

用過核子燃料最終處置計畫  
潛在處置母岩特性調查與評估階段一  
105 年度工作計畫  
(修訂二版)

台灣電力公司

中華民國 105 年 1 月



## 105 年度工作計畫目錄

<b>1. 概述</b> .....	<b>1-1</b>
<b>2. 計畫規劃</b> .....	<b>2-1</b>
2.1. 計畫目標.....	2-1
2.2. 工作規劃.....	2-2
<b>3. 地質環境</b> .....	<b>3-1</b>
3.1. 區域環境地質.....	3-2
3.2. 深層地質特性.....	3-3
3.2.1. 地質圈特性對多重障壁概念的重要性.....	3-3
3.2.2. 水文地質.....	3-4
3.2.3. 水文地球化學.....	3-5
3.2.4. 核種傳輸路徑.....	3-6
3.2.5. 岩石特性.....	3-7
3.3. 地質處置合適性研究.....	3-10
3.3.1. 台灣的大地構造架構.....	3-10
3.3.2. 抬升與沉陷作用.....	3-11
3.3.3. 氣候與海平面變遷.....	3-13
<b>4. 處置技術與工程設計</b> .....	<b>4-1</b>
4.1. 潛在處置母岩特性調查與評估階段處置設計概念及工程技術能力.....	4-2
4.2. 工程障壁系統與地質處置母岩的功能.....	4-2
4.3. 整體處置概念.....	4-3
4.3.1. 工程障壁系統.....	4-4
4.3.2. 處置設施.....	4-4
4.4. 設計流程.....	4-4
4.5. 影響處置概念的因子.....	4-5
4.5.1. 熱與放射性.....	4-5
4.5.2. 地質與地形條件.....	4-6
4.5.3. 處置母岩特性.....	4-6
4.5.4. 處置深度.....	4-7
4.6. 工程障壁系統及處置設施的設計需求.....	4-7
4.6.1. 廢棄物罐.....	4-8
4.6.2. 緩衝材料.....	4-9
4.6.3. 工程障壁的規格與配置.....	4-9
4.6.4. 地下設施.....	4-9

4.6.5. 回填與封塞.....	4-10
4.6.6. 處置場設計.....	4-11
4.7. 工程障壁的穩定性.....	4-11
4.7.1. 再飽和特性.....	4-11
4.7.2. 力學穩定性.....	4-12
4.7.3. 受震穩定性.....	4-12
4.7.4. 氣體遷移.....	4-13
4.7.5. 膨潤土特性.....	4-14
4.8. 建造/運轉/封閉技術.....	4-14
4.8.1. 建造階段.....	4-14
4.8.2. 運轉階段.....	4-15
4.8.3. 封閉階段.....	4-15
4.9. 處置場營運管理技術.....	4-15
<b>5. 安全評估.....</b>	<b>5-1</b>
5.1. 潛在處置母岩特性調查與評估階段安全評估的範疇及目標.....	5-1
5.2. 安全評估方法.....	5-3
5.2.1. 法規.....	5-3
5.2.2. 安全評估的建置方法.....	5-3
5.3. 處置系統初始條件與安全功能.....	5-4
5.3.1. 處置系統的初始條件.....	5-4
5.3.2. 處置系統的安全功能.....	5-4
5.4. 參考演化.....	5-5
5.4.1. 開挖運轉期.....	5-5
5.4.2. 封閉後初始溫暖期.....	5-5
5.4.3. 剩餘冰河循環時期.....	5-6
5.4.4. 接續冰河循環期.....	5-6
5.5. 情節發展.....	5-6
5.5.1. 特徵/事件/作用(FEPs)之建置與選擇.....	5-7
5.5.2. 情節與案例定義.....	5-7
5.5.3. 基本情節.....	5-7
5.5.4. 替代情節.....	5-8
5.6. 安全評估整體模式鏈.....	5-8
5.7. 基本情節評估案例.....	5-13
5.7.1. 腐蝕作用情節案例.....	5-13
5.7.2. 剪力效應情節案例.....	5-13
5.7.3. 基本情節參數敏感度分析.....	5-14
5.8. 替代情節評估案例.....	5-14
5.8.1. 擾動情節案例.....	5-14

5.8.2. 隔離失效情節案例 .....	5-15
5.8.3. 替代情節參數敏感度分析 .....	5-15
5.9. 計算案例之整合分析 .....	5-15
5.9.1. 案例分析結果說明 .....	5-16
5.9.2. 安全指標 .....	5-16
5.10. 安全評估的可信度 .....	5-16
5.10.1. 情節、模式、模組及資料庫的建置 .....	5-16
5.10.2. 天然類比研究 .....	5-17
5.10.3. 評估報告比較 .....	5-17
<b>6. 國際同儕審查規劃 .....</b>	<b>6-1</b>
<b>7. 預期成果分析 .....</b>	<b>7-1</b>
<b>8. 參考文獻 .....</b>	<b>8-1</b>

## 圖目錄

	頁次
圖2-1：用過核子燃料最終處置計畫之計畫沿革及全程工作規劃.....	2-5
圖2-2：地質環境研究與地質處置技術發展關係.....	2-6
圖3-1：提供不同尺度水文地質模擬之參考案例.....	3-9
圖3-2：地質圈與氣候長期變遷示意圖.....	3-15
圖5-1：腐蝕作用情節之安全評估模式鏈.....	5-11
圖5-2：剪力效應情節之安全評估模式鏈.....	5-12

## 表目錄

	頁次
表2-1：SNFD2017報告預定章節 .....	2-7
表5-1：SNFD2017模式現況差異比較說明表 .....	5-10
表7-1：年度工作項目、預期成果及效益 .....	7-2





## 1. 概述

我國自 1978 年(民國 67 年)開始利用核能發電，迄今共有核一、二、三廠的 6 部核能機組，龍門計畫(龍門電廠)因國內政策轉變進行封存工作，一號機完工進行封存，二號機停工。其中，核一、二廠 4 座機組為沸水式，核三廠兩座機組為壓水式，龍門電廠兩部則為進步型沸水式反應器。預估此 3 座核能電廠的 6 部機組運轉 40 年將會產生約 5,048 公噸鈾的用過核子燃料。

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

用過核子燃料最終處置的基本要求是選擇適當的環境，將用過核子燃料永久安置，使其與人類生活圈隔離，以確保民眾安全及環境品質，促進非核害環境的永續發展。海床處置、深孔處置、冰層處置、井注處置、太空處置及深層地質處置是幾種曾被各國考慮的處置方案。上述這些方案經過國際間多年的研究後，一般咸認「深層地質處置」是較為可行的一種處置方式。而所謂的「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阻絕特性，將用過核子燃料埋存在深約 300 至 1,000 m 的地下岩層中，再配合包封容器、緩衝回填材料等工程設施——藉由人工與天然障壁所形成的多重障壁系統，可以有效使外釋而遷移的核種受到隔離與阻絕的效果，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目前生活環境之前已衰減至法令規定所容許的限值。我國法規限值依民國 102 年 01 月 18 日

修正公布之「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」，其中第 9 條規定高放處置設施之設計，應確保其輻射影響對設施外一般人所造成之個人年有效劑量不得超過 0.25 毫西弗。第 10 條規定高放處置設施之設計，應確保其輻射影響對設施外關鍵群體中個人所造成之個人年風險，不得超過一百萬分之一。

我國用過核子燃料處置之推動，係依「用過核子燃料最終處置計畫書(2006 年核定版)」之擬定時程及規劃，切實執行境內最終處置之技術發展及處置設施的籌建工作。本階段(2005~2017 年)為「潛在處置母岩特性調查與評估」階段，預計規劃達成 2 個重要里程碑：(1) 於 2009 年提出「我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告」(簡稱 SNFD2009 報告)；(2) 於 2017 年提出「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告(簡稱 SNFD2017 報告)」。

目前已完成近程工作主要目標——彙整過去長程計畫研發成果與蒐集國內外相關資料，於 2009 年提出 SNFD2009 報告，該報告內容涵蓋「處置環境條件的調查研究」、「處置技術的研究發展」、「用過核子燃料處置的功能評估」等技術發展成果，並於 2010 年 7 月獲原能會同意核備。台電公司依核備之 SNFD2009 報告內容，據以修訂並完成「用過核子燃料最終處置計畫書(2010 年修訂版)」，於 2011 年 1 月獲原能會核定公告。此外，本計畫依據原能會要求之 SNFD2017 報告目標，修訂近程工作規劃，完成「用過核子燃料最終處置計畫書 2014 年修訂版」，已於 104 年 3 月完成核備。

在過去幾年中，潛在母岩特性調查技術之發展重點，集中於建立結晶岩體測試區特性調查與評估相關之處置技術發展，總計在結晶岩測試區完成約 500 點地表重/磁力探測、16 km 地電阻剖面探測、3,000 m (6 孔)地質鑽探，及地物/水文/地化/岩力等各式孔內探測作業，並透過整合性的地質、地物、水文、水化學及環境資料解析，建構出結晶岩測試區初步地質概念模式。期能透過各項技術整合性的驗證，供功能/安全評估技術之發展，以完備現地調查至功能評估的整體作業流程。

OECD (2009, p.3)指出地質處置要求地質圈的長期穩定特性。所謂長期穩定，非指狀態一直不變，而是地質圈相當緩慢而持續的演變過程裡，能維持符合安全處置的地質條件。根據 SNFD2009 報告(台電公司，2010)的研究結果顯示：台灣地區活動構造、地震、火山活動及地質災害均有其侷限分布的特性；除了離島結晶岩體具備長期地質穩定特性外，過去認為位於板塊邊界之本島結晶岩體，根據最新研究顯示可能近百萬年來，已邁入相對穩定地塊的地質環境條件。且因其地質及構造特性可能與離島結晶岩類似，故在後續的潛在處置母岩調查工作中，將加強本島結晶岩體穩定性的研究。初期進行岩體規模、分布與主要構造帶延伸等資訊的調查研究，取得後續評估及驗證所必要之基礎參數；同時將先前於離島結晶岩體發展之調查研究技術，移轉應用於本島結晶岩體，以蒐集本島結晶岩體相關地質參數。並發展結晶岩體及工程障壁系統之熱、水、力、化特性相關之調查與評估技術，逐步進行各項特性升尺度效應探討，藉以取得完整地下岩體調查數據，以利後續本島結晶岩體穩定性評估工作之進行。

在過去幾年中，台灣電力公司將潛在母岩特性調查技術之發展重點，集中於離島結晶岩體測試區之處置技術發展，期能透過各項技術的整合性驗證，取得關鍵技術的能力與成果，以及測試區的地質特性參數、構造及建構初步地質概念模式，供功能/安全評估技術發展應用，以完備現地調查至功能評估的整體作業流程。在此技術基礎上，進一步展開本島結晶岩體深層地質特性調查，並加強地殼變動(地震、斷層、抬升、沉陷、侵蝕與剝蝕等作用)、火山活動、氣候變遷與海平面升降等調查工作，以期累積本島潛在處置母岩長期穩定性評估之關鍵資訊。

本計畫後續工作規劃，依據原能會要求以日本核燃料循環開發機構(JNC)於平成 12 年完成之「わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性—地層処分研究開発第 2 次取りまとめ」報告(以下簡稱 H12 報告；JNC, 2000)為參考依據，持續進行本島結晶岩處置母岩特性調查，同時進行處置工程技術、基本情節及替代情節之功能/安全評估技術的初步發展工作，以期達成潛在處置母岩特性

調查與評估階段目標，準時於民國 106 年底提出「SNFD2017 報告」，將確認(1)我國是否有合適處置母岩，(2)我國是否已齊備關鍵處置技術。原子能委員會要求 SNFD2017 報告應達成我國用過核子燃料處置計畫的 3 項階段性目標(2011 年 2 月 22 日會議紀錄)包括：

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

根據已核備、公告之期程規劃，現階段尚未涉及選址作業，主管機關要求以日本 H12 報告為參考依據，在無特定場址條件下，必須於 2017 年提出提出 SNFD2017 報告，以確認國內是否具有地質處置相關技術能力。

有鑑於此，故目前在無特定場址條件下，持續進行全國環境地質(大地構造)、地質合適性調查(火山、斷層活動、地殼抬升或沈陷、氣候及海平面變遷等影響因子)並建立相關深層地質調查及安全評估技術，逐年累進成果，如期達成 2017 年階段目標。

## 2. 計畫規劃

### 2.1. 計畫目標

台電公司依照「放射性物料管理法」與「放射性物料管理法施行細則」相關規定，於 93 年底提出「用過核子燃料最終處置計畫書」，經奉原子能委員會於 95 年核定。台電公司必須依照「用過核子燃料最終處置計畫書」規劃內容確實執行各項工作，並依每 4 年須進行檢討修正一次之規定及考量國際發展趨勢與國內實際進展狀況，對規劃工作內容進行修正。104 年 3 月已完成 2014 年修訂版的核備(台電公司，2015)，其規劃全程工作包含 5 個任務階段：

- (1) 潛在處置母岩特性調查與評估階段(94~106 年)
- (2) 候選場址評選與核定階段(107~117 年)
- (3) 場址詳細調查與試驗階段(118~127 年)
- (4) 處置場設計與安全分析評估階段(128~133 年)
- (5) 處置場建造階段(134~144 年)

上述各階段之時程、目標及重要里程碑，如圖 2-1 所示。

「用過核子燃料最終處置計畫」自 94 年起，展開「潛在處置母岩特性調查與評估階段」，並規劃於 106 年達成提出「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」(簡稱 SNFD2017 報告)，藉以達成：完成我國潛在處置母岩特性調查與評估及建立潛在處置母岩功能/安全評估技術，兩項目標，並建議下階段(107~117 年)候選場址調查區域。

為順利達成 106 年規劃之階段目標，台電公司已於 98 年完成 SNFD2009 報告(台電公司，2010)，其中初步說明我國具有潛在處置母岩，並具備初步處置技術之可行性。據此，本計畫近程工作規劃，將以 SNFD2009 報告為基礎，持續進行潛在處置母岩特性調查，同時進行處置工程技術及功能/安全評估技術之研究發展，以期達成「潛在處置母岩特性調查與評估」階段目標，於 106 年底提出「SNFD2017

報告」。基於原子能委員會要求 SNFD2017 報告應達成用過核子燃料處置計畫之 3 項階段性目標(100 年 2 月 22 日會議紀錄)為：

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

## 2.2. 工作規劃

為求善用國外發展經驗及聚焦國內研發資源，因此在考量日本與我國地質環境之相似性後，原子能委員會要求 SNFD2017 報告須參考日本 H12 報告(JNC, 2000)之架構編寫。據此，SNFD2017 報告之章節內容詳如表 2-1 所示，其中「地質環境」、「處置設計與工程技術」、「安全評估」等 3 章，即為本計畫後續工作之 3 項主軸(圖 2-2)。另一方面，透過國際技術交流，本計畫進一步參考瑞典 SKB 發展的 SR-Site 的經驗，關鍵技術將以現地數據建置參考案例(Reference Case)，據以進行處置設計與工程技術及安全評估之技術發展，規劃如下：

### (1)地質環境

#### (a)區域環境地質

有鑑於地質圈對用過核子燃料地質處置的重要性，針對我國國土範圍不同潛在處置母岩的地質環境特徵，宏觀說明大地構造環境與地質圈長期演化特性；

#### (b)深層地質特性

以本土深層地質現地量測數據，包括水文地質、水文地球化學、核種傳輸路徑、岩石特性等，建構地質概念模式(Geosynthesis)(JNC, 2000, p.III-7)，並參考瑞典(SKB)最新處置技術(Andersson et al., 2013, p. 1049)，建立本土參考案例，提供後續工程設計與安全評估分析技術發展之基礎；

#### (c)地質處置合適性研究

蒐集影響本土地質圈長期演化的相關資訊，內容包括我國國土的大地構造(涵蓋火山活動及斷層作用)、抬升與沉陷作用、

氣候與海平面變遷等影響處置環境長期穩定性的影響因子。

## (2) 處置設計與工程技術

### (a) 處置設施概念研究

蒐整國外深層處置設施之設計概念資訊，並以日本 H12 報告及瑞典 SKB 之 SR-Site 相關技術經驗為重要參考資訊。內容包括整體處置概念及影響處置概念的因子、工程障壁系統及處置設施的設計需求等，建立國內參考處置概念。

### (b) 處置設施設計研究

彙整國內外深層處置設施之設計資訊，探討工程障壁的穩定性，包含緩衝材料之再飽和特性、力學穩定特性、受震穩定性及氣體遷移等，並進行工程障壁 THMC 特性實驗/模擬之初期技術發展。

### (c) 工程技術

取得國內外深層設施之建造、運轉、封閉等技術資訊，進行工法經濟效益與影響之探討，並發展處置設施之營運和管理技術。

## (3) 安全評估

### (a) 安全評估方法

參考瑞典 SKB 在安全評估的案例建置方法與步驟，提供與國內安全評估案例建置方法與步驟的比較參考；擬定國內參考案例之功能/安全評估之策略與流程；對於我國未來長程處置安全評估技術發展規劃做出建議。

### (b) 情節發展

研析國外高放處置考量之情節，並參酌瑞典 SKB 經驗，針對結晶岩測試區發展安全評估能力之初步架構，進行情節與案例之定義，以及參考演化之初步技術發展。

### (c) 整合分析研究

依基本案例和其他替代案例資訊，進行計算案例之整合分析，並研究分析國際核能機構 (IAEA 與 OECD/NEA) 與主要核能

國家對於高放射性廢棄物處置的安全指標。進行情節、模式、模組及資料庫的建置；蒐集彙整國內外天然類比研究；以及評估報告比較，藉以說明安全評估的可信度。

相關工作概要及 105 年度工作規劃，分別詳述如本工作計畫書之第 3 章地質環境、第 4 章處置技術與工程設計、第 5 章安全評估，並於第 6 章及第 7 章說明表列預期成果分析及相關參考文獻。



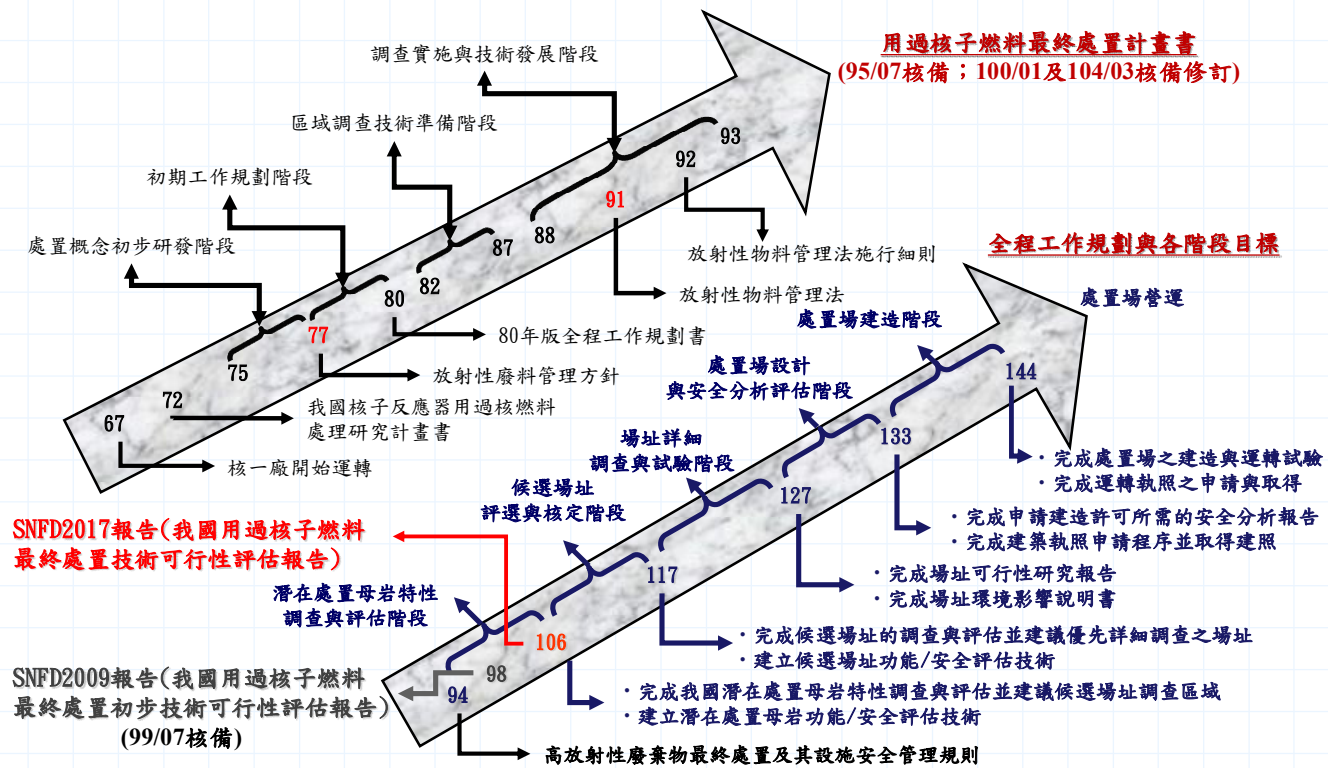


圖 2-1：用過核子燃料最終處置計畫之計畫沿革及全程工作規劃

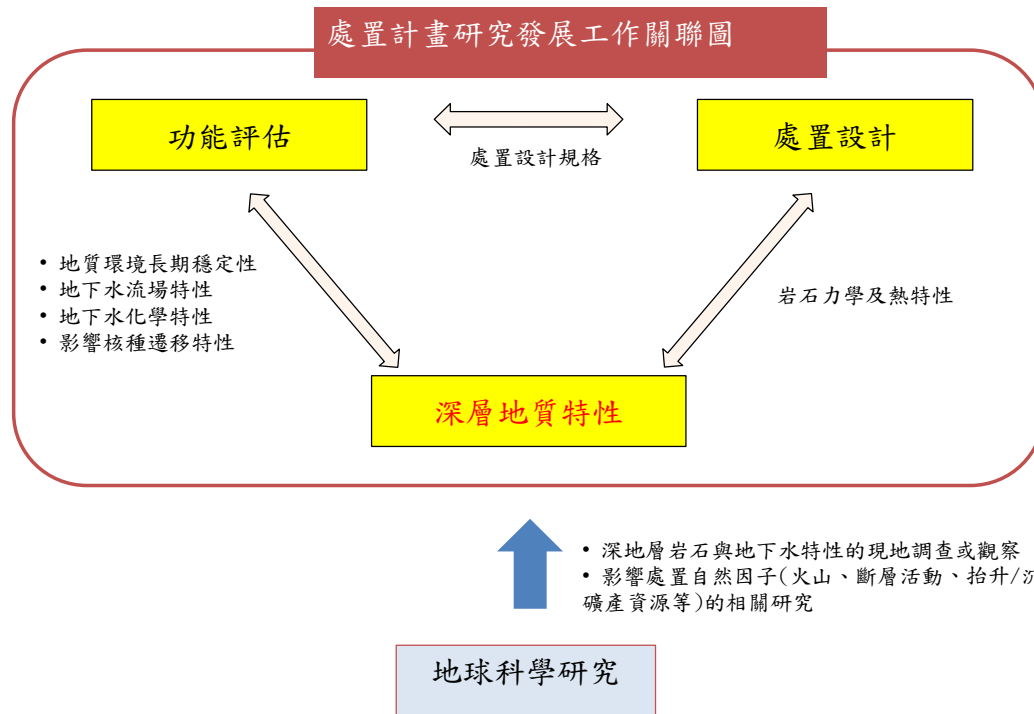


圖 2-2：地質環境研究與地質處置技術發展關係

註：修改自 JNC (2000, supporting report I, Figure 1.3-1)

表 2-1：SNFD2017 報告預定章節

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

<b>SNFD2017 報告(預定章節)</b>	<b>H12 報告章節(JNC, 2000)</b>
3.2.4.2 流通路徑參數的定義	3.2.4.2 Definition of flow pathway parameters
3.2.4.3 基質的擴散效應	3.2.4.3 Matrix diffusion
3.2.5 岩石特性	3.2.5 Lithological properties
3.3 地質處置合適性研究	3.3 Feasibility of siting a HLW repository in Japan
3.3.1 台灣用過核子燃料地質處置之地質圈特性	3.3.1 Features of the geosphere of specific relevance to HLW disposal in Japan
3.3.2 台灣的大地構造架構	3.3.2 Tectonic setting of Japan
3.3.2.1 火山活動	3.3.2.1 Volcanism
3.3.2.2 斷層活動	3.3.2.2 Faulting
3.3.3 抬升與沉陷作用	3.3.3 Uplift and subsidence
3.3.3.1 台灣抬升/沉陷特性	3.3.3.1 Features of uplift/subsidence in Japan
3.3.3.2 剝蝕作用	3.3.3.2 Denudation
3.3.4 氣候與海平面變遷	3.3.4 Climatic and sea level changes
3.4 結論	3.4 Conclusions
<b>4. 處置設計與工程技術</b>	<b>IV. Repository Design and Engineering Technology</b>
4.1 潛在處置母岩特性調查與評估階段處置設計概念及工程技術能力	4.1 Objectives of H12 with respect to design and engineering
4.2 工程障壁系統與地質處置母岩的功能	4.2 Role of the EBS and the host rock in geological disposal concepts
4.3 整體處置概念	4.3 Outline disposal concept
4.3.1 工程障壁系統	4.3.1 EBS components
4.3.2 處置設施	4.3.2 Emplacement configuration
	4.3.3 The disposal facility
	4.3.4 Concept for disposal panels and panel layout
4.4 設計流程	4.4 Design methodology
4.5 影響處置概念的因子	4.5 Factors influencing the disposal concept
4.5.1 熱與放射性	4.5.1 Heat production and radioactivity
4.5.2 地質與地形條件	4.5.2 Geological and topographic conditions
4.5.3 處置母岩特性	4.5.3 Properties of the host rock
	4.5.3.1 Mechanical properties

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

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

SNFD2017 報告(預定章節)	H12 報告章節(JNC, 2000)
5. 安全評估	V. Safety Assessment
5.1 潛在處置母岩特性調查與評估階段安全評估的範疇及目標	5.1 Objectives and scope of the safety assessment
5.2 安全評估方法	5.2 Safety assessment methodology
5.2.1 法規	5.2.1 The AEC Guidelines
5.2.2 安全評估的建置方法	5.2.2 Development and treatment of safety assessment cases
5.3 處置系統初始條件與安全功能	5.3 Geological disposal systems and their safety functions
5.3.1 處置系統的初始條件	5.3.1 Features of geological disposal systems
5.3.2 處置系統的安全功能	5.3.2 Safety functions and detrimental factors
5.4 參考演化	
5.4.1 開挖運轉期	
5.4.2 封閉後初始溫暖期	
5.4.3 剩餘冰河循環時期	
5.4.4 接續冰河循環期	
5.5 情節發展	5.4 Scenario development
5.5.1 特徵/事件/作用(FEPs)之建置與選擇	5.4.1 Identification and classification of relevant FEPs
	5.4.2 Screening of FEPs
5.5.2 情節與案例定義	5.4.3 Definition of scenarios
5.5.3 基本情節	
5.5.4 替代情節	
5.6 安全評估整體模式鏈	5.2.3 Modeling strategy
5.7 基本情節評估案例	5.5 The Reference Case
5.7.1 腐蝕作用情節案例	5.5.1 Definition of the Reference Case
5.7.2 剪力效應情節案例	5.5.2 The EBS Reference Case
5.7.3 基本情節參數敏感度分析	5.5.3 The geosphere Reference Case
	5.5.4 The biosphere Reference Case
5.8 替代情節評估案例	5.6 The Alternative Cases
	5.6.1 Analysis of alternative cases within the Basic Scenario
5.8.1 擾動情節案例	5.6.2 Analysis of perturbation scenarios
5.8.2 隔離失效情節案例	5.6.3 Analysis of isolation failure scenarios

<b>SNFD2017 報告(預定章節)</b>	<b>H12 報告章節(JNC, 2000)</b>
5.8.3 替代情節參數敏感度分析	5.6.4 Identification of key uncertainties
5.9 計算案例之整合分析	5.7 Synthesis of calculation cases illustrating overall system performance
	5.7.1 Definition of cases
5.9.1 案例分析結果說明	5.7.2 Results of cases illustrating overall system performance in different geological environments
	5.7.3 Comparison of results with overseas safety standards
5.9.2 安全指標	5.7.4 Supplementary safety indicators
5.10 安全評估的可信度	5.8 Reliability of the safety assessment
5.10.1 情節、模式、模組及資料庫的建置	5.8.1 Development of scenarios, models, codes and datasets
5.10.2 天然類比研究	5.8.2 Natural analogues
5.10.3 評估報告比較	5.8.3 Comparison with other safety reports
	5.9 Summary and conclusions
<b>6. 選址技術與安全標準</b>	<b>VI. Technical Basis for Site Selection and Development of Safety Standards</b>
<b>7. 結論與未來發展</b>	<b>VII. Conclusions and Future R&amp;D Requirements</b>
7.1 台灣地質處置之技術可信度	7.1 The technical reliability of geological disposal in Japan
7.2 未來發展	7.2 Research and development on geological disposal after the year 2000
	7.2.1 General features of research and development
	7.2.2 Strategy for R&D after the year 2000
	7.2.3 Specific goals of the R&D program
	7.3 Afterword for foreign audiences: Japanese waste management in the 21st century



### 3. 地質環境

根據主管機關 104 年 5 月針對台電公司 103 年「用過核子燃料最終處置計畫執行成果報告」之審查結果(三)「有關計畫場址特性調查技術研究成果(如深層地質特性、鑽探與井測、水文地化...等現地調查資料)應以水文地質模式加以整合以利判釋，並應回饋於設施設計與安全評估等工作，另台電公司應加強國際技術合作管道，請國外核廢料專責單位或專家審視以提升計畫成果品質及公信力」。為因應主管機關之審查要求，台電公司與日本 NUMO、瑞典 SKB 及芬蘭 POSIVA 等專責機構，建立國際合作與技術交流平台(參見第 6 章)，並於 104 年成果報告中，完成 SNFD2017 報告參考案例之表二(地質概念模式及參數)，據以規劃於 105 年度與 SKB 進行水文地質概念模式平行驗證工作(參見 3.2.2 節)；此外，台電公司與 SKB 團隊將建立參考案例地下水流模式的簡化模型，提供 105 年度處置技術與工程設計(參見第 4.5 節)、安全評估技術發展(參見第 5.7 節)之用。

台灣地質環境與日本均處於環太平洋火山及地震頻繁的地區。日本 AEC 有鑑於高放射性廢棄物地質處置技術發展，需考量板塊運動、火山、地震及活動斷層長時間的影響，曾訂出準則要求 H12 報告成果，須證明日本存在合適的地質環境，進行高放射性廢棄物地質處置。同時也須藉由深地層的現地量測與觀測，獲取深地層中的地下水及岩層資料。此外，針對改變地質環境的自然現象，取得足以令人信賴之資訊，證明日本確實存在不受這些自然現象影響(JNC, 2000, p.III-1)。

有鑑於此，本計畫針對台灣地質環境所規劃之工作，除了進行「地質環境」調查評估技術發展所需驗證外，在期程長達數十年的計畫期間，由西向東逐步蒐集西部離島、台灣海峽、台灣西部、台灣東部及鄰近海域等各區域之地質環境普查資訊，藉以確認 SNFD2017 報告所需「技術可行性」外，亦能參考日本 H12 報告之發展經驗，在台灣地質環境下取得建立各類評估技術所需的「深層地質處置」地質資料，進而加強相關地質影響因子(如火山、斷層、地震、抬升、沉陷、剝蝕、氣候與海平面變遷等因子)之彙整研析與特性研究，作為整備

SNFD2017 報告之必要資料。而「地質環境」相關研究工作，依據 SNFD2017 報告各章節(詳表 2-1)之編排，共可分為：(1)區域環境地質、(2)深層地質特性及(3)地質處置合適性研究等 3 大項。

### 3.1. 區域環境地質

區域環境地質主要係說明地質圈對用過核子燃料地質處置的重要性，並以綜觀之角度，探討台灣的大地構造與地質環境特徵。在 SNFD2009 報告中已分別針對台灣的地質環境、影響地質環境的自然變化因子及台灣 3 種潛在處置母岩(花崗岩、泥岩、中生代基盤岩)的地質環境特徵，作一初步的彙整(台電公司, 2010, p2-250~2-338)。在此基礎上，台電公司參照日本 H12 報告之架構，更新及彙整 SNFD2017 報告所需台灣地質環境特徵資料，至 104 年度分別就地體架構、岩層分布及第四紀構造分布蒐集資訊，宏觀檢視過去全國普查結果，針對台灣的大地構造與地質環境演化之最新發展趨勢，探討 3 種潛在處置母岩更新資料，作為 SNFD2017 報告編撰之依據。

105 年度進一步以地體構造長期演化觀點，探討深層特性及長期穩定性。重要更新資訊包括：國內外近來針對台灣地體構造架構研究，最新資訊顯示現在台灣東部，約 13 百萬年前原本為深海環境，歐亞大陸板塊與菲律賓海板塊間，存在因南中國海板塊張裂活動而漂移的微陸塊，並曾因南中國海板塊對菲律賓海板塊的隱沒作用，因而隱沒至呂宋島弧下方(Shao et al., 2015, Fig. 4)，而後在弧陸碰撞作用影響下拼貼回歐亞大陸邊緣(Lu and Hsu, 1992, p.38; Shyu et al., 2005, Fig. 3)；在弧陸碰撞發生同時，菲律賓海板塊隱沒至台灣東北部歐亞大陸的方向，在 5-8 百萬年前以往北或東北方向隱沒，而後此隱沒帶才往西遷移影響到台灣東部山區(Lallemant et al., 2013, p.61)。本計畫長期進行空中磁力探測技術及磁力與地電探測等技術發展，用以驗證台灣山區地下地質架構特性、岩層與構造空間分布與幾何關係，針對全國性岩層與構造分布受地體架構的影響，參考上述地質長期演化更新資訊，進一步探討未來地體構造演化趨勢，均可作為 SNFD2017 報告重要更新的內容。

台灣島因弧陸碰撞的造山作用而浮出海面，僅近 5 百萬年以來形成高山地形；且近 2 百萬年來受到菲律賓海板塊隱沒至歐亞大陸板塊下的影響；近年來研究普遍發現，近 1 百萬年來轉以張裂構造活動為主，台灣東北部山脈轉為沉陷盆地，並伴生火山活動(鄧屬予，2007，p.7)。對於未來地體架構演化及各類潛在處置母岩特性的影響，需要宏觀陸海域受板塊運動控制時空演化的關係，彙整新增的資訊將了解不同地區地質環境的變遷與長期穩定性。

### **3.2. 深層地質特性**

在「深層地質處置」概念中，主要的處置設施將建構於遠離人類生活環境的深地層。深層地質的特性上，具穩定的力學條件、合適的水文地球化學條件、低地下水流速，以及有效的遲滯外釋核種的條件(Andersson et al., 2013, p. 1045)。為了建立模擬與評估的技術，深層地質特性需以現地數據建立案例，本計畫根據 H12 報告架構，分成下列各節進行研究。

#### **3.2.1. 地質圈特性對多重障壁概念的重要性**

處置母岩及其地質環境有關的地質圈特性，除了決定天然障壁對核種的遲滯功能外，亦會影響工程障壁的性能。例如：母岩的熱與力學特性，除了與天然障壁的穩定性有關外，也直接影響工程障壁的功能；若母岩性質不佳，將縮短工程障壁的使用年限，處置安全也受到影響。同樣地，地下水的流動特性與水文地球化學條件，除了影響核種在地層的遷移速率與分布情形外，亦是影響廢棄物罐腐蝕速率的關鍵因素。當然，處置母岩所面臨的大地構造活動、抬升與沉陷、氣候與海平面變遷等地質環境特性，均對遲滯核種傳輸的多重障壁功能，造成關鍵的影響(JNC, 2000, p.III-3)。依不同地區的不同母岩，會採用不同的地質處置概念與處置工程設計；經由文獻篩選、初步場址調查、至詳細場址調查後，由當地地質環境數據獲致安全評估結果，以詳細調查結果來完成安全的處置場設計(JNC, 2000, p.VI-16)。

參考日本 H12 報告作法，針對過去所缺乏的地質圈資料，99 年度開始在既有深層地質特性調查技術上，發展地質圈的自然影響因子相關調查技術。基於 SNFD2017 報告全國通盤考量之需求，進行全國深層地質資料之整合，並參考日本 H12 報告資料蒐集方式，以既有石油調查於陸、海域獲得的深層地質資料，探討潛在處置母岩岩層、構造分布及特性，或藉由蒐集既有地下工程(交通、採礦、水力發電等)所得山區地下岩層與構造相關資料，建構本土代表性深層地質與構造概念模式，作為地表地質與地下地質等解析技術的發展平台(JNC, 2000, p.I-8)，以提供水文地質、地球化學、岩石力學及自然影響因子相關資訊，作為後續評估合適性之基礎。

透過國際合作方式，與瑞典專責機構(SKB)進行技術交流，以目前所獲得之現地調查資料，建立參考案例 (Andersson et al., 2013, p. 1049)；並從地質與地球物理調查資料建立概念模式，以呈現三維深層岩體與地質構造分布的幾何形貌，據以描述岩性、地質構造與水文地質特性。以下將就本土地質圈特性，分別針對水文地質、水文地球化學、核種傳輸路徑、岩石特性等工作規劃進行說明：

### 3.2.2. 水文地質

在「深層地質處置」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。對於一個具有緩慢地下水流(通量)的深層地質條件而言，核種在地層的低遷移速度，是評量處置設施功能優劣的關鍵因子(JNC, 2000, p. III-1)。然而，深層地下水的流動特性乃隨地區之不同而異，在處置場址尚未確定前，主軸工作集中於現地特性調查與資料解析技術的發展，並以模擬與驗證方式提昇處置安全評估的技術。

基於 SNFD2017 報告所需之概念模式建構分析能力的考量，利用過去在離島已建立的水文地質調查技術，例如雙封塞水力試驗、跨孔追蹤試驗、水力傳導係數擴尺度試驗、封塞段裂隙水壓長期監測等技術發展所取得的水力傳導係數、延散度、裂隙寬度、水力梯度等參數特性，進行相關概念模式之建構研究。103 年度利用美國 Lawrence

Berkeley 國家實驗室發展的 TOUGH2 軟體，及既有現地參數化資料，建構二維模擬之技術基礎(圖 3-1)。104 年度進一步以三維模擬水文地質數值模型與地下水流場；在此長期技術發展基礎上，105 年度加強國際合作，與瑞典 SKB 進行技術交流，透過參考案例探討地下水地質的三維數值模型相關技術，雙方平行驗證地下水流與傳輸現象，藉以探討參考案例中結晶岩緻密岩性、導水裂隙帶與高角度岩脈群等，對深層水文地質特性長期演化的影響，有助於建立參考案例所需基本地下水流場資料，提供後續架構 SNFD2017 報告第 5.5 節相關技術發展之用。

### 3.2.3. 水文地球化學

在「深層地質處置」概念中，處置母岩的評估，除了需考慮岩層之地質、水文、地震和岩石力學特性等條件外，水文地球化學特性也是決定是否適合進行深層地質處置之主要參考因素之一。而合適的水文地球化學環境，係指其具備高的放射性核種遲滯能力、高的化學緩衝能力及低的核種溶解度之地下水化學特性。除了直接影響核種的溶解度外，地下水的化學特性，尤其是地下水的酸鹼度及氧化還原條件，對工程障壁(如緩衝回填材料)及天然障壁(母岩)的屏障功能亦具有重要的影響性。此一研究對處置工程設計及功能安全評估相當關鍵，將可依據現地水文地球化學特性來提升處置安全性，也可應用於探討熱力學長期穩定性的理論基礎(JNC, 2000, p. III-9)。

代表性的深地層水質資料及詳細的礦物組成為評估水文地球化學環境合適性的必要基本資料，而地球化學模擬是探討水文地球化學環境的長期演化(穩定)特性必要技術。透過歷年技術發展成果，目前已建構深地層裂隙水質的取樣技術及岩樣詳細礦物組成的分析技術，作為建立結晶岩質地球化學反應模擬技術的基礎。基於 SNFD2017 報告所需水文地球化學特性資訊與評估分析能力之考量，在地下水地球化學演化方面，101 年起已逐年進行離島及本島結晶岩體的破裂帶蝕變礦物分析，並與新鮮母岩礦物組成進行比較，獲致數個代表性蝕變(岩-水反應)遠近變化，104 年度起提供水文地球化學應用新鮮及風化

岩心礦物組成，進行模擬研究並建構其可能反應路徑，此成果提供評估化學環境變化(如地質處置地下開挖導致的影響)的可能趨勢之用。105 年度會持續針對處置工程設計與功能安全評估所需，根據不同情境進行反應路徑模擬的技術發展工作，並根據微結構三維成像技術了解不同礦物在三度空間的關係、表面積及有效孔隙率等重要資訊。此外，基於熱力學平衡的基本假設，以地化模式軟體(如 GWB 或 EQ3/6)進行模擬運算，探討岩-水反應過程，以水文地球化學反應路徑模擬結果，評估 1 萬年及 10 萬年間的長期演化特性。

#### 3.2.4. 核種傳輸路徑

在結晶岩深層地質特性中，由於岩性緻密的關係，可作為天然的屏障。地下水順著裂隙網路緩慢流動，少數連通的裂隙帶將成為核種的主要傳輸路徑。因此，瞭解岩體中裂隙構造的分布為處置設施是否安全的重要條件之一(JNC, 2000, p. III-11)。雖然連通的裂隙網路是核種的主要傳輸路徑，但核種亦可藉由其在裂隙圍岩的擴散機制，降低其在地下水中的濃度，且在裂隙中的充填物與圍岩的礦物組成，對不同的核種會造成不同的吸附效應，使得由處置設施近場外釋的核種，可能因圍岩擴散及吸附等機制而遲滯核種由地質圈遷移至人類生活圈的傳輸速度。

為瞭解核種在地質圈傳輸路徑的能力與地質圈對核種遷移之遲滯能力，並基於 SNFD2017 報告所需之核種傳輸路徑評估分析能力之考量，在裂隙參數化與模擬技術方面，有鑑於大地應力對裂隙特性的影響，針對既有現地應力量測資料，進而解析區域地質構造演化的歷史，將可提供後續裂隙參數分布異質性與異向性研究之用。此外，多年來結合現地裂隙量測數據，模擬結晶岩裂隙的地下水流分布情形，以發展 DFN 穩態地下水流數值模擬方法，104 年度以裂隙統計特性進行三維離散裂隙網路數值模擬，應用已發展的 DFN 穩態地下水流數值模擬技術，模擬結晶岩裂隙的地下水流分布特性。105 年度針對擴尺度議題，以參考案例岩層與構造幾何資訊與水文地質特性(Reference Case Table 2)，透過與瑞典 SKB 國際交流，建立模擬案例

之裂隙特性，並以 DarcyTools 建立簡化的流場模型並輸出質點傳輸特性參數，回饋於工程設計團隊探討剪力位移(shear load)，以及安全評估團隊執行之 GoldSim 軟體作為輸入值。同時，將以 power law 裂隙特性資料，持續發展裂隙連通性模擬技術及考量岩脈群阻水構造對流場的影響，建立遠場流場模擬與近場針對工程設計的 DFN 模擬技術介面的整合技術，以期應用於第 4 章工程設計與第 5 章近場功能/安全評估。

另外，關於核種在岩體中的傳輸特性(如吸附、擴散、傳流與延散機制等)，多年期計畫利用離島之結晶岩樣來進行核種傳輸的各項實驗。自 104 年度起，針對 SNFD2017 報告所需，重新檢視關鍵核種篩選成果，一方面更新 SNFD2009 報告之關鍵核種基礎資訊，另一方面自 105 年度持續進行不同結晶岩體樣本之實驗，以增補核種傳輸相關參數。

### 3.2.5. 岩石特性

岩體的熱與力學性質是影響處置設施設計與建造的重要因素。考量 SNFD2017 報告所需之岩石特性資訊與評估分析能力，102 年度開始進行結晶岩樣的一般物理性質、熱特性及力學等試驗，至 103 年度完成各項試驗，取得參數(如單位重、含水量、比重、吸水率、孔隙率、熱傳導係數、比熱、熱膨脹係數、單軸壓縮強度、抗拉強度、完整岩石的凝聚力及內摩擦角、岩石弱面的凝聚力、內摩擦角、靜彈性模數、靜態柏松比、動彈性模數、動剪力模數、動態柏松比、點荷重強度指數等)。104 年度完成加溫(最高溫暫定為 80°C)岩石強度與變形參數試驗，藉由國內自主性室溫及加溫之試驗系統與分析能力之建立，於 105 年度繼續進行離島結晶岩不同深度岩樣的岩石力學系統性分析工作，逐年累積不同深度、不同溫度的量測資料，可提供後續階段規劃、設計、隧道開挖擾動帶(Excavation Damaged Zone, EDZ)分析評估所須之必要參數。

為瞭解膨潤土與岩塊之熱-力耦合交互影響關係，在既有岩塊熱場量測與模擬的基礎上，建置含加熱器、壓實鑄型的膨潤土塊及結晶

岩塊尺度的近場環境，進行熱-力耦合岩塊試驗與數值模擬工作，以既有設備與技術發展的基礎上，於 104 年度開始探討近場區域的膨潤土及結晶岩之再飽和現象，105 年度針對花崗岩及膨潤土再飽和現象的數值模擬需求，建立室內電阻量測花崗岩及膨潤土的設備，並獲取相關參數值，提供後續計畫依據電阻率參數初始值，建構處置場坑道三維電阻率正演數值模型。



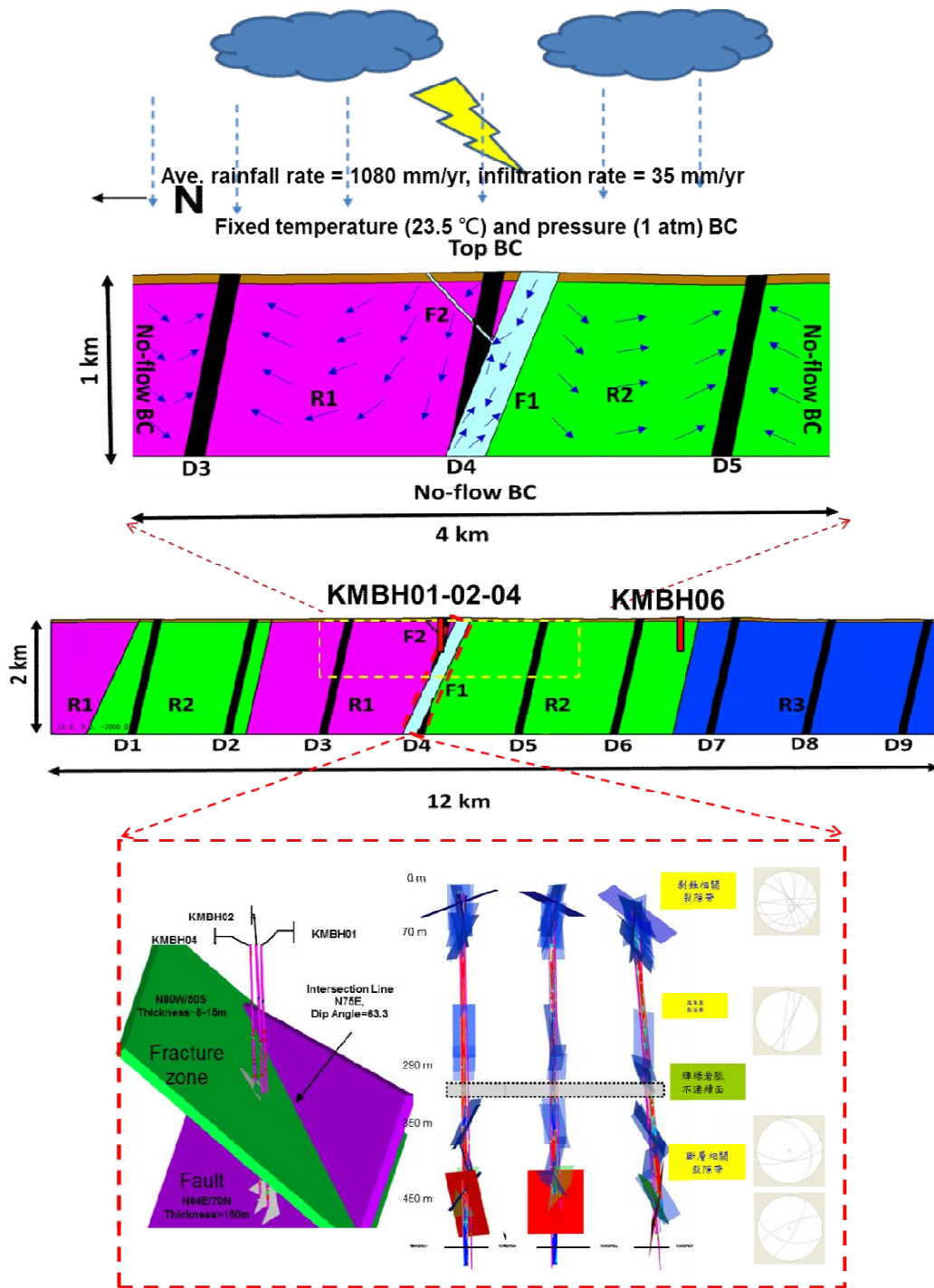


圖3-1：提供不同尺度水文地質模擬之參考案例

### 3.3. 地質處置合適性研究

各國在進行處置場址評選、處置設施功能/安全評估時，均因大地構造環境與地質條件特性的不同，所需考量的地質圈特性亦會有所不同。除了具備獨特的大地構造與其演化特性外，台灣的地質環境大致上與日本類似，故未來進行處置場址評選、處置設施功能/安全評估時，均需面臨及考量與大地構造架構有關的大地構造演化、火山活動、斷層(地震)活動，以及抬升與沉陷、氣候與海平面變遷等環境因子對處置設施的影響性。有鑑於這些資料的取得，須相當長時間的調查及技術發展，以確實掌握現地特性隨長時間地質尺度演變的資料，如此才能據以探討數十萬年乃至數百萬年尺度長期穩定(long-term stability)的安全評估條件(JNC, 2000; OECD, 2009)。

#### 3.3.1. 台灣的大地構造架構

台灣位於歐亞大陸東緣，坐落於環太平洋構造活動帶上，因此，台灣地區的火山活動和斷層(地震)活動，皆與台灣大地構造的演化息息相關。考量 SNFD2017 報告所需之大地構造架構特性資訊與評估分析能力，103 年度開始進行台灣大地構造架構與演化等相關文獻資料(空間上涵蓋台灣及台灣海峽周邊海陸域資料，時間上涵蓋控制各岩層形成之地質歷史)的蒐集與回顧，藉此掌握台灣大地構造架構與火山活動時空變化的更新資訊與認知。至 105 年度起針對台灣北部的火山活動與相應產生的深層熱流特性，以及北部正斷層系統，過去百萬年來地質歷史的紀錄，進行相關文獻資料的蒐集與回顧，提供後續火山活動及其影響範圍的研究成果。

此外，大地構造架構與地震活動關係密切，全國地震網累積豐富的地震資料，提供大地構造體系的研究，也有助於不同深度地震分布的探討。針對山區微震定位精度的提昇，結合了國內各單位地震網蒐集的數據，綜合解釋地震叢集線型分布及斷層破裂機制，有助於釐清地震密集區域及地震相對安靜區域的地層與構造分布。透過瑞典 SKB 國際合作方式，於 105 年度運用本土地震資料，探討處置環境受震影響的情境。

另外，地震影響性隨結晶岩體深度衰減的研究對處置技術至為關鍵，現有之地盤地震衰減模式主要根據地表之量測紀錄，發展不同大小之地震(如地震規模)隨距離衰減之關係本計畫將加強蒐集國內外井下陣列的量測資料相關工作，以日本及美國井下地震資料為主；105年度開始擬建立之深層地盤地震衰減模式，採用井下之量測紀錄，建立不同大小之地震隨距離與深度衰減之關係。除有助於了解深層岩盤之受震反應，並可作為深層地盤地震衰減模式發展之依據或作為現有地表地震衰減模式之修正基礎，此外未來地質處置計畫可能使用膨潤土作為緩衝材料，為獲取緩衝材料之動力性質，將自 105 年起規劃安裝共振柱試驗設備並完成試運轉，以獲得緩衝材料之模數衰減曲線與阻尼曲線，供後續工程技術發展及安全評估之用。

### 3.3.2. 抬升與沉陷作用

岩體的抬升或沉陷主要係取決於大地架構及其演化特性。對於放射性廢棄物「深層地質處置」而言，岩體的抬升伴隨著剝蝕作用將對深層地質處置有不利影響，相對地，岩體發生沉陷並伴隨著沈積作用，將會對深層地質處置的環境條件有利(圖 3-2)(JNC, 2000, p. III-33)。而在評估岩體抬升或沉陷的方法中，GPS 測量是利用衛星量距的一種方法，雖然相較其他調查方法，是觀測期距最短(只能觀測近數十年的變化趨勢)，但對於觀測大範圍地殼變動(特別是水平向變動)是在大地測量中，較具高準確度及快速的方法，故廣範被用於抬升與沉陷作用的相關研究中。

考量 SNFD2017 報告所需岩體的抬升/沉陷資訊與評估分析能力，國內有廣泛的 GPS 連續觀測站與 GPS 定期觀測樁建置，自 101 年度起逐年累進鄰近構造帶岩體的水平及垂直位移之觀測數據，並進行 GPS 時間序列資料分析，以獲取數年至數十年尺度影響地表形態位移變化的綜合指標資訊。此外，104 年度開始針對區域性長時間地殼變動研究，以蒐集既有的陸、海域震測資料，探討萬年來冰期結束後，於河口沖積扇海進層序地層中紀錄。105 年度除持續蒐集山間盆地與河系的河階紀錄外，進一步可以參考日本 H12 報告(JNC, 2000, c5p42)

透過簡化模型方式，模擬不同時間抬升與剝蝕作用，或沉陷與沉陷作用下，利用二維 SOBEK 模式進行地表水流模擬，以釐清地貌變遷對地表水流動特性的影響，作為 SNFD2017 報告評估地質穩定性之參考依據。

剝蝕作用對地質環境的影響，包括因減少處置環境覆蓋層的厚度，或改變地形地貌，而導致地下水流場改變。因此，102 年度起蒐集台灣剝蝕作用的相關研究資料，並進行其定年學與剝蝕率資料的彙整。台灣的剝蝕作用基本上伴隨著山坡的流水，與河流強力進行懸浮及河床搬運與沖刷，加上常有風災或豪雨下的山崩，導致河流快速移運；有鑑於此，Derrieux et al. (2014, p. 231) 回顧過去在台灣發展應用過的各種推估剝蝕率的方法，包括 4 類：

(1) 量測河流沉積物的方式：

分析數十年主要河流懸浮物載量紀錄，顯示中央山脈估計範圍為 2 mm/y 至 8 mm/y；而全台為 5 mm/y，接近由河流沉積物的宇宙核素測定剝蝕率 5 mm/y 的估值；此法受到颱風和地震導致的土石流與山崩作用影響甚鉅，即無法代表長期地質時間的剝蝕率。

(2) 以低溫定年估算冷卻率的方式：

應用數百萬年尺度的低溫定年法，主要靠核飛跡法的年代值，加上熱歷史與構造歷史的演化，估計出中央山脈的剝蝕率範圍約 3 mm/y 至 6 mm/y，但近年來重新再以二維熱-力學演化模型加上熱流校正後，顯示整個造山帶呈現較低的剝蝕率，約 2 mm/y 至 4 mm/y (Fuller et al., 2006, p. 1; Derrieux et al., 2014, p. 231)。

(3) 應用磁黃鐵礦分布的估算方式：

Horng et al. (2012, p. 11) 提出造山帶剝蝕速率自晚期上新世以來有加速的現象，從原本低於 1 mm/y 提升到高於 2 mm/y，符合台灣弧陸碰撞作用發生的時間。

(4) 宇宙核素分析的方式：

Derrioux et al. (2014, p. 243)利用宇宙核素所獲得的台灣山區流域剝蝕率範圍，發現台灣中央山脈東西兩側的剝蝕率有明顯差異，西側剝蝕率較低(~1 mm/y 至 3 mm/y)，符合大陸楔西側的 pro-wedge 模式，有較低緩的山形；東側較高(~4 mm/y 至 5 mm/y)符合大陸楔東側的 retro-wedge 模式，位於較深部變質岩與較陡峭的山勢，河流下切較深，因而反映出剝蝕率較高 (Derrioux et al., 2014, p. 242)。應用宇宙核素方法獲得流域的剝蝕率，遠低於由水準測量山區高抬升率的範圍(10 mm/y 至 15 mm/y, Ching et al., 2011, p. 7)，也遠低於河流懸浮物估算的剝蝕率範圍(最高達 20 mm/y, Dadson et al., 2003, p. 649)。

這 4 種不同時間尺度的剝蝕率，在不針對特定地區下，可提供數值模擬各種抬升與剝蝕作用，或沉陷與沉積作用，產生不同時間尺度地表變遷，以及相應地下水入滲區遷移等長期演化的影響，後續年度據以規劃參考日本 H12 報告研究方式(如 JNC, 2000, c5p10)，針對可能甚至於極端的剝蝕率範圍，進行模擬與長期演化的評估。此外，對於數十萬年至百萬年沉陷區域，因沈積物覆蓋而使基盤岩剝蝕作用停止，相關的研究資訊亦有助於了解造山帶長期演育過程的剝蝕與沉積記錄，將提供後續長期穩定性評估及地質處置合適性考量之參考資訊。不同地區的抬升/剝蝕率與沉陷/沈積率，均可提供後續水文地質概念模式的參考演化模擬技術之用，據以評估深層地質環境的長期演化受影響的程度(JNC, 2000, c5p42)。

### 3.3.3. 氣候與海平面變遷

由於全球氣候變遷為海水面長期演變之驅動力，海水面變遷對處置系統造成之衝擊包括：改變地下水流和地下水化性、地下水位變動、海/淡水介面遷移、侵蝕/淤積作用等，若足以干擾處置系統的穩定地質環境，長期對處置設施功能的影響將為後續安全評估的重點(圖 3-2)。

考量 SNFD2017 報告所需之氣候與海平面變遷資訊與評估分析能力，本計畫 104 年度擴大蒐集涵蓋山間數個河口的高解析度地形資料，藉由台灣全島研究沉陷盆地與沈積層序的基礎資料，從宏觀角度探討山間沉陷盆地發育與河口地形數千年尺度之長期穩定性紀錄，解析河系地形演育、河口沖積扇的海/淡介面變遷，以及廣域的山脈沉陷與盆地演化歷程，自 105 年度繼續蒐集數值模型所需不同時間尺度地殼變動與海水面升降資料，於後續計畫進一步建立數值模型，據以探討海/淡介面不同時間尺度的變遷，提供後續建構水文地質概念模式之用。

Chang et al. (2012, p.98)指出利用驗潮站記錄即時陸地與海水位相對的變化，可用以估計數十年尺度台灣沿岸地區地殼垂直運動量；同時，需參考測高衛星於台灣周圍海域的測量值，取得絕對海水面變化的時間序列，進一步探討長期海水面變化與陸地垂直地殼變動的趨勢。此外，Chang et al. (2012, p. 104)指出東部海域存在億年以上古老海板塊，其隱沒作用對台灣東北部地殼沉陷作用具有區域性影響。

本計畫擬自 105 年度起展開驗潮站、測高衛星及區域地殼變動相關研究，有助於獲致數十年尺度地殼變動區域性資料。

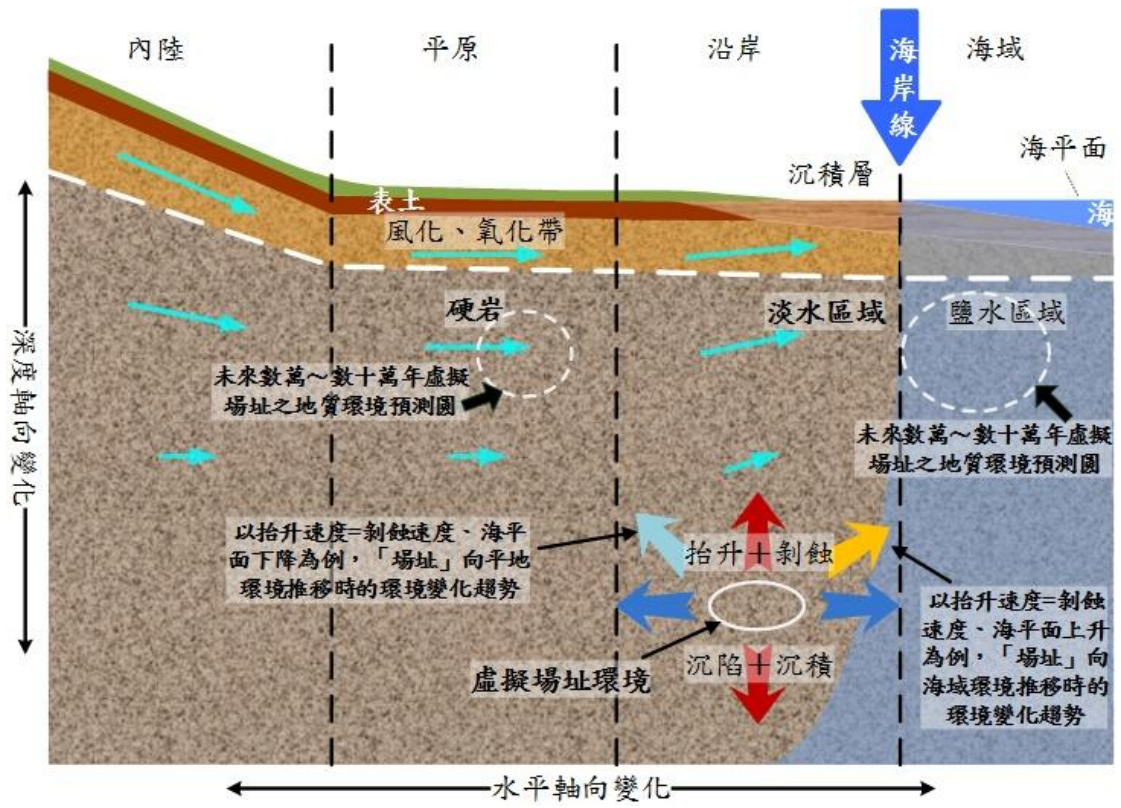


圖3-2：地質圈與氣候長期變遷示意圖

(摘自102年度成果報告圖3-127)

#### 4. 處置技術與工程設計

根據主管機關 103 年 11 月針對台電公司「用過核子燃料最終處置 2010~2013 計畫整合報告」之審查結果報告議題 2：「處置技術與工程設計部分，應加強 THMC 耦合效應及工程障壁與處置設施之功能特性研究」，並有下列 2 則要求：

- (1) 高放射性廢棄物深地質處置，可能涉及研究區開挖與建造過程應力場變化(M)，封閉後的放射性輻射熱放熱效應(T)，與地質環境存在的地下水流(H)及可能的各種地球化學過程的相互作用(C)。現階段彙整報告尚缺 THMC 耦合效應評估架構、安全評估系統架構下 THMC 耦合模式鏈結方式等說明，請參考日本 H12 報告確實改進。另 SNFD2017 報告有關 THMC 的研究成果，除參考日本 H12 報告及瑞典 KBS-3 的相關研究外，應多蒐集 DECOVALEX 報告成果進行比較分析，以為佐證。
- (2) 處置場工程障壁所包含之廢棄物罐、緩衝材料、回填材料等功能特性研究及工程障壁之穩定性，報告內容限於文獻回顧或多尚未進行，台電公司應參考日本 H12 報告及瑞典 KBS-3 的相關研究加強推動工程障壁之研究工作。

SNFD2017 報告之目標在說明我國地質處置工程技術能力是否完備，依照日本 H12 報告之工程能力驗證方式，105 年度計畫延續提出廢棄物罐、緩衝/回填材料及地下設施的功能需求、參數、試驗，以及處置場建造/運轉/封閉與管理等相關技術進行研發。最後，則將進行工程障壁、處置隧道的力學穩定性、受震穩定性分析與測試驗證，透過實驗成果與國際間相關報告成果，以論證工程之可行性。在 104 年初台電公司初步擬定 SNFD2017 參考案例，包含表一(法規要求及處置概念)、表二(地質概念模式及參數)及表三(安全評估模式及參數)，含括相關處置工程之設計基準、地質參數及安全評估分析，藉參考案例作為最終處置技術可行性評估之基礎，聚焦處置計畫所需技術能力之發展。



#### 4.1. 潛在處置母岩特性調查與評估階段處置設計概念及工程技術能力

國內用過核子燃料之最終處置有嚴謹的法規加以規範，主要法規為 102 年 1 月 18 日修正公布之「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」，依據上述法規之要求，國內用過核子燃料將採多重障壁之深層地質處置方式進行最終處置。其安全目標為高放處置設施之設計，應確保其輻射影響對設施外一般人所造成之個人年有效劑量不得超過 0.25 mSv，以及對設施外關鍵群體中個人所造成之個人年風險，不得超過一百萬分之一。深層地質處置為國際公認適於處置高放射性廢棄物之方式，所謂深層地質處置，是將高放射性廢棄物埋在深約 300 m 至 1,000 m 的穩定地質環境中，再配合廢棄物罐、緩衝與回填材料等工程設施，藉由人工(廢棄物罐、緩衝與回填材料及廢棄物本身)與處置母岩及地質圈障壁所組成的多重障壁，可以有效阻絕或遲滯核種的外釋與遷移，以換取足夠的時間使高放射性廢棄物的輻射強度在到達生物圈之前已衰減至可忽略的程度。

與台灣鄰近的日本在進行高放最終處置的研究過程中，亦採用多重障壁系統作為處置設施的設計概念。日本 H12 報告中亦有處置設計概念及工程技術能力之章節，其內容大意指出：於安全與合理的工程障壁系統及處置設施的目標下提供設計要求；證實可以運用目前可行或未來預期發展的工程技術，合理的建造工程障壁系統及處置設施(JNC, 2000)。

本項工作於 105 年度無特定議題工作規劃，將持續觀察國際技術發展現況，並回饋相關章節工作內容。

#### 4.2. 工程障壁系統與地質處置母岩的功能

結晶岩為各核能先進國家，例如加拿大、英國、芬蘭、日本、西班牙、瑞典、瑞士等國，進行最終處置高放射性廢棄物(含用過核子燃料)技術發展相關計畫所選擇的處置母岩。台灣及福建東南地處環太平洋中生代岩漿岩帶(Mesozoic Circum-Pacific Magmatic Belt)的西緣，出露的中生代基盤岩中夾有許多結晶岩，考量到國際高放射性廢棄物處置技術發展至今，以結晶岩為處置母岩的技術最為成熟(如

芬蘭、瑞典)，因此結晶岩為「用過核子燃料最終處置計畫書(95年7月核定版)」中列為調查對象之一的潛在處置母岩。

結晶岩常因變質與變形作用形成的優向構造，有可能會影響用過核子燃料處置功能；另一方面，其裂隙填充物及葉理的次生礦物，亦有可能對核種吸附與遲滯效應扮演重要角色。根據瑞典研究報告指出，雖然吸附作用的實驗數據有限，仍明顯支持優向構造對地下水核種傳輸的遲滯作用有顯著貢獻。

處置設施研究區之處置母岩之預期功能如下：

- (1) 具備長期穩定性，如：斷層帶少、低地層抬升率。
- (2) 具備良好的物理環境，如：低地下水流通率、力學穩定性等。
- (3) 提供良好的化學環境，如：還原環境。
- (4) 具備核種遲滯與吸附之天然障壁功能。

工程障壁與處置母岩是深層地質處置中多重障壁概念的主要組成單元，當考量以結晶岩質之岩體作為處置母岩時，工程障壁在吸附核種及遲滯核種傳輸的安全功能上扮演的角色，便愈形重要。工程障壁就功能上可分為3部分：(1)廢棄物體本身，(2)廢棄物罐(本文廢棄物罐即指用過核子燃料的包封容器)，包括容器內之所有結構及穩定物等，及(3)緩衝與回填材料，此3部分再加上岩壁內側因開挖而受到影響的擾動帶，即組成一般所稱的「近場」環境(near-field)。

本項工作於105年度無特定議題工作規劃，將持續觀察國際技術發展現況，並回饋相關章節工作內容。

#### **4.3. 整體處置概念**

工程障壁系統參數界定之目的係提供功能評估所需，功能評估結果可用以修正處置設施設計、母岩篩選條件等。處置設施設計與功能評估均須配合研究區調查資料之取得，進行反覆評估。工程障壁系統一般包括用過核子燃料、廢棄物罐、緩衝與回填材料等。國內參考處置概念之設施區分為地表設施、連通設施與處置設施等3大部分。整

體處置概念在工程障壁系統系統方面已規劃執行至 104 年度，105 年度工作規劃著重於 4.3.2 節處置設施。

#### 4.3.1. 工程障壁系統

以國內 SNFD2009 報告之處置概念為基礎，針對工程障壁系統之基本概念進行描述，完成工程障壁系統之概念與設計需求規劃，未來仍持續觀察國際技術發展，適時回饋相關章節工作。

#### 4.3.2. 處置設施

配合處置研究發展說明瑞典 KBS-3 處置概念的適用性，研究各處置設施之設計流程，以及處置深度決定的基礎。並探討如何最佳化處置設施的配置，建立高放處置場設計成果提供佐證資料，以符合 SNFD2017 報告之要求內容。

除蒐集國際資料(包括美國、法國、瑞典、芬蘭、日本與大陸)，彙整處置設施概念，及重新檢視早期處置設計外，將研擬地質與地形條件與處置母岩特性參數，探討處置影響因子，包括長期地質作用對處置設施安全影響、地球化學環境特性、國內施工與調查技術的限制，以及處置隧道的熱及力學穩定性，藉以說明處置決策過程。研究廢棄物罐、緩衝材料、處置隧道之回填材料、封塞與襯砌，達到最佳化設計流程。105 年度工作規劃如下：

- (1) 蒐集彙整國際最新處置設施概念。
- (2) 整合前期處置設施設計概念與設計需求，建立設計參數表。
- (3) 以熱、力對處置孔間距影響之計算結果，參考瑞典 SKB 之經驗，採用本土化的用過核子燃料分析結果，評估廢棄物罐表面溫度，並作為處置場規劃之依據。

#### 4.4. 設計流程

國內深層地質處置設施之設計流程必須是有系統的(systematic)、有架構的(structured)、反覆計算的(iterated)、以及循序漸進的(stepwised)。設計的過程是一個逐步定量化以及合理化的過程。最

終目的在於依據法規，建造完成一個安全而經濟有效的深層地質處置設施。其工作架構包括處置設施設計、功能/安全評估與研究區特性調查，此為處置設施發展的重要 3 項領域，彼此間必須緊密配合。本項工作於 105 年度無特定議題工作規劃，將持續觀察國際技術發展現況，並回饋相關章節工作內容。

#### 4.5. 影響處置概念的因子

深層地質處置設施之處置概念影響因子，其項目包含熱與放射性、地質與地形條件、處置母岩特性、處置深度等。

處置母岩的空間範圍及體積、裂隙與斷層分布，為決定處置設施設計之關鍵(JNC, 2000)，故進行整體處置設施設計前，詳細之地形調查為相當重要工作項目之一。地形條件同時影響初始岩體應力及區域地下水流，為確定地表設施及聯絡通道或豎井設置之位置重要因素。處置母岩須考量熱(T)、水(H)、力(M)、化(C)等特性，本計畫利用已獲得之地質調查成果及蒐集國際案例資訊，探討地質環境及處置母岩特性對處置設施環境與工程設計之影響，以作為地表設施及地下設施設計之參考。有關處置母岩特性及處置深度 2 項工作，已規劃執行至 104 年度。

105 年度工作著重於熱與放射性及地質與地形條件進行相關研究。

##### 4.5.1. 熱與放射性

根據我國核能電廠實際運轉歷程，提出適合我國條件之用過核子燃料射源項特性、關鍵核種存量及氣體分裂產物評估資訊，建立整合性用過核子燃料特性資料庫。105 年度工作規劃如下：

- (1) 蒐集國內電廠用過核子燃料設計與運轉歷程相關資訊。
- (2) 採用 SCALE 系統 ORIGEN-S 模組，分別針對沸水式與壓水式最保守的一組代表性數據，以及數組不同燃耗之用過核子燃料組件，進行停機後 40 年，高放處置初始熱源、輻射源項、氣體分裂產物與關鍵核種存量保守合理的評估計算。

#### 4.5.2. 地質與地形條件

處置母岩的空間範圍及體積、裂隙與斷層分佈，為決定處置設施設計之關鍵(JNC, 2000)，故進行整體處置設施設計前，詳細之地形調查為相當重要之工作。地形條件同時影響初始岩體應力及區域地下水流，為確定地表設施及聯絡通道或豎井設置位置之重要因素。

影響處置概念的地質與地形條件因子，在功能/安全評估的技術發展上有 2 項重點：(1)處置設施的地質環境長期穩定性評估；(2)處置母岩特性研究。第(1)項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、抬升、沉陷、氣候變化、地質演化等，進行觀測、調查與分析，並界定其影響範圍及程度，經由綜合分析與判釋，說明處置母岩岩體及所處地質環境的演化歷程、可能發生事件的影響，及長期穩定性的評估；第(2)項主要在發展綜合評估地質、地下水文、水化學、岩體應力及溶質傳輸等試驗或量測結果之分析技術，建立具代表性的處置母岩特性參數，以正確描述處置母岩及其地質環境的特性與行為，並建構各種概念模式，提供功能/安全評估的基礎資訊。105 年度工作規劃如下：

- (1) 彙整前期及國際間相關文獻資料。
- (2) 依照地質調查及參考案例，整合工程設計、地質調查、功能/安全評估研究成果，綜整可能影響處置之因子。

#### 4.5.3. 處置母岩特性

深層地質處置設施的安全評估必須考量所有因子的綜合效應，根據 OECD 的建議，國際間經過數十年調查經驗累積，認為高放處置設施之處置環境條件，其處置母岩的安全條件應具備下列幾點：

- (1) 長期的地質穩定性(例如，低的抬升與侵蝕率，以及對於地質及氣候變化反映不靈敏的地球化學及水文地質環境)。
- (2) 合適的物理、化學及構造特性(例如，巨厚的母岩、緩慢的地下水流速、地球化學環境有利遲滯核種遷移及工程障壁系統功能的維持、岩石力學特性等)。

- (3) 不利或擾動的條件越少越好(包括，氣候及天然地質事件、處置設施內伴生的氣體或化學反應變化等，以及人類未來的入侵行為)。
- (4) 調查技術的可行性(進行技術驗證，提供足夠的證據，以利決策審定是否進行下一階段處置計畫)。
- (5) 可預測性(在相當的時間尺度內，例如百萬年內，地質環境可能發生的變化均能被考量於功能/安全評估的情境分析中)。

在「深層地質處置」的「多重障壁」概念中，處置母岩的優劣，成為確保數十萬年阻絕及遲滯核種的關鍵因子。處置母岩除了必須具備足夠的空間容納地下處置設施外，亦需考量其力學、熱效應、水力、化學等特性。未來將配合 4.7 節工程障壁穩定性分析以及過去處置母岩特性與處置深度分析成果進行更新。

#### **4.5.4. 處置深度**

本項工作是依照參考案例之地質參數，探討處置深度影響因子，包括長期地質作用對安全影響、地球化學環境特性，以及處置隧道的熱及力學穩定性，藉以說明處置深度之決策過程。104 年度已針對 4.5.1 節及 4.5.2 節進行國內用過核子燃料處置程序、熱與放射性影響之探討，以及國內地質與地形條件概述。未來工作將配合 4.6 節處置設施概念與設計需求，以及 4.7 節工程障壁穩定性分析以及過去處置母岩特性相關研究成果，進行處置母岩特性與處置深度分析與研究。

#### **4.6. 工程障壁系統及處置設施的設計需求**

工程障壁系統概念界定之目的在提供功能評估所需，結果可用以修正處置設施設計、母岩篩選條件等。處置設施設計與安全/功能評估均須配合地質調查資料之取得，進行反覆評估。工程障壁系統一般包括廢棄物本體、廢棄物罐、緩衝材料、回填材料等組成，其功能分別為：

- (1) 廢棄物本體(用過核子燃料)：

- (a) 用過核子燃料內，短半衰期核種宜經適當衰變，且衰變熱(decay heat)應經適當降溫以便於處置作業。
  - (b) 用過核子燃料宜耐地下水溶解。
  - (c) 燃料護套能避免用過核子燃料直接散布於廢棄物罐內。
  - (d) 完整的燃料護套能避免地下水與用過核子燃料直接接觸。
- (2) 廢棄物罐：用以保護用過核子燃料與外在環境隔絕，使其所含之放射性物質包封在罐內，不釋出至其外之空間。
  - (3) 緩衝材料：主要提供吸附核種功能，以遲滯核種外釋，並維持廢棄物罐穩定。
  - (4) 回填材料：利用回填材料回填開挖通道，防止處置坑道成為核種外釋的通道，並延遲處置設施再飽和過程。

本計畫依據國際間之處置概念需求以及考慮國內的地質環境條件，考量廢棄物罐之抗腐蝕、抗壓能力、抗剪能力、輻射屏蔽功能、製造方法及維持次臨界，緩衝材料熱傳、水力、力學、化學、氣體滲透之特性與規格，處置隧道穩定分析等，研擬適合國內處置概念之工程障壁及處置設施的設計需求。

105 年度工作規劃，持續就廢棄物罐、緩衝材料、工程障壁的規格與配置、地下設施、回填與封塞及處置場設計等 6 項規劃進行相關研究。

#### 4.6.1. 廢棄物罐

廢棄物罐須提供抗腐蝕、抗壓等力學特性(JNC, 2000)，故蒐集與彙整參考設計資料(瑞典 SKB 報告等)，建立廢物罐材料特性、破壞準則、數值分析模式、應力分析成果。地震對廢棄物罐破壞特性之系統分析屬 104 年度工作成果，105 年度工作規劃如下：

- (1) 廢棄物罐剪力設計需求之研究：以目前地質調查與地震研究之資料，透過數值分析探討地震與岩體裂隙位移的相互關係，評估處置孔的剪力位移的可接受標準，並呈現於 SNFD2017 報告。

- (2) 廢棄物罐金屬材料抗蝕性能測試驗證：建立本土化高放深層處置腐蝕模擬模式，使各項試驗與現地調查參數能納入評估架構中。此外，製作銅材質與鑄鐵材質之試片，進行試片抗拉、抗彎與抗剪試驗。
- (3) 廢棄物罐核子臨界及表面輻射劑量與熱傳分析：完成 SNDF2017 報告臨界評估，並完成廢棄物罐厚度與表面輻射劑量率之關係和廢棄物罐溫度與時間之關係。

#### 4.6.2. 緩衝材料

104 年度已探討緩衝材料性能的設計需求，根據國際間高放射性廢棄物處置設施對緩衝材料設計時之材料特性及設計考量，再配合國內處置設施的設計概念，以決定緩衝材料之設計需求與規格。

105 年度將著重於處置場的熱(T)、水(H)、力(M)、化(C)各效應對於工程障壁功能之影響。105 年度工作規劃建立相關試驗，獲得緩衝材料的熱傳導度、水力傳導係數、回脹壓力等材料耦合之基本性質數據。

#### 4.6.3. 工程障壁的規格與配置

104 年度工作內容已探討工程障壁系統之相關尺寸規格，及參考國際間設計資料，並考量國內處置設施環境及參考處置概念，以探討工程障壁之設計需求。此章節與整體處置概念同時進行工程障壁系統概念設計。

105 年度工作規劃緩衝材料高圍壓力學參數測試研究：針對高圍壓設計需求，建立試驗數據進行緩衝材料力學穩定性分析，將初步建立高圍壓設備及製作不同條件下之緩衝材料試體。

#### 4.6.4. 地下設施

地下處置隧道的近場穩定性需考量岩石潛變(creep)分析(JNC, 2000)。此外，日本 H12 報告中提到，如使用噴凝土或岩栓作為隧道支撐系統時，需使用混凝土作為施工材料，但傳統混凝土的高鹼性會



對坑道內的回填材料造成不利影響，故須採用低鹼性混凝土(pH 約為 10.5 到 11.0 間)作為隧道支撐系統，並須確認其具備足夠的強度與工作性。以往已配合整體計畫研究進程需要，彙整廢棄物罐概念設計與工程障壁概念設計成果，分析並更新國內處置設施之配置分布。105 年度工作說明如下：

- (1) 地下處置設施配置：規劃地下處置設施配置，根據存量最佳化分析結果、廢棄物罐概念設計與工程障壁概念設計成果，更新國內地下處置設施配置概念設計。
- (2) 處置隧道支撐與封閉技術發展：拌製不同配比之混凝土與低鹼混凝土試體，分別進行力學性能測試與耐久性測試，並針對低鹼混凝土內埋鋼筋進行長期腐蝕試驗，了解低鹼混凝土的抗蝕特性，驗證其長期使用性及制定適當的壽命評估模式與耐久性設計準則。

#### 4.6.5. 回填與封塞

過去本計畫依國內參考處置概念設計，以膨潤土與結晶岩岩屑之混合物作為回填材料，並規劃於處置作業結束後，以回填材料將地下開挖之處置隧道、聯絡通道及豎井等確實回填，以抑制地下水流與處置設施工程障壁之化學變化。

為確立國內深層地質處置設施回填材料之設計需求及條件，以國內參考處置概念為基礎，參考國際間回填材料設計需求與考量之報告(瑞典 SKB 報告等)，以探討國內回填材料設計需求、特性要求與設計規格，作為未來國內處置設施工程障壁系統回填材料選擇與設計之參考。105 年度工作規劃如下：

- (1) 以國內參考處置概念為基礎，考量我國處置環境可能的作用情節，確立國內深層地質處置設施回填材料之設計需求及條件，並參考瑞典 KBS-3 概念，建立相應之設計概念與功能說明。
- (2) 建立相關試驗，獲得回填材料的熱傳導度、水力傳導係數、回脹壓力等材料基本性質數據。

(3) 進行回填材料抗液化設計需求研究，以及建立回填材料不同組成之液化曲線。

#### 4.6.6. 處置場設計

處置設施設計時須考量處置設施建造、營運與封閉階段，並須考量提供安全運輸廢棄物罐以及其他組件的運轉隧道，以及處置隧道間之力學穩定與近場的溫度效應等(JNC, 2000)。

105 年度工作規劃處置設施概念與設計需求：本項工作與 4.3 節整體處置概念同時進行探討與分析，進行處置設施之概念設計，研擬現階段參考處置概念處置設施之設計需求，以供未來國內處置場之處置設施設計參考。

#### 4.7. 工程障壁的穩定性

為檢驗工程障壁設置後之效能，需針對處置設施及工程障壁之規格進行各項分析與評估，如工程障壁於再飽和後之性能、長期力學穩定性、受震穩定性、氣體通過工程障壁之遷移行為、及緩衝材料因再飽和後膨脹而入侵母岩裂隙等變化(JNC, 2000)。有關緩衝材料膨潤土特性已規劃執行至 104 年度。

105 年度工作著重在緩衝材料之再飽和特性、力學穩定特性、受震穩定性及氣體遷移等 4 項工作之相關研究。

##### 4.7.1. 再飽和特性

處置作業經過一段時間後，緩衝材料因廢棄物罐內核種不斷釋放的衰變熱，造成水分排出，而衰變熱消散後，地下水可能再滲入處置孔內，造成緩衝材料吸水產生再飽和現象，此現象可能對廢棄物罐造成不均勻沉陷或不均勻的回脹壓力。因此，建立近場環境的熱-水-力耦合地下水流傳輸概念模式有其必要。105 年度工作規劃如下：

(1) 工程障壁再飽和行為研究：藉由緩衝材料耦合數值模擬研究，建立用過核子燃料、廢棄物罐與緩衝材料放置後的近場三維立體模型與數值分析。

(2) 工程障壁 THMC 特性實驗/模擬之初期技術發展：工程障壁 THMC 特性實驗/模擬為長期建置發展工作。目前為了解緩衝材料於不同應力狀態下反應之力學特性與破壞行為，於 105 年度將初步建置環境三軸試驗儀，以利後續進行軸向應力控制與圍壓控制進行相關試驗，預計探討不同乾密度緩衝材料試體於低圍壓與高圍壓之力學行為。

#### 4.7.2. 力學穩定性

探討不同緩衝材料(包括 MX-80)於多處置孔熱源相互影響下，溫度場聯集對工程障壁與周圍岩體熱效應所產生之力學變化，並探討處置孔與處置隧道於不同間距下，其溫度場變化對周圍岩體力學之影響，以提出處置孔與處置坑道之最佳設計間距，作為處置設施概念設計之建議與參考。

105 年度工作規劃，係針對工程障壁在回填後受圍壓改變之影響，初步建置高圍壓縮尺測試相關設備，以利後續進行力學穩定性量測評估，提出驗證等成果。

#### 4.7.3. 受震穩定性

地震對用過核子燃料最終處置系統之長期安全性影響為重要研究議題之一，強震可能造成周圍母岩破壞或透過母岩震動與變形，導致地下設施發生不同程度之損害。台灣位處地震頻繁之地震帶上，自有地震紀錄以來，已累積相當多地震資料。105 年度規劃工作如下：

(1) 運用現行之核能電廠地震危害度建立模型：依照核能規範要求，研究歷史地震之震源模型，以作為大地震影響場址鄰近變形帶的輸入條件，並用於「廢棄物罐剪力設計需求之研究」，並可提供動態地震模擬與地震導致裂隙剪力位移之評估，進行分離元素法數值模擬時所需之震源模式參數，以及提供後續進行研究區之地震模擬使用。方法論是參考瑞典 SKB 之執行經驗，其步驟包括由程式建模、參數輸入至位移量之模擬結果。

- (2) 處置場開挖擾動帶(EDZ)之地震效應研究：本項工作針對近場之地震穩定性分析，引進既有成熟之程式(FLAC3D 或 3DEC)，本期擬先進行各國 EDZ 地下實驗室量測結果、以及 FLAC3D 或 3DEC 國內外相關案例文獻蒐集，例如 SKB TR-89-32，再藉由參考國際上之地下實驗室現地參數的建模與試算，進行方法及程式的可行性評估。後續研究將針對 EDZ 所導致的裂隙力學行為，及結合整體地震輸入評估結果，對受震後可能導致的改變作進一步評估，以建立 EDZ 三維數值分析之技術。
- (3) 工程障壁受震穩定性研究：本期將採用地震測試方式，於測試中量測孔隙水壓變化，並在試驗中置放熱源，以瞭解地震波對孔隙水壓改變之現象，造成溫度場之改變，以及處置孔受地震波影響所產生之應力變化與位移變化。
- (4) 緩衝材料之振動反應測試與分析：進行工程障壁縮尺試體之地震測試，監測廢棄物罐頂部與底部的加速度反應、作用在罐身的壓力分布與緩衝材料的孔隙水壓變化，瞭解地下水位面高度與不同膨潤土夯實度，對廢棄物罐受震與沉陷行為的影響，並觀察膨潤土因振動引致導水裂隙發展情況。
- (5) 影響研究區之災害歷史地震震源模型及其不確定度參數研究：使用歷史地震資料推估研究區之鄰近構造震源模型，將結合緩衝材料之振動反應測試與分析進行相關研究。

#### 4.7.4. 氣體遷移

深層地質處置設施之包封容器於地下環境隨時間造成腐蝕作用，進而產生氫氣，氫氣則假設一開始溶解於緩衝材料之孔隙水中，然後經擴散或遷移通過緩衝材料。若由擴散排出的氫氣量小於其氫氣產生量，則氫氣將可能累積在緩衝材料和外包裝之間，隨著越來越多氣體積聚，其壓力可能會影響周圍的緩衝材料及處置母岩之穩定性(JNC, 2000)。有關氣體生成與遷移行為研究將於 104 年度工作成果呈現，105 年度工作規劃如下：

- (1) 輕水式反應器用過核子燃料氣體產物研究：將分析各類型輕水式用過核子燃料組件內氣體分裂產物之核種組成與其產量。
- (2) 氣體遷移行為實驗研究可行性評估：將考量處置場氣體生成成因與其對工程障壁長期穩定性之影響，研究氣體在壓實膨潤土中擴散與滲透參數之量測，探討不同條件下氣體的擴散及滲透係數，作成多相傳輸之模擬評估參數。所採用之膨潤土材料為美國懷俄明州產之 MX-80 膨潤土及中國高廟子膨潤土。

#### **4.7.5. 膨潤土特性**

在處置設施的高熱環境下，緩衝材料初期會因高熱而產生裂隙，導致緩衝材料各項工程性質劣化。但當周遭水文與熱達到穩定平衡時，緩衝材料將重新飽和而回脹，以其自癒能力填補膨潤土內及處置孔周圍母岩內的微裂隙，因此，常選擇黏土質材料作為緩衝材料(JNC, 2000)。有關膨潤土回脹擠壓及水流侵蝕影響之相關研究探討已規劃執行至 104 年度。未來將持續觀察國際相關技術發展動態，適時修訂更新。

#### **4.8. 建造/運轉/封閉技術**

105 年度工作將參考國際間發展之建造、運轉、封閉階段之建造技術與規劃，並就國內用過核子燃料最終處置計畫之發展進行更新，以供我國未來處置場設計建造之參考。

##### **4.8.1. 建造階段**

參考國際間處置場技術發展，彙整建造階段之相關技術與施工要求。105 年度工作規劃進行建造階段所需關鍵施工/運轉技術與設備之需求研究，將彙整國際資料及參考國內隧道開挖相關資料，配合研究區地質條件進行初步設計與建造工法。

#### 4.8.2. 運轉階段

參考國際間處置場技術發展，彙整運轉階段之相關技術與施工要求。105 年度工作規劃如下：

- (1) 依據國內用過核子燃料管理現況，探討將用過核子燃料由核電廠燃料池或中期乾式貯存場移運、燃料重裝密封、傳送至處置孔之流程，以及可能的替代選項。
- (2) 初步探討各個主要操作單元所涉及之關鍵技術並針對可能的替代選項進行效益與限制之初步研究。

#### 4.8.3. 封閉階段

參考國際間處置場技術發展，彙整封閉階段之相關技術與施工要求。105 年度工作規劃探討參考案例之廢棄物罐(即瑞典 KBS-3 處置概念)進行再取出之可行方法、操作流程、設施佈置與機具設備需求。

#### 4.9. 處置場營運管理技術

由於處置設施開挖、運轉或因潛在的自然現象等造成的地質環境變化，必須保持在基本的設計要求內，以確保處置設施可維持長期的隔離性能及安全性。為確保處置設施的設計需求之安全性，必須透過處置設施管理進行驗證。105 年度工作規劃為初步對各國營運管理相關資訊進行探討，以做為未來國內處置場營運管理技術發展之基礎。

## 5. 安全評估

依照國際原子能總署(IAEA)的定義，「功能評估」為對廢棄物處置系統或分系統功能進行預估，並將分析所得結果與適當之標準或準則進行比較。而「安全評估」則是以輻射劑量(radiation dose)或是輻射風險(radiation risk)作為主要指標，評估整體處置系統之安全性。依據我國「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第九條及第十條所規定的安全性容許限值，高放處置設施之設計，應確保其輻射影響對設施外一般人所造成之個人年有效劑量不得超過 0.25 mSv，以及對設施外關鍵群體中個人所造成之個人年風險，不得超過一百萬分之一。功能/安全評估的最終目的，在於整合用過核子燃料特性、工程障壁功能以及研究區特性，就整個處置系統的功能進行整體性的量化分析與模擬，以評估處置系統的適當性與安全性。

有關用過核子燃料最終處置的功能/安全評估，本計畫已具備用過核子燃料深層地質處置之處置設施功能/安全整合性評估所需的相關基礎技術，並於 98 年完成「SNFD2009 報告」之本階段重要里程碑。本項安全評估屬於現階段「功能/安全評估技術建立」主軸之範疇，亦為「SNFD2017 報告」中重要章節之一，為達成前述既定之目標，始依期程進行安全評估之相關工作。

### 5.1. 潛在處置母岩特性調查與評估階段安全評估的範疇及目標

根據主管機關 103 年 11 月針對台電公司「用過核子燃料最終處置 2010~2013 計畫整合報告」之審查結果報告議題 3：「安全評估部分，應加強情節發展及論述、精進安全評估模擬技術，並提升安全評估之可信度」。針對此議題並有下列要求：

- (1) 安全評估章節，應加強以下內容說明，請台電公司參照日本 H12 報告加強改進。
  - (a) 完整安全評估與情節發展所採用方法論的合理論述。
  - (b) 情節發展論述。
  - (c) 安全評估所需模式工具間的連結與所需資訊說明。

- (d) 現階段安全評估技術缺口與發展重點。
- (e) 提升安全評估可信度與不確定性說明。
- (2) 安全評估採用模式是否能符合所建立情節所需，若需進一步假設簡化，應在情節發展時釐清。高放處置安全評估時間尺度及情境，可參考美國 10CFR63 相關規定建立評估技術。
- (3) 整體安全評估可靠度的提升，在於情節建立、模式發展與整合及資料三者的可靠度，報告應說明此 3 要項可靠度提升之策略。另安全分析模式應經校準(Benchmark)，並備有模式校準報告。

此外，報告審查議題 4：『安全目標部分，應符合我國「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」之相關規定』。以及下列要求：

- (1) 在安全目標的定義部份，我國高放處置法規對一般民眾已訂有輻射劑量約束值 0.25 mSv/yr(正常情節)、風險約束值 $10^{-6}$ /yr(機率性事件)，應納入報告。
- (2) 原能會法規已依據 ICRP 第 46、81 號報告，訂定較為保守的風險標準(個人年風險為 $10^{-6}$ )，在高放處置計畫應提到風險評估方法及工具的建立，並訂定里程碑，進一步建立我國高放處置的安全評估路徑圖，包括研發(R&D)計畫、執行工作及法規等。

為因應主管機關之審查要求，安全評估研究擬分成 2 部分：第 1 部分係參照瑞典 SKB 專家建議，據其所發展的評估流程，選定主要情節；並針對結晶岩測試區發展安全評估案例之能力；第 2 部分再以 SNFD2009 報告所發展的 FEPs 為主，並參考 SKB 針對 SR-Site 的 FEPs 資料庫，配合選定的重要情節，提供初始狀態、變數、安全功能指標與其準則，提供建立本土的 FEPs 資料庫；再以日本 H12 報告架構所列舉安全評估案例項目進行分析，以因應 SNFD2017 報告章節內容之所需。



## 5.2. 安全評估方法

深層地質多重障壁處置設施系統之安全評估，乃根據傳輸途徑及傳輸機制之特性，考量放射性核種從廢棄物本體遷移至生物圈過程之不同遷移特性，劃分為近場、遠場及生物圈 3 大區塊，並分別建立不同的分析技術。SNFD2009 報告中根據研究區之研究現況，建立虛擬處置設施與核種外釋概念模式，分別就近場、遠場與生物圈建立評估程式與分析模組，以及處置設施全系統安全分析能力，已為國內用過核子燃料深層地質處置之安全評估建立相關分析方法與技術，並建立最終處置初步評估及處置設施功能整合性評估所需的相關基礎技術。

105 年度工作規劃如下：

- (1) 參考瑞典 SKB 在安全評估的案例建置方法與步驟，提供與國內安全評估案例建置方法與步驟的比較參考。
- (2) 擬定國內參考案例之功能/安全評估之策略與流程。
- (3) 對於我國未來長程處置安全評估技術發展規劃做出建議。

### 5.2.1. 法規

國際資訊來源，主要為各核能國際機構與最終安全處置技術先進國家管制機關發布之安全評估法規，以及各國高放射性廢棄物處置專責機構所發布的專業技術報告。安全評估法規部份，將以國際機構與各國管制機關網路發布的最新資訊為準。隨時間演進於安全分析技術方面，國內已有許多相關研究。105 年度工作規劃如下：

- (1) 彙整最終處置技術及先進國家的最終處置管制法規資訊概況。
- (2) 將彙整國際間安全評估方法之法規進行分析，以作為法規比較的參考依據。

### 5.2.2. 安全評估的建置方法

參考瑞典 SKB 建立的 SR-Site 安全評估的 11 個主要步驟。在 SKB 安全評估的主報告(SKB, 2011)中指出：安全評估最主要的目的，為評估處置場在長時間下對於周遭生物圈造成的輻射曝露時是否構成危害的程度。一個處置系統，廣義上可定義為用過核子燃料及其週圍

的工程障壁、母岩與鄰近處置場的生物圈，且此處置系統會隨著時間而進行演化。隨著時間的演化，此處置系統在未來的狀態，取決於其初始狀態、內部交互作用及影響此系統的外部因素。

105 年度工作規劃將研析瑞典 SKB 安全評估主報告，完成國際高放射性廢棄物處置安全評估案例建構方法資訊分析，以及安全評估案例建置步驟與方法，以發展出適合我國高放處置場的安全評估方法。

### **5.3. 處置系統初始條件與安全功能**

105 年度工作規劃，分述於以下章節：5.3.1 節處置系統的初始條件及 5.3.2 節處置系統的安全功能。

#### **5.3.1. 處置系統的初始條件**

日本 H12 報告第 5.3.1 節呈現地質處置系統的概念圖及考量的系統元件，並定義一參考處置系統以進行安全評估分析。本計畫針對 SNFD2017 報告所需，規劃進行國內地質處置系統特性分析，105 年度參照瑞典 SKB 專家所給予之建議，對結晶岩測試區發展安全評估能力之初步架構，成為 SNFD2017 報告主軸之一。

105 年度工作規劃蒐集並彙整結晶岩測試區之處置系統特性資訊，藉以建立安全案例分析之參考處置系統。

#### **5.3.2. 處置系統的安全功能**

根據國際上的發展趨勢，情節衍生乃基於安全概念，其包含安全功能及考慮安全評估相關的現象及不確定性。安全功能可藉由上而下 (Top-Down) 的方法，先確定關鍵的安全功能後，再依照安全功能衍伸發展相關情節，而安全功能指標為確認安全功能之具體量化數值；此外，SKB 亦建議「將安全功能的概念納入安全評估中。」現階段暫引用 SR-Site 安全功能，並建立處置系統相關單元所具備安全功能之評估技術，未來可配合本土數據及條件，據以計算提出安全指標與限值。故 105 年度工作規劃如下：

- (1) 透過與瑞典 SKB 國際合作方式，參考 SKB 經驗，於安全評估中進行處置系統之安全功能描述，據以分析處置系統各單元應具備之安全功能與安全功能指標。
- (2) 蒐集整理國際間之廢棄物罐破壞模式。

#### **5.4. 參考演化**

瑞典 SKB 專家於 104 年 1 月在台北舉行的研討會中，建議我國需要有本土的參考演化研究發展。瑞典 SKB 將參考演化分為：開挖運轉期、封閉後初始溫暖期、剩餘冰河循環時期及接續冰河循環期等 4 個時間階段。相較於 SKB，我國對於參考演化相關研究較為缺乏，故將分別針對上述 4 個階段參考 SKB 主報告進行分析，以回饋至 SNFD2017 報告 5.4.1 節至 5.4.4 節中。

##### **5.4.1. 開挖運轉期**

開挖運轉期間，分析工作著重在開挖、建造與運轉活動時對於處置設施熱、水、力、化之影響。105 年度工作規劃參考瑞典 SKB 主報告對於近場熱演化、開挖引起近場岩石力學演化、水文地質演化、緩衝與回填材料之演化、處置場環境化學演化等項目進行初步之論述說明。

##### **5.4.2. 封閉後初始溫暖期**

初始溫暖期可預期之期間為處置設施封閉後數千年，通常為封閉後 1,000 年需要特別關注(瑞典管制單位(SSM)也特別要求在這段期間有較詳盡之論述)。許多的初始現象會發生在這 1,000 年內，故需要對於此時間區段內進行較詳細之論述，例如：母岩再飽和、緩衝材料與回填材料飽和、熱傳引起機械力學效應等。105 年度工作規劃參考 SKB 主報告對於外部條件、生物圈演化、近場熱演化、岩石力學演化、水文地質演化、處置場環境化學演化、緩衝與回填材料飽和、回脹與回脹壓力、廢棄物罐演化等項目進行初步之論述說明。

#### 5.4.3. 剩餘冰河循環時期

本章節針對冰河循環時期(12 萬年)之演化進行說明，主要包含部分重複出現之現象說明。未來演化所可能要經歷的冰河循環係利用以往發生過的冰河循環作為基礎，而發展成所謂的參考冰河循環。此參考冰河循環之描述並非要預測出「最可能」發生的未來演化，而是將以往冰河循環的最佳簡化估計進行論述，其主要關注在處置場的安全面向。

105 年度工作規劃參考 SKB 主報告對於氣候相關狀態之長期演化、生物圈演化、熱演化、岩石力學演化、剪力位移引起廢棄物罐失效、水文地質演化、地球化學演化、緩衝與回填材料效應、廢棄物罐效應等項目進行初步之論述說明。

#### 5.4.4. 接續冰河循環期

對於參考氣候演化而言，第一個冰河週期會重複出現延續至 100 萬年評估期間，這樣的設定也符合瑞典管制單位之一般指引。一個冰河週期約為 12 萬年，需再接續 7 個冰河週期達到 100 萬年評估期間，也就是說，總共需要考量 8 個冰河週期。包含重複與不重複出現的冰河週期需要分別考量說明。

105 年度工作規劃參考 SKB 主報告對於氣候相關狀態之長期演化、生物圈演化、熱演化、岩石力學演化、剪力位移引起廢棄物罐失效、水文地質演化、地球化學演化、緩衝與回填材料效應、廢棄物罐效應等項目進行初步之論述說明。

### 5.5. 情節發展

日本 H12 報告說明情節發展的程序，本計畫過去研究成果已參考國際間高放射性廢棄物處置的考量情節，並根據國內處置環境，完成初步篩選適用於國內用過核子燃料處置的情節。配合 SNFD2017 報告需要，將彙整國內情節發展過程以建構相關流程。

### 5.5.1. 特徵/事件/作用(FEPs)之建置與選擇

本工作項目於 SNFD2009 報告階段，已完成我國 FEPs 初始表建立，105 年度工作規劃如下：

- (1) 由於 SNFD2017 報告安全評估主要根據瑞典 SKB 專家之建議，因此首先將著重於研究 SKB FEPs 資料庫的操作介面與內容。
- (2) FEPs 的選擇係根據由上而下所選定之分析情節而來，將所選定的情節與瑞典 SKB 整理出的報表相互對照，即能選擇所需用的 FEPs。
- (3) 依據前述選出來的 FEPs 與瑞典 SKB 的交互作用機制報告 (process report) 對照，瞭解其在安全評估的應用層面。

### 5.5.2. 情節與案例定義

日本 H12 報告針對安全評估分析的基本情節、擾動情節和隔離失效情節，分別進行定義與說明，同時針對各個分析情節提出數個計算案例。本計畫已於 SNFD2009 報告發展建構基本情節；105 年度工作係參照瑞典 SKB 專家之建議，針對結晶岩測試區發展安全評估能力之初步架構，成為 SNFD2017 報告主軸之一。

### 5.5.3. 基本情節

SKB 在建構基本情節定義上則藉由安全功能以由上而下的方法，即首先確定關鍵的安全功能後，再依照安全功能衍生情節。依 SKB 建議藉由安全功能以由上而下的方式衍生情節，於 SNFD2017 報告中先分析一些較關鍵的情節，其餘情節則納入後續規劃。故 SNFD2017 報告情節衍生的方法，將以由上而下的方式為基礎，輔以由下而上 (Bottom-Up) 的方法衍生與論述分析情節。105 年度工作規劃參考 SKB 技術報告，選擇剪力效應及腐蝕作用 2 種圍阻安全失效並搭配核種傳輸與遲滯之基本情節，探討各處置單元間之交互作用機制，以及導入安全功能指標 (Safety function index) 之概念。

#### 5.5.4. 替代情節

基本情節是依據處置場實際的初始狀態及外部條件可靠的案例作為安全評估參考演化的概念。但是部分的初始條件、內部交互作用機制及外部條件的參考演化之不確定性，並沒有完全包含在基本情節的參考演化中，所以必須透過額外的替代情節來分析這些較極端的初始條件、外部作用及相關的內部交互作用機制，加強安全評估的論證。105 年度工作係針對部分的初始條件、內部交互作用機制及外部條件的參考演化之不確定性，選擇額外的替代情節來分析這些較極端的初始條件、外部作用及相關的內部交互作用機制。

#### 5.6. 安全評估整體模式鏈

探討國際間針對高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，了解各模式如何妥善的被應用在安全評估當中。105 年度工作係參考瑞典 SKB 在安全評估所建立的模式鏈，研析相關技術報告，並配合國內安全評估流程需求，彙整所需分析方法、數值模式及數據，結合探討國際技術發展與國內技術水平，研究瑞典 SKB 使用模式之適用性及合理性，綜整說明本計畫與瑞典 SKB 評估模式之差異，並評估是否引進或自行開發適用於我國安全評估相關的各項數值模式。

透過 104 年與瑞典 SKB 專家技術交流討論，目前規劃根據 SKB 初始溫暖期之安全評估模式鏈，依分析情節初步建立兩種安全評估作用流程，個別為腐蝕作用情節 AMF 及剪力效應情節 AMF，如圖 5-1 和圖 5-2 所示。腐蝕作用情節與剪力效應情節的 AMF，整合 SNFD2017 目前技術團隊使用之評估模式而發展，內容包含評估模式功能、模式間的交互關係、採用數據及數據參考來源；以腐蝕情節為例，為評估百萬年內廢棄物罐因腐蝕作用失效之數量與時間，目前參考 SKB TR-10-66 報告提出之銅殼腐蝕及緩衝材料侵蝕評估公式進行計算，公式中需要納入在地化之硫化物濃度及水文地質模式產生之水流相關參數；以剪力情節為例，為評估地震剪力造成廢棄物罐失效之數量，需利用 3DEC 計算裂隙與廢棄物罐之截切 (Fracture/Canister

intersection)，而該計算需要利用 3DEC 產生之地質圈離散裂隙網絡 (Geosphere discrete fracture network) 資訊及引用參考文獻中之地震頻率。腐蝕與剪力情節之 AMF 與瑞典 SKB 於開挖/運轉與封閉後的初始溫度期之 AMF 中模式差異如表 5-1 所列，其中白底項目將是其合理與適用性，主要參照 SKB 安全評估結果並引用其論述，而灰底項目為短期規劃階段性完成部分模式建立，未來長期研究發展仍朝向完整建立其技術進行規畫。

表5-1：SNFD2017模式現況差異比較說明表

模式	目前情況
THM saturation	SNFD2017 僅有 T-M coupled 模擬；未來將參照 SKB TR-10-11
Swelling	未來將參照 SKB TR-10-11
Chemical alterations during saturation	未來將參照 SKB TR-10-59
Groundwater composition over glacial cycle	未來將參照 SKB TR-10-58
Buffer chemistry and migration in buffer	未來將參照 SKB TR-10-59
Grout degradation	未來將參照 SKB TR-10-25
FPI calculations	SNFD2017 僅考慮 Fracture/Canister intersection；
Near-field stresses (geosphere)	未來將參照 SKB TR-10-23
Reactivation	未來將參照 SKB TR-10-23
Fracturing (spalling)	未來將參照 SKB TR-10-23



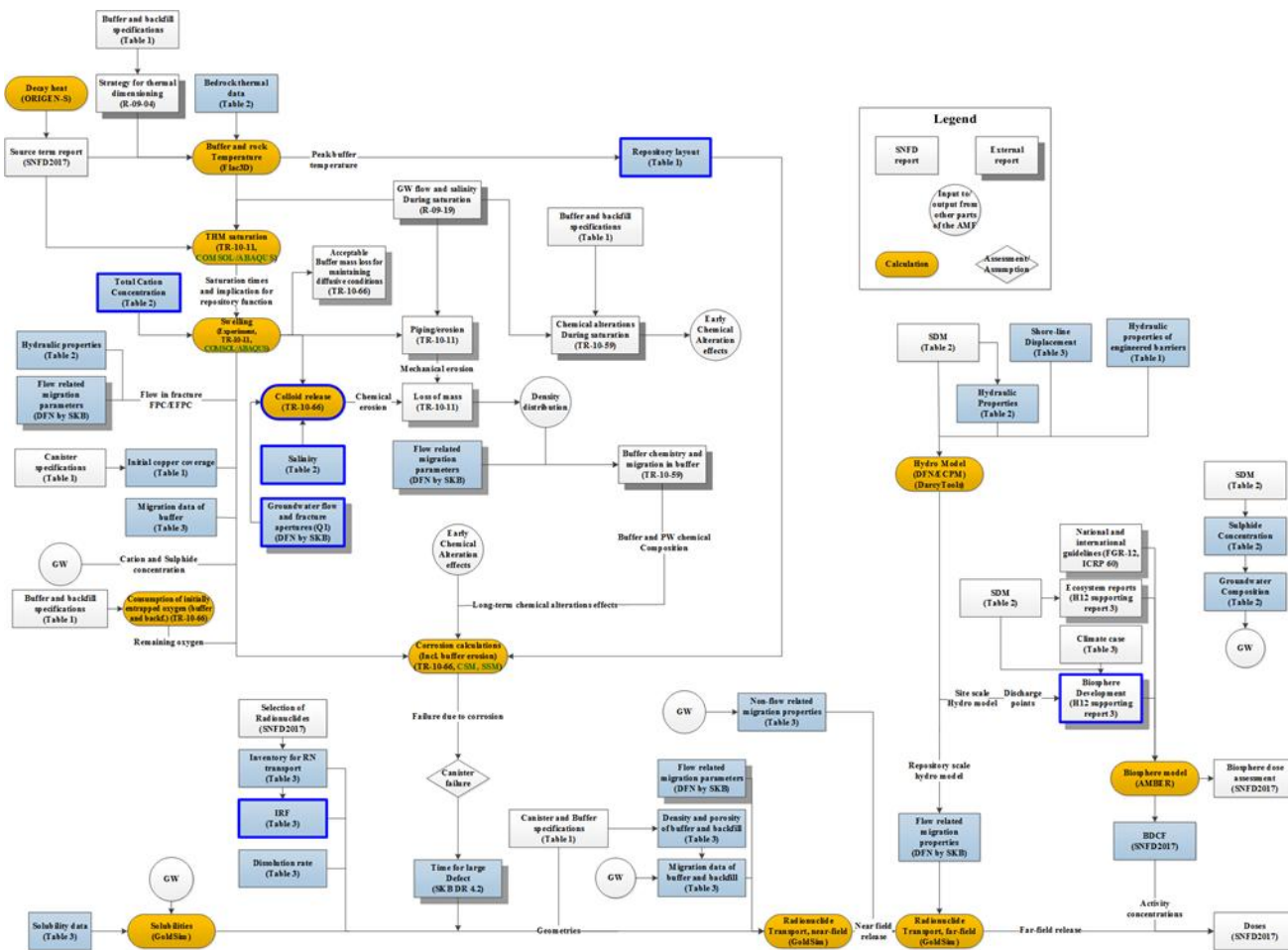


圖5-1：腐蝕作用情節之安全評估模式鏈

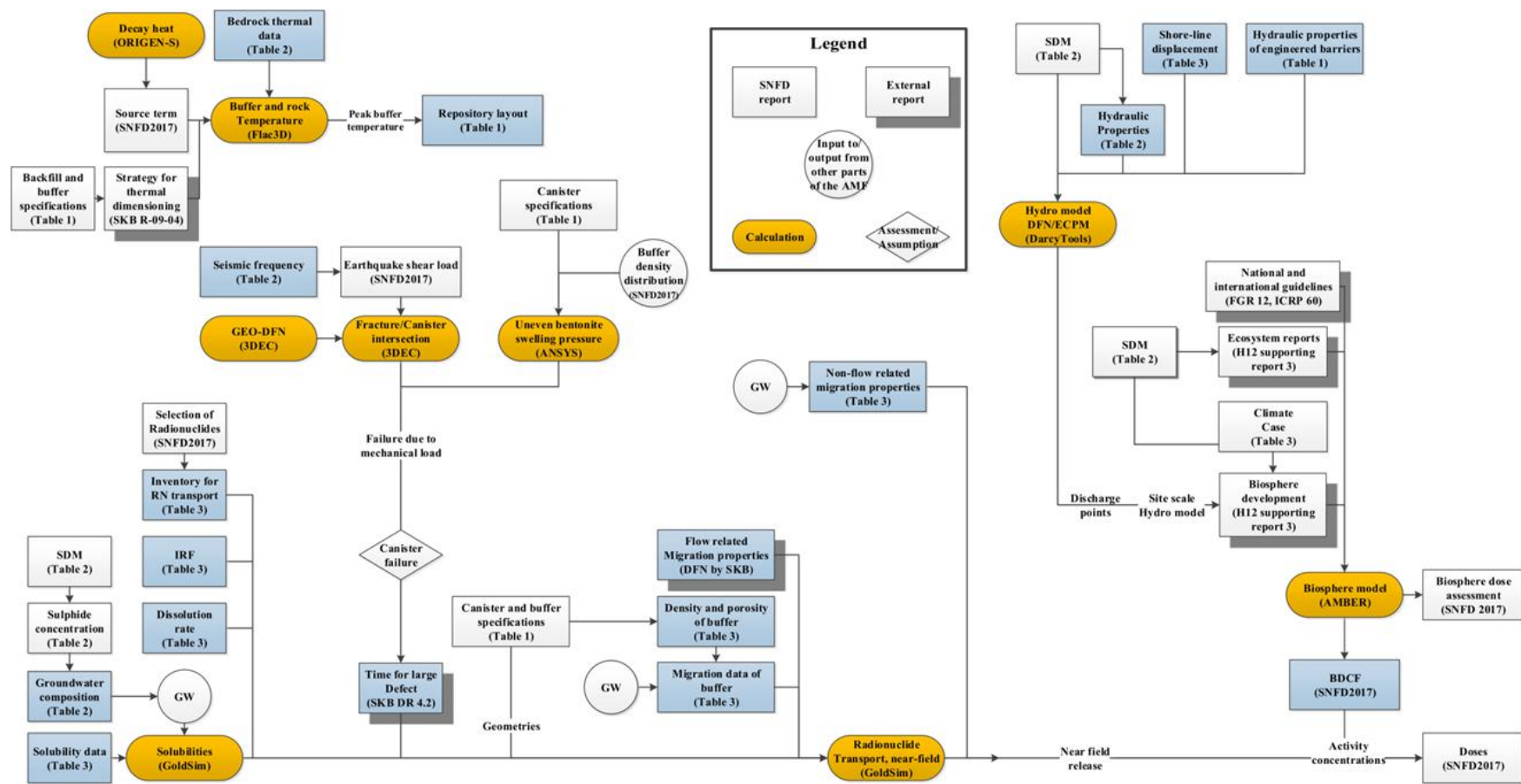


圖5-2：剪力效應情節之安全評估模式鏈

## 5.7. 基本情節評估案例

依 104 年 1 月份研討會瑞典 SKB 專家建議將安全功能概念納入安全評估，並藉由安全功能以由上而下的方式建構情節，但考量時程因素僅於 SNFD2017 報告中分析一些較關鍵的情節，其餘情節納入後續規劃。

目前將採用 GoldSim 軟體作為核種近場及遠場傳輸之評估工具，將計算所得不同時間之核種釋出率，乘上生物圈劑量轉換因子，進行關鍵群體之年劑量率評估。並搭配 FLAC3D、3DEC、DarcyTools、FracMan 等程式進行熱流場、力學模式及近、遠場水文地質模式之參數計算，最後以 GoldSim 軟體進行整合計算；並據以量化處置系統於長期安全下的劑量率與風險值。

將依現階段選定兩個基本情節於 105 年度進行分析，並根據 SKB 評估模式流程圖(Assessment Model Flowchart,AMF)，以 Goldsim 針對關鍵交互作用機制，並結合水文地質模型輸出之參數，建立模式以及進行分析，計算放射性核種於近場與遠場的傳輸與遲滯。並將於 SNFD2017 報告中呈現結晶岩測試區之初步安全評估成果。

### 5.7.1. 腐蝕作用情節案例

地下水由地質圈入侵至回填材料與緩衝材料，最後對廢棄物罐造成腐蝕作用使其失效，導致用過核子燃料與地下水接觸後造成核種釋出。接著核種在傳輸過程中，經過各工程障壁所產生之遲滯情節。105 年度工作規劃藉由 GoldSim 軟體，模擬核種於廢棄物罐失效後在處置場各安全障壁間遷移之情形(即近場與遠場之核種傳輸模型)；最後導入離島或平原生物圈概念模型所產出之劑量轉換因子，以進行處置場整體劑量評估。

### 5.7.2. 剪力效應情節案例

地殼的板塊運動(地震)造成廢棄物罐產生剪力效應，當剪力位移過大時而使其失效時，導致用過核子燃料與地下水接觸後造成核種釋出。接著核種在傳輸過程中，經過各工程障壁所產生之遲滯情節。105

年度工作併同 5.7.1 節腐蝕作用情節之執行，規劃藉由 GoldSim 軟體，模擬核種於廢棄物罐失效後在處置場各安全障壁間遷移之情形(即近場與遠場之核種傳輸模型)；最後導入離島或平原生物圈概念模型所產出之劑量轉換因子，以進行處置場整體劑量評估。

### 5.7.3. 基本情節參數敏感度分析

腐蝕作用情節及剪力效應情節流程確立後，本研究將以 GoldSim 軟體進行案例分析與參數敏感度評估。

105 年度工作規劃探討相關地質條件、廢棄物罐、緩衝與回填材料、處置坑道設計及相關參數的敏感度分析等，同時也奠定後續安全評估工作之基礎。

## 5.8. 替代情節評估案例

一般而言，基本情節為研究區在自然狀況下的演化狀態，而為補足基本情節未考慮到的極端情節，針對結晶岩測試區之基本情節初始條件、內部交互作用機制及外部條件的參考演化之不確定性來建構替代情節並加以分析。相關研究成果能加強安全評估的論證。SNFD2017 報告針對部分的初始條件、內部交互作用機制及外部條件的參考演化之不確定性，選擇額外的替代情節來分析這些較極端的初始條件、外部作用及相關的內部交互作用機制。

105 年度工作規劃，分述於下述章節：5.8.1 節擾動情節、5.8.2 節隔離失效情節及 5.8.3 節參數敏感度分析。

### 5.8.1. 擾動情節案例

擾動情節為對整體處置系統造成影響，擾動在此定義為情節上的不確定性，而造成初始條件、外部作用及相關的內部交互作用機制的改變，例如氣候條件的不確定性。

105 年度工作，係依據基本情節所建立的方法，規劃對擾動情節使用的初始條件、內部交互作用機制及外部條件，進行所需數據的分析，以 GoldSim 軟體進行案例之計算；模擬核種於廢棄物罐失效後在

處置場各安全障壁間之遷移情形，再由生物圈模型導入劑量轉換因子，進行劑量分析之評估。

### 5.8.2. 隔離失效情節案例

隔離失效情節未如基本情節或擾動情節明確定義(因其發生機率甚低，可經由適當的選址和設計方式予以避免)；故僅簡略以風險評估方式探討人類無意侵入之情節。隔離失效在此定義為工程障壁或天然障壁受到外力作用，而造成原始具有隔離效果之障壁功能失效，如日本 H12 報告中的人類入侵行為，直接破壞地下之工程障壁設施。

105 年度工作，係依據基本情節所建立的方法，規劃對隔離失效情節使用的初始條件、內部交互作用機制及外部條件，進行所需數據的分析，以 GoldSim 軟體進行案例之計算；模擬核種於廢棄物罐失效後在處置場各安全障壁間之遷移情形，再由生物圈模型導入劑量轉換因子，進行劑量分析之評估。

### 5.8.3. 替代情節參數敏感度分析

擾動情節及隔離失效情節流程確立後，本研究將以 GoldSim 軟體進行案例分析與參數敏感度評估。

105 年度工作規劃探討相關地質條件、廢棄物罐、緩衝與回填材料、處置坑道設計及相關參數的敏感度分析等，同時也奠定後續安全評估工作之基礎。

## 5.9. 計算案例之整合分析

日本 H12 報告呈現基本案例與其他替代案例，惟日本該階段尚未有安全標準，故其結果將與國際間的安全標準進行比較。

105 年度工作規劃，依據基本情節及替代情節之分析結果，與各國安全標準進行比較與分析，著重於彙整 SNFD2017 報告使用之基本案例和其他替代案例資訊，以作為 SNFD2017 報告所需章節內容之依據。

### 5.9.1. 案例分析結果說明

日本 H12 報告呈現基本案例與其他替代案例彙整表，說明各案例使用參數的變異並說明分析成果的差異。為滿足 SNFD2017 報告章節中各種案例計算與結果說明，105 年度工作規劃，係利用 Goldsim 軟體所建立之全系統安全評估技術，完成基本案例及替代案例之安全案例分析結果說明，以作為 SNFD2017 報告所需章節內容之依據。

### 5.9.2. 安全指標

日本 H12 報告於安全指標說明特定元素或核種的濃度和流量、放射毒性指數等。105 年度工作規劃，研究分析國際核能機構(IAEA 與 OECD/NEA)與主要核能國家對於高放射性廢棄物處置的安全指標，以國際機構與各國管制機關網路發布的最新資訊為準。

### 5.10. 安全評估的可信度

日本 H12 報告針對情節、模式、模組及資料庫的建置提到：「關於提升安全評估信心方面主要說明情節、分析工具、資料庫及天然類比等工作項目之發展，以建立日本 H12 報告安全評估信賴度之信心」(JNC, 2000)。

105 年度工作規劃，需進行情節、模式、模組及資料庫的建置；蒐集彙整國內外天然類比研究；以及評估報告比較，藉以說明安全評估的可信度。

#### 5.10.1. 情節、模式、模組及資料庫的建置

日本 H12 報告根據情節、模式、模組及資料庫的建置發展進行相關考量及說明。本項工作參考日本 H12 報告，說明本計畫情節發展、評估程式與分析模組及相關評估數據等建置的具體措施，並建立國內用過核子燃料特性資料庫。105 年度工作規劃如下：

- (1) 進行情節、模式、模組及資料庫建置之回顧。
- (2) 建立國內用過核子燃料特性資料庫。

### 5.10.2. 天然類比研究

日本 H12 報告將天然類比歸類為地質環境穩定與其保留核種的能力、工程障壁系統元件的演化，和地質圈遲滯核種遷移等 3 大主題。

本計畫過去已蒐整國際間天然類比案例。105 年度工作規劃如下：

- (1) 持續蒐集及更新國際天然類比案例，進行案例之討論與評析。
- (2) 針對國內本土可能的天然類比地點(如十三行遺址或蔦松文化)進行鐵器科技考古，建立相關腐蝕率研究技術，並了解埋藏環境之演化過程。

### 5.10.3. 評估報告比較

為提昇民眾對國內安全評估技術與分析成果的信心，並配合 SNFD2017 報告章節內容需要，探討國際間針對用過核子燃料地質處置安全評估所使用的數值模式種類與分析方法，了解各模式如何妥善的被應用在安全評估當中。進而評估我國目前既有的分析能力，研究是否引進或自行開發適用於我國安全評估相關的各項數值模式。

105 年度工作規劃運用安全評估案例與參數敏感度之分析結果，與各國報告的分析結果比較，以達成 SNFD2017 報告章節內容之需要。

## 6. 國際同儕審查規劃

用過核子燃料最終處置計畫研究時程長遠，且相關研究所涵蓋之專業廣泛，大部分核能先進國家皆以國際合作及同儕審查方式，確保研究技術及成果與國際同步。

台電公司自 95 年行政院原子能委員會核定用過核子燃料最終處置計畫書後，皆依處置計畫書執行相關研究工作，現階段首要目的即於 106 年提出 SNFD2017 報告，前述報告章節架構係依據主管機關要求，參考日本 H12 報告章節架構編擬，因此，針對 SNFD2017 報告，台電公司將規劃請國內學者專家審閱，並洽請國外放射性廢棄物處置執行機構或國際學者專家進行同儕審查。

103 年 6 月本計畫已聯合國內研究單位與瑞典專責機構(SKB)及芬蘭專責機構(POSIVA)，成功舉辦國際同儕審查研討會，建立深層地質處置技術合作管道，預計後續將與國際機構專家展開一系列技術交流活動，以提昇國內深層地質處置技術，並將合作成果逐年累進至 SNFD2017 報告中，有助於後續國際專家之同儕審查作業推動。



## 7. 預期成果分析

本計畫目前執行「潛在處置母岩特性調查與評估」階段(94~106年)，預定於106年達成提出SNFD2017報告之階段目標。SNFD2017報告將確立國內離島及本島是否具有合適的潛在處置母岩，並依據特性調查成果評估處置技術發展之可行性，作為最終處置計畫後續工作規劃之基礎。

為達成上述之目標，本計畫針對「地質環境」、「處置設計與工程技術」、「安全評估」等3大工作主軸，提報105年度之工作計畫，其年度工作項目、預期成果及效益彙整如表7-1所示，逐年累進技術發展成果以如期於106年完成SNFD2017報告。

表 7-1：年度工作項目、預期成果及效益

年度工作項目	預期研究成果及效益	對應 SNFD2017 之章節
<b>3.地質環境</b>		3 地質環境
<b>3.1 區域環境地質</b>		3.1 區域環境地質
逐年更新台灣涵蓋陸、海域三大潛在處置母岩之地質環境資訊。	此為多年期計畫至 106 年完成，持續更新地體架構，以探討影響三大潛在處置母岩之長期穩定性相關內容，並作為 SNFD2017 報告之基礎。	
<b>3.2 深層地質特性(地質圈特性)</b>		3.2 深層地質特性
<b>3.2.1地質圈特性對多重障壁概念的重要性</b>		3.2.1 地質圈特性對多重障壁概念的重要性
以全國觀點彙整潛在處置母岩之深層特性更新資訊。	持續彙整資料至 106 年完成，提供綜合解析與比較潛在處置母岩深層特性與地質圈長期演化，作為建構 SNFD2017 報告所需地質圈特性之參考依據。	
<b>3.2.2 水文地質</b>		3.2.2 水文地質
利用已建立之三維水文地質數值模型，建立參考案例所需概念模式及流場。	作為 SNFD2017 報告 5.3 至 5.8 節參考案例所需之水文地質數值模型，並進行瑞典 SKB 國際交流與平行驗證。	
<b>3.2.3 水文地球化學</b>		3.2.3 水文地球化學
利用現地深層水質及岩水反應詳細礦物分析資料，建立結晶岩裂隙地下水的地化反應路徑之模擬技術。	作為後續探討結晶岩深層地下水裂隙傳輸路徑之長期演化特性，及建構水文地球化學概念模式之基礎，提供 5.5 至 5.7 節安全評估技術發展之用。	
<b>3.2.4 核種傳輸路徑</b>		3.2.4 核種傳輸路徑

年度工作項目	預期研究成果及效益	對應 SNFD2017 之章節
利用現地裂隙參數及特性，以及離散裂隙網路模擬技術，加強瑞典 SKB 國際合作，探討近場與遠場間裂隙網路模擬介面之整合技術。	與 SKB 團隊合作，解析參考案例現地數據，建立離散裂隙網路地下水流場數值模式，獲致地下水流簡化模型將提供近場至遠場裂隙地下水安全評估之基礎，以及處置技術及工程設計之用。	
建立本土結晶岩之核種傳輸試驗能力，以不同結晶岩體樣本，逐年累積核種的吸附與擴散參數。	此為多年期實驗室工作，累積本土代表性數據，作為後續探討核種在不同結晶岩體中傳輸行為之參考依據。	
<b>3.2.5 岩石特性</b>		3.2.5 岩石特性
累積本土不同結晶岩體深層樣本一般物理性質、熱特性及力學等試驗之量測數據。	取得本土不同結晶岩之物理性質、熱特性及力學參數，作為後續探討岩體穩定性評估所需參數之參考依據，提供 4.5 至 4.7 節之用。	
建立膨潤土與岩塊熱-力耦合室內試驗設備，進行膨潤土再飽和條件下模擬與室內試驗量測能力。	作為後續現地熱-力耦合試驗規劃及近場功能評估之參考依據。	
<b>3.3. 地質處置合適性研究</b>		3.3 地質處置合適性研究
<b>3.3.1 台灣的大地構造架構</b>		3.3.2 台灣的大地構造架構
整合台灣大地構造架構及演化，據以了解火山活動時空分布的特性，評估火山活動及熱流影響範圍。	多年期整合分析至 106 年完成，提供 SNFD2017 報告撰寫長期穩定性及地質處置合適性評估之參考依據，為支援報告主要內容。	
持續監測結晶岩微震資料，了解微震反映的深層地殼大地應力場，以及記錄地震事件衍生深層構造之特性及位置。	多年期整合分析至 106 年完成，作為 SNFD2017 報告撰寫長期穩定性及地質處置合適性評估之參考依據，為支援報告主要內容。	
持續地震影響隨深度衰減的研究，設計並組裝緩衝回填材動力學試驗設備。	多年期整合分析至 106 年完成，作為 SNFD2017 報告探討處置環境受地震的影響，及功能/安全評估受震影響之參考依據。	

年度工作項目	預期研究成果及效益	對應 SNFD2017 之章節
<b>3.3.2 抬升與沉陷作用</b>		<b>3.3.3 抬升與沉陷作用</b>
蒐集區域 GPS 連續觀測站資料，以時序分析技術探討地殼變動機制。	多年期整合分析至 106 年完成，提供影響地表形態位移變化之指標資訊，作為評估岩體地質穩定性之參考依據，為支援報告主要內容。	
蒐集區域性河階定年與地形演育資料，提供百年、千年、萬年尺度地殼變動相關解析。	多年期整合分析至 106 年完成，提供 SNFD2017 報告彙整區域性抬升與沉陷作用之本土河階案例，作為評估地殼變動抬升/沉陷作用之基礎，為支援報告主要內容。	
進行區域性剝蝕速率資料分析，據以了解造山作用的時空演變對深層地質圈影響的機制。	提供 SNFD2017 報告進行剝蝕作用與剝蝕率研析(如地形/氣候變遷分析、河/海階剝蝕率分析、岩體剝蝕分析等)所需資訊，作為評估地質處置合適性之參考依據。	
<b>3.3.3 氣候與海平面變遷</b>		<b>3.3.4 氣候與海平面變遷</b>
蒐集驗潮站及長期絕對海水面變動數據，據以了解區域性地殼變動數十年的高精度量測數據。	多年期整合分析至 106 年完成，提供 SNFD2017 報告建立長期海水面升降及地殼變動的評估能力，為支援報告主要內容。	
蒐集地殼變動影響地表及地下水流方向相關模式所需資訊，建立河域受地殼變動及氣候變遷導致流域變遷及河/海介面變遷的模擬能力。	多年期整合分析至 106 年完成，提供 SNFD2017 報告建構水文地質概念模式之基礎資料及後續進行氣候變遷影響性評估之用。	
<b>4.處置設計與工程技術</b>		<b>第 4 章處置設計與工程技術</b>
<b>4.1 潛在處置母岩特性調查與評估階段處置設計概念及工程技術能力</b>		<b>4.1 潛在處置母岩特性調查與評估階段處置設計概念及工程技術能力</b>
4.1 章節係說明處置場設計及工程技術之目的，相關的技術與功能可由後續 4.3 至 4.9 章節之第 3 階工作呈現，未來將視國際最新資訊進行更新，105 年度		

年度工作項目	預期研究成果及效益	對應 SNFD2017 之章節
無工作規劃。		
<b>4.2 工程障壁系統與地質處置母岩的功能</b>		4.2 工程障壁系統與地質處置母岩的功能
4.2 章節係說明工程障壁與處置母岩之角色，相關的技術與功能可由後續 4.3 至 4.9 章節之第 3 階工作呈現，未來將視國際最新資訊進行更新，105 年度無工作規劃。		
<b>4.3 整體處置概念</b>		4.3 整體處置概念
<b>4.3.1 工程障壁系統</b>		4.3.1 工程障壁系統
105 年度無工作規劃。	本項成果將依 2010-2015 年度成果，初步彙整於 SNFD2017 報告初稿，並於 2016 年後適度更新。	
<b>4.3.2 處置設施</b>		4.3.2 處置設施
蒐集彙整國際最新處置設施概念、整合前期處置設施設計概念與設計需求，建立設計參數表，以及配合熱力對處置孔間距影響，參考瑞典 SKB 之經驗，採用本土化的用過核子燃料分析結果，評估廢棄物罐表面溫度。	以國內參考處置概念為基礎，以及相關分析結果建立處置設施之參考概念，以供未來國內處置場之處置設施設計參考。	
<b>4.4 設計流程</b>		4.4 設計流程
本項工作需配合處置設施設計、功能/安全評估與研究區特性調查等 3 項領域之發展，後續將依據法規且配合既定時程，並視國際技術發展現況，並回饋相關章節工作內容，105 年度無工作規劃。	本項成果將依 2010-2015 年度成果，初步彙整於 SNFD2017 報告初稿，並於 2016 年後適度更新。	
<b>4.5 影響處置概念的因子</b>		4.5 影響處置概念的因子
<b>4.5.1 熱與放射性</b>		4.5.1 熱與放射性

年度工作項目	預期研究成果及效益	對應 SNFD2017 之章節
蒐集國內電廠用過核子燃料設計與運轉歷程相關資訊，以及依據現有資料，分別針對 BWR 與 PWR 進行參數整理，並進行分群或保守評估，提出相關源項資訊。	探討其影響因子，針對不同時程需求與運轉條件下，提供其射源項資料，未來處置研究區選擇與處置場設計之參考。	
<b>4.5.2 地質與地形條件</b>		4.5.2 地質與地形條件
彙整前期及國際間相關文獻資料，以及依照地質調查及參考案例，整合工程設計、地質調查、安全評估研究成果，綜整可能影響處置之因子。	考慮國內地質環境條件與處置概念，探討地質環境及母岩特性對處置設施環境與工程設計之影響，以作為地表設施及地下設施設計之參考。	
<b>4.5.3 處置母岩特性</b>		4.5.3 處置母岩特性
105 年度無工作規劃。	本項工作將依 2010-2015 年度成果初步彙整於 SNFD2017 報告，並於 2016 年後持續更新成果。	
<b>4.5.4 處置深度</b>		4.5.4 處置深度
105 年度無工作規劃。	本項成果將依 2010-2015 年度成果，初步彙整於 SNFD2017 報告初稿，並於 2016 年後適度更新。	
<b>4.6 工程障壁系統及處置設施的設計需求</b> 依 103 年 8 月提送「計畫現況檢討(達成度)、工作計畫及所需經費規劃報告」，4.6.1 至 4.6.6 原規劃於 104 年度執行。經 103 至 104 年與 SKB 技術交流後檢討，將於 105 年度執行並完成下列 4.6.1 至 4.6.6 工作項目。		4.6 工程障壁系統及處置設施的設計需求
<b>4.6.1 廢棄物罐</b>		4.6.1 廢棄物罐
廢棄物罐剪力設計需求之研究、金屬材料抗蝕性能測試驗證、核子臨界及表面輻射劑量與熱傳分析。	完成建構設計流程圖，提供設計分析驗證使用，建立腐蝕量對金屬材料性能之影響及壽命預測模式，提供廢棄物罐之設計需求。	
<b>4.6.2 緩衝材料</b>		4.6.2 緩衝材料

年度工作項目	預期研究成果及效益	對應 SNFD2017 之章節
建立縮尺試驗，進行緩衝材料的熱傳導度、水力傳導係數、回脹壓力等材料基本性質數據。	建立緩衝材料的基本參數，篩選緩衝材料最適壓實密度、初始含水量及塊體容許溫度。	
<b>4.6.3 工程障壁的規格與配置</b>		4.6.3 工程障壁的規格與配置
針對高圍壓設計需求，建立試驗數據進行緩衝材料力學穩定性分析，將初步建立高圍壓設備及製作不同條件下之緩衝材料試體。	進行力學穩定性分析，進而獲得緩衝材料相關力學參數。	
<b>4.6.4 地下設施</b>		4.6.4 地下設施
進行地下處置設施配置，以及隧道支撐與封閉技術發展。	更新國內地下處置設施配置概念設計，以及確認處置場設施的使用壽命可符合設計需求。	
<b>4.6.5 回填與封塞</b>		4.6.5 回填與封塞
確立國內深層地質處置設施回填材料之設計需求及條件、進行系列試驗以建立回填材料基本性質數據，以及進行回填材料抗液化設計需求。	以供未來國內處置場工程障壁系統材料選擇與設計之參考。	
<b>4.6.6 處置場設計</b>		4.6.6 處置場設計
進行處置設施之概念設計，研擬現階段參考處置概念處置設施之設計需求。	相關研究成果呈現於 SNFD2017 報告中。	
<b>4.7 工程障壁穩定性</b>		4.7 工程障壁的穩定性
<b>4.7.1 再飽和特性</b>		4.7.1 再飽和特性
藉由緩衝材料耦合數值模擬研究，建立用過子燃料、廢棄物罐與緩衝材料放置後的近場三維立體模型與數值分析，以及工程障壁 THMC 特性實驗與模擬初期技術發展。	完成近場三維立體模型與數值分析，以及初步完成環境三軸試驗儀之建置。	
<b>4.7.2 力學穩定性</b>		4.7.2 力學穩定性
針對工程障壁在回填後受圍壓改變之影響，初步建置高圍壓縮尺測試相關設備，以利後續進行力學穩	原規劃於 104 年度執行。經 103 至 104 年與 SKB 技術交流後檢討，將跨年度於 105 年度執	

年度工作項目	預期研究成果及效益	對應 SNFD2017 之章節
定性量測評估，提出驗證等成果。	行並完成初步建置高圍壓縮尺測試相關設備。	
<b>4.7.3 受震穩定性</b>		4.7.3 受震穩定性
將建立地震危害度模型、進行處置場開挖擾動帶之地震效應研究、工程障壁受震穩定性研究、緩衝材料之振動反應測試與分析，以及影響研究區之災害歷史地震震源模型及其不確定度參數研究。	完成初步研究區設計受地震之影響。	
<b>4.7.4 氣體遷移</b>		4.7.4 氣體遷移
輕水式反應器用過核子燃料氣體產物研究，以及氣體遷移行為實驗研究可行性評估。	原規劃於 104 年度執行。經 103 至 104 年與 SKB 技術交流後檢討，將跨年度於 105 年度執行並完成輕水式反應器用過核子燃料組件氣體分裂產物分析，以及整理其燃料護套損毀後之瞬間外釋比例，以及進行氣體遷移實驗可行性評估。	
<b>4.7.5 膨潤土特性</b>		4.7.5 膨潤土特性
105 年度無工作規劃。	本項成果將依 2010-2015 年度成果，初步彙整於 SNFD2017 報告初稿，並於 2016 年後適度更新。	
<b>4.8 建造/運轉/封閉技術</b>		4.8 建造/運轉/封閉技術
本階段工作將配合現有參考研究區進行初步規劃，並進行建造、運轉、再取出、封閉等作業技術與所需機具之初步研究。	原規劃於 104 年度執行。經 103 至 104 年與 SKB 技術交流後檢討，將跨年度於 105 年度執行並初步參考國際間發展之建造、運轉、封閉階段之建造技術與規劃，以供未來處置場建造之參考。	4.8.1 建造階段 4.8.2 運轉階段 4.8.3 封閉階段
<b>4.9 處置場營運管理技術</b>		
探討研析各國營運管理相關資訊。	完成釐清適用於我國處置場的營運管理項目，	



年度工作項目	預期研究成果及效益	對應 SNFD2017 之章節
	以利後續發展適用於我國的處置場營運管理模式。	
<b>5.安全評估</b>		第 5 章安全評估
<b>5.1 潛在處置母岩特性調查與評估階段安全評估的範疇及目標</b>		5.1 潛在處置母岩特性調查與評估階段安全評估的範疇及目標
本項工作係依國內法規及主管機關之要求進行相關說明，未來將視國內法規等進展，更新本章節相關資訊，105 年度無工作規劃。	本項成果將依 2010-2015 年度成果，初步彙整於 SNFD2017 報告初稿，並於 2016 年後適度更新。	
<b>5.2 安全評估方法</b>		5.2 安全評估方法
研析瑞典 SKB 在安全評估的案例建置方法與步驟。	完成 SNFD2017 報告安全評估相關評估步驟與流程，以及提出長程安全評估規劃。	
<b>5.2.1 法規</b>		5.2.1 法規
進行國際用過核子燃料處置安全評估法規資訊彙整及比較。	提供報告所需內容及作為法規比較的參考依據。	
<b>5.2.2 安全評估的建置方法</b>		5.2.2 安全評估的建置方法
參考/分析 SKB 安全評估的案例建置方法與步驟，提出完整安全評估方法架構。	提供國內 SNFD2017 報告安全評估案例建置方法。	
<b>5.3 處置系統初始條件與安全功能</b>		5.3 處置系統初始條件與安全功能
<b>5.3.1 處置系統的初始條件</b>		5.3.1 處置系統的初始條件
執行結晶岩測試區處置系統特性分析。	建立安全案例分析所需之處置系統功能。	
<b>5.3.2 處置系統的安全功能</b>		5.3.2 處置系統的安全功能
持續進行處置系統功能研析，以及蒐集整理國際間之廢棄物罐破壞模式。	建立安全案例分析所需之處置系統功能。	
<b>5.4 參考演化</b>		5.4 參考演化
<b>5.4.1 開挖運轉期</b>		5.4.1 開挖運轉期

年度工作項目	預期研究成果及效益	對應 SNFD2017 之章節
分析瑞典 SKB 參考演化開挖運轉期部分之報告，進行處置場相關演化之論述說明。	完成開挖運轉期，處置場相關條件下之演化論述說明。	
<b>5.4.2 封閉後初始溫暖期</b>		5.4.2 封閉後初始溫暖期
分析瑞典 SKB 參考演化封閉後初始溫暖期部分之報告，進行處置場相關演化之論述說明。	完成封閉後初始溫暖期階段，處置場相關條件下之演化論述說明。	
<b>5.4.3.剩餘冰河循環時期</b>		5.4.3.剩餘冰河循環時期
分析瑞典 SKB 參考演化剩餘冰河循環期部分之報告，進行處置場相關演化之論述說明。	完成剩餘冰河循環期，處置場相關條件下之演化論述說明。	
<b>5.4.4 接續冰河循環期</b>		5.4.4 接續冰河循環期
分析瑞典 SKB 參考演化冰河循環期部分之報告，進行處置場相關演化之論述說明。	完成接續冰河循環期，處置場相關條件下之演化論述說明。	
<b>5.5 情節發展</b>		5.5 情節發展
<b>5.5.1.特徵/事件/作用(FEPs)之建置與選擇</b>		5.5.1.特徵/事件/作用(FEPs)之建置與選擇
研究瑞典 SKB FEPs 資料庫內容，以及將選出之情節與 SKB 交互作用機制報告進行對照。	完成現階段關鍵之 FEPs 之判定，作為情節定義之根據及了解情節於安全評估之應用層面。	
<b>5.5.2 情節與案例定義</b>		5.5.2 情節與案例定義
參照瑞典 SKB 研討會專家所給予之建議，針對結晶岩測試區發展安全評估能力之初步架構。	完成定義適合 SNFD2017 報告之情節與案例。	
<b>5.5.3 基本情節</b>		5.5.3 基本情節
參考瑞典 SKB 相關技術報告進行基本情節選定。	提供 SNFD2017 報告所需之基本情節替代案例計算分析之依據。	
<b>5.5.4 替代情節</b>		5.5.4 替代情節
參考瑞典 SKB 相關技術報告，探討初始條件、內部交互作用機制及外部條件的參考演化之不確定性，	提供 SNFD2017 報告所需之替代情節替代案例計算分析之依據。	

年度工作項目	預期研究成果及效益	對應 SNFD2017 之章節
選擇額外的替代情節。		
<b>5.6.安全評估整體模式鏈</b>		5.6.安全評估整體模式鏈
參考瑞典 SKB 在安全評估所建立的模式鏈，研析相關技術報告，並配合國內安全評估流程需求，彙整所需分析方法或數值模式。	研究是否引進或自行開發適用於我國安全評估相關的各項數值模式。	
<b>5.7.基本情節評估案例</b>		5.7.基本情節評估案例
<b>5.7.1 腐蝕作用情節案例</b>		5.7.1 腐蝕作用情節案例
藉由 GoldSim 軟體模擬核種於廢棄物罐失效後在處置場各安全障壁間遷移之情形。	獲得該情節案例之劑量分析結果，提供 SNFD2017 報告計算案例之整合分析說明。	
<b>5.7.2.剪力效應情節案例</b>		5.7.2.剪力效應情節案例
藉由 GoldSim 軟體模擬核種於廢棄物罐失效後在處置場各安全障壁間遷移之情形。	獲得該情節案例之劑量分析結果，提供 SNFD2017 報告計算案例之整合分析說明。	
<b>5.7.3 基本情節參數敏感度分析</b>		5.7.3 基本情節參數敏感度分析
腐蝕作用情節及剪力效應情節流程確立後，本研究將以 GoldSim 軟體進行案例分析與參數敏感度評估。	完成基本情節之參數敏感度分析，奠定後續安全評估工作基礎。	
<b>5.8 替代情節評估案例</b>		
<b>5.8.1 擾動情節案例</b>		5.8.1 擾動情節案例
依據基本情節所建立的方法，藉由 GoldSim 軟體模擬核種於廢棄物罐失效後在處置場各安全障壁間遷移之情形。	獲得該情節案例之劑量分析結果，提供 SNFD2017 報告計算案例之整合分析說明。	
<b>5.8.2 隔離失效情節案例</b>		5.8.2 隔離失效情節案例
依據基本情節所建立的方法，藉由 GoldSim 軟體模擬核種於廢棄物罐失效後在處置場各安全障壁間遷移之情形。	獲得該情節案例之劑量分析結果，提供 SNFD2017 報告計算案例之整合分析說明。	

年度工作項目	預期研究成果及效益	對應 SNFD2017 之章節
<b>5.8.3 替代情節參數敏感度分析</b>		5.8.3 替代情節參數敏感度分析
擾動情節及隔離失效情節流程確立後，本研究將以 GoldSim 軟體進行案例分析與參數敏感度評估。	完成替代情節之參數敏感度分析，奠定後續安全評估工作基礎。	
<b>5.9 計算案例之整合分析</b>		5.9 計算案例之整合分析
<b>5.9.1 案例分析結果說明</b>		5.9.1 案例分析結果說明
進行基本案例及替代案例經由全系統安全評估所分析之結果說明。	完成各種案例計算之結果說明。	
<b>5.9.2 安全指標</b>		5.9.3 安全指標
研究分析國際核能機構(IAEA 與 OECD/NEA)與主要核能國家對於用過核子燃料處置的補充安全指標。	本項為多年期延續性工作，將提出國際用過子燃料處置相關安全指標彙整。	
<b>5.10 安全評估的可信度</b>		5.10 安全評估的可信度
<b>5.10.1 情節、模式、模組、及資料庫的建置</b>		5.10.1 情節、模式、模組、及資料庫的建置
進行情節、模式、模組及資料庫建置之回顧，以及建立國內用過核子燃料特性資料庫。	本項為多年期延續性工作，將提供後續建置最終處置資料庫依據及長期研究使用之參考。	
<b>5.10.2 天然類比研究</b>		5.10.2 天然類比研究
持續蒐集及更新國際天然類比案例，以及針對國內本土可能的天然類比地點進行鐵器科技考古，建立相關腐蝕率研究技術。	國內本土地質環境影響因子與天然類比資訊之探討與分析，並利用實驗儀器建立本土鐵器腐蝕性研究技術，以供安全評估分析應用。	
<b>5.10.3 評估報告比較</b>		5.10.3 評估報告比較
運用安全評估案例與參數敏感度之分析結果與各國報告的分析結果比較。	本項為多年期延續性工作，將完成與各國評估報告之比較。	
<b>6.國際同儕審查規劃</b>		
國際同儕審查。	確保研究技術及報告品質皆與國際同步外，增加民眾的接受度並提升公信力。	



## 8. 參考文獻

- 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,共758頁。
- 台電公司(2015),用過核子燃料最終處置計畫書,2015年修訂版,台灣電力公司,共267頁。
- 鄧屬予(2007),臺灣第四紀大地構造,經濟部中央地質調查所特刊,第18號,第1-24頁。
- Andersson, J., Skagius, K., Winberg, A., Lindborg, T., Strom, A. (2013), Site-descriptive modelling for a final repository for spent nuclear fuel in Sweden. *Environmental Earth Sciences*, Vol. 69, pp. 1045-1060, DOI: 10.1007/s12665-013-2226-1.
- Chang, E.T.Y., Chao, B.F., Chiang, C.-C., Hwang, C. (2012), Vertical crustal motion of active plate convergence in Taiwan derived from tide gauge, altimetry, and GPS data. *Tectonophysics*, Vol. 578, pp. 98-106.
- Ching, K.E., Hsieh, M.L., Johnson, K.M., Chen, K.H., Rau, R.J., and Yang, M. (2011), Modern vertical deformation rates and mountain building in Taiwan from precise leveling and continuous GPS observations, 2000-2008, *Journal of Geophysical Research*, Vol. 116, B08406, doi:10.1029/2011JB008242.
- Dadson, S.J., Hovius, N., Chen, H., Dade, W.B., Hsieh, M.L., Willett, S.D., Hu, J.C., Horng, M.J., Chen, M.C., Stark, C.P., Lague, D. and Lin, J.C. (2003), Links between erosion, runoff variability and seismicity in the Taiwan orogen. *Nature*, Vol. 426, p.648-651.
- Derrioux, F., Siame, L.L., Bournès, D.L., Chen, R.F., Braucher, R., Léanni, L., Lee, J.C., Chu, H.T. and Byrne, T.B. (2014), How fast is the denudation of the Taiwan mountain belt? Perspectives from in situ cosmogenic  $^{10}\text{Be}$ . *Journal of Asian Earth Sciences* Vol. 88, pp. 230-245.

- Fuller, C.W., Willett, S.D. Fisher, D. and Lu, C.Y. (2006), A Thermomechanical wedge model of Taiwan constrained by fission-track thermochronometry, *Tectonophysics*, Vol. 425, pp.1-24.
- Hornig, C.S., Huh, C.A., Chen, K.H., Lin, C.H., (2012), Pyrrhotite as a tracer for denudation of the Taiwan orogeny. *Geochem. Geophys. Geosyst.* Vol. 13 (8), Q08Z47.
- JNC (2000), H12 Project to establish the scientific and technical basis for HLW disposal in Japan, Project overview report, Japan Nuclear Cycle Development Institute, JNC-T21410-2000-001.
- Lallemend, S., Theunissen, T., Schnürle, P., Lee, C-S., Liu, C-S., Font, Y. (2013), Indentation of the Philippping Sea plate by the Eurasia plate in Taiwan: Details from recent marine seismological experiments. *Tectonophysics*, 594, 60-79.
- Lu, C.Y., and Hsu, K.J. (1992), Tectonic Evolution of the Taiwan Mountain Belt, *Petroleum Geology of Taiwan*, No. 27, pp. 21-46.
- OECD (2009), Stability and Buffering Capacity of the Geosphere for Long-term Isolation of Radioactive Waste: Application to Crystalline Rock. Workshop Proceedings Manchester, United Kingdom, 13-15 November 2007. NEA No. 6362.
- Shao, W-Y., Chung, S.L., Chen, W.S., Lee, H.Y., and Xie, L.W. (2015), Old continental zircons from a young oceanic arc, eastern Taiwan: Implications for Luzon subduction initiation and Asian accretionary orogeny. *Geology*, Vol. 43, pp. 479-482. doi:10.1130/G36499.1
- Shyu, J.B.H., Sieh, K., and Chen, Y.G. (2005), Tandem Suturing and Disarticulation of the Taiwan Orogen Revealed by its Neotectonic Elements, *Earth and Planetary Science Letters*, Vol. 233, pp. 167-177.
- SKB (2011), Long-term safety for the final repository for spent nuclear fuel at Forsmark. Main Report of the SR-Site project,

Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company Report,  
Technical Report TR-11-01, pp. 418-424.