月 4 日/瑞典 SKB	由 SKB 專家針對銅質廢棄物罐腐蝕情形、腐蝕試驗、核種傳輸模擬技術、核種傳輸試驗等議題，與高放團隊成員進行經驗交流討論。

表 6-3：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
DFN 水文地質建置 第 2 次研討會	2016 年 1 月 19 日至 1 月 21 日/瑞典 SKB	由 SKB 專家針對參考案例之水文地質進行模型建置、模擬參數設定及氣候變遷影響，與高放團隊成員進行交流討論。
加入 DECOVALEX- 2019 國際合作計畫	2016 年 1 月 25 日/ DECOVALEX-2019 研究團隊	申請加入 THMC 國際合作計畫「DECOVALEX-2019」，此計畫由全世界約 15 個國家共 25 個研究單位參與。
SNFD2017 計畫第 2 次定期審查討論會議	2016 年 3 月 9 日至 3 月 11 日/ 瑞典 SKB、芬蘭 Posiva	由瑞典及芬蘭專家針對 SNFD2017 報告內容方向及地質調查、工程設計、安全評估之技術項目與高放團隊成員進行討論。
DECOVALEX-2019 1 st Workshop	2016 年 5 月 18 日至 5 月 20 日/DECOVALEX-2019 研究團 隊	派員參加 DECOVALEX-2019 開案會議，會中討論本期計劃中之 7 項任務內容，並由各研究單位自由選擇參加。
SNFD2017 計畫第 3 次定期審查討論會議	2016 年 9 月 7 日至 9 月 9 日/ 瑞典 SKB、芬蘭 Posiva	由瑞典及芬蘭專家針對 SNFD2017 報告內容方向及地質調查、工程設計、安全評估之技術項目與高放團隊成員進行討論。
高放射性廢棄物地質 處置技術交流研討會	2016 年 9 月 30 日至 10 月 4 日/法國 Andra	派員赴法國 Andra 總部，與法國專家進行放射性廢棄物管理、地質特性調查、安全評估方法、THMC 模擬等議題研討。
DECOVALEX-2019 2nd Workshop	2016 年 11 月 29 日至 12 月 1 日/DECOVALEX-2019 團隊	DECOVALEX-2019 第 2 次研討會，各研究團隊就自己參與之任務報告現階段模式參數設定與模型建置成果。
Biosphere Seminar	2017 年 1 月 16 日至 1 月 20 日/瑞典 SKB	由 SKB 專家針對進行高放處置生物圈長期演化、場址調查、場址模型、人類未來活動等議題與高放團隊成員進行研討。
FracMan 軟體之教育 訓練	2017 年 2 月 13 日至 2 月 15 日/美國高得聯合公司	由美國高得聯合公司派員來台教授高放處置地質模擬核心技術並進行 FracMan 軟體之教育訓練。
DECOVALEX-2019 3rd Workshop	2017 年 4 月 26 日至 4 月 28 日/DECOVALEX-2019 團隊	DECOVALEX-2019 第 3 次研討會，各研究團隊就自己參與之任務報告現階段模式之模擬成果並與實驗數據進行比對。

表 6-3：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
The seminar on disposal concept and Repository detailed technology	2017 年 5 月 15 日至 5 月 19 日/瑞典 SKB	由 SKB 專家針對處置概念、處置場細部設計、工程障壁設計等議題與高放團隊成員進行研討。
Spent Nuclear Fuel Workshop	2017 年 9 月 25 日至 9 月 29 日/瑞典 SKB	由 SKB 專家針對用過核子燃料特性、破損燃料分析經驗分享、高燃耗燃料分析等議題與高放團隊成員進行研討。
DECOVALEX-2019 4th Workshop	2017 年 10 月 10 日至 10 月 12 日/ DECOVALEX-2019 團隊	DECOVALEX-2019 第 4 次研討會，各研究團隊就自己參與之任務報告第一階段之模擬成果與實驗數據進行比對，並探討各研究團隊使用不同模式模擬成果之差異。
台法高放射性廢棄物技術合作協議書簽署	2017 年 10 月 18 日/法國 Andra	赴法國與「法國國家核廢料管理局(Andra)」簽署放射性廢棄物技術合作協議書。
高放處置安全功能評估研討會	2018 年 4 月 9 日至 4 月 11 日/瑞典 SKB	由 SKB 專家針對安全功能指標、設計準則、安全功能評估、瑞典建造執照申請經驗分享等議題與高放團隊成員進行研討。
台美高放處置技術交流會	2018 年 4 月 18 日至 4 月 20 日/美國 Sandia National Laboratories	經由「台美民用核能合作協定」，由美國 Sandia 國家實驗室派員來台，進行 PFLOTRAN 程式分析教學。
DECOVALEX-2019 5th Workshop	2018 年 4 月 22 日至 4 月 27 日/ DECOVALEX-2019 團隊	DECOVALEX-2019 第 5 次研討會，各研究團隊就自己參與之任務報告第二階段之模擬成果與實驗數據進行比對，並探討各研究團隊使用不同模式模擬成果之差異。
DECOVALEX-2019 6th Workshop	2018 年 10 月 15 日至 10 月 18 日/ DECOVALEX-2019 團隊	DECOVALEX-2019 第 6 次研討會，各研究團隊就自己參與之任務報告第二階段之模擬成果與實驗數據進行比對，並探討各研究團隊使用不同模式模擬成果之差異。
DarcyTools 程式授權與訓練	2016 年至 2018 年/瑞典 SKB	辦理各項關鍵技術交流/研討會，以及完成 DarcyTools 程式授權與訓練。
腐蝕模式開發與建置	2016 年至 2018 年/加拿大 Integrity Corrosion Consulting Ltd(ICC)	Dr. Fraser King 提供腐蝕模式開發之訓練與顧問諮詢，完成廢棄物罐破壞評估報告。

6.6. 經費概估

由於用過核子燃料最終處置計畫所需的相關技術發展與調查的經費龐大，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，使處置計畫得以順利進行。

根據「核能後端營運總費用估算與每度核能發電分攤率計算」報告(台灣電力公司，2011)，針對用過核子燃料最終處置費用成本的估計，自潛在處置母岩特性調查與評估階段至場址詳細調查與試驗階段，以及處置設施完工前之相關研究金額約為 142.09 億元，將此經費除以 6 部機組運轉 40 年約 4,776 噸鈾的用過核子燃料數量，得研發平均單價為 0.03 億元／噸鈾。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。

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

至於處置設施建造階段所需費用，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 4 部份，各區建造費用估計分別為 74 億、33.35 億、87 億及 25.82 億元，加上間接工程費 33 億元，總計此一階段費用估計約為 253 億元(上述金額採 2008 年之幣值)。

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

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

7、候選場址評選與核定階段工作規劃

用過核子燃料最終處置計畫於 2018 年進入「候選場址評選與核定」階段(2018 年~2028 年)，本階段工作在運用「潛在處置母岩特性調查與評估」階段所建立之技術及獲致的成果，包括初步取得的岩體可能範圍、大小尺寸、構造的可能位置及基本地質特性等資料，從國土範圍中挑選合適的潛在處置母岩並建議列為未來處置設施設置的數個地區，進行候選場址的特性與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，進而評選出處置設施設置的建議地點，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安全評估技術建立，同時亦從候選場址處置設施功能與安全觀點，提供作為評選場址之參考。

7.1. 技術工作規劃

「候選場址評選與核定」階段為期 11 年(2018 年~2028 年)。整體計畫發展策略規劃分為 2 期進行，分別為前 4 年「調查準備期」(2018 年~2021 年)與後 7 年「區域調查期」(2022 年~2028 年)。

技術工作規劃與發展路徑圖，依照「場址合適性」、「工程設計」與「安全評估」的技術架構類別分述於本小節，目標在本階段達成完成候選場址的調查與評估並建議優先詳細調查之場址，以及建立候選場址安全評估之技術。

7.1.1. 場址合適性調查技術

用過核子燃料最終處置計畫已正式進入「候選場址評選與核定」階段，本階段預計達成目標之一為「完成候選場址的調查與評估並建議優先詳細調查之場址」，故進行候選場址特性調查是本階段重點工作項目之一。為達此明確階段目標，台電公司整體盤點上階段「潛在母岩特性調查與評估」階段所建立之母岩特性調查技術，並根據國際同儕審查與國內專家學者之意見與建議，建構本階段應持續發展建置

之場址合適性調查技術項目，本階段整體發展路徑如圖 7-1所示。各項目的技術內容皆為掌握候選場址地質特性所需之關鍵技術，並期以連接下一階段的「場址詳細調查與試驗」階段。

針對候選場址與處置設施進行技術發展，本階段針對場址合適性將建置6大項技術發展項目，包括：「現地調查試驗程序與整備」、「地質單元及地球物理調查」、「水文地質及地球化學調查」、「地質構造及大地應力調查」、「長期監測與樣本分析技術」與「地質描述模型與資料視覺化建構技術」，各分項的規劃項目詳如表 7-1。

表 7-1：場址合適性調查技術分項規劃表

分 項	技 術 項 目
現地調查試驗程序與整備	調查技術及設備研發引進
	地質鑽鑿探勘技術
	調查試驗分析程序標準
地質單元及地球物理調查技術	空中地球物理探測技術
	地表地球物理探測技術
	地球物理井測技術
	地質單元解析技術
水文地質及地球化學調查技術	地層透水性調查技術
	水力連通性調查技術
	深層岩石及地下水採樣分析技術
地質構造及大地應力調查技術	孔內現地應力調查技術
	間接式現地應力調查技術
	地質構造之古應力反演技術
長期監測與樣本分析技術	樣本性質量測與分析
	地表長期監測
	孔內長期監測技術

表 7-1：場址合適性調查技術分項規劃表(續)

分 項	技 術 項 目
地質描述模型與資料視覺化 建構技術	區域地質描述模型
	水文地質描述模型
	地球化學描述模型
	岩石力學描述模型
	地表系統描述模型
	遠場傳輸特性描述模型
	參數敏感度與尺度變異性之研究



圖 7-1：場址合適性調查技術整體發展路徑圖

7.1.1.1. 現地調查試驗程序與整備

(1) 調查技術及設備研發引進

處置的安全性是整個處置計畫的首要目標，地下處置工程的設計、開挖及其安全性的評估，不能單靠憑空的想像及假設，必須盡可能架構於現地的地質特性數據，及有所根據的地球科學論證基礎。現地調查技術及設備的研發引進之目的，主要評估國際新穎調查技術之發展，持續關注最新調查技術之效益，視需要進行技術的開發或設備引進。以確保將來進入候選場址現地調查時，可更有效取得處置工程設計及安全評估所需的現地地質特性數據，或建構相關的科學論證基礎。

處置計畫在「潛在母岩特性調查與評估」階段陸續建置了多項深層地質調查技術與設備，並實際於不同地質環境區完成實測，獲得許多臺灣本土深層地質特性數據，相關成果已彙整於 SNFD2017 報告，亦已完成國際同儕審查及肯定。然而隨著計畫的進行，多數現地調查設備已老舊損耗不敷使用，數據記錄器或電腦系統無法取得更換零件或讀取系統，且隨著科技進步，市面上出產了更實用、更精確、更創新的調查設備及資料解析軟體，處置計畫應與時俱進，根據前期計畫所累積的實務經驗，維護更新相關現地調查設備及資料解析軟體，確保現地調查的執行及動員能力，並持續掌握及接軌國際技術的發展。

考慮處置計畫處置環境調查之需求，應針對區域或場址之地質特性來設計鑽探方式，盡可能降低對地質環境的擾動，並透過地質探勘井下的長期試驗與監測，提供各種深度調查所取得之處置環境背景條件(例如還原環境特性)。本階段將精進已建立之鑽探與封井技術，依不同候選場址岩層特性差異，進行鑽探工作，針對特定區域可能存在的構造帶、海/淡界面、陸海域地質與構造延伸性等需求，搭配選址作業完成候選場址鑽探及井下試驗相關作業。

(2) 調查試驗分析程序標準

為了確保處置計畫相關調查作業之品質與數據可追溯性，透過整合相關工作組間之界面關係，建立整體調查與單項技術之作業辦法，以符合品保計畫相關品保準則，凡對本計畫品質有影響之調查/監測/分析作業，將以作業程序書加以事先規定，並須遵照作業程序書之規定執行。作業程序書必須訂有適當的量或質的合格標準，以為執行之依據，並視需要敘明與其他分項或單位之界面，藉此管制影響計畫品質的作業。作業程序書與紀錄文件表單皆須清楚明訂相關建立、審查、核准之權責。

對本計畫品質有影響之量測及試驗設備，應建立校正、維護及管制辦法；量測及試驗設備之準確度須維持在要求之限度範圍內；另依據量測及測試設備的穩定性，訂定校正方法和校正週期，並定期校正或調整；量測及測試設備之校正紀錄須加以保存，並可追溯其校正紀錄。至於對本計畫品質有影響之電腦程式，應遵照電腦程式測試程序執行，測試的方法須足以驗證電腦程式的特性，以確保受測試的電腦程式能執行其特定功能，並將測試結果須列入紀錄。

7.1.1.2. 地質單元及地球物理調查技術

(1) 空中地球物理探測技術

潛在候選場址篩選是放射性廢棄物地質處置初期的重要任務，扮演承先啟後的關鍵性角色，以臺灣地區多山的地形環境，在短時間內完成大範圍地質探測是本階段工作的最大挑戰。空中地球物理探測(airborne geophysical survey)將量測設備安裝在飛行器上，在空中依網格狀航線飛行並進行探測，經處理後產出地層磁感率、密度及電阻率三維模型，提供分析岩體及地質構造分布，是最有效率且測點涵蓋率最高的非破壞性探測技術，能在不受地形及海水影響情況下，提供潛在候選場址篩選所需之大範圍高精度的地下地質資訊。

本階段將應用已建立的有人直升機磁力探測技術，配合處置計畫任務需求進行區域地質探測，提供潛在場址篩選的關鍵資訊。並

發展無人機磁力探測技術，以克服有人機低機動力的缺點，提高小區域探測解析度。此外，也將發展直升機載具空中重力探測技術，結合已建立的空中磁力探測技術，配合區域調查需求，同時獲取磁力與重力雙重資訊，提高探測效率及地質解釋的可靠性。

(2) 地表地球物理探測技術

地表地球物理探測技術具有低成本、快速、及非破壞性探測的優點，藉由精密儀器量測，經資料處理及分析後獲得地表下各深度地層的物理性質分布。各國在進行放射性廢棄物地質處置工作時，均藉地球物理探測成果，搭配鑽井及地表地質調查等資訊，建構合理的地下地質概念模型，作為後續安全評估所需之基本資訊。本階段主要工作包括：(a)應用已建立的地表地球物理探測技術，配合處置計畫任務需求進行區域地質探測，提供潛在場址篩選的關鍵資訊。(b)配合處置計畫任務需求進行區域地質探測，精進震波探測技術，發展被動式震波探測，以因應未來山區或離島等不適合使用人工震源之地區進行震波探測。(c)精進全坑道斷面地電阻及震波探測技術，銜接後續調查工作。

(3) 地球物理井測技術

鑽鑿地質探測井雖是一種獲得地層直接資訊的重要方式，然而岩心僅能獲得有限的資訊，為了使鑽孔發揮最大功效，可將各種功能不同的探測器置入鑽孔內，在較接近地層的環境中，沿著鑽孔方向，連續偵測地層中岩石、土壤及地下水的各項物理及化學性質，可藉以分析有關地層岩性、層面、破碎帶或裂隙構造的分布位置等地層資料。由於井測記錄為深入地層中的連續性資訊，且其量測範圍較大，可以補充岩心資料之不足，並可提昇各鑽孔間岩心對比的可信度，作區域性的地層對比，讓費用昂貴的鑽孔發揮更大之效益。配合區域調查之鑽探工作，本階段將進行單孔地球物理井測或跨孔地球物理井測，並提升單孔地球物理井測資料之定量解析技術，如裂隙分布密度、岩性變化、地質構造帶等重要地質及水文地質資訊，以銜接後續的場址精查工作。

(4) 地質單元解析技術

三維地質模型是地質調查的重要產出，是安全評估的關鍵輸入。而地質單元解析技術透過分析地質單元與地層物性特徵間的關聯性，將地層物性分布轉換成地質單元分布，是進而建構三維地質模型的關鍵技術。本階段將建立高精度光學數值地形建構技術，投入發展機器學習輔助地質單元的判釋技術，改善地質單元比對的客觀性與準確性，並採取國際合作模式，加速引進包含地形的地電阻、大地電磁與震波三維成像技術。

7.1.1.3. 水文地質及地球化學調查技術

地質處置設施的安全設計概念中，最主要的安全功能乃於整個評估期間，必須圍阻用過核子燃料使其安全地滯留於銅質廢棄物罐中。當工程障壁喪失圍阻核種的功能時，則須倚賴作為天然障壁的處置母岩限制地下水流動與遲滯核種傳輸，使核種的輻射強度在影響人類生活環境之前，已衰減至符合法規之要求。

為了達成上述目標，藉由地質岩層極低的地下水流速，達到延遲核種遷移的效果，因此必須設置地下水觀測井監測及進行現地相關水力試驗，計算岩層或裂隙地下水流及溶質傳輸模擬所需參數，如水力傳導係數、貯水係數、延散係數、破裂面水力內寬及有效孔隙率等。後續藉由地下水流場傳輸模擬，分析並掌握地下水流動行為，建立岩層地下水流概念模式，協助最終處置設施場址進行安全評估。

針對結晶岩類之潛在母岩而言，地體構造活動會使其發育深度、程度、大小不同的區域性裂隙或破碎帶，考量完整結晶岩體的低滲透性，因此地下水以及核種的主要傳輸路徑將以導水裂隙群連通所形成之裂隙網路為主。然而，岩體中裂隙分布複雜，以傳統岩心井錄及地物井測直接判釋連通的裂隙網路實屬不易，目前大多採用地球物理井測與封塞水力試驗等方式間接推估，直接方式則以示蹤試驗為主。

傳統的間接調查方法係利用小尺度下地質探測井孔內攝影判釋的裂隙特性，搭配中尺度及大尺度地表裂隙及構造線型所推估的裂隙尺寸，經由地質統計的方式找到各個裂隙參數的最佳分布，接著透過電腦軟體工具的處理，即可串聯有連通的裂隙路徑，形成所謂的離散

裂隙網路。若情況許可，通常會配合上述的跨孔示蹤試驗，用以驗證所建立的裂隙網路模式是否合理。而近年來研發之新型示蹤試驗技術則可直接偵測跨孔裂隙水流路徑，提供母岩傳輸模型及水文地質模型所需之裂隙水流路徑與傳輸參數。

在地質處置設施的安全設計概念中，天然障壁系統的母岩及其地質環境的特性，除了會直接影響核種在地質圈的傳輸行為外，亦會影響工程障壁系統阻絕、遲滯核種遷移的功能。例如：

- (1) 地下水的流動特性與化學條件，除了會影響核種在地層的遷移速率與分布情形外，亦是影響廢棄物罐之腐蝕速率的關鍵因素。
- (2) 母岩的熱與力學特性，除了與處置坑道的穩定性有關外，也會直接影響工程障壁系統的功能。

由於天然障壁系統的特性因地而異、不確定性高，因此各國在其處置計畫工作中，均將天然障壁系統的調查與評估，列為關鍵的研究課題。針對深層岩石與地下水進行採樣，是瞭解天然障壁特性最直接的調查方式，同時也是獲取安全評估所需地質特性參數的必要手段。

(1) 地層透水性調查技術

當圍阻用過核子燃料的工程障壁失效時，須倚賴作為天然障壁的處置母岩限制地下水流動與遲滯核種傳輸，使核種的輻射強度在影響人類生活環境之前，已衰減至符合法規之要求。因此如何詳實描述處置母岩的水文地質環境特徵是相當重要的工作，因此本階段將持續精進現地水力調查技術，研發重心集中於低透水性岩層水文特性調查與資料解析技術的發展。並規劃自國外引進或是自行開發量測相關水力參數的設備，發展高精度地層透水性調查技術，獲取岩層或裂隙地下水流及溶質傳輸模擬所需參數，後續藉由地下水流場傳輸模擬，分析並掌握地下水流動行為，建立岩層地下水流概念模式，協助最終處置設施場址進行安全評估。

(2) 水力連通性調查技術

針對結晶岩類之潛在母岩而言，地體構造活動會使其發育深度、程度、大小不同的區域性裂隙或破碎帶，考量完整結晶岩體的低滲透性，因此地下水以及核種的主要傳輸路徑將以導水裂隙群連

通所形成之裂隙網路為主。然而，岩體中裂隙分布複雜，以傳統岩心井錄及地物井測直接判釋連通的裂隙網路實屬不易，目前大多採用地球物理井測與封塞水力試驗等方式間接推估，直接方式則以示蹤試驗為主。

考量本階段地質調查精度相對提高，除了更新現有的調查設備外，將加強對於大尺度地質構造的判釋，輔助地表露頭量測成果，經由地質統計的方式建立具有可信度的裂隙模型，並與跨孔示蹤試驗結果相互驗證。此外，將嘗試研發新型示蹤試驗技術，透過直接偵測跨孔裂隙水流路徑，提供母岩傳輸模型及水文地質模型所需之裂隙水流路徑與傳輸參數。

(3) 深層岩石及地下水採樣分析技術

本階段工作將配合調查技術及設備研發引進，進行深層採樣設備的更新、測試與維護。並持續提升代表性深層岩石及地下水採樣技術、接軌國內外相關技術的最新發展，以確保現地調查的執行及動員能力，因應未來母岩及其地質環境特性調查之任務需求。

7.1.1.4. 地質構造及大地應力調查技術

(1) 孔內現地應力調查技術

處置母岩之力學特性與開挖過程之變形特性，是處置隧道開挖設計時關鍵的考量因子。而在處置隧道的配置設計上，現地應力之大小與方向往往是影響隧道安全性的主要因素，且主隧道的延伸方向與主應力大小及方向三者間之關係對開挖擾動帶之範圍大小影響甚鉅，亦會影響整體隧道之穩定性。另外，處置隧道開挖過程中，隧道周圍的岩體應力狀態改變會致使隧道發生變形行為及影響其水力特性，故瞭解處置隧道開挖前、中、後之應力變化，乃是工程設計與安全評估需考量的重點。

本計畫過去已完成包括水力破裂法量測技術、套鑽法量測技術與既存裂隙水力破裂量測等孔內應力調查等技術之建置與現地測試，由於本項技術必須於探查孔內進行，考量不同地點、不同深度岩體所處的現地應力數值，均可能不相同，現階段將持續以技

術精進為主，並依調查進度視需要更新設備，建立區域現地應力最大與最小主應力方向與數值之分析技術。

(2) 間接式現地應力調查技術

間接式現地應力量測技術，主要倚靠侵入式鑽探調查之取樣岩心，其施測的方法如岩心非彈性應變回復法 (Anelastic Strain Recovery, ASR)、音射法 (Acoustic Emission Method, AE)、岩心直徑試驗法 (Diametrical Core Deformation Analysis, DCDA) 等，利用岩心分析應變膨脹量與壓縮量的變化，來逆推岩心原深度之應力狀態。本項技術所產出之資料包含三軸應力之方向 (傾向、傾角) 與應力值等參數，提供特定深度、特定區域實際的應力型態與數值。本階段將進行相關量測系統之開發測試與操作流程精進，配合調查試驗程序標準，訂定作業程序。並與地質構造之古應力反演技術進行整合，提升應力研究的整體技術與應用，區域現地應力結合古應力演化結果，能探討未來應力演化方向與機制，評估處置設施於未來百萬年尺度中，所預見之應力狀態與構造演替，提供處置坑道設計評估與防範。

(3) 地質構造之古應力反演技術

工程障壁僅能提供百年尺度的安全設計，但天然障壁與地體構造的優勢可提供百萬年尺度之屏蔽，因此研究過去歷史來了解未來的構造地質演化是非常關鍵的議題。古應力反演提供本計畫評估地下處置設施場址的長久地質演化推論，並能提供既有斷層調查、破碎帶與剪切帶特徵與性質，來達到避開既有破碎帶與地質構造弱面之工程參考。古應力反演技術更能解算出構造發生時之三軸相對應力方向與大小，能確切的了解在時空演化下，大地應力的拉張與壓縮特性是如何演進的。

本階段將持續精進古應力反演技術，針對岩體之構造證據進行現地量測，進行古應力反演與構造判讀，討論構造演化對處置設施場址之影響。透過古應力反演與構造演化之綜合分析結果，規測未來百萬年尺度之區域地體環境之演化模式。並與間接式現地應力調查技術進行整合，提升應力研究的整體技術與應用，古應力

分析能提供區域現地應力探討未來應力演化方向，評估最終處置設施於未來百萬年尺度中，所預見之應力狀態與構造演替，提供處置坑道的設計評估與防範。

7.1.1.5. 長期監測與樣本分析技術

(1) 樣本性質量測與分析

透過地質鑽探及孔內採樣設備所採集的代表性岩樣及水樣，必須再經過適宜(如時效性)且符合相關規範的樣本量測與分析作業程序，方能獲得母岩及其地質環境特性參數。樣本性質的量測與分析技術大致可分為物理性和化學性等兩大類。其中，物理性質類包含岩石力學特性、岩石熱特性，及岩石水力特性；化學性質類則包含水樣的化學成分分析、岩樣的礦物組成分析，與同位素化學及定年分析。本計畫於「潛在母岩特性調查與評估」階段，已利用花崗岩質母岩的岩樣及水樣，建立其基本特性的量測/分析程序，相關資訊與成果已彙整於SNFD2017報告。本階段的工作重點將為獲取更為詳盡且可靠的母岩及其地質環境特性參數，以期建立更接近真實狀況之場址特性描述模型。

(2) 地表長期監測

地質環境背景資料長期監測技術的發展，為處置設施地表系統描述模型建構的基礎。藉由長期監測數據，對於區域性的地震與斷層活動、抬升、沉陷以及侵蝕等作用之調查，配合現有地形資訊與地質圖等進行綜合解析，考量監測技術的時間因素與長期監測數據之間的空間分布關係，將可實現對地表地形未來演化模型建立的概念化及數值化。地表水文監測，則提供地表水與地下水綜合分析所需之資料，並藉由模式分析技術可推估處置設施場址之入滲速率，其結果可協助率定水文地質描述模型所需之邊界條件與初始條件，這些資料後續都將作為工程設計與安全評估的參考依據。

地質環境長期穩定性評估將為此階段重點，短期內由微震資料、GPS連續觀測以及裂隙活動性監測，逐年累積足夠的觀測數據，

進行地質環境資料監測收集與解析。持續累積觀測數據，綜合分析區域性岩體穩定性，提供場址評選階段的依據。藉由地表GPS監測時序分析數據與坑道裂隙活動性歷時紀錄，計算地表與裂隙位移變化趨勢與速率，並搭配區域地震與斷層活動分布之分析與調查結果，獲知地下斷層活動與地震發生機率評估。藉由累積各項監測結果，推估區域性的長期變化趨勢，可互相輔助以作為處置設施地質穩定性因子的判斷依據。

(3) 孔內長期監測技術

相較於地表的監測，孔內的監測更能反應深層母岩及其地質環境的實際特性。水質監測若抽至地表再進行量測，則其水質會因溫度、壓力的改變，及氣體的溶出等因素而產生變化，因此需發展孔內直接量測的深層水質監測技術。此外，於孔內進行井下地震之監測，也更能確保深層地盤的受震反應，分辨地表與深層地盤震度的差異性。本階段規劃將進行相關監測設備的更新、測試、維護，與設備運輸模組化設計，建置井下地震監測系統設備，發展井下地震本土化監測與時序分析技術，並持續掌握與接軌國際相關技術的發展。

7.1.1.6. 地質描述模型與資料視覺化建構技術

彙整地質調查資料建立場址尺度概念模式，發展資料視覺化的評估分析技術是本階段的研發重點，地質描述模型將是地質調查資料、工程設計、安全評估三者之間整合的重要基礎。依照不同分析需求與場址特性，本階段將規劃發展包括區域地質、水文地質、地球化學、岩石力學、地表系統、遠場傳輸特性等描述模型的建置。

(1) 區域地質描述模型

區域地質描述模型提供地質與構造現地調查數據的時空分布關係，據以展示影響處置安全的現地特性，並能據以獲取各領域專業的不同解釋，因而可應用現地數據進行工程設計及安全評估。利用3D地質單元展示軟體，能有效提供水文地質、水文地球化學及岩石力學模擬技術所需的邊界條件，進而模擬地質特性對地下

水流場、地質構造位移及長期氣候變遷對處置環境安全條件帶來的影響。此技術重要性在於鑒別與評估可以影響處置環境長期安全性的影響因子，因此分成多期次、反覆回饋的方式不斷更新區域地質描述模型，直到完成處置設施安全案例。初步計畫可以既有資料蒐集彙整建構，並據以規劃現地特性調查工作，利用3D地質單元展示的方式，獲得不同地質尺度的調查資訊，並整合各領域討論成果，彙整更新成新的地質概念模型，提供各領域數值模擬、工程設計及安全評估參考。甚至因應選址過程需求先以一般性地質概念模式進行既有資料彙整，而後根據候選調查區域資料精進更新成候選場址概念模式。

考量最終處置設施長期安全性，必須納入板塊運動與氣候變遷帶來的關鍵地質影響因子：深層流體、火山活動、地震斷層活動、泥貫作用、抬升沉陷、海水面變遷等。針對地質處置環境周圍的關鍵地質影響因子等自然現象，藉由調查與探討關鍵地質環境因子影響範圍與再發生頻率，據以評估地質處置環境長期地殼穩定性和環境變遷。

(2) 水文地質描述模型

在最終處置設施的安全設計概念中，地下水的流動特性，是影響核種在地層遷移速率與分布的主要因子，因此為確實瞭解深層水文地質特性，必須先行掌握與建構深層地質處置母岩與構造空間分布的地質特性與水文概念模式。最終處置設施場址藉由評估處置地點的水文地質特性後，方能進行妥善工程設計及安全評估的數值模擬，量化分析地表生物圈的輻射劑量，以評估地質處置設施的功能是否符合法規的安全規範。

深層地質處置所需考慮的水文地質特性參數主要可分為2大類，包含現地水力試驗成果(如地下水流向、阻水構造、地下水來源、水力傳導係數、導水係數、貯水係數及入滲率等)，以及連通的導水構造(如破碎帶、不同岩體單元接觸帶、岩體單元內部之裂隙形成的導水網路等)。針對水力特徵參數應用於最終處置設施的工程設計及安全評估，通常透過數值分析找到參數最佳統計分布，建

構三維裂隙岩體的水文地質模型，探討離散裂隙網路從處置深度至人類生活圈的連通路徑，評估核種遷移對人類生活圈影響性。

(3) 地球化學描述模型

處置環境的地下水地球化學特性，直接影響著緩衝回填材料與廢棄物罐材質的化學穩定性與長期完整性，而地下水的地球化學特性是地下水來源、圍岩種類、岩-水反應、所處深度、水流路徑等複雜反應的綜合結果。若是近場一旦發生核種外釋現象，處置環境中的地下水地球化學特性，必然控制了外釋核種的溶解度與遷移性；除此之外，地下水的酸鹼度及氧化還原條件，亦對工程障壁(如緩衝回填材料)的材料功能有著重要的影響性；換言之，處置環境的地球化學特性是整個處置系統長期安全性的關鍵控制因子。由於處置計畫評估的時間長達百萬年，隨著時間逐漸演進，處置系統所處之地體構造環境、氣候自然環境都可能發生變化，從而改變深地層之地下水組成、岩-水反應、地下水Eh與pH等特性，並對處置系統的穩定性造成影響。

本技術項目將透過地化模擬工具，輔以必要的熱力學資料庫整合、環境同位素應用、岩-水反應、穩定相圖等技術發展，進行不同情境下隨時間演化的相關模擬，建構地球化學描述模型。所產出之遠場地下水Eh-pH特性、化學組成、礦物組成等資訊，將提供給「工程設計」及「安全評估」項目，作為建構功能與安全評估所需水文地球化學參數之計算基礎。

(4) 岩石力學描述模型

在最終處置設施場址的設計中，母岩材料的岩石力學特性，是直接影響處置坑道的開挖與工程設計的重要參考依據。岩石力學描述模型係針對現地調查資料進行數據整合分析，從而獲取岩石力學概念模式所需之關鍵參數。岩石力學概念模式包含基本的力學變形行為以及岩石之熱傳性質。變形行為係利用岩石的彈性參數(體積模數與剪力模數)描述岩體受力後之變形行為，以及利用其強度參數檢核及受力後之破壞機制。而岩石在受熱過程中所產生

的熱應力也會影響其破壞機制，因此熱性質也將一併考慮在本項建置技術中。

(5) 地表系統描述模型

地表各區域之地景分布會影響生物圈中核種傳輸、遷移與曝露途徑，進而影響劑量評估結果。故建立地表系統描述模型，才能更完整地評估核種外釋之影響。然而地景會隨著時間的推移而改變，因此要以模型描述地表，就必須考慮地表隨時間改變之演化。改變地表地景主要的關鍵因素之一，即為氣候、地表水文與海平面的變化。海平面會因氣候演化與板塊變動而有所不同，地表水與地下水的流場亦隨之受到影響，最終造成安全評估結果之變化。本技術將地表系統依照氣候與水文條件進行模型化，以預測未來地表之演化，應用至後續安全評估模型中。

(6) 遠場傳輸特性描述模型

核種由最終處置設施外釋的過程中，將透過地下水經由母岩進入生物圈，因此如何描述過程中的傳輸特性將成為安全評估之重要課題。本計畫將三個主要的傳輸機制：母岩平流特性、母岩有效擴散特性及母岩遲滯特性分項探討，探討每項作用機制對於溶質傳輸之影響，並與現地試驗資料交互驗證，其最終目標為建立遠場傳輸特性描述模型供後續工程設計與安全評估使用。

(7) 參數敏感度與尺度變異性之研究

場址描述模型是地質處置計畫之「地質調查」、「處置工程設計」及「安全評估」等3大工作類別間的主要溝通介面。不論如何精細的調查，場址描述模型的不確定性，是必然存在的；相關的不確定性包含地質參數的數值、起始條件、邊界條件及地質構造單元的尺寸等，均存在不確定性。因此，處置工程設計及安全評估工作，必須考量地質參數不確定性對設計及安全評估結果的影響性。本技術項目將針對前述建立的場址描述模型，基於對地質環境及概念模式的認知，透過數值模擬工具，進行地質特性參數與條件的數值擾動，探討處置計畫所關切之地質參數的特徵及範

圍，做為「處置工程設計」及「安全評估」所需考量參數不確定性分析之數值範圍的計算基礎來源。

7.1.2. 處置設計與工程技術

「候選場址評選與核定」階段依處置計畫時程，應於2025年完成處置設施概念設計。故本階段工程設計技術建置工作以完成處置設施概念設計為任務目標導向，配合發展所需的長期性能評估技術；興建、運轉、封閉技術；處置設施與工程障壁技術等。本階段整體發展路徑如圖 7-2所示，在未有明確場址以前，將持續發展通用的工程設計相關技術，並著重處置系統的本土適用性驗證，技術發展主題包含概念設計與接續的設計分析工作，以及精進長期性能評估技術。具體工作項目如下：

(1) 概念設計

- (a) 建立設計基準與需求。
- (b) 概念設計流程與設施模型建立。
- (c) 工程障壁概念設計。
- (d) 地下設施概念設計。
- (e) 運送系統概念設計。

(2) 設計分析

- (a) 設計餘裕與優化分析。
- (b) 初步設計規格。
- (c) 工程障壁製造程序與運轉流程評估。

(3) 長期性能評估技術

- (a) 廢棄物罐長期耐腐蝕性能評估。
- (b) 廢棄物罐長期耐圍壓與耐震性能評估。
- (c) 近場熱傳分析。
- (d) 建立緩衝/回填材料元件製造技術。
- (e) 緩衝/回填材料長期性能評估。
- (f) 緩衝/回填材料長期耐侵蝕性能評估。
- (g) 地震剪力位移與地震危害度分析評估。

(h) 處置設施材料開發與長期性能評估。

(i) 處置設施配置最佳化。

處置技術發展方面，由於工程障壁設施需配合地質環境條件進行設計，也必須符合法規要求，因此在尚未決定處置設施場址前，本階段將持續參考其他國家在結晶岩中已發展的工程障壁系統，評估引進相關技術與設備，以發展工程障壁性能評估技術為主。技術發展之分項包括「工程障壁特性與性能評估」、「處置系統適用性分析與設計調整」，各分項的規劃項目詳如表 7-2。

表 7-2：處置設計與工程技術分項規劃表

分 項	技 術 項 目
工程障壁性能評估	廢棄物罐特性
	緩衝回填材料特性
	工程障壁受地震作用影響研究
	工程障壁與近場環境影響研究
處置系統適用性分析與設計調整	處置概念分析技術
	工程障壁處置單元設計
	地下設施設計
	地表設施設計



圖 7-2：處置設計與工程技術整體發展路徑圖

7.1.2.1. 工程障壁性能評估

根據 IAEA Technical Reports Series No. 413，性能評估 (Performance Assessment, PA) 為評估系統或子系統的性能及其對設施的保護與安全的影響，其不同於安全評估，在於可以針對處置設施各個障壁元件進行安全功能要求的符合性比較，而不一定需要進行輻射劑量影響評估。在概念設計、初步設計階段將進行性能評估技術之發展；於細部設計階段依性能評估發展基礎，進行工程試驗與分析；在建造運轉階段，則依據實際數據更新性能評估。

因應「候選場址評選與核定」階段之目標需求，需整合運用工程設計分析技術與障壁性能評估技術，配合候選場址區域特性與預期演化條件與安全設計需求，於 2025 年完成處置設施概念設計，成果預計完成廢棄物罐抵抗化學及力學之性能評估、完成緩衝材料與回填材料在未飽和與飽和條件下的特性研究，並建立實驗室尺度耦合試驗能力與性能評估結果作比較、完成工程障壁受地震作用之性能評估與影響研究、完成工程障壁與周圍母岩之熱力-水力-力學-化學之耦合作用影響研究，確保概念設計之適切性，作為銜接下一階段「場址詳細調查與試驗」之設計依據。

(1) 廢棄物罐特性

提升廢棄物罐性能評估技術的可信度，持續精進發展熱力-力學耦合分析技術、腐蝕作用機制與分析模式，並配合未來進行候選場址評選需求，建立抗腐蝕性能與失效評估技術、抗圍壓性能評估等技術，除佐證廢棄物罐設計達到功能要求外，以可驗證概念設計方案應用於候選場址的適切性。

(2) 緩衝回填材料特性

為支持工程設計技術建立，將針對概念設計方案進行性能評估，以使緩衝材料與回填材料能提供近場環境具備穩定的熱力-水力-力學-化學之條件。

(3) 工程障壁受地震作用影響研究

進行處置孔配置設計時，處置孔廢孔準則技術建立亦是降低地震對處置設施影響之關鍵技術。故在進行概念設計方案的同時，須

建立工程障壁抗剪力性能之分析技術，以及具備評估廢棄物罐在百萬年尺度的圍阻失效機率之能力，以提升概念設計方案之工程障壁的健全性。

(4) 工程障壁與近場環境影響研究

探討各種可能發生在近場尺度下之不穩定影響物理/化學因子，以及須考量長週期演化因子如何由遠場母岩作用於近場環境；另亦須預測分析運轉階段之工程行為對近場環境造成之影響。而在百萬年時間尺度下，須著重探討近場水流特性對緩衝材料與回填材料之侵蝕作用、近場地下水組成成分與工程障壁材料的化學反應以及近場微生物活性對工程障壁之不利影響。

7.1.2.2. 處置系統適用性驗證與設計調整

國際上高放處置設施的發展程序，需歷經概念設計、初步設計、細部設計3個階段，各階段配合獲取的地質環境資料，進行安全評估審視長期安全的符合性，以順利推動分階段的處置計畫。

因應「候選場址評選與核定」階段之目標需求，整合運用工程設計分析技術與障壁性能評估技術，配合於2025年完成處置設施概念設計，成果預計包括工程障壁處置單元設計、處置深度與母岩體積評估、處置設施之地表系統與地下設施設計方案、開挖範圍與作業安全技術、處置孔配置設計規劃；同時將透過性能評估與安全評估之初步確認，確保概念設計之適切性，作為銜接下階段之設計依據。

(1) 處置概念分析技術

包含處置設施設計基準需求研究與處置設施概念設計方案，綜合分析處置用過核子燃料與母岩之特性與影響因子，訂定設計基準需求，並基於每個處置單元的安全功能需求，考量影響因子並配合母岩之環境特性，分析處置單元間的功能互補性，確認滿足所應具備的功能，提出概念設計方案。

(2) 工程障壁處置單元設計

基於工程障壁主要安全功能進行通用設計，依照我國用過核子燃料特性、及母岩區域範圍，提出可滿足設計需求的方案，研究過

程將參考國際作法，評估不同設計需求所應採行的對策，形成設計決策，成為各區域概念設計的論述依據，並藉由設計成果反應處置工程的經濟效益，提供選址過程重要的參考資料

(3) 地下設施設計

地下設施須具備工程障壁系統安裝之功能，將基於場址地質特徵條件進行規劃設計，決定適宜的深層處置深度、分析應力條件設計主隧道與處置隧道、分析用過核子燃料衰變熱設計處置隧道與處置孔間距，以及建立各型隧道斷面設計方案並進行力學分析以證明隧道穩定性。

(4) 地表設施設計

地表設施包括封裝廠、監控中心大樓、連通設施進出口及地下作業之機房、以及工程障壁材料單元製造或貯放廠房。地表設施配置與佔地範圍的評估將於「場址詳細調查與確認」階段開始進行，屬於處置設施初步設計的工作項目，本階段將先進行設施結構耐震評估分析之技術發展。

7.1.3. 安全評估技術

「候選場址評選與核定」階段依處置計畫時程，應於2027年完成候選場址安全評估技術之建立。故本階段安全評估技術建置以完成前述要求為任務目標導向，配合發展所需的安全評估方法。本階段整體發展路徑如圖 7-3所示，工作內容著重於發展用過核子燃料最終處置設施特定需求的封閉後長期安全評估技術，涵蓋工程障壁及地質環境在不同情節下處置設施核種外釋的FEPs。技術發展主題包含建立通用性封閉前安全評估技術；建立通用性且符合安全論證的封閉後安全評估技術；以及區域調查、工程設計與安全評估之整合迭代。具體工作項目如下：

(1) 建立通用性封閉前安全評估技術

- (a) 建立運送系統方案可行性與安全分析技術。
- (b) 建立運轉階段之安全分析與意外事故分析技術。
- (c) 建立監測與監管方案需求規劃技術。

(2) 建立通用性且符合安全論證的封閉後安全評估技術

- (a) 建立通用性安全指標與功能指標分析技術。
- (b) 建立FEPs檢核分析與資料庫管理技術。
- (c) 建立處置設施系統之預期演化分析技術。
- (d) 建立通用性之障壁系統安全功能指標。
- (e) 建立障壁圍阻功能分析技術。
- (f) 建立障壁遲滯功能分析技術。
- (g) 精進安全評估流程與情節發展技術。
- (h) 精進廢棄物罐失效模式與分析技術。
- (i) 精進近場之核種傳輸模式。
- (j) 精進遠場之核種外釋途徑與傳輸模式。
- (k) 精進生物圈之劑量分析模式。
- (l) 精進未來人類活動分析技術。
- (m) 精進安全評估全系統模式鍊之連結。
- (n) 建立不確定取樣分析技術。
- (o) 建立安全評估不確定性管理與應用技術。

(3) 區域調查、工程設計與安全評估之整合迭代。

- (a) 建立工程障壁符合安全功能之需求管理流程。
- (b) 建立數據檢核技術與參數資料庫管理。
- (c) 概念設計之安全可行性確認。

因應處置計畫在「候選場址評選與核定」之目標需求，需建立候選場址安全評估技術，包括安全評估方法與情節發展之研究、精進建立生物圈劑量分析模式、依據安全論證需求建立不確定性管理與分析技術，以及依據 SNFD2017 報告之回饋，對應各項安全功能之需求發展評估方法，包括封閉前運送與運轉安全評估、用過核子燃料輻射源項的安全分析、近場與遠場安全功能評估技術、全系統安全評估技術、處置設施演化分析技術等發展；上述技術研發成果將運用於整合處置設施概念設計與候選場址之特性調查與評估，配合於 2027 年完成候

選場址安全評估技術之建立，確保概念設計與候選場址之適切性，以作為選址程序之參考，各分項的規劃項目詳如表 7-3。

表 7-3：安全評估技術分項規劃表

分 項	技 術 項 目
安全評估方法與情節發展	情節發展
	FEPs 檢核與分析
生物圈劑量分析	生物圈安全評估技術
不確定性分析	不確定性與參數敏感度分析技術
安全功能與量化分析	封閉前運轉安全評估
	輻射源項
	近場安全評估技術
	遠場安全評估技術



圖 7-3：安全評估整體發展路徑圖

7.1.3.1. 安全評估方法與情節發展

安全評估之方法起始於檢視可能影響處置系統功能與安全的 FEPs，經由各種 FEPs 的分析，架構處置系統於安全評估時間尺度內之可能演化，組合可能發生的各種情節及案例，並利用數值分析模式鏈之整合分析，量化對處置系統可能之功能與安全影響。情節發展是構成安全評估不可或缺的主體，可檢視各種不同潛在演化條件下的安全功能指標的影響，進而探討工程障壁圍阻失效後的輻射後果影響分析，以確認符合法規之要求；在評估中，需根據發展階段，訂定明確的安全評估流程，並具備回饋機制，以實現設計之最佳化；而情節發展為安全評估中重要的一環，目的係選出處置設施演化過程中，與安全方面相關之重要情節。

安全評估內容中應先指出安全概念、評估目的、方法、法規限值、評估時間尺度等關鍵元素，處置系統的描述應能說明安全評估所需的資訊，包括整體安全概念、系統組件安全功能與評估時間範圍內演化等，同時透過處置計畫的各階段推動與反覆精進，將可使處置系統的知識與資訊更臻成熟；情節發展與確認評估是說明處置設施具備安全性的重要元素，應考慮處置設施在現在與未來環境的變化，並訂定一系列情節發展；分析模式和計算分析過程主要是將情節透過模式簡化與分析，可計算出各個案例的輻射劑量影響；集合各個案例計算結果與分析，可與法規限值進行定量結果討論，以達到比對安全準則之目的，另亦可回饋用於探討處置設施技術發展的健全性。

(1) 情節發展

配合概念設計建立安全評估方法論與作業流程，基於預期演化、較低可能性之事件演化、不可能發生之事件演化、人類未來活動或是不慎入侵等面向進行情節分類研究，以及以系統化分析方法建立情節發展之架構。

(2) FEPs 檢核與分析

綜合分析各個 FEPs 對安全功能指標之影響程度與各個 FEPs 的技術研究成果，執行 FEPs 資料庫之重要性排序研究，建立系統化分析方法，探討障壁系統元件之交互作用影響，精進建立 FEPs 資

料庫管理介面以進行各項技術交互分析之整合，發展 FEPs 資料庫項目管理分析技術。

7.1.3.2. 生物圈劑量分析

處置設施安全評估模式的最終端點，需要考慮放射性核種於生物圈中的傳輸與遷移作用，分析其造成的輻射曝露途徑及對公眾的曝露劑量。基於處置設施安全評估涵蓋期程甚長，對於未來人類生活環境及生活型態均屬於推測，故評估基準上必須具備合理保守。有鑑於此，生物圈劑量分析技術著重於發展及提升放射性核種於環境遷移之預測能力。

當放射性核種外釋至生物圈後，將隨著地表水體之流動而擴散至不同區域，同時於生物圈之生物體中循環遷移，進而對人類造成曝露。進行生物圈安全評估時，首先須建立處置設施區域鄰近之生態系統描述，了解該處生物圈環境，界定可能的核種外釋地點，據此確認潛在曝露群體以及曝露途徑；後續建立相關分析模式進行輻射劑量量化分析，包括依照當地地景建立核種傳輸模型，評估核種外釋潛在區域與影響範圍，考量核種於生物體中的轉換與其對生物造成之輻射劑量影響進行劑量分析，須按照分析邊界找出核種流入生態系統後，可能對人類造成影響之曝露途徑。依照這些曝露途徑，探討各個生態系統的核種遷移係數，以及各個曝露途徑的相關飲食生活習慣等參數，定義出受影響較大之關鍵群體。最後，按照核種傳輸結果，依循所定義關鍵群體之曝露途徑進行劑量評估，找出該群體所受最大劑量，並轉換成生物圈劑量轉換係數，提供安全評估模式鏈整合計算。

7.1.3.3. 不確定性分析

參考 IAEA SSG-14 特別安全導則附錄 II 「封閉後安全評估」(IAEA, 2011, p70-p93)之內容架構，有關安全評估的可信度，可從數據的不確定性、模式的校驗、驗證與確認、情節與案例發展以及參數敏感度等方面來強化提升不確定性分析。在數據的不確定性方面，除可落實增進調查、工程、實驗相關數據分析管理能力，確保數據品質，

回饋提升技術能力水平，建立安全評估的可信度，亦可透過參數敏感度分析，確認特定條件或是參數，以及其對處置系統或子系統的影響程度，增進對障壁系統安全功能的信心，並可依據關鍵參數需求，進而發展對應的不確定度管理策略與作法，提升評估準確性。在模式的校驗、驗證與確認方面，安全評估所採用的模式均應進行校驗、驗證與確認，提升對分析模式應用的可信度。另外，由於安全評估時間尺度長達百萬年，透過系統性的推演處置設施在未來演化時可能發生的各種狀況及其不確定性，以及對應發展一系列的情節發展與案例建構，將可強化對處置設施的長期安全性之論證。

7.1.3.4. 安全功能與量化分析

深層地質處置是基於隔離的概念，將用過核子燃料長期與人類生活的環境隔離，並利用多重障壁概念提供圍阻與遲滯之安全功能，達到用過核子燃料長期安全處置之目的，以確保對大眾與環境的長期安全。

工程障壁與天然障壁之安全功能指標將會隨時間演化而有所改變，透過鑑往知來，可推演或是假設未來演化存在的潛在情節，建立量化分析技術將可提供處置設施可能造成世代子孫與環境的輻射危害，在反覆精進回饋工程設計，即可逐步實現最佳的工程設計，達到安全設計的健全性。

(1) 封閉前運轉安全評估

評估在最終處置設施封閉前，對關鍵群體所接受之輻射劑量及其輻射健康風險是否符合法規之要求。

(2) 輻射源項

進行核種存量與衰變熱分析、核臨界分析、輻射屏蔽分析、用過核子燃料運轉歷程與特性研究，依據廢棄物罐裝載用過核子燃料之衰變熱與核臨界安全設計需求，建立裝載燃料配置技術與分析程序。

(3) 近場安全評估技術

精進放射性核種釋出與傳輸模型，分析近場傳輸至遠場的放射性核種通量率，供探討緩衝材料與回填材料之遲滯功能，以及後續串連遠場核種遷移模型與生物圈劑量分析模型。

(4) 遠場安全評估技術

精進放射性核種釋出與傳輸模型，分析遠場傳輸至生物圈的放射性核種通量率，供探討地質圈之遲滯功能，以及後續串連生物圈劑量分析模型。

(5) 處置設施演化評估技術

分析參考案例之處置設施長期演化過程，基於對參考案例演化分析結果，探討各項障壁之圍阻安全功能指標的變化，運用於後續的情節發展與案例選定。

(6) 安全功能之建立

針對多重障壁的主要組件系統性地發展安全功能與安全功能指標，以具體方式闡明天然與工程障壁預期能提供的安全功能，提供見解給工程障壁系統設計，後續可幫助未來所選定場址的設計最適化。

(7) 全系統安全評估技術

整合安全評估各項技術發展成果，運用概念設計與母岩區域特性等成果，精進安全評估模式鏈，執行各項情節案例的量化分析，並整合結果與法規限值進行比較，達成本階段建立候選場址安全評估技術之目標。

7.1.4. 經費與人力需求評估

近程(2018年至2021年)工作項目及經費概算表列於表 7-4，表中工作項目將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。

表 7-4：2018-2021年工作經費概算表(萬元)

工作項目	2018 年	2019 年	2020 年	2021 年
場址合適性調查技術				
場址調查技術	4,000	5,000	5,500	6,000
長期監測	1,500	1,500	1,500	1,500
地質描述模型建構	2,500	3,000	3,000	3,000
處置設計與工程技術				
工程障壁性能評估	1,500	1,500	1,500	1,500
處置系統適用性分析與設計	1,500	2,000	2,000	2,000
安全評估技術				
安全評估方法與安全功能量化分析	2,000	2,500	3,000	3,000
生物圈劑量分析與不確定分析	2,000	2,500	2,500	2,500
學界及國際合作	4,000	4,000	4,000	4,000
*經費預算概估	19,000	22,000	23,000	23,500

* 預算根據過去執行情況概估，實際以立法院核定數為準。

7.2. 選址作業規劃

「處置的安全性」、「民眾的接受度」、「階段性的場址篩選及回饋修正程序」是高放射性廢棄物最終處置設施選址過程中的基本原則。為確保高放射性廢棄物最終處置推動能符合社會期待及達成社會共識，台電公司規劃以「公正的組織體」、「公開參與的程序」及「客觀的標準」3項原則進行推動，擬規劃選址委員會(「公正的組織體」)與公民參與溝通平台(「公開參與的程序」)，再依該平台所凝聚之意見及我國相關法規(「客觀的標準」)擬訂選址計畫。

(1) 公正的組織體

台電公司初步規劃高放射性廢棄物最終處置設施選址可參照低放處置選址模式設立選址委員會(「公正的組織體」)。選址委員會之組成可由相關機關代表、專家學者、民間團體推薦之代表組成，其中專家學者及民間團體推薦之代表人數不得少於一定比例。惟未來選址委員會成員產生方式、任期、會議召開及決議方式等設置規定，仍須報請行政院核定。

(2) 公開參與的程序

未來選址委員會於擬訂高放射性廢棄物最終處置設施選址計畫時，台電公司初步規劃可委託第三方之公正單位建立公民參與溝通平台(「公開參與的程序」)並負責幕僚作業。公民參與溝通平台之任務，主要係針對包含選址程序與場址適用或禁置之條件等相關議題，透過公民參與方式進行討論以形成共識。公民參與溝通平台須共推決議小組，最終決議小組須向選址委員會提出公民參與溝通平台所達成之共識，作為擬訂選址計畫之依據。惟未來公民參與溝通平台之設置、運作、討論進行方式、參與者及利害關係人之範圍，及其他應遵行事項之管理辦法，仍須報請行政院核定。

(3) 客觀的標準

台電公司初步規劃，未來選址委員會於擬訂選址計畫時，除公民參與溝通平台所凝聚之共識外，亦可將我國相關法規及其精

神(「客觀的標準」)納入選址計畫。於篩選及提報潛在場址時，可優先將放射性物料管理相關法規所禁止之區域、依其他法規禁止開發或已劃定他用之區域，予以篩除，如「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」、「高放射性廢棄物最終處置設施場址規範」及臺灣不得開發與限制開發的相關法令與條文。

本章節之選址作業為目前無高放選址條例之規劃，若未來高放選址條例立法公布施行，選址作業將依據公布之選址條例進行，並依據條例內容另行修訂處置計畫書。

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」並確保處置計畫的順利執行。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」，對處置計畫推展成果，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，透過整合性會議與成果簡報，進行全面性的人才培育、人力管理、技術訓練、技術傳承與計畫延續機制，為確保處置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」為一長期計畫，全程工作之規劃時程長達數十年，包含「潛在處置母岩特性調查與評估」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、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)管理系統等 3 大計畫管理目標，有條不紊逐步達成各階段目標，計畫管理的全時程工作實作流程如圖 8-1 所示。

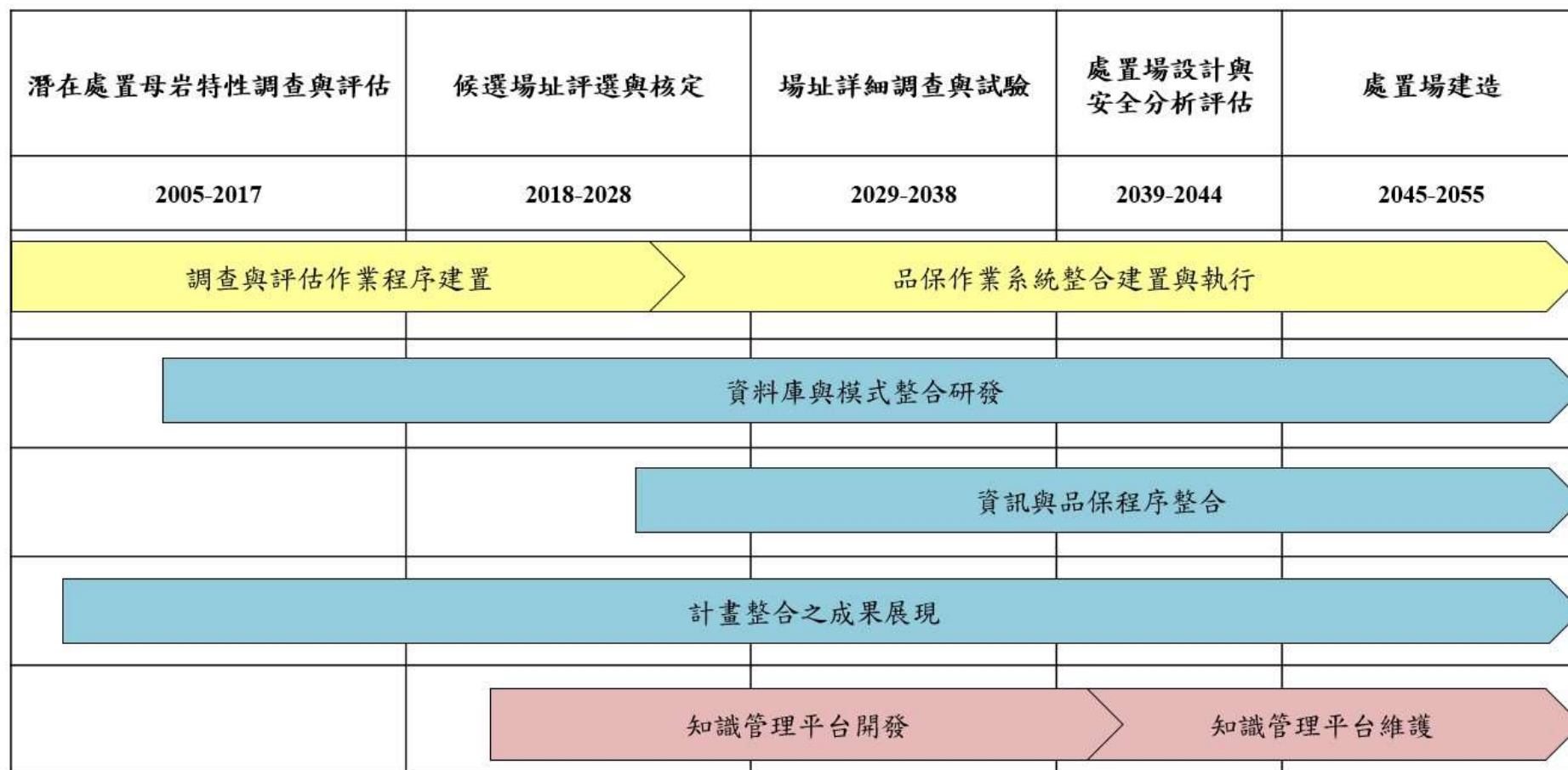


圖 8-1：計畫管理工作項目實作流程

註：各階段期程可能變動範圍，請參考表 6-1。

8.1. 管理組織人員分層架構

台灣電力公司核能後端營運處目前為用過核子燃料最終處置計畫主辦單位，負責計畫執行與管理，主要包括計畫追蹤與考核、技術整合、工作規劃與協調、經費與時程管控等，台電公司其它技術單位為計畫支援單位，協助計畫執行及技術報告審查，本計畫亦聘請國內專業領域之專家學者組成高放技術諮詢小組進行相關技術諮詢與文件之獨立審查作業。場址調查與試驗、工程設計、安全評估及技術發展等相關工作依專業分工由計畫委辦單位及國內學術研究機構共同執行，並與國際研究機構進行技術交流合作或技術諮詢，用過核子燃料最終處置計畫之執行組織架構如圖 8-2 所示。

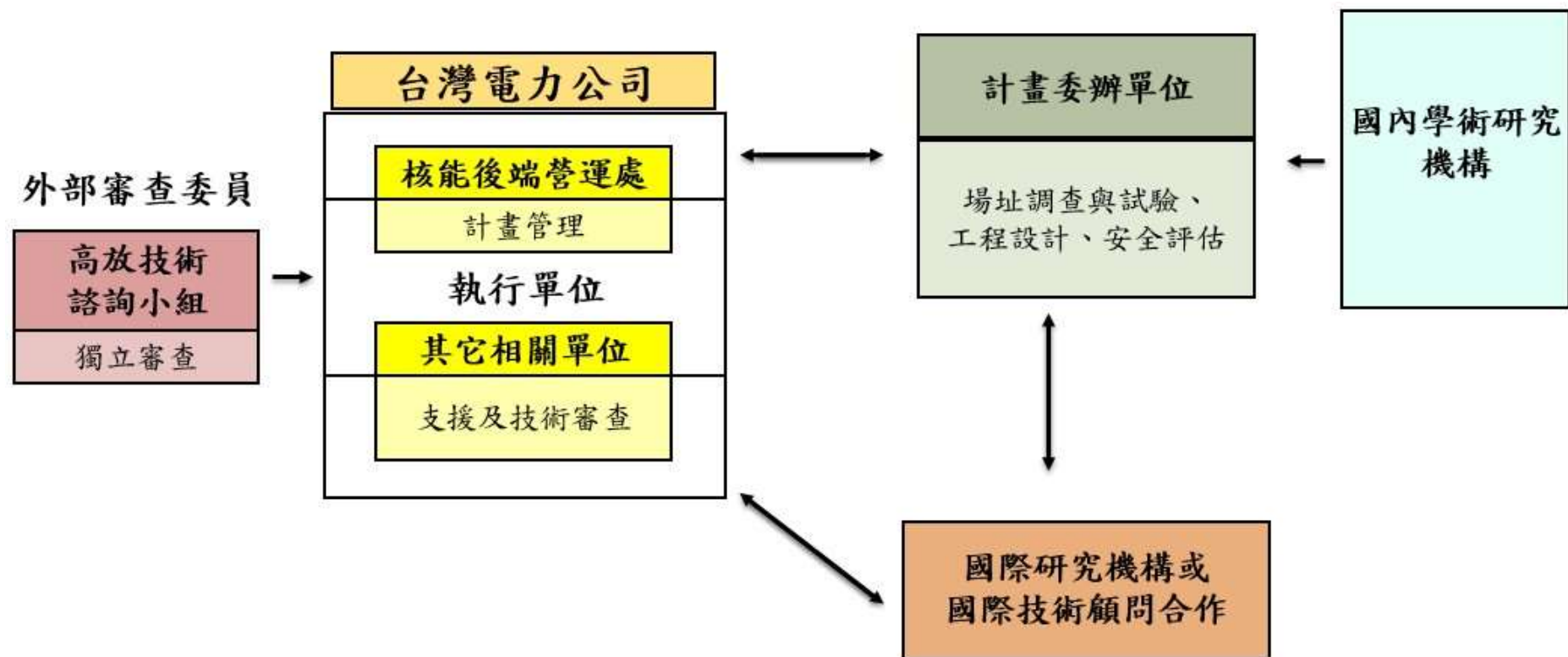


圖 8-2：用過核子燃料最終處置計畫執行組織架構

8.2. 計畫管理工作項目與執行架構

用過核子燃料最終處置計畫各階段之工作項目眾多，須有縝密及系統化的計畫管理進行管控。計畫管理可分為計畫追蹤、審查與考核3項，有關計畫追蹤、審查與考核，其目標為充分掌握各項專案進度和成果，適時配合整合技術之需求，以展現具體成果。計畫追蹤、審查與考核相關之計畫管理作業項目包括：工作規劃與協調、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) 工作規劃與協調：

用過核子燃料最終處置計畫涉及專業領域眾多，總合而論大致可分為：地質調查、工程設計及安全評估等3大項目，3大項目分別包含數十個技術項目，各技術項目又有相關的連結，各技術項目亦可能採用不同模式進行研究分析，故須藉由工作協調會議來做不同技術項目之溝通與整合，強化處置各相關技術之連接與整合運用，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，並依全程工作規劃書之時程進行進度稽查與時程監管。

(3) 文件品管作業：

有效文件可提供對計畫成果、需求考核、內容審查與執行進度等事項進行實質稽查，而這也是計畫執行過程中資訊透明化與可追蹤性的基礎。文件品管作業首先將計畫執行過程中所需之程序，諸如：作業流程、審查、矯正／預防措施…等影響交付成果品質之過程，以書面化的方式擬定作業程序書，做為現階段調查試驗

與評估技術建立等作業之品質管理作業的執行依據。本計畫預計完成之文件品管項目包括：

- (a) 品質文件/紀錄管理系統建置與維持。
- (b) 計畫執行之工作報告、成果報告及參考文獻電子檔製作、建檔、登錄與管制。

(4) 考核作業：

- (a) 缺失改正作業：

計畫執行期間，根據計畫實際執行的狀況，隨時檢討並即時改進相關的作業規定，使品質管理運作更有效率。

- (b) 內部品質稽查：

在計畫執行過程中，依「品質保證作業程序書」的規定，定期對計畫實施品質內部稽核，對不合格事項採取矯正或預防措施，以確保計畫產出品質，並執行追蹤稽查改正措施，有效改正缺失並防止缺失再犯。

- (c) 品質管理訓練：

對計畫成員實施品質管理訓練講習，加強品管觀念並落實品質管理之實施。

8.3. 成果整合與應用

處置技術發展過程，因各項專業領域所考慮之參數不同及各項研究調查產生之數據量龐大，所建立之各資料庫格式也不盡相同，加上所引進之國外安全評估模式、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須進行整合。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。

成果資訊的整合與應用之作業項目主要包括(1)資料庫建置與研發，(2)資訊與品保程序的整合作業，(3)計畫整合的成果展現等3項，分別說明如下：

(1) 資料庫建置與研發：

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，建立用過核子燃料最終處置計畫團隊能互通應用的資料庫，本計畫資料庫研發朝統一格式正規化之方式進行，針對現地調查之地理資訊及資料庫管理系統與核種傳輸參數及功能/安全評估FEPs、情節資料庫等之格式差異與擷取介面逐步加以整合，俾使資料庫的內容發揮最大的功用，後續將進一步提供更便捷之資料查詢與分類的功能。各式資料庫之系統整合過程將先進行原有資料格式的分析以及必要的資料架構重整以增進存取效率，其後則依據使用者的需求進行相關的應用介面研發以落實資料數據分享的目標，使計畫參與人員可充分分享知識，而後繼參與者亦可儘速瞭解研發歷程與成果，以達成計畫各階段目標之需求。

(2) 資訊與品保程序的整合作業：

計畫執行的進度、追蹤、成果審查、品保文件等相關紀錄，均在資料庫中建檔保存。計畫管理者可隨時調閱以瞭解計畫執行的情形，在計畫執行同時，所有的成果連同品保文件可供獨立審查單位進行技術與品保作業的審核。另外，基於對數據及成果之可追蹤性及可回溯性的要求，可藉由資料庫有效運用及管理執行計畫所蒐集或產生之數據、參考文獻、成果報告等資料，以作為資料追蹤及引用參照之基準。

(3) 計畫整合的成果展現：

用過核子燃料最終處置計畫第1階段「潛在處置母岩特性調查與評估」階段(2005年至2017年)之歷年工作成果，已彙整為SNFD2017報告，並經國際同儕專家審視後公開上網。

各年度之工作成果將配合處置技術之進展彙整於年度成果報告並公開上網。

8.4. 知識管理

用過核子燃料最終處置計畫將歷經技術可行性評估、技術發展、選址程序、直到封閉申照等程序，所需的時間可能需要長達數十年或更長的時間，發展過程需滾動管理各項資料，且預期資料會隨各階段互異多變，故須為處置計畫專屬建置相關資料庫，進行蒐集、彙整、概述、分析、以及紀錄各個階段的處理、決策依據。同時高放處置設施系統繁雜，需橫跨眾多學科領域，為利各項領域之技術整合，在發展資料庫過程中需引入系統化資料庫進行相關資訊管理；綜觀上述內容，資料庫的發展與應用規劃，除須提供計畫研究人員充分分享知識外，亦須達到經驗傳承，以使後繼執行研究人員可儘速瞭解研發歷程與成果，另亦可使資訊、參數與決策一致，確保用過核子燃料處置計畫推動之技術成果品質。

知識管理旨建立有效運用的模式架構，達到知識創造、儲存、獲取及散播等一致性管理，知識管理涵蓋資料、資訊、理解與經驗等知識的發展、整合、品保、溝通、維持及蒐集等領域，以結構化、品質保證、公開可存取的知識庫為發展基礎。我國用過核子燃料最終處置工作，劃分為不同階段進行處置前期之研發工作，自 1986 年迄今歷經包括學習階段、初期工作規劃階段、區域調查技術準備階段、調查實施與技術發展階段、潛在處置母岩特性調查與評估階段等 5 個階段。歷經多年來的發展，有必要以滾動管理方式，持續發展計畫有關的資料庫，形成用過核子燃料最終處置計畫專屬的知識庫，並以知識庫為基礎發展計畫進程中所需的各項整合型人機介面應用系統，以奠定未來整體計畫發展之基礎，作為成果展示與增進安全評估信心之證明。

8.4.1. 知識管理系統

考量國內最終處置計畫的應用需求，為確保重要決策及採用資料之透明性與可追蹤性，長程需應建立知識管理平台，將調查數據研、分析處理歷程及研究成果與應用進行完整記錄，以利在計畫參與人員

可依不同需求適時迅速取得必要資訊，參考國外知識管理發展架構，將以下列 5 種資料管理類別進行整合規劃：

- (1) 數據管理：建立原始數據確認及數據品質管控方法與流程，提供使用者合格的數據，以增進分析、設計與安全評估結果的信心。本計畫迄今已累積大量原始調查數據資料，未來將依調查目的與不同計畫階段，建立通用資訊及特定調查資料表單，以統一格式進行調查與研究相關數據資料，並將結合資料視覺化及網頁資料庫技術供使用者蒐尋利用。
- (2) 資訊管理：本計畫未來依發展進程，相關資料將更趨多元與複雜，後續知識管理平台將就地質調查資料庫、地質統計模擬參數資料庫、工程設計規格參數資料庫與安全評估參數資料庫進行區分與規劃，將各式資料進行系統化管理並強化整合展示能力。
- (3) 技術管理：以 FEPs 為起源，定期邀請專家召開專業會議進行溝通與交流，確認本土化情節發展，管理演變發展過程中必須評估之各項處置系統安全功能、指標與關鍵安全分析技術，落實安全分析技術資料及數據之結構化與數位化並完整留存紀錄。
- (4) 場址描述模型(Site Descriptive Model；SDM)：提供地質與構造現地調查數據的時空分布關聯脈絡，展示影響處置設施安全功能之地質特徵，據以選取需用之現地調查數據與評估參數進行工程設計及安全評估之銜接作業。
- (5) 需求管理：以瑞典之需求管理系統為例，係就特定場址相關安全性能以五種階層進行需求管理，因我國目前尚未選定場址，無法就特定場址之安全功能進行參數需求管理，但可參考其架構供未來階段發展相關管理系統，提供查找、組織和追蹤需求與其變更之相關紀錄，建立利害關係人需求管理機制，以利信心建立及促進溝通。

本計畫迄今已累積相當調查數據與研究資料，台電公司基於計畫整合的角度，對於處置計畫日益增加的資料，將研析國際上先進高放處置計畫國家的做法，運用知識管理技術與資訊科技技術，逐步發展

處置計畫知識管理平台，以達成知識的蒐集、品保、保存、追溯、整合及溝通之目標。

由於高放處置技術各領域間具有相當程度之關聯性，應進行有系統的盤整，建立系統性的技術盤整與管理系統，將參考國際上先進高放處置計畫國家的做法，建立知識管理平台，以結構化、具可追溯性與透明性的方式進行相關資訊的整合，提供處置計畫各階段執行的決策依據。

8.4.2. 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，(2)標準作業程序書的建立與更新，(3)專業技術之傳承等 3 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，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，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。

(3) 專業技術之傳承

本計畫在後續整合過程中，將陸續研究何種技術值得進行更深入精進，以納入專業技術傳承之範疇；同時也將持續關注相關資訊或技術之發展，期待可以利用最恰當的技術以如實且生動的方式記錄及呈現專業技術的內涵，並提高整個團隊的技術能力，落實理論教育、實際操作、經驗傳承、薪火相傳之目標。

8.5. 品質保證

台電公司已建立「用過核子燃料最終處置計畫-專案品質保證計畫」據以實行，並參考 IAEA SSG-23「放射性廢棄物最終處置安全論證導則」及 IAEA SSR-5「放射性廢棄物處置安全」要求，強化計畫品保作業，確保計畫成果的可檢視性及可回溯性。為落實自主管理，台電公司加強三級品保之分工，由第一級及第二級品保負責落實品質管控作業，並透過第三級品保確認品質制度之完整性。

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)。

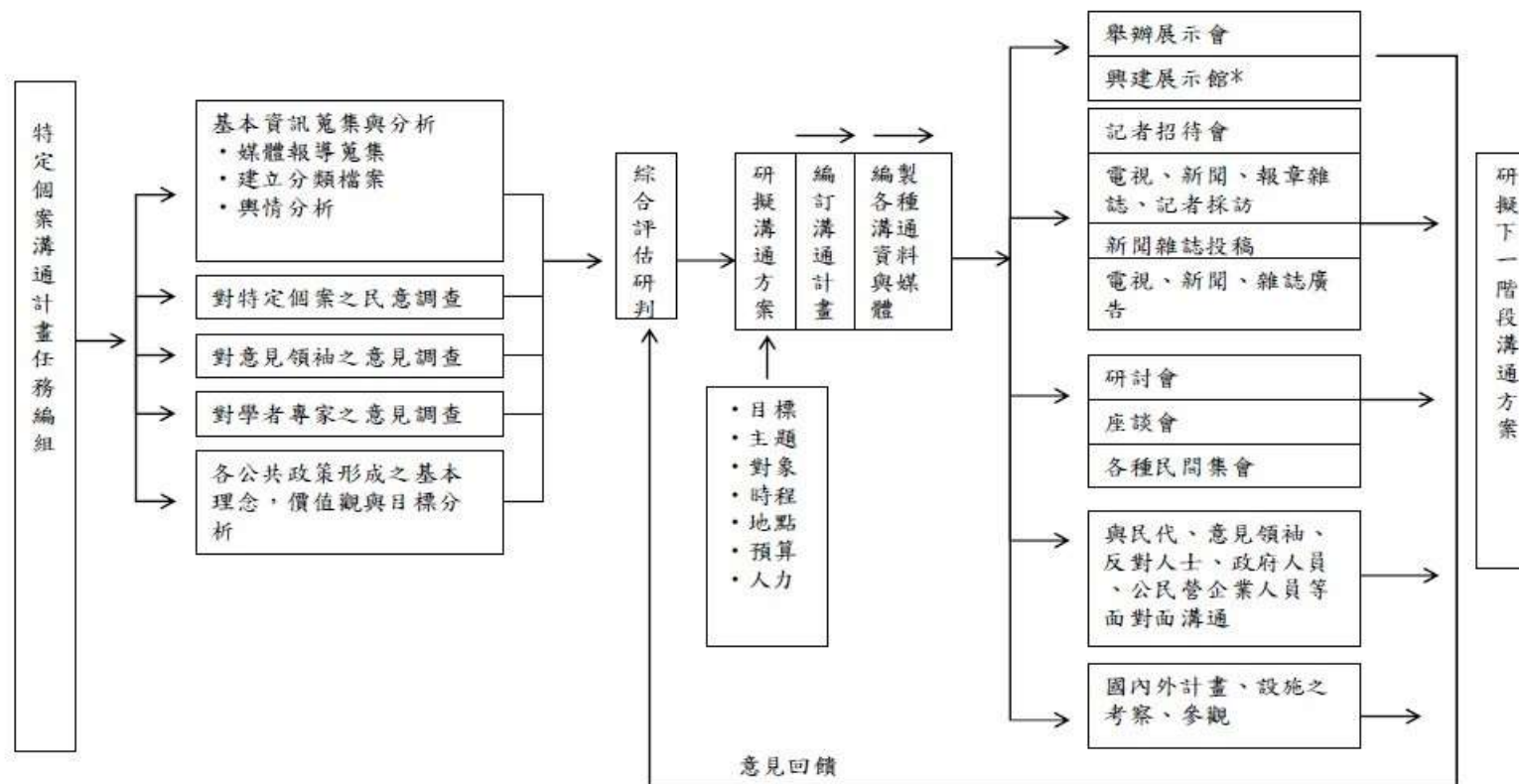
但因諸如時間、經費等資源的限制，以及社會大眾對放射性廢棄物最終處置工作的關切，為期能因應處置設施的特有環境、社會政經環境以及所採用處置技術之特性作有效溝通，有關社會溝通工作策略及流程僅作原則性規範，未來再視實際需要研擬執行計畫據以執行。

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，台電公司配合一般社會溝通的實務作法採取法雙向溝通方式，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：溝通計畫時程，以便未來執行時可據以引用。



* 候選場址調查階段暫不需要

圖 9-1：溝通工作流程

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

圖 9-2：溝通計畫時程

註：各階段期程可能變動範圍，請參考表 6-1。

9.2.2. 潛在處置母岩特性調查與評估階段宣導計畫

「潛在處置母岩特性調查與評估」階段自 2005 年開始至 2017 年止，為期 13 年，主要階段工作目標為：

- (1) 完成我國潛在處置母岩特性調查與評估
- (2) 建立潛在處置母岩功能/安全評估技術

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

民眾溝通是決定處置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，日本因與臺灣具有相似的地質條件與文化，因此日本在本階段民眾溝通工作的作法及經驗，可作為重要的參考與學習對象。

9.2.3. 候選場址評選與核定階段宣導計畫

本階段預計自 2018 年間開始至 2028 年止，為期 11 年，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。

隨著本階段計畫的逐步執行，搭配實際狀況及溝通需求，依序規劃後續之溝通計畫，期能達成(1)提供民眾系統化且完整廢料處置資訊，破除利害關係人的恐懼；(2)提升各利害關係人認同，消弭用過核子燃料最終處置計畫阻力；(3)溝通及凝聚利害關係人共識，建立信任感，使用過核子燃料最終處置計畫能依時程順利執行，如期如質完成。

由於非核家園的政策，核電廠將陸續進行除役的工作。在核電廠除役的工作推展下，用過核子燃料最終處置議題，次成為國人所關注議題。利害關係人需要持續且多元的宣傳溝通，故本階段溝通策略擬定如下：

- (1) 擴大公民參與，促進合作

在用過核子燃料最終處置的議題上，台電公司立場與一般民眾一致，尋求可靠安全的處置方式，可運用「合作策略」，隨時從別人的角度和反應來調整自己，使彼此立場相同並促進合作。例如舉辦公民論壇，集合對核廢料有興趣或有相關專業知識的族群，以議題交流方式，搭配專家學者互動，擴大支持族群。邀請電廠周邊的意見領袖組成溝通代表團，搭配台電公司溝通種子，定期與民眾進行溝通，增加合作互信。

- (2) 敦親睦鄰資源挹助，持續深化信任關係

人類面對複雜的決策時，會傾向以情感做決定，而非理性判斷。溝通對象會因為對傳遞資訊者的信任程度，決定接受訊息或全然否定。

隨著高放條例立法的進展，社會關注度提升，故公眾溝通利害關係人除初期定位之全國民眾外，後期利害關係人將需要增加場址可能地點之從政者(行政機關、民意代表)、當地居民、非政府組織、媒體等溝通對象。

台電公司可透過龐大電力服務網路，經由敦親睦鄰資源挹助，持續深化信任關係。

(3) 打造代言人，強化溝通效率

代言人的設定有兩個層面，一個是視覺化的代言人，一個是實體的代表。

所謂視覺化代言人指創造一個符合用過核子燃料最終處置象徵之吉祥物。依據研究指出，吉祥物可以代表一種品牌或企業的形象，藉由擬人化的吉祥物更能生動表現出企業所強調的核心概念。期待與消費者達到加深印象的效果，以有特色的形態引起人們注意，讓企業在消費者心中建立親切感，拉近彼此的距離，並為個人、企業、品牌或活動強化性格及特性。

核廢料對一般民眾來說，看不見也無法想像，容易產生排拒心態。藉由具有正面形象之公眾人物或設計吉祥物成為處置過程代言人，將溝通主題和精神傳給大家，讓溝通行動更具有號召力。

代言人為運用人際影響力，以非正式溝通管道影響利害關係人。利害關係人中，可能場址週邊居民及地方代表占大宗，過去公司內有許多長期深耕地方之公關人員，持續與地方建立關係，於溝通計畫中運用台電公司退役公關人員或當地退休員工，地緣關係的親切感，可減少噪音干擾，提高溝通成果。

(4) 提升資訊透明度，消除輻射迷思及恐懼

溝通群眾在多元的環境中，僅有極少量及短暫的專注時間，溝通的挑戰要在極短時間內獲取溝通群眾的注意。用過核子燃料最終

處置的議題複雜，無法僅靠單一通路達到溝通效果。溝通應多管齊下，透過書面文宣搭配於各式推廣活動中使用、專屬網站提升資訊曝光、電視廣播媒體運用、網路行銷等，讓資訊傳遞效果極大化。

根據調查，隨著通訊技術持續升級，「影音」將開始成為人們習以為常的溝通形式，對其喜好性超越文字。傳統廣告預算將呈現縮減態勢，為創新有效的影音內容取而代之。比起長篇文章，短影片、懶人包都具有更好的傳播性和傳播率。

除了單次性的傳播溝通，設置常態性的網站及展示館，能將片面資訊整理後完整呈現，使溝通對象通盤了解，消除迷思，並依照溝通對象的屬性，安排核廢料設施 3D 動畫影片觀賞或核廢料設施及展示館現地參訪等，均能有效破除利害關係人的恐懼。

本階段溝通計畫秉持資訊公開及公民參與之精神，溝通活動應長期且持續辦理之原則進行規劃。預期透過專屬網站、展示區、各類文宣、吉祥物、電視、網路、報紙及廣播、種子訓練及公民論壇、學校溝通宣導、大專知識研習營等行動方案之執行，以達成本階段溝通計畫之溝通目標。

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，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、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)、看版等傳媒工具，有系統地由政府相關權責單位推動。

9.2.5. 處置場設計與安全分析評估

本階段預計自2039年間開始至2044年止，為期6年，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。

本階段的成果涉及完成申請建造許可所需的安全分析報告(SAR)，完成建築執照申請程序並取得建照。因此相關的民眾溝通工作，著重在全國性公眾資訊及教育計畫、地區性溝通說明、細部場址調查/工程設計、功能/安全分析、舉辦公聽會、核照文件之正式評鑑、民眾參與、追蹤民意及反應、舉辦參觀活動等工作之進行。

9.2.6. 處置場建造

本階段預計自2045年間開始至2055年止，為期11年，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。

本階段的成果涉及完成處置場之建造與運轉試驗，完成運轉執照之申請與取得。因此相關的民眾溝通工作，著重在全國性公眾資訊及教育計畫、地區性溝通說明、民眾參與、組成地方監督委員會、追蹤民意及反應、訪問中心之成立、舉辦參觀活動等工作之進行。

9.2.7. 處置場運轉及監管

本階段預計自 2055 開始，進入處置場運轉及監管階段。本階段的民眾溝通工作，著重在全國性公眾資訊及教育計畫、民眾參與、組成地方監督委員會、追蹤民意及反應、訪問中心之成立、舉辦參觀活動、管制之遵循與監督等工作之進行。

9.3. 民眾意見處理

9.3.1. 前言

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

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

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

9.3.2. 影響放射性廢棄物最終處置設施場址選址工作的關鍵因素

鑑於「候選場址評選與核定階段」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」及「民眾缺乏信心」等因素，台電公司將透過「擴大公民參與，促進合作」、「敦親睦鄰資源挹助，持續深化信任關係」、

「打造代言人，強化溝通效率」、「提升資訊透明度，消除輻射迷思及恐懼」等溝通策略，建立民眾信任感，順利完成選址工作。

9.3.2.1. 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。

台電公司將透過「擴大公民參與，促進合作」、「敦親睦鄰資源挹助，持續深化信任關係」、「提升資訊透明度，消除輻射迷思及恐懼」等溝通策略，擴大公民參與及資訊透明化，順利完成選址工作。

9.3.2.2. 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。

台電公司將透過「敦親睦鄰資源挹助，持續深化信任關係」、「打造代言人，強化溝通效率」等溝通策略，建立有改變才有未來的觀念，順利完成選址工作。

9.3.2.3. 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，所以產生鄰避效應(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。

台電公司將透過「敦親睦鄰資源挹助，持續深化信任關係」、「提升資訊透明度，消除輻射迷思及恐懼」等溝通策略，建立民眾信任感。

9.3.3. 放射性廢棄物最終處置設施場址選址工作公眾溝通重要信條

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。

9.3.4. 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 5 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：
 - (a) 民意調查-透過活動問卷設計、影片閱讀次數、網站意見信箱等民意調查方式，收集民眾之意見，瞭解及檢討溝通方式不足之處

- (b) 電話民調-透過電話民調之辦理，瞭解民眾之態度變化，以回饋作為溝通計畫之修訂依據，降低民眾對處置議題之疑慮。

9.3.5. 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：

9.3.5.1. 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。

9.3.5.2. 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。

9.3.5.3. 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象，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。

9.3.5.4. 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。

9.3.6. 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。

9.3.6.1. 溝通計畫面臨的問題

9.3.6.1.1. 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。

9.3.6.1.2. 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) 處置設施如有對環境造成損害時相關賠償法律之制定。
- (3) 處置設施組織建構之管理及辦法。

9.3.6.1.3. 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。

9.3.6.1.4. 社會經濟方面的問題

- (1) 對處置設施附近社會之經濟、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。

9.3.6.1.5. 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) 處置設施之設計與建造。

9.3.6.2. 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設施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。

9.3.6.3. 國外常用的溝通媒介與運用經驗

9.3.6.3.1. 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、以及廣播電台廣告託播或主題專訪。

9.3.6.3.2. 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設施

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。

9.3.6.3.3. 出版

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

- (1) 配合廣告，接受一般民眾函索。
- (2) 贈送各地圖書館、學校及學術機構。
- (3) 定期函送核能設施所在之民眾。
- (4) 配合重大突發事件及發展製作專稿分發。
- (5) 電子報形式的資訊揭露與公眾溝通。

9.3.6.3.4. 研討會及座談會

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

9.3.6.3.5. 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。

9.3.6.3.6. 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(至)以達到有效的溝通。

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	精神信條為安全至上、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、學校、營業區處	清楚簡單的建立新觀念，給予不同族群的人立即的印象，讓各族群皆能接受它，可隨手取得
3.簡介(中英兩版)			高級長官、立法委員、民意代表、記者、中外來賓、設施訪客	內部發送、政府會議、各政府機關、通訊社、參觀活動	定位明確，使相關對象明白計畫之角色及職責 藉訴求對象的引領作用，幫助計畫的推展
4.磁鐵	用過核子燃料、乾式貯存、深層地質處置、多重障壁、儀器設備			計程車、公家、私家車 小學課本書包	隨處可貼便利形象之推廣

表 9-2：民眾溝通工作企劃表(廣告部份)

項目	內容	配合媒體	訴求對象	效益評估
1.發公關及廣告稿	製造話題並塑造開明形象	電視、報紙、雜誌	全體民眾	
2.發新聞稿	活動訊息告知、說明場址評選程序以及評選結果、工程計畫說明	報紙、雜誌	全體民眾	
3.與電視台新聞性節目配合研討知識性內容	認識用過核子燃料、廠內用過核子燃料池貯存、乾式貯存、深層地質處置、再處理方案、天然類比研究。各國用過核子燃料/高放射性廢棄物處置	電視	全體民眾	知識及訊息的傳遞，且電視節目較具推廣力
4.開闢電台節目專談用過核子燃料最終處置計畫		廣播電台	全體民眾	
5.影片製作	我國用過核子燃料最終處置計畫介紹、臺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紀錄片、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紀錄、詳細場址調查工作紀錄	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可剪接、縮短於電視播放
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.遊戲	與軟體廠商合作開發用過核子燃料最終處置電玩軟體		學生及青少年	透過遊戲方式，建立民眾對用過核子燃料最終處置的認知。
------	-------------------------	--	--------	----------------------------

表 9-3：民眾溝通工作企劃表(公關活動)

項目	內容	配合媒體	訴求對象	場地	效益評估
1. 參加電視或廣播節目	安排各階層主管配合計畫重大進展於電視節目或報紙及雜誌接受公關採訪。	電視及報紙之新聞稿及插播，廣播電台	全體民眾	電視台	藉新聞性節目的權威性，塑造形象，並增加可信度，並讓資訊有效的傳播
2. 長期展覽會	用過核子燃料最終處置計畫：認識用過核子燃料、廠內用過核子燃料池貯存、乾式貯存、深層地質處置、再處理方案、天然類比研究、各國用過核子燃料及高放射性廢棄物處置計畫內容展覽	電視、報紙、雜誌等新聞稿、電視牆、海報、看板、幻燈箱、電腦諮詢系統、模型	官員、立委、民代、記者、專家學者、中外來賓、一般民眾	北部展示館、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

(續)

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

10、應變方案

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

10.1. 國際經驗

截至 106 年 12 月底，國際間已有 23 個國家設置中期乾式貯存設施，包含美國、加拿大、德國等，目前正在使用中的乾式貯存設施共有 131 座，另有 5 座興建中或待啟用之乾貯設施，顯示乾式貯存已是國際間普遍採用及成熟的用過燃料貯存技術。

綜上所述，無論是用過核子燃料或是再處理殘餘廢棄物，在順利進行最終處置之前，應就放射性廢棄物之貯存妥善規劃，以期未來順利銜接至最終處置階段。而國際上使用核能發電的先進國家中，如荷蘭與瑞士，其放射性廢棄物管理策略係以集中式中期貯存，而後再進行最終處置，且均已興建足以貯存高中低放射性廢棄物之集中式貯存設施，並安全穩定營運中，其相關經驗與設計值得我國參考。

10.1.1. 荷蘭

荷蘭在1984年決定將放射性廢棄物(包括高放射性廢棄物及低放射性廢棄物)貯存至少100年，再進行以深層地質處置為其營運策略。荷蘭認為此種策略至少有下列6種正面效應：

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

荷蘭放射性廢棄物之管理機構為COVRA，COVRA於1999年在Borssele地方興建HABOG高放射性廢棄物及用過核子燃料之集中式中期貯存設施。HABOG的設計壽命至少為100年，可用來貯存未來100年荷蘭用過核子燃料再處理所產生的高放射性廢棄物，以及試驗用反應器及研究實驗室所產生的用過核子燃料，並在貯存期間，進行深地層處置之財務、技術、及社會準備，以備在貯存期間完成後，可進行深地層處置。

(1) 放射性廢棄物分類

荷蘭放射性廢棄物分類方法參考IAEA分類方式，主要分為中低放射性與高放射性，再依廢棄物特性將國內放射性廢棄物分類分為5類。

- (a) 中低放射性廢棄物(LILW)：來源包含醫療廢棄物、工業放射性廢棄物及研究放射性廢棄物等。
- (b) 天然放射性物質衍生之中低放射性廢棄物(LILW-NORM)：為荷蘭特有放射性廢棄物分類，指在礦石處理過程自然衍生的中低放射性廢棄物。
- (c) 耗乏鈾中低放射性廢棄物(LILW-depU)：為鈾礦進行濃縮萃取過程中，衍生的放射性廢棄物，以氧化鈾(U_3O_8)的形式貯存，此類核能工業衍生之廢棄物因仍含有少量鈾元素，基於經濟考量暫時留存供未來濃縮鈾的生產，劃分為特有的一類。
- (d) 不會釋熱的高放射性廢棄物(HLW, non-heat-generating)：包含來自燃料束的護套廢棄物與尾料、核能研究與同位素生產過程產生之放射性廢棄物。
- (e) 會釋熱高放射性廢棄物(HLW, heat-generating)：包含用過核子燃料及其經再處理後的玻璃固化廢棄物。

(2) 貯存容器與收納方式

低中放射性廢棄物經廢棄物處理中心處理後，以200 L(約55加侖)鋼桶或1,000 L(約220加侖)的混凝土包件貯存；天然放射性物質衍生放射性廢棄物裝置於20英呎之特製金屬密封容器，其規格符合標準化的ISO容器；耗乏鈾廢棄物裝於標準化的3.5 m³的金屬製容器；會釋熱之高放射性廢棄物置於密封鋼筒，放於貯井中，不會釋熱之高放射性廢棄物則置於鋼桶中。

(3) 放射性廢棄物傳輸運送

COVRA集中式貯存設施具有完善的交通系統，其公路發達、鄰近港口且鐵路可直達場址內，因此放射性廢棄物傳輸十分便利。中低放射性廢棄物採用公路與鐵路並行之運輸方式，但仍以鐵路運輸為主；而用過核子燃料則在各電廠內貯存一段期間後再運送至國外進行再處理，Borssele核電廠的用過核子燃料以鐵路方式運送法國La Hague 進行再處理，Dodewaard 核電廠的用過核子燃料

則是海運方式送至英國 Sellafield 再處理。Dodewaard 核電廠的最後一批用過核子燃料再處理殘餘廢棄物是在 2010 年送至 COVRA 集中式貯存設施貯存。

(4) 高放射性廢棄物貯存設施(HABOG)

COVRA 集中式貯存設施中，HABOG 主要貯存高放射性廢棄物，考量到長期貯存的需求，採用了被動性安全設計，其設計準則考量了所有發生機率大於百萬年一次的意外事件，避免輻射外洩對環境造成危害。貯存區依照廢棄物是否釋放熱能分為兩區，會釋熱的高放射性廢棄物貯存區最大貯存設計容量為 250 m³，廢棄物主要來自研究用反應爐所產生之用過核子燃料或再處理玻璃固化廢棄物，以貯井形式存放；不會釋熱的高放射性廢棄物貯存區最大貯存設計容量為 2,000 m³，廢棄物主要來自燃料束的護套廢棄物與尾料，以遠端遙控的方式堆疊貯存。設施內設有自然通風設備。

10.1.2. 美國

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

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

(1) 2025 年完成集中式中期貯存設施

(2) 2048 年完成高放射性廢棄物地質處置設施。

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

DOE 在 2015 年 3 月 24 日提出新倡議，表示國防放射性廢棄物將進行獨立處置(與商業用過核子燃料分開)，同時將建造集中式貯存設施貯存商業用過核子燃料。DOE 發布用過核子燃料貯存與處置政策規劃後，Waste Control Specialists 公司(WCS)及 Holtec International 公司(Holtec)表達有意向開發民營集中貯存設施。

WCS公司原規劃於德州 Andrews郡建造一處集中式中期貯存設施，並於2015年向NRC提出申請，但2017年4月18日因財務問題，函請NRC暫停審查作業，2018年1月WCS公司與Orano CIS公司合資成立ISP公司，繼續推動集中式中期貯存設施建造執照申請案。2018年6月8日ISP公司函請NRC恢復審查作業，NRC於同年8月同意恢復先前WCS公司所提出的用過核子燃料集中式中期貯存設施建造執照申請案之審查作業。

Holtec公司規劃於新墨西哥洲Lea郡設立集中式貯存設施，於2017年3月向NRC提出申請，2018年2月28日NRC完成程序審查，正式立案將進行後續審查作業，NRC於2018年4月至5月間辦理多場公開討論會議向社會大眾說明審查過程並接受公眾評議。2018年9月，Holtec公司向NRC提送建造執照申請的補充文件第2部分。

10.1.3. 瑞士

根據瑞士核能法，自2006年7月起10年間禁止將用過核子燃料運輸至國外進行再處理，2016年7月，聯邦議會決定延長禁運期限至2020年6月，因此各電廠的用過核子燃料在燃料池經過數十年的冷卻後，將貯存於電廠內或電廠外之中期貯存設施。

瑞士的集中式貯存設施位於瑞士北部的維倫林根鎮(Würenlingen)，由ZWILAG公司負責該設施的興建與營運，ZWILAG

集中式貯存設施於1996年8月經瑞士聯邦政府核准後開始興建，採乾式貯存，2001年開始接收用過核子燃料與其它各類放射性廢棄物，廢棄物來源包含瑞士境內4座核能電廠的用過核子燃料、再處理殘餘廢棄物以及其它相關工業或研究產生的放射性廢棄物。

(1) 放射性廢棄物分類

瑞士的廢棄物分類方法係依照瑞士國內法規 Article 51 of the Swiss Nuclear Energy Ordinance (KEV, 2004)分類如下。

- (a) HAA：HAA 為德文 hochaktive Abfälle 的縮寫，意同高放射性廢棄物(high level waste)，包含用過核子燃料與再處理玻璃固化廢棄物。
- (b) ATA：ATA 為德文 alphatoxische Abfälle 的縮寫，意同 α 毒性廢棄物(Alpha-toxic waste)，非 HAA 類，且總 α 活度大於 20 kBq/g 的放射性固化廢棄物皆屬此類。
- (c) SMA：SMA 為德文 schwach- und mittelaktive Abfälle 的縮寫，意同中低放射性廢棄物(low and intermediate level waste)，非 HAA 及 ATA 的中低放射性固化廢棄物皆屬此類。
- (d) SMA ybc 與 ATA ybc：為尚未進行固化(yet to be conditioned, ybc)的中低放射性廢棄物與 α 毒性廢棄物的暫時性分類。

(2) 貯存容器與收納方式

高放射性廢棄物貯存區的用過核子燃料或再處理殘餘廢棄物貯存於金屬護箱，其本身兼具運輸與貯存功能，主要來自法國與德國，分別以 AREVATN 公司設計提供之 TN®24 系列以及德國 GNS 公司 (Gesellschaft für Nuklear-Service mbH, GNS) 設計提供的 CASTOR® 系列為主。因應相關安全法規與廢棄物處理技術的發展，金屬護箱的使用設計亦逐漸變化，近年較常使用的護箱型號包含 CASTOR® 28M，最大熱容量為 56 kW，滿載重荷重達 115 噸，可貯存 28 個再處理玻璃固化廢棄物。

(3) 放射性廢棄物傳輸運送

瑞士境內各核能電廠與回運之再處理殘餘廢棄物主要透過鐵路運輸，至ZWILAG集中式貯存設施附近再轉由公路運輸送至ZWILAG集中式貯存設施。在各個放射性貯存設施中均設有接收區，廢棄物經特製運輸卡車載入設施內後卸載，再進行後續的貯存或處理。高放射性廢棄物，如玻璃固化廢棄物與用過核子燃料，將以厚層的放射性廢棄物運輸專用容器進行運輸。

(4) 高放射性廢棄物貯存設施

高放射性廢棄物貯存設施的設計容量為200個護箱，專門貯存高放射性廢棄物(HAA)，來源包含用過核子燃料、再處理玻璃固化廢棄物，高放射性廢棄物所產生的衰變熱，透過設施設計的空氣自然對流進行被動冷卻。

10.2. 國內集中式中期貯存設施規劃

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

- (1) 場址評選(含場址調查)：4年
- (2) 投資可行性評估與政府核准：2年
- (3) 環境影響評估並確定場址：3年
- (4) 中期貯存設施發包(含規範準備、發包、審標與決標)：1.5年
- (5) 中期貯存設施細部設計與建造執照申請文件準備：1年
- (6) 建造執照申請(含安全分析報告審查)：1年

- (7) 設備製造與貯存設施施工(含相關附屬設施施工)：2 年
- (8) 試運轉與運轉執照申請(含試運轉測試)：1 年
- (9) 運貯階段：第 15 年開始運轉

用過核子燃料長程處置計畫應變方案

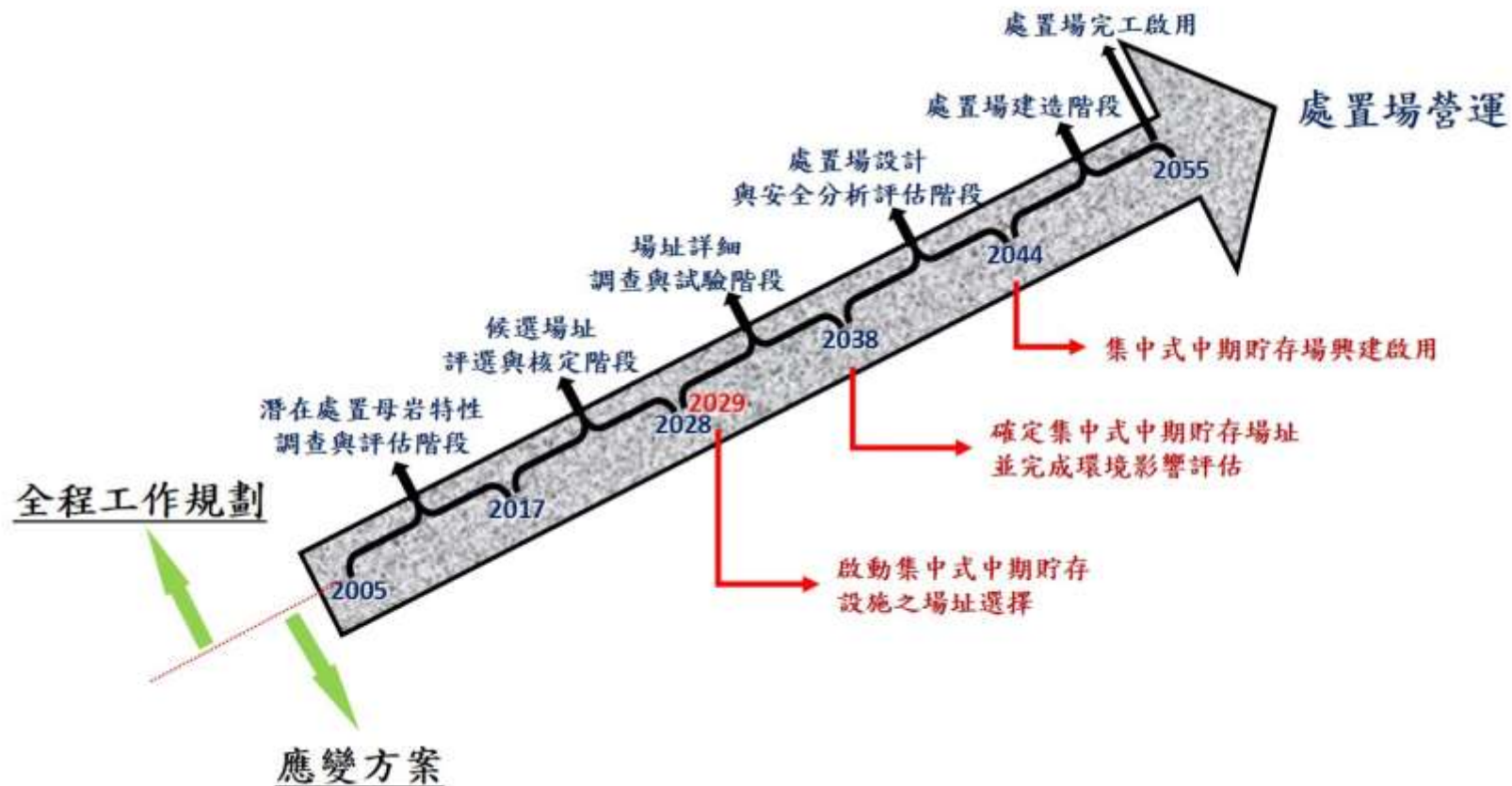


圖 10-1：用過核子燃料最終處置計畫替代因應方案

10.3. 結語

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

台電公司依法將持續推展用過核子燃料最終處置計畫，已於 2017 年底提報 SNFD2017 報告送主管機關審查，並預定於 2038 年選定用過核子燃料最終處置設施場址，2055 年完工啟用，與大部分核能發電國家規劃於 2040 年至 2065 年間啟用其處置設施相當。

在推動境內處置計畫過程中，如於用過核子燃料最終處置計畫第 2 階段「候選場址評選與核定」階段結束時(2028 年)，若無法依時程順利提出候選場址，將規劃於 2029 年啟動「集中式中期貯存設施」之場址選擇，2038 年確定場址並完成環境影響評估，2044 年前完成興建啟用。惟無論是否進行集中式中期貯存設施方案，最終處置設施選址作業仍須依法持續進行。

11、参考文献

- BfE, 2017, “Citizens in the repository site selection procedure”,
https://www.bfe.bund.de/EN/soa/participation/participation_node.html
- BfE (2017) “Key data on the search process”,
https://www.bfe.bund.de/EN/soa/siteselectionprocess/siteselection_process_node.html
- BGE, <https://www.bge.de/en/>
- BMU, 2015, “Report on the cost and financing of the disposal of spent fuel and radioactive waste”,
http://www.bmu.de/fileadmin/Daten_BMU/Download_PDF/Nukleare_Sicherheit/abfallentsorgung_kosten_finanzierung_en_bf.pdf
- Bunn, M., J.P. Holdren, A. Macfarlane, S.E. Pickett, A. Suzuki, T. Suzuki and J. Weeks, 2001, “Interim Storage of Spent Nuclear Fuel A Safe, Flexible, and Cost-Effective Near-Term Approach to Spent Fuel Management”, A Joint Report from the Harvard University Project on Managing the Atom and the University of Tokyo Project on Sociotechnics of Nuclear Energy.
- Bunn, M., S. Fetter, J.P. Holdren and B. van der Zwaan, 2003, “The Economics of Reprocessing vs. Direct Disposal of Spent Nuclear Fuel”, Project on Managing the Atom, Belfer Center for Science and International Affairs, Harvard University, USA.
- BMWi, 2008, Final Disposal of High-level Radioactive Waste in Germany– The Gorleben Repository Project, Federal Ministry for Economic Affairs and Energy, German
- CNSC, 2008, Canadian National Report for the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, Canadian Nuclear Safety Commission.
- CO2_earth, 2015, “Global Carbon Emissions”,
<https://www.co2.earth/global-co2-emissions>.
- Cochran, T., 2000, “Non-Proliferation Trust II Long-Term Fissile Materials Safeguards and Security Project,” Proceeding of Nuclear

- Cooperation Meeting: On Spent Fuel and High-level Waste Storage and Disposal, Las Vegas, Nevada.
- DEFRA, 2001, “Managing Radioactive Waste Safely – Proposals for developing a policy for managing solid radioactive waste in UK”, Department for Environment, Food and Rural Affairs (DEFRA).
- 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>.
- ENRESA, 2006, Technological research and development and demonstration plan for the management of radioactive wastes , 2004-2009, Empresa Nacional de Residuos Radiactivos.
- Faybishenko, B., Birkholzer, J., Sassani, D., and Swift, P., 2016, International Approaches for Deep Geological Disposal of Nuclear Waste: Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation - Fifth Worldwide Review, Lawrence Berkeley National Laboratory and Sandia National Laboratories, LBNL-1006984.
- Germany, 2002, “Site Selection Procedure for Repository Sites – Recommendations of the AkEnd”, Committee on a Site Selection Procedure for Repository Sites.
- Hamada, K., 2003, “CSCAP’s NEEG: Exploring Nuclear Energy Transparency as a Regional Confidence and Security Building Measure,” Pacific Forum CSIS: A Review of the Work of the Council for Security Cooperation in the Asia Pacific’s Nuclear Energy Experts Group, Honolulu, Hawaii, September 2003.
- IAEA, 1994, “Siting of Geological Disposal Facilities: A Safety Guide”, Safety Series No. 111-G-4.1, IAEA, Vienna.
- IAEA, 2002, “Institutional framework for long term management of high level waste and/or spent nuclear fuel”, IAEA, Vienna.
- IAEA, 2003, “Scientific and Technical Basis for the Geological Disposal of Radioactive Wastes”, Technical Reports Series No. 413, IAEA, Vienna.

- IAEA, 2007, Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection, IAEA Safety Glossary 2007 Edition, International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA, 2008, Radioactive Waste Management Profiles, No.9, - a Compilation of Data from the Net Enabled Waste Management Database(NEWMDB), International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA, 2011, Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste, International Atomic Energy Agency, Specific Safety Guide, No. SSG-14.
- IAEA, 2012, The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of Radioactive Waste, Specific Safety Guide, No. SSG-23.
- IAEA, 2013, The Safety Case and Safety Assessment for the Predisposal Management of Radioactive Waste, IAEA General Safety Guide No. GSG-3, International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA-PRIS, <https://www.iaea.org/PRIS/home.aspx>
- Interfax, 2004, “Russia backs proposal for international nuclear waste storage centers”, June 27, 2004, Moscow, Russia.
- Japan, 2003, “Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management – National Report of Japan for First Review Meeting”, The Government of Japan.
- JNC, 1999, “H12 Project to Establish Technical Basis for HLW Disposal in Japan- Project Overview Report”, JNC TN1400 99-010.
- KBS, 1983, “Final Storage of Spent Nuclear Fuel-KBS3,” vol.I: General; vol.II: Geology; vol.III: Barriers; vol.IV: Safety, SKBF/KBS.
- Kudrik, I., 2002, “Import of spent nuclear fuel to Russia”, Bellona Position Paper, http://www.bellona.no/en/international/russia/nuke_industrial/waste_imports/22414.html.
- LLRWMO, 2012, “Inventory of Radioactive Waste in Canada”, Low-Level Radioactive Waste Management Office, Canada
- Mariotte, M., 2000, “International Nuclear Waste Dumping and the Non-Proliferation Trust,” Nuclear Monitor, April, 2000.

McGoldrick, F., 2000, “Proposals for an International Spent Fuel Facility – U.S. Law and Policy”, Conference Panel – East Asia’s Spent Fuel Dilemma in Carnegie International Non-Proliferation Conference, March 16, 2000, <http://www.ceip.org/programs/npp/msgoldrick2000.htm>

MIT, 2003, “The Future of Nuclear Power—An Interdisciplinary MIT Study”, Massachusetts Institute of Technology, USA.

Nagra, 1985, “Project Gewähr 1985/Nuclear Waste Management in Switzerland: Feasibility Studies and Safety Analyses”, NGB 85-09, Baden Switzerland.

Nagra, 1994, “Kristallin-I Safety Assessment Report, Nagra Technical report 93-22,” Baden Switzerland.

Nagra, 2004, “Feasibility Demonstration for HLW Disposal,” Bulletin 35, Baden Switzerland.

Nagra, 2016, “Entsorgungsprogramm 2016 der Entsorgungspflichtigen”, Technischer Bericht 16-01

Nagra, <https://www.nagra.ch/en>

NEA, <http://www.oecd-nea.org/rwm/profiles/>

NIROND, 2011, “Waste Plan”, Belgian Agency for Management of Radioactive Waste and Enriched Fissile Materials, Belgian

NRC, 2000, “Long-Term Institutional Management of U.S. Department of Energy Legacy Waste Sites,” National Academy Press, Washington, D.C., USA.

NRC, 2003, “One Step at a Time: The Staged Development of Geologic Repositories for High-Level Radioactive Waste,” National Academy Press, Washington, D.C., USA.

NTI, 2003, “Russia: Spent Fuel Import Project Overview,” <http://www.nti.org/db/nisprofs/russia/reactor/waste/snf.htm>.

NUMO, 2017, “ 換 出 金 ”, <https://www.numo.or.jp/tsumitate/kyoshutsu.html>

NUMO, <https://www.numo.or.jp/index.html>

NWMO, “Employment and Economics”,
<https://www.nwmo.ca/en/Canadas-Plan/About-Adaptive-Phased-Management-APM/Employment-and-Economics>

NWMO, <https://www.nwmo.ca/>

OECD, 1991, “Review of Safety Assessment Methods: A Report of the Performance,” Assessment Advisory Group of the Radioactive Waste Management Committee, OECD-NEA, France.

OECD, 1993, “The Cost of High-Level Waste Disposal in Geological Repositories—An Analysis of Factors Affecting Cost Estimates,” OECD-NEA, France.

OECD, 1999, Progress Towards Geologic Disposal of Radioactive Waste: Where Do We Stand? An International Assessment. OECD PUBLICATIONS, p. 28.

OECD, 2001, “The Role of Underground Laboratories in Nuclear Waste Disposal Programmes,” OECD-NEA, France.

OECD, 2003, Geological Disposal: Building Confidence Using Multiple Lines of Evidence, First AMIGO Workshop Proceedings Yverdon-les-Bains, Switzerland 3-5 June 2003, NEA No. 4309, p. 189.

OECD, 2004, “Radioactive Waste Management in Finland.”

PLANVAL, 2014, Establishment of regional participation in the sectoral plan procedure to search for deep geological repositories, p 11.

PNC, 1992, “Research and Development on Geological Disposal of High-Level Radioactive Waste,” PNC TN1410 93-059, Japan.

Posiva Oy, <http://www.posiva.fi/>

Rempe, N. T., 2007, Permanent underground repositories for radioactive waste. Progress in Nuclear Energy, Vol. 49, pp. 365-374.

RIA, 2004, “Russian Governor Protests Plans to Establish International Nuclear Waste Site in Siberia,” Russian Information Agency Novosti, July 02, 2004, Moscow, Russia.

RWM, <https://www.gov.uk/government/organisations/radioactive-waste-management>

RWMC, 2018, “諸外国における高レベル放射性廃棄物の処分について”

SKB, 2000, “Geoscientific Programme for Investigation and Evaluation of Sites for the Deep Repository,” SKB Technical Report 00-20.

SKB, 2017, “Plan 2016-Costs from and including 2018 for the radioactive residual products from nuclear power”, TR-17-02

SKB, <http://www.skb.com/>

SÚRAO, <https://www.surao.cz/en/>

Swedish Ministry of the Environment, 2003, “Swedish Implementation of the Obligations of the Joint Convention,” ISBN 91-38-21997-2.

UIC, 2003, “International Nuclear Waste Disposal Concepts,” Nuclear Issues Briefing Paper 49, <http://www.uic.com.au/nip49.htm>.

USDOE, 2001, “Generation-IV Roadmap—Report of the Fuel Cycle Crosscut Group,” DOE.

USDOE, 2002, “Nuclear Waste Policy Act as Amended.”

WNN, 2016, “French repository costs disputed”, <http://www.world-nuclear-news.org/WR-French-repository-costs-disputed-1201164.html>

WNN, <http://www.world-nuclear-news.org/>

WISE, 2002, “International Nuclear Dump Plan Shelved,” Nuclear Monitor, No. 563, World Information Service on Energy (WISE), February 15, 2002.

Witherspoon, P. A., 1996, “Geological problems in radioactive waste isolation, Second worldwide review,” LBL-38915, Lawrence Berkeley Laboratory, University of California, USA.

World Nuclear Association, 2018, <http://www.world-nuclear.org/info/Facts-and-Figures/World-Nuclear-Power-Reactors-and-Uranium-Requirements/>

台電公司，2004，核能後端營運總費用估算與每度核能發電分攤率計算總結報告，台灣電力公司核能後端營運處。

台電公司，2006，用過核子燃料最終處置計畫書(2006 年核定版)，台灣電力公司核能後端營運處；行政院原子能委員會放射性物料管理局；2006 年 7 月核備。

台電公司，2010，我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告，台灣電力公司核能後端營運處；行政院原子能委員會放射性物料管理局；2010 年 7 月核備。

台電公司，2010，用過核子燃料最終處置計畫書(2010 年修訂版)，台灣電力公司核能後端營運處；行政院原子能委員會放射性物料管理局；2011 年 1 月核備。

台電公司，2011，核能後端營運總費用估算與每度核能發電分攤率計算總結報告，台灣電力公司核能後端營運處。

台電公司，2014，用過核子燃料最終處置計畫書(2014 年修訂版)，台灣電力公司核能後端營運處；行政院原子能委員會放射性物料管理局；2015 年 3 月核備。

台電公司，2017，我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告，台灣電力公司核能後端營運

行政院原子能委員會，2002 年，放射性物料管理法。

行政院原子能委員會，2009 年修正，放射性物料管理法施行細則。

行政院原子能委員會，2013 年修正，高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則。

行政院原子能委員會，2017 年修正，高放射性廢棄物最終處置設施場址規範。

地調所，1981-迄今，五萬分之一系列區域地質圖幅，經濟部中央地質調查所(已出版 37 幅)。

地調所，1990，台灣的火成岩(陳正宏著)，台灣地質之一，經濟部中央地質調查所，137 頁。

地調所，1995，澎湖五萬分之一地質圖幅，經濟部中央地質調查所。

地調所，1997a，台灣的片麻岩(王執明、藍晶瑩著)，台灣地質之五，經濟部中央地質調查所，133 頁。

地調所，1997b，台灣金屬經濟礦物(譚立平、魏稽生編著)，台灣地質之十，經濟部中央地質調查所，202 頁。

地調所，1998，台灣的變質岩(陳肇夏編著)，台灣地質之十一，經濟部中央地質調查所，356 頁。

- 地調所，1999，臺灣非金屬經濟礦物(魏稽生、譚立平編著)，台灣地質之十二，經濟部中央地質調查所，230 頁。
- 地調所，2000a，台灣活動斷層概論(第二版)，五十萬分之一台灣活動斷層分布圖說明書(林啟文等五人)，經濟部中央地質調查所。
- 地調所，2000b，臺灣能源礦產及地下水資源(魏稽生主編)，台灣地質之十三，經濟部中央地質調查所，218 頁。
- 地質學會，2000，二十世紀台灣地區地球科學研究之回顧與展望——台灣的大地構造研討會論文輯，黃奇瑜主編，中國地質學會。
- 何春蓀，1986，台灣地質概論：台灣地質圖說明書，經濟部中央地質調查所，118 頁。
- 邱太銘，2000，“國外用過核燃料/高放射廢料最終處置現況”簡報資料，行政院原子能委員會核能研究所。
- 洪正聰、陳冠宇，2002，“核物理的最新發展——譯自 IUPAP 核物理委員會 C12 的 2002 年報告”，物理雙月刊，第 24 卷，第 6 期，827-830 頁。
- 核能發電後端營運基金管理委員會，2010，“財務報表”，<http://www.nbef.com.tw/index003.asp>。
- 財團法人核能資訊中心，2004，“討論天地，美國的高階核廢料計劃未定，我國的用過核燃料將何去何從？”
<http://www.ess.nthu.edu.tw/~nicenter/communication/FAQ/4-16.html>。
- 新核家園，2004，“常見問題與解答”，<http://www.newnuclearhome.com/pages/faq/faq>。
- 劉尚志、張芳旭，1991，“我國用過核燃料長程處置第二階段工作計畫「社會溝通計畫書」”，SNFD-INER-90-007，行政院原子能委員會核能研究所。
- 劉尚志、陳智惠、陳信吉、謝弘哲、鄧楚樑、張靜如、辛潤、莊文淵、宋國良，1991，“我國用過核燃料長程處置計畫第二階段工作計畫，全程工作規劃書”，SNFD-INER-90-002，行政院原子能委員會核能研究所。

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