

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
我國用過核子燃料最終處置技術
可行性評估報告
國際同儕審查報告
(中譯版)

台灣電力公司

中華民國106年12月

(此頁為空白頁)

台灣電力公司
我國用過核子燃料最終處置技術
可行性評估報告(SNFD2017)
國際同儕審查報告

2017年11月5日

台電公司依原子能委員會指示，應辦理「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告(SNFD2017)」獨立國際同儕審查。台電公司已於2017年初在核能研究所與工業技術研究院協助下完成SNFD2017報告。本次國際同儕審查係評估SNFD2017報告的充足性與可信度以證明臺灣用過核子燃料最終處置技術能力。

致謝

國際審查小組(International Review Team, IRT)成員特別感謝台電公司人員對於短期訪問臺北期間的熱心接待，並感謝所提供籌劃極佳的協助，極有助於IRT的工作。IRT亦感謝台電公司、核研所與工研院人員，感謝他們以有幫助的與開放的態度回應審查意見。IRT對於這些科研人員願意積極參與討論、提出問題、與自信的答覆意見，極為印象深刻。最後，審查召集人特別感謝英國Alan Hooper先生在本次審查作業啟動階段所提供的協助。

目錄

1. 前言	1
1.1. 臺灣用過核子燃料最終處置計畫背景.....	1
1.2. SNFD2017 報告在臺灣計畫逐步決策過程中之角色.....	1
1.3. 國際同儕審查.....	3
1.4. 國際審查小組報告.....	6
2. 依據審查職責之高層次審查發現	8
2.1. 高層次審查發現.....	8
2.2. 針對審查權責範圍中特定領域之高層次審查發現.....	13
3. 針對 SNFD2017 報告一般方面之詳細審查發現	18
3.1. 逐步推動程序.....	18
3.2. 計畫推動者、設施經營者及管制者角色.....	18
3.3. 處置設施之技術概念.....	19
3.4. 技術移轉.....	20
3.5. 執行過程中之管理方面.....	22
3.6. 最終處置於花崗岩以外之母岩.....	22
3.7. 處置設施所需體積.....	24
3.8. 用過核子燃料以外之高活度廢棄物.....	25
3.9. 公眾如何參與未來計畫階段?.....	26
4. 針對地質與合適的花崗岩層之詳細審查發現	28
4.1. 地質圈在處置中角色.....	28
4.2. 臺灣處置場選址之可行性.....	29
4.3. 花崗岩母岩之地質合成.....	31
5. 針對處置設計與工程技術之詳細審查發現	33
5.1. 工程障壁系統.....	33
5.2. 處置設施設計.....	37
5.3. 工程技術之地震分析.....	38
6. 針對安全評估之詳細審查發現	40
6.1. 安全策略與程序.....	40
6.2. 情節發展程序之應用.....	44
6.3. 計算中不確定性之處理.....	47
6.4. 生物圈模式之發展.....	50
6.5. 未來人類活動.....	51

參考文獻	53
附錄 I - 審查權責範圍(TOR).....	55
附錄 II - 國際審查小組	60
附錄 III- 審查文件	65
附錄 IV- 國際同儕審查發現與建議之回應.....	66

1. 前言

1.1. 臺灣用過核子燃料最終處置計畫背景

臺灣自1978年即開始使用核能發電。假定臺灣運轉中核能電廠服役約40年，則將產生大約5,000噸的用過核子燃料。

放射性廢棄物的管理，例如用過核子燃料，需要將其極長時間的圍阻與隔離於人類與環境之外。

地質處置系統可提供高活度長半衰期放射性廢棄物特定程度與長期的防護。該概念同時利用了當地地質以及工程材料的阻隔能力優點，共同發揮特定的安全功能，使放射性廢棄物得以被隔離與圍阻。

全世界對高放射性廢棄物的管理一般均採用地質處置，臺灣對此亦有體認，故亦採用處置於穩定地質地層的策略來進行用過核子燃料的長期管理。

依照目前的法規體制，台電公司為核能電廠的擁有者與經營者，應負責其核能電廠所有用過核子燃料的最終處置。台電公司是目前國家指定的廢棄物管理營運組織，其職掌預期未來將移轉給新成立的專責機構，由後者擔任未來最終處置設施正式經營者。原子能委員會則在臺灣的廢棄物管理系統中承擔管制的功能。

1.2. SNFD2017 報告在臺灣計畫逐步決策過程中之角色

臺灣自1986年起即展開用過核子燃料安全處置的研發。目前的活動係依據台電公司於2006年擬定並經原能會核備的「用過核子燃料最終處置計畫」來發展用過核子燃料地質處置設施。該處置計畫每隔4年會重新審視，最新修訂版次為2014年版。

臺灣用過核子燃料最終處置計畫採用逐步決策的概念，此為國際上推動較高放射性廢棄物地質處置管理計畫時，被認可與實施的良好作法。臺灣最終處置計畫訂定了5個執行階段：

1. 潛在處置母岩特性調查與評估；
2. 候選場址評選與核定；

3. 場址詳細調查與試驗；
4. 處置場設計與安全分析評估；與
5. 處置場建造。

該計畫目前的階段係「潛在處置母岩特性調查與評估階段」。此階段的要點在於技術研究與發展場址調查與處置場工程能力；此階段並未涉及處置設施的選址程序。

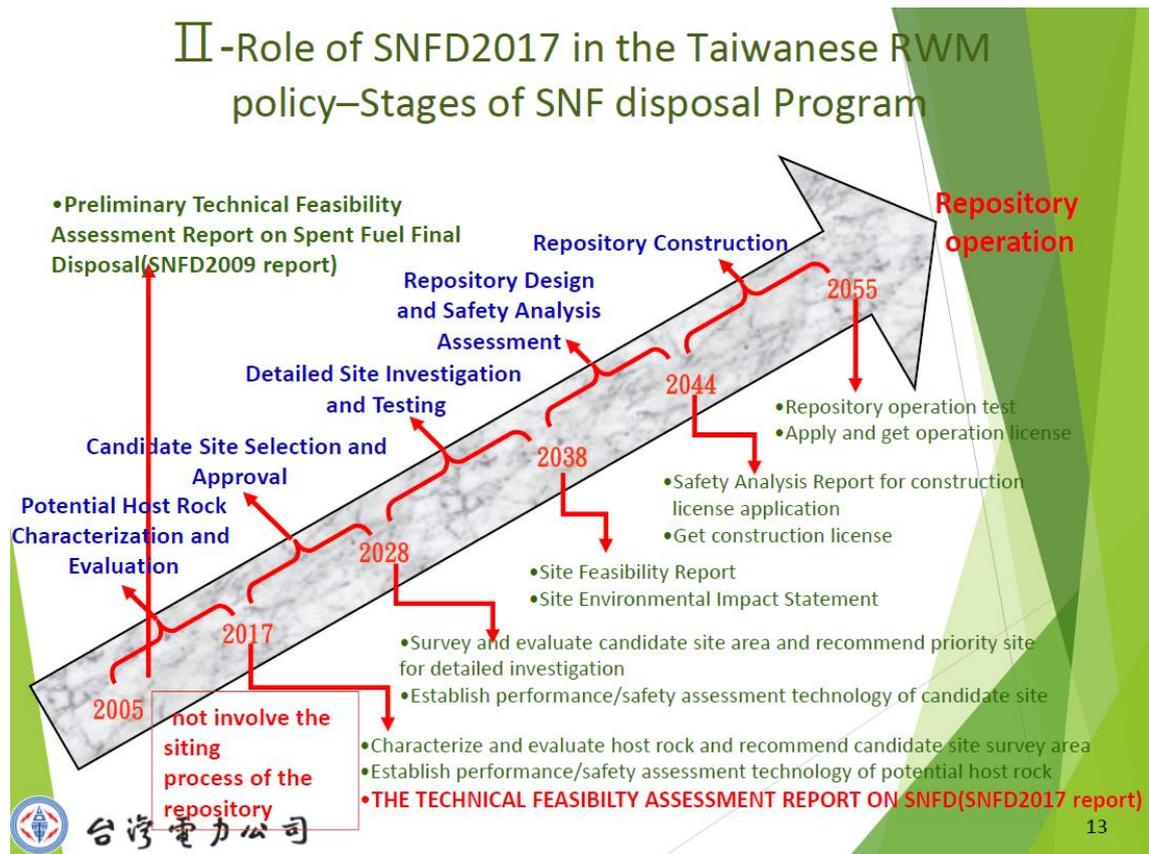


圖 1：臺灣用過核子燃料處置計畫之階段

(來源：2017 年 3 月 28 日 IRT 定向會議簡報)

為證明用過核子燃料最終處置與相關場址調查、處置場工程與安全評估能力的技術可行性，原子能委員會要求台電公司進行研究以達成以下目標：

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

因應此要求，台電公司於是在核能研究所、工業技術研究院及其他學研單位的協助下完成「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告 (SNFD2017)」。SNFD2017 報告使用臺灣特定地區的參考地質資料(此地區已

依據法規被排除做為候選場址)，並採用瑞典 KBS-3 概念進行處置設施設計、擬定安全策略與支援模式及相關假設，以完成通案性安全評估。

鑒於 SNFD2017 研究的通案性質，可證明此計畫在選址前階段用過核子燃料地質處置的可行性，而相較於其他國家計畫的類似報告，本報告得視為初步的安全論證，可用於跟管制者及其他利害關係人證明與溝通地質處置的安全性。對此，SNFD2017 報告被視為關鍵里程碑，用以考慮臺灣處置計畫的第一階段是否已成功完成，且影響此計畫將如何發展走向未來的下一階段「候選場址評選與核定」。

原能會要求台電公司於 SNFD2017 報告提送給原能會前應進行國際同儕審查，以做為本階段與正式決策程序的一部分。

1.3. 國際同儕審查

依照原能會的要求，台電公司遂辦理「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告(SNFD2017)」獨立國際同儕審查。

1.3.1. 目的與範疇

審查的目的與範疇訂定於 IRT 與台電公司雙方同意的「審查職責範圍(ToR)」。

「審查職責範圍(ToR)」(IRT, 2017a)要求審查者「考慮臺灣用過核子燃料最終處置計畫實施的目前階段」來審視「SNDF2017 報告的充足性與可信度以證明臺灣用過核子燃料最終處置的技術能力」是否符合指定的 3 個主要目標(如前述)。

接受審查的 SNFD2017 報告關鍵文件包含：

- 我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告(SNFD2017)，主報告(TPC, 2017a)；與
- 3 冊技術支援報告，包含臺灣地質環境(TPC, 2017b)；處置設計與工程技術(TPC, 2017c)；與安全評估(TPC, 2017d)。

此外，「審查職責範圍(ToR)」中亦說明國際同儕審查係依據核能署(NEA)的放射性廢棄物國際同儕審查導則進行組織及規劃(OECD/NEA, 2005)。

完整的「審查職責範圍(ToR)」(IRT, 2017a)參見附錄 I。

1.3.2. 國際審查小組

同儕審查的執行，是由審查召集人邀集獨立於台電公司或參與臺灣計畫的其他機構之外的專家組成 IRT。IRT 的所有委員具有最終處置國際先進技術的經驗，且(曾)從事先進國家的高放射性廢棄物地質處置計畫。此外，人選的考慮需能提供廣泛的國際經驗，並從執行、管制與決策面的觀點考慮專業平衡。所有選定的 IRT 成員均與 SNFD2017 報告無利益衝突且從未涉及準備該報告的任何相關活動。被審查者與 IRT 之間的所有書面交流均透過審查召集人進行彙整與管理。

IRT 成員為：

- Michael Sailer (德國)，主席
- Kenji Amano (日本)
- Tara Beattie (英國)，技術主筆
- Lise Griffault-Sellinger (法國)
- Hiromichi Higashihara (日本)
- Jaakko Leino (芬蘭)
- Hans Riotte (德國)，審查召集人

本報告附錄 II 列示 IRT 成員簡歷。

前述 IRT 成員對本次審查中所有的陳述負責。審查專家係表達其個人觀點而與其所任職之機構無關。

1.3.3. 審查之執行

國際同儕審查的組織係依 OECD/NEA 放射性廢棄物管理國際同儕審查導則辦理(OECD/NEA, 2005)，該導則說明同儕審查為「系統性檢查與評估國家廢棄物管理計畫或其特定方面，最終目的在於協助提出需求的國家能採用最佳的實務作法，以便於遵照已設定的原則」。對此，同儕審查並無意圖正式核准臺灣處置計畫，而是提供決策者用以評估臺灣處置計畫目前階段，及提供被審查者做為後續制定國家計畫的參考。

IRT 在 2017 年 3 月到 10 月之間進行審查工作。

IRT 為了履行職責，同時也評估了 SNFD2017 報告相關參考文件，包含台電公司提供的簡報與相關討論的補充資訊。此包括在臺北舉辦 2 次跟專家及其他 SNFD2017 報告參與者進行直接討論的研討會議、IRT 提問的書面答覆、與台電公司提供的額外技術資訊。

IRT 共在臺灣舉辦了 2 次研討會議：

- 2017 年 3 月 28-30 日在臺北台電公司場地舉行定向會議；與
- 2017 年 8 月 28 日-9 月 1 日在臺北台電公司場地舉行審查會議。

定向會議為期 3 天，內容聚焦在台電公司、工研院、與核研所專家提供的詳細簡報，包含臺灣放射性廢棄物管理體系的背景資訊、SNFD2017 主報告及其 3 冊技術支援報告。會議中安排了特別的議程專門對簡報內容進行問答，以及討論特定議題。IRT 亦舉辦內部討論以籌劃審查工作並分別對參考文件進行詳細評估，以便使審查委員能將審查的重點放在適合其專業經驗和技術專長的章節。

定向會議之後，IRT 完成其初始審查並準備 2 批次(5 月 9 日與 7 月 15 日)的書面評論與提問給台電公司，要求澄清議題並進一步提供詳細與額外資訊。所有問題均由台電公司及其協力機構在合理的時限內完成滿意的答覆。2 批次提出的書面評論與提問，連同台電公司提供的對應書面答覆，彙整成國際同儕審查小組書面提問文件(IRT, 2017b)，連同本審查報告一併提出。

第 2 次為期 1 周的 IRT 研討會(審查會議)於 2017 年 8 月底到 9 月初在臺北舉行。此包含 IRT 委員內部會議，討論主要的審查發現與凝聚評估結果的共同意見。審查研討會亦包含 IRT、台電公司、核研所與工研院專家之間，就關鍵發展議題的一系列深入討論，包含安全評估與設計調整之間的互動、臺灣放射性廢棄物管理計畫的進一步發展與研究的規劃。在此研討會結束時，IRT 主席對主要的審查發現進行口頭報告。

IRT 注意到 2 次成功的研討會對於以公開與透明的方式進行審查是有利的，可促進在各次簡報後能與被審查者做極佳的討論。特別是，IRT 讚賞參與準備 SNFD2017 報告的年輕專業人員的高水準參與。他們配合資深同仁在技術性與策略性討論上的貢獻，提出了明確的見解，令人對台電公司、核研所與工研院之間組織運作的領導與管理印象深刻。

1.4. 國際審查小組報告

1.4.1. 一般

國際同儕審查的審查發現係根據台電公司所提供的(英文版)文件、審查過程間跟台電公司、核研所與工研院人員的額外查詢、以及對於此階段為臺灣用過核子燃料處置場逐步發展過程第一階段的瞭解。IRT 依其專業知識及其對國際良好作法的集體理解，針對所提供的資訊進行評估並做出審查發現與建議。

IRT 據悉 SNFD2017 報告背後有更多的文件與技術報告提供佐證。然而，由於 IRT 時間與能力資源有限，且那些額外的報告並未翻譯為英文版，IRT 亦需集中於「審查職責範圍(ToR)」密切相關的議題。因此導致 IRT 評估不同主題時的審議與詳細程度會有所不同。

具體來說，IRT 並未對現象模擬與安全分析的計算與使用資料進行詳細的評估。一樣的，在審查工程能力時，僅檢驗某些代表性技術計算的例子(例如廢棄物罐-緩衝材料-岩石交互作用，地震活動估算與長期地下水模擬)。

IRT 負責選擇其認為與審查目標相關的主題，並希望確認能獲得足夠的資訊，以便能夠履行「審查職責範圍(ToR)」。

鑒於審查小組所具有廣泛的國際經驗，審查報告中所提出的許多觀察發現與審查發現係具有方案特性或可引導臺灣處置計畫於未來的安全論證報告能依反覆精進方式持續發展。

同儕審查報告呈現 IRT 的共識觀點。根據 OECD/NEA 獨立審查程序，被審查者有機會檢查報告的事實正確性，但報告並不會因台電公司的意見進行修訂。

1.4.2. 報告架構

同儕審查報告，即本文件，架構分為 6 章與 3 個附錄。

第 1 章說明臺灣處置場計畫、SNFD2017 報告及其在臺灣深層地質處置場逐步推動過程中的角色等背景資訊。亦說明國際同儕審查的目的與範疇以及審查的實施。

IRT 提出的審查發現分為第 2 章高層次審查發現(針對審查職責的主要審查發現)、第 3 章關於廢棄物處置計畫的一般審查發現(關於實施臺灣地質處置廣泛方面的審查發現)以及第 4、5 與 6 章 SNFD2017 報告各關鍵目標的詳細審查

發現(亦即 K 區地質合成、建造臺灣處置場的設計與工程能力、及初步的安全評估)。

最後，附錄說明「審查職責範圍(ToR)」，IRT 委員簡歷，以及審查文件清單與審查中引用的其他文件。

2. 依據審查職責之高層次審查發現

本次審查目的在於評估 SNFD2017 報告的充足性與可信度，以證明臺灣用過核子燃料最終處置的技術能力。在評估 SNFD2017 報告時，審查工作已考慮了臺灣用過核子燃料最終處置計畫目前執行階段。此階段為「潛在處置母岩特性調查與評估階段(2005-2017 年)」。IRT 在執行審查時，認知 SNFD2017 報告僅是整體逐步決策程序中單一階段成果的事實，而選擇與調查優先區域地質場址然後發展處置設施，都將是未來階段的決定。

做為臺灣放射性廢棄物管理政策體系的一部分，原能會要求正式提報 SNFD2017 報告前應辦理國際同儕審查，以做為進入處置計畫「候選場址評選與核定階段(2018-2028 年)」的程序。

SNFD2017 報告與前期的 SNFD2009 報告指出，臺灣有 3 種潛在處置母岩可用於放射性廢棄物地質處置：花崗岩、泥岩和中生代基盤岩。SNFD2017 報告聚焦於花崗岩做為參考母岩，且為展現可行性故使用 K 區可用的資料，該區為具有臺灣西部離島花崗岩地質特性的代表性。IRT 瞭解 K 區被選做為參考案例研究，是因為相較其他地區而言，該區已有較多的地質資料與研究結果，且該區依據目前的臺灣法規並不會成為候選處置場址(TPC, 2017e)。

審查發現係根據所提供的英文版 SNFD2017 報告，以及其他台電公司與 IRT 之間正式書函與溝通(如第 1 章所述與附錄 III 的完整文件列表)。審查發現旨在支持臺灣處置計畫的持續發展，並預期對正式決策程序具參考性與影響，可據此考慮是否「潛在處置母岩特性調查與評估階段」已成功完成，以及如何展開後續「候選場址評選與核定階段」，因此審查發現的結論與建議可直接適用於此計畫目前階段工作以及未來階段的規劃。

2.1. 高層次審查發現

2.1.1. SNFD2017 報告成熟度

依據「審查職責範圍(ToR)」，國際同儕審查目的係「考量臺灣用過核子燃料最終處置計畫目前執行階段」來評估 SNFD2017 報告。該計畫目前幾乎接近完成第一階段的潛在處置母岩特性調查與評估，且此階段未涉及處置場選址程序。

已完成的 SNFD2017 報告連同其技術支援報告，係於此處置計畫早期階段尚未對選址做出相關決定時，以通案方式證明用過核子燃料地質處置的可行性。

針對原能會設定的 3 項階段目標，IRT 認為 SNFD2017 報告已大致符合在臺灣建立地質處置場的適當工程能力與處置場址長期安全評估技術。著重在花崗岩與 K 區資料，SNFD2017 研究亦證明有適當能力與先進方法能適當地確認臺灣能否找到合適的花崗岩體進行地質最終處置。預期一旦此計畫正式進入選址階段，可將此種方法做為基準，以供評估潛在可行的花崗岩場址。

SNFD2017 報告說明此計畫目前階段的技術基準，並提供平臺供其未來發展。從國際觀點來看，SNFD2017 研究代表俗稱的初步安全論證，相當於其他國家計畫早期階段產出的類似報告，目的在於以通案方式向決策者、管制機關及其他利害關係人證明與溝通地質處置的安全性。

IRT 將 SNFD2017 報告的角色謹記在心，發現 SNFD2017 報告跟國際上初步安全論證的良好作法一致。藉由建立參考案例並採用 2 個卓越與先進處置計畫(瑞典與芬蘭)的經驗與處置概念，SNFD2017 報告在數個領域、範疇與分析的細節上超越某些其他國家早期階段所做的初步安全論證。

根據國際標準與經驗，IRT 認為 SNFD2017 報告的研究結果適合於即將到來的決策考量，且其經證明的場址調查、處置場工程與安全評估之才識與技術能力，足以允許臺灣處置計畫向前推動。對此，SNFD2017 報告符合計畫目的，且可在決策上扮演重要角色，足以說明此第一階段計畫是否已成功的完成，且此計畫是否可朝向第二階段候選場址評選與核定前進。

本報告中 IRT 提出的詳細審查發現指出了某些特定領域，是 IRT 認為在 SNFD2017 報告的評估或表述方式可以再提升，以超出初步安全論證的要求，達到更高的標準。IRT 並不建議修訂目前 SNFD2017 報告以處理審查發現的問題，而是配合臺灣處置計畫進展將這些審查發現納入未來改進安全論證時考量。

SNFD2017 報告呈現的技術知識基礎預期會隨著此計畫進入「候選場址評選與核定階段」而有顯著的發展。因此，建議國際同儕審查結果應納入做為臺灣最終處置計畫下一步決策過程的參考資訊。

2.1.2. 資源與能力

SNFD2017 報告做了極佳的工作，同化花崗岩處置國際知識，利用 KBS-3 概念進行臺灣處置計畫，並良好的整合臺灣 3 個組織(台電公司、核研所與工研院)的地質處置專業技術。藉由彼此間緊密的合作及跟國際專家的互動(大多是 SKB 專家)，所有組織參與人員的技能與才識得到明顯強化。特別是，IRT 注意到台電公司、核研所與工研院人員在同儕審查過程間直接互動的包容性與開放性。來自各組織的大量人員踴躍出席會議，並積極參與問答。研究人員具備廣泛的能力，包含年輕專業人員為計畫的未來提供了延續性。IRT 對科研人員願意積極參與討論、提出問題與自信地答覆意見，極為印象深刻。渴望從 IRT 成員分享的經驗中，做進一步學習與發展之態度，特別令人感到鼓舞，證明台電公司、核研所與工研院人員除了詳細的技術討論外，亦能在策略層級進行持續發展與良好溝通。

2.1.3. SNFD2017 報告架構

SNFD2017 報告整理與整合相當多的臺灣處置計畫內部資訊，並使用其他國家廢棄物管理計畫適合的資訊來補充本土知識庫。SNFD2017 報告提出的主旨與目標是有良好的傳達，特別是關於原能會設定此計畫的邊界條件以及選定選項的理由(例如採用 K 區做為參考案例場址與採用 KBS-3 處置概念)。

為了符合 SNFD2017 報告的目標，採用日本 H-12 報告架構(JNC, 2000)，此在計畫目前的早期階段應已足夠。未來反覆精進應遵照國際上的良好作法，並考慮調整整體安全論證與安全評估的核心文件架構。

SNFD2017 報告顯示已做了許多的努力，IRT 對所提供資訊的整體深度與數量印象深刻。IRT 發現對於前後關聯資料的使用，特別是取得資訊，仍有改進之處。台電公司表示已擬定計畫，且將持續改進並適當管理「資料與資訊」的品質管制(例如規劃資料管理系統以管理獲得的場址與地質資料)。對此，SNFD2017 報告雖已適當的溝通臺灣地質處置的技術與科學基準(使用 KBS-3 概

念於 K 區花崗岩場址)，但是為了後續處置計畫成功進展，在未來安全論證的反覆精進中，應該更突出地強調與展示資料、資訊與管理工具是必要的。

在評估工程能力時，IRT 認可 SNFD2017 報告可做為此計畫進入下一階段的穩健基礎，並突顯未來應著重量化技術完備性之領域。國際上已使用技術成熟度(TRLs)或科學成熟度(SRLs®)的概念，例如英國，將其作為檢視橫跨不同主題領域科學與工程成熟度的機制，並透過未來研發活動，繪製一條路徑以達到知識理解的要求水平(NDA, 2016)。此種方式將可改進臺灣目前工程能力的溝通，並幫助未來工作計畫能適當的察覺知識缺口、不確定性與議題，釐清在未來階段工程能力需要解決的領域。

最後，關於 SNFD2017 報告整體的陳述與架構，IRT 認為未來改進的重要關鍵領域，是跟廣大的利害關係人(包含一般公眾)溝通關鍵安全論點。當台電公司進入下一階段計畫，這將變得很重要，未來研究的反覆精進成果應易於取得與呈現，且應以明確方式提升關鍵安全論點。

2.1.4. 安全評估方法論

SNFD2017 報告已證明有能力能成功地應用 SKB 方法進行處置場封閉後安全評估。整體而言，IRT 發現其安全論證已依據堅實的科學基礎、重要國際文獻及相關國際導則進行，然而在一些領域顯示具備方法改進的潛力，且應注意到一些近期發表的刊物，以確保未來發展能跟上國際最新認可的良好作法。

關於安全作法，SNFD2017 報告已提出主要安全論點，並考慮到 KBS-3 概念和 K 區資料，開發和量化參考演化與一系列情節。SNFD2017 報告本階段所採用的架構應屬適當。後續考慮特定場址評估時，應發展更健全與全面整合的方法去建立安全論證。IRT 強烈建議調整情節發展方法論，朝向更由上而下的方法，著重於發展中層級的安全功能。同樣的，對於安全評估與放射性準則的國家法規，某些功能評估方法論的改進，應注意與國際上的良好作法一致。

IRT 認為整體的安全評估相關議題在目前的計畫階段是適當的。IRT 建議未來可以用更廣泛的方式探索敏感度分析，並改進資訊的透明度與可追溯性，藉以提升安全論證的可信度。

2.1.5. KBS-3 處置概念

SNFD2017 報告直接採用瑞典廢棄物管理公司(SKB)發展的 KBS-3 處置概念，在花崗岩中處置用過核子燃料。KBS-3 系統為隧道內垂直處置孔的概念，已在芬蘭與瑞典經過數十年深入研究。芬蘭 Posiva 公司與瑞典 SKB 公司均已根據 KBS-3 概念提出執照申請，且芬蘭於 2015 年獲得政府核准，由芬蘭輻射安全署(STUK)對此類型概念核發最終處置場建造執照。

IRT 認為採用經良好研究與被國際接受的概念，例如 KBS-3 概念，對臺灣處置計畫有直接的幫助。鑒於目前臺灣處置設施優先考慮，以花崗岩母岩環境做為目標地質環境，採用 KBS-3 系統有明顯的好處，雖然當知識與模式從不同處置環境條件移轉時，對於邊界條件的瞭解仍存在挑戰性。IRT 認為在以花崗岩母岩做為首選目標地質環境下，選擇 KBS-3 系統(或對此多重障壁概念所做的調整)是適當的。此計畫未來階段仍有需要持續評估臺灣 K 區以外花崗岩母岩環境與 KBS-3 系統相容性。

一旦臺灣處置計畫在後續階段考慮增加或改變其他處置母岩環境，或是大幅地改變處置設施設計時，則可能需要調整 SNFD2017 報告所使用的評估方法論。SNFD2017 報告未特別針對較低強度的母岩發展處置系統，提出證據或經驗。對此，IRT 建議處置計畫未來階段應拓展知識基礎，以便能更全面考慮可能的地質環境與適宜的處置概念。在審查期間的直接討論中指出，其他處置計畫技術選項已由台電公司審查中，故這些將會在後續工作計畫中解決。

2.1.6. 不確定性與敏感度分析

所有支持地質處置設施長期安全的資料與論點，必須檢視其不確定性。瞭解、評估及減少殘餘的不確定性是需要最佳科學知識。因此，追求不確定性的改進處理，是國際上用過核子燃料處置計畫持續發展與高度關注的技術領域(IGD-TP SRA, 2010)。SNFD2017 報告已認知處理不確定性的重要性，且需要在未來反覆精進的安全論證中持續發展(例如應用 DarcyTools 於 K 區資料的例子)。在臺灣會議期間，IRT 與台電公司之間直接討論，包括考慮此重要議題，並得出結論與明確建議，強化敏感度分析是未來安全評估方法論的一部分。發展一個可處理不確定性的良好方法論，將有助於管理與獲取場址資料，此計畫在

準備下一階段時應是重要考慮要項，而且強化敏感度分析亦有益於評估工具的發展，以及支持逐步減少安全評估中所使用參數與模式的不確定性。

2.2. 針對審查權責範圍中特定領域之高層次審查發現

2.2.1. 能否找到合適的花崗岩進行地質處置

SNFD2017 報告使用 KBS-3 處置概念及 K 區花崗岩環境，展示臺灣用過核子燃料地質處置的安全性。IRT 認同在臺灣可能存在科學上適合地質處置的花崗岩場址(不論是與 K 區相似或不同的岩石性質和特徵)，其鑑定和確認將是臺灣處置計畫下一階段的主要重點。鑑定和選擇合適的地質處置岩體，需要整合架構於處置設計概念和初步安全評估方法之詳細地質調查，此應為處置計畫下一個選址階段的工作項目之一。

臺灣潛在處置母岩之地質合成

台電公司對臺灣 3 大潛在處置母岩(花崗岩、泥岩和中生代基盤岩)進行了深入的瞭解。大部分的論證已合理地描述，並引用自可靠的科學文獻，從而對臺灣地質處置所需的地質科學依據，能夠得到適當的發展，提供了相當的信心。

從這意義上來說，2 個花崗岩帶(平潭-東山變質帶(PDMB)和大南澳變質雜岩帶(TCMB))，也透過許多地質調查方法，進行了很好的研究。報告顯示 PDMB 和 TCMB 皆位於相對穩定的地區，沒有活火山或活動斷層，或者從形成到現今的重大新期構造活動，如泥貫作用和快速抬升/沉陷作用。對於未來 1 百萬年地質穩定性的理解，期望未來能有進一步的改進，包括區域板塊運動而導致的長期活動趨勢，和活火山/活動斷層形成模式的更新資料與解釋。特別是 H 區，應考慮受到沖繩海槽逐漸擴張活動，對岩石熱/力特性的衝擊和斷層再活動的影響。

關於地質圖的安全功能，可以根據地表地質調查和數值模擬結果，確認 K 區「R1：提供化學有利條件」和「R2：提供有利的水文和傳輸條件」。雖然仍有部分數據存在一些不確定性，例如期望未來可能會增強測量數據的可追溯性。審查委員發現很難追溯 SNFD2017 報告所使用地下水之 Eh 數據的判斷依據。

另外，將來進行精細的安全評估前，應該增加完整岩石之水力傳導係數的數據量，以提高數據的統計代表性。

SNFD2017 報告的結果證明了臺灣有足夠能力和最新的調查評估方法，可用以確定是否可以在臺灣找到科學上合適的地質最終處置花崗岩體。一旦程序正式進入選址階段，可預期這些方法將被用作評估潛在可行的花崗岩場址。如 SNFD2017 報告所展示的 K 區結果，有可能評估臺灣其他地區的潛在處置母岩，以確定其特性和性質，是否符合地質圈的長期穩定性要求和各自的安全功能。

關於 SNFD2017 報告中所檢閱及討論的場址特性調查與解析技術，根據其在 K 區的實際調查和解析應用結果顯示，所取得的現地數據符合完成初步安全評估的需求。這些已被實際應用在 K 區的地質特性調查及解析技術水準，相當於其他國家在相似調查階段所採用的技術。在計畫未來階段的技術精進方面，針對場址量化評估所需數據的選擇及使用，期望能持續精進不確定性的處理。

一旦臺灣處置計畫開始選址作業，即進行 1 個或多個場址的詳細特性調查時，SNFD2017 報告中所展示的方法和技術，即可應用於與 K 區(即結晶岩和低鹽度地下水地區)具有廣泛相似地質特性的現場調查。然而，如果考慮到顯著不同的地體構造區，例如泥岩或鹽水層，那麼方法和技術將會需要修改，並且應重新評估其適用性。

2.2.2. 地質處置工程技術能力是否完備

SNFD2017 主報告與技術支援報告(2)設定一套步驟用於 KBS-3 概念對當地條件的適用性，且 SNFD2017 報告以概念水準成功的使用 K 區資料完成這些的步驟。

KBS-3 概念之設計基準

在概念化階段期間，計畫推動者會考慮潛在適宜的場址與設計選項，建立安全策略(發展處置概念、安全評估及管理系統基準的方法)，並進行初步評估。本階段的管制互動應是導引計畫推動者，提出可能實現安全性的必要證明，並應協助計畫推動者決定是否付出進入下一計畫階段的資源。

SNFD2017 報告已說明設計概念、完成初步評估與展示處置場封閉後之安全性。SNFD2017 報告亦已說明與判定對安全性有重要影響的關鍵因素。然而，

由於選址階段尚未完成，難以說明設計概念如何整合母岩性質、母岩特性、工程材料及用過核子燃料。台電公司以 K 區及其他可能最終處置場址的性質與特性，並使用 KBS-3 概念與評估方法論建構參考案例，以供發展與評估技術可行性。

SNFD2017 報告描述設計方法論與說明賦予處置系統各組件的功能，並描述各組件的預期演化與影響因素。對處置系統安全有重大影響的特徵、事件與作用(FEPs)，主要根據瑞典與芬蘭發展的概念跟參考案例場址的 FEPs 分析進行判定。IRT 注意到已適當的解釋與描述多重障壁系統原理。

選址階段期間，計畫推動者應依據安全策略證實潛在場址的適宜性，並進行這些場址的特性調查。安全論證的發展應能對優先場址做出決定。

參考設計及申請建造階段期間，計畫推動者依場址性質調整概念設計，證實與確認處置設施的設計，並發展安全論證以支持計畫推動者建造、運轉與封閉設施的執照申請。根據安全論證的審查，管制機關將決定是否核發執照給計畫推動者以建造設施，此為發展處置場的關鍵里程碑。

證明地質處置的安全性是必須有系統性執行的過程，且應在處置設施發展的所有階段進行。隨著新的資訊、實務作法經驗、以及研究與安全評估結果，安全論證會透過這些階段發展並成熟。此外，各障壁功能存在不確定性，應在功能評估中探查與評估這些不確定性的影響，詳第 2.2.3 節討論。

臺灣地質處置設施之建造性

SNFD2017 報告的工程考量主要集中在 KBS-3 工程障壁系統的設計基準，及其在臺灣邊界條件的適用性。很少注意全尺寸設施設計及其建造能力。因此，之後的大部分審查結果與工程障壁系統有關。IRT 認為就此計畫目前階段而言，設計工作著重於評估工程障壁系統相容性是適當的。

在逐步執行的過程中，最終設計與建造依規劃會在距今 20 餘年後開始。雖然建造工程師將於選址程序期間加入、觀察及提出相關建議，但對於初步安全評估而言，仍無須決定處置設施建造的確切性質。特別是目前採用的 KBS-3 概念已可被假定為一般實用性與技術可用性。如第 3.5 節所述，主要的建造技術已成為共享的商品。建造業是一個具有競爭力的市場，並遵循成本/利潤原則。鑒於離建造的時間還久，且臺灣處置計畫仍在早期概念階段，若臺灣目前由個

別的工程公司配合處置計畫進展，或是投入很大部分的資源著重於此方面，並不具商業上的可行性。

一般而言，工程公司擅長靈活適應新的急迫需求。依審查意見答覆(IRT, 2017b；問題 6-1，6-2)，對於蘇花計畫或雪山隧道，並未發現技術缺失。

整體而言，IRT 認為一般建造議題在此計畫目前階段尚無需優先關注。

2.2.3. 地質處置設施長期安全性評估

SNFD2017 報告中的安全評估發展，顯示台電公司已具備能力進行用過核子燃料地質處置設施封閉後安全評估。台電公司已成功應用 SKB 的方法，使用 KBS-3 概念與 K 區花崗岩資料，去評估一系列情節的劑量與風險。

台電公司已具備明確的能力去使用 K 區資料，建立特定的臺灣特徵、事件與作用(FEPs)資料，此代表未來發展與整合新資料的良好基礎。台電公司已發展處理 FEPs 的強大工具，可整合分析可能影響安全功能的特徵與事件，以推導情節與計算案例，此符合目前國際實務作法。

在此計畫階段，SNFD2017 報告採用的架構是考慮 KBS-3 概念與 K 區花崗岩，是適當的，後續當考慮特定場址評估時，應需要發展更健全與全面整合的安全論證建立方法。IRT 建議在封閉後安全評估的一些特定領域(例如生物圈模式或情節發展)可採用最新的發展，IRT 委員認為這些是國際上良好的作法(建議未來更新可考量的參考文獻引用於第 6 章)。

然而，IRT 認為後續需進一步工作，以改進幾個關於情節發展方法論的議題。在未來階段，IRT 建議在整體封閉後安全方法流程圖中，更加明顯展示情節選擇方式。考慮近期國際在此領域實務作法，在前面步驟中更倚賴安全功能的作法，這可能是有用的。一種實用的方式係揭示天然與工程障壁預期能提供的安全功能，包括在何時與歷時多久，並提供見解給工程障壁系統的設計。

後續需要對所有的主要組件(亦即對廢棄物罐、緩衝材料、回填材料及地質障壁)更系統性地發展安全功能與安全功能標準，以幫助未來所選定場址的設計最適化。IRT 建議朝此方向努力，以便能更系統性的方式來檢視系統健全性。

某些功能評估(有別於安全評估)已在 SNFD2017 報告體系中實現，IRT 建議進一步發展此功能評估，因為可提供見解給設計發展，特別是工程障壁系統。

場址選擇與評估階段與更後面的詳細場址特性調查階段，很重要的是考慮當地資料，來發展與更新功能評估以及發展安全論證。此包含考量未來研發工作的結果直至包含處置設施的建造階段。技術支援報告(2)蒐集設計領域的未來工作計畫，IRT 建議有些會影響此計畫整體功能的考量應於早期解決，例如包含腐蝕的長期演化、地震誘發的剪力負載情節、地下研究實驗室的可能角色、以及使用現地參數的平臺。

重要的是未來發展工作應系統性持續進行，且各項可能研發工作應連結到安全性與安全功能。IRT 建議宜彙整來自所有技術支援報告中所有未來研究議題，建置研發計畫整合這些議題，以強化安全論證及其發展。

系統性發展情節及考慮一整套完整情節作法(包含考量無意人類入侵的最新國際趨勢，參見第 6 章的引用文獻)，將可為未來處置場封閉後安全評估奠定良好的基礎。

生物圈概念模式已參考 IAEA BIOMASS 方法論的主線，但並非以系統性方式為之。IRT 注意到最受曝露群體在未來階段須加以確認，以符合對長期安全的國際建議，例如 ICRP 的良好作法，需要有詳細生物圈概念模型，包含地景演化與判定最受曝露群體及其食物消費習性，以證明假設的合理性。

3. 針對 SNFD2017 報告一般方面之詳細審查發現

3.1. 逐步推動程序

在臺灣可預見將採行逐步推動選址程序與建造用過核子燃料最終處置設施。第一階段的潛在處置母岩特性調查與評估涵蓋時期從 2005 年至 2017 年。SNFD2017 報告已明確說明此逐步推動的程序，且以 SNFD2017 報告做為此程序第一階段結束時的重要文件。

IRT 強調此逐步推動的方法符合國際法規與先進技術。其他國家從事高放射性廢棄物處置的經驗回饋顯示，實施逐步推動的程序是良好作法，且有助於避免技術與科學議題的重大缺口。逐步推動的程序亦是跟公眾及其他利害關係人溝通與互動的重要組成。台電公司採用分階段實施的方法跟國際經驗與成功的先進計畫一致(例如接近或已進入建造執照階段的瑞典、芬蘭與法國)。

結論：

IRT 鼓勵臺灣相關機構與利害關係人持續執行此逐步推動的方式。

將 SNFD2017 報告跟其他採取逐步推動程序國家的第一階段報告比較，明確的顯示 SNFD2017 報告的成熟度及其整體性符合國際先進水準。

3.2. 計畫推動者、設施經營者及管制者角色

在逐步推動程序的第一步驟，台電公司擔負計畫推動者、設施經營者的角色。此反應目前臺灣核能組織的能力與技能基礎。

從 SNFD2017 主報告及其技術支援報告中，IRT 可確認台電公司在科學與技術方面之努力，符合第一階段過程對計畫推動者、設施經營者的要求。

台電公司答覆 IRT 問題 1-1(IRT, 2017b)時指出，未來的專責機構目前正籌設中，將正式被要求扮演實施機構的角色「...2016 年 11 月 18 日行政院已向立法院提案(ID15844)，將成立新的獨立專責機構負責處置場選址、設計、建造、運轉、維護、封閉等。此提案仍在立法院審議中...」

IRT 認為這些將發生的設施經營者角色改變是重要的一步。應有適當的背景認知，即計畫推動者與設施經營者的角色對於處置設施而言將持續數十年，直到處置場運轉(預計 2055 年)甚至到處置場最終封閉(預期於 22 世紀初)。計畫推動者與設施經營者的角色包含上述目前電力公司履行的及以外其他責任。

臺灣正在討論的專責機構，先進的處置計畫國家均有類似的組織(例如瑞典(SKB)、芬蘭(Posiva)、法國(Andra)、瑞士(Nagra))。

臺灣原能會具有管制者與監督機關的明確角色。整體而言，此符合國際規則。

IRT 瞭解到臺灣放射性廢棄物處置的法令體系正在發展中。隨著這變化，在計畫推動者與管制者的角色與責任方面，包括誰決定哪個問題的議題，將來可能會有更进一步的釐清。

IRT 認為計畫推動者方面的實際資源非常良好(反應於 SFND2017 報告文件的品質)。重要的是，移轉計畫推動者角色給另一機構時，資源與能力仍應維持在相似的高水準。

關於管制者的資源，此部分 IRT 並未直接獲取詳細資訊(此議題並非 IRT 的審查職責範圍)。儘管如此，IRT 從國際經驗認為當發展整體的處置計畫時，管制者應能獲得良好的科學資源，這是非常重要的。特別是在後面的選址程序階段，適當資源有助於管制者跟計畫推動者一起有效率的行動。

其他國家的經驗顯示，在此方面重要的是，為管制者工作的專家應該跟為計畫推動者工作的專家有明確的切割。一方面的理由是管制者與計畫推動者之間獨立性的需要，另一方面則是公眾對管制者獨立性的感受可能亦扮演關鍵角色。

結論：

IRT 強調由於可能設立新的計畫推動單位，有強烈需要提供充足資源，尤其是有經驗的人員與人力。

IRT 分享其國際經驗，建議國家管制機關需有充足的專業人才及獨立但與計畫推動單位專業相符的外部專家(所謂的「四眼原則」)。

3.3. 處置設施之技術概念

在選址期間與後續階段，技術概念是整體安全策略的基礎部分。選址過程間，良好科學依據的技術概念和發展設計要求的起源是重要的。技術概念涵蓋廢棄物罐、緩衝材料、廢棄物罐所處環境中的其他特徵、處置設施運轉的所有安全相關議題、坑道封閉技術、對如何再取出的質疑等。

IRT 瞭解主要目標是將處置場設置於結晶岩地層。所以台電公司對 K 區進行大量的場址特性調查研究，該區即為一處花崗岩場址。

關於技術概念，台電公司決定採用瑞典發展完成的 KBS-3 概念。台電公司亦跟瑞典處置計畫推動者 SKB 公司展開密切合作，雙方有大量持續的技術與科學資訊交流。

藉由從瑞典技術移轉 KBS-3 概念到臺灣，臺灣用過核子燃料處置計畫已採用明確的處置選項與安全概念(在概念層次)。IRT 審查證實 SNFD2017 報告中對 KBS-3 系統做了良好的概念化。從 IRT 的觀點來看，這是有極大好處的，可提供極良好的基礎供進一步實現計畫。

關於從參考瑞典概念移轉到真正的臺灣結晶岩場址仍存在某些問題。從 IRT 的觀點來看，這些並非關鍵問題，但必須做為持續進行的一部分並於未來計畫解決。這些問題的例子包含：

- 臺灣處置計畫特定的邊界條件是否會導致需要修改技術概念及其組成？
- 臺灣對於再取出的法令要求是否會導致須調整技術概念(例如廢棄物罐、回填材料、封閉處置孔或處置隧道的技術程序)？
- KBS-3 概念運用於臺灣邊界條件的不確定性有何不同？特別是，什麼資料是可直接移轉的？存在怎樣的安全餘裕？以及當認知到系統功能需要對不確定性執行良好掌握時，如何在準備場址評估時將之納入考慮與管理？

結論：

依 IRT 的觀點，臺灣處置計畫 SNFD2017 報告，從發展良好的 KBS-3 概念開始是一大優點，且為未來計畫實現提供良好基礎。

IRT 建議下一階段初期應進行系統性評估，以釐清：

- 在哪些領域須對概念進行調整或改進？與
- 在哪些領域 1：1 移轉瑞典概念是否適當？

3.4. 技術移轉

因為此計畫即將進入選址階段，需要將 SNFD2017 報告的學習成果納入實務應用，故 SNFD 團隊即將展開更多的應用工作。此即為技術移轉：需要將其

學習成果應用到不同情況。這在邏輯上是學習成果的延伸而不僅是複製。同時工作性質也從研究基礎導向轉變為計畫應用導向。

在 SNFD2017 報告及與台電公司 3 月間的會議，簡報者常強調將學習成果應用於國內場址時的變通性是必要的，這表明 SNFD 團隊清楚瞭解此計畫下一階段的挑戰。因此，IRT 強調如何實現變通性的問題？

在此，我們以廢棄物罐與緩衝材料地震剪切計算為例。如果給定適當的邊界條件，常用的商業軟體程式可以算出力學反應的細節。台電公司參照 SKB 方法論，已給定岩石剪力位移值做為邊界條件。SNFD 規定的要求為 5 公分或 10 公分，是推導自 SKB 的設計值，而無呈現任何的正當理由或如何結合臺灣邊界條件相關的支持資訊。此作法可以被理解，因為研究人員所關切的是計算實務作法的研究。但現在應用已發展並支持場址評估方法論之時間越來越近，故有需要明確瞭解並推導可直接適用於臺灣處置計畫之需求，並且可以直接採用，而不是要對其他國家計畫的不同邊界條件進行適當評估與合理化。

對於達到 5 公分或 10 公分的理論過程研究，將是知識移轉過程的良好切入點。台電公司將需要把重點從計算技能移轉到設定環境邊界條件或其他輸入參數的能力。在選擇的例子中，有可能可以發展出臺灣這種地震頻繁地區更相關的新替代模式。

結論

此計畫的未來場址選擇階段，主要工作將是完成場址評估，以及使用場址特性調查活動取得的詳細場址資料做進一步安全分析。此將涉及移轉自其他國際計畫的技術(與資料)使用於臺灣處置計畫適宜性的再評估。強烈建議維持此計畫變通性以適應可用的技術選項。

IRT 亦建議場址特性調查小組與計算小組之間維持緊密合作。例如，目前的先進計算流體動力學(CFD)程式對於輸入資料有嚴格要求，需要使用者具有適當的訓練與經驗。因此，計算小組需要建立安全評估計算的重要目標，並通知給場址調查小組。詳細進行量測與計算之間的比較，對 2 個小組均是有價值的。同時，計算小組需要準備複雜的參數定義與資料選擇，以便現地評估。

3.5. 執行過程中之管理方面

土木工程自建立現代土木工程專業之日起，歷經悠久的歷史，十分重視管理問題。採取整體的方法，其工作將對環境影響和社會要求的評估進行整合，包括在安全因素的牽絆下進行會影響設計和管理實務作法的工程費用估算。

雖然目前土木工程已經成為一個龐大的專門知識，但是工程師(l'ingénieur)精神仍然是核心。例如，在任何大型建造計畫中，調查環境已成為標準化作業，除了處置設施的長期安全評估外，亦對短期影響進行環境影響評估。這個重要方面並沒有改變主要基礎設施項目核心的工程和設計原則，例如建造地質處置設施。

當今，執行地質處置需要結合廣泛的技術專業，並跟龐大與分歧的利害關係人群體進行強力對談與配合，其中又以公眾與政府最有影響。計畫推動者需要正確回應與適當的管理這些重要利害關係人的要求，考慮人民-政府維度反應於國家的政治氛圍。正因過程中需有如此大量的因素回饋，在計畫執行時需要妥善管理。

儘管如此，在此計畫管理系統具有不同面向，對於決策過程的管理、時間尺度、公開與透明度會有不同的考量，此將直接影響此計畫成功執行的能力。大型設施的建造是一個漫長的過程，研究人員與工程師常須面對未預期事件，且需要定期的解決問題。他們必須能夠快速運作，尋求解決辦法，界定新的方法，組織工作隊伍。進入建造階段的其他處置計畫(例如瑞典與芬蘭)，已受益於管理方法的實施，有經驗且隨時準備完成任務，以及藉由建立程序與良好作法有明確履行角色與責任的要求，可供管理此種大型跨學門計畫。

結論

核廢棄物處置設施的發展與建造需要靈活的管理作法。臺灣目前籌設中的專責機構，未來將被正式要求扮演計畫推動單位的角色，預期將隨著此計畫進展採用彈性管理作法與發展其管理程序。

3.6. 最終處置於花崗岩以外之母岩

在處置計畫目前階段的中期，台電公司完成「我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告」(TPC, 2009)，該報告彙整與分析臺灣用過核子燃料最終處置計畫過去 20 年的研究結果。研究結論指出臺灣存在 3 種潛在處置母

岩(花崗岩、泥岩和中生代基盤岩)可供用過核子燃料處置設施選址。SNFD2017 報告延續此結論，但著重聚焦於花崗岩資料並考慮以目前 K 區的環境邊界條件做為參考場址。因此，SNFD2017 報告對花崗岩與 KBS-3 系統做了詳細的描述，足以供進行初步的安全論證。至於其他潛在處置母岩，SNFD2017 報告並無提出處置技術概念亦無足夠詳細的地質資訊。

IRT 同意廣泛考慮國內可能母岩地層是良好作法，這麼做可有更多可能性可以找到適宜的場址。

除了其他母岩的地球科學整合外，在跟花崗岩特性與性質不同的岩石進行處置設施選址時，同等重要的是要瞭解其關鍵的選址要素：

- 對於其他母岩需要有另一種處置技術概念；
- 其他類型母岩的探查方法可能會(或多或少)不同於進行探查花崗岩場址者；與
- 臺灣某些其他可能母岩無法採取深層隧道處置，因為它們太深無法適用此技術(亦即中生代基盤岩部分)。SNFD2017 報告與書面提問(IRT, 2017b; Q1-15)有討論在那些場址進行深層鑽孔處置的考量。在該例子中，探查與處置運轉的技術條件均全然不同於「傳統」處置的經驗。

SNFD2017 報告僅限於花崗岩母岩處置隧道的概念化，並無其他母岩(例如泥岩)或其他技術概念(深孔處置)的未來安全評估基準。因此，在逐步發展過程中第一階段獲得的經驗移轉(如 SNFD2017 報告中所述)，相較於移轉技術到其他花崗岩場址，對於其他母岩而言顯然更具挑戰性。

若決定探查泥岩或中生代基盤岩場址的情況下，從 IRT 的觀點來看，有必要對現有的經驗進行系統性的再評估。關於技術概念上，則有必要針對被調查的各類母岩發展概念，無論是藉由調整現有的概念或發展新的概念。關於調查方法與場址特性評估方面，調整現有的經驗很可能是有必要的。

結論：

IRT 建議處置計畫下一階段初期，在轉移到其他母岩時應該進行經驗的再評估。取決於計畫結果應展開適當的特性調查方法與技術概念發展。

若深入考慮花崗岩以外的母岩，應該仔細考慮在場址評估初期如何管理可能母岩的平行勘探和比較，獨立於這些需求可能是有幫助的。除了一處以上場址資料獲取的實際管理與財務準備外，亦應包含對不同母岩的技術準則，以支

持關鍵的決策。臺灣相關機關須對此做出明確陳述與策略，以支持跟關鍵利害關係人的公開與透明討論。根據臺灣管制機關的選址建議，未來計畫可能需考慮更完整涵蓋臺灣的其他潛在處置母岩。

3.7. 處置設施所需體積

廢棄物體積影響處置設施的必要規模。

在 SNFD2017 報告，已適當說明未來處置設施將處置的高放射性廢棄物類型。其中明白陳述為處置臺灣核能電廠運轉產生的用過核子燃料。計算臺灣核能電廠用過核子燃料總量的重要考慮因素，是針對再處理範圍、燃料處理過程與設計包封的假設。

臺灣現有 6 部核子反應器運轉 40 年估算產生大約 5,000 噸的用過核子燃料。根據核電廠啟動日期，可預期運轉 40 年將分別於 2017 年到 2025 年之間屆滿，臺灣實際的法令情況未允許核子反應器運轉超過 40 年。初步看來，此意謂體積的計算符合產生用過核子燃料束的最大數量。

儘管如此，從 IRT 的觀點來看，若能增加某種保守度以確保選定的場址具備足夠容量能應付不確定性(亦即不可預測的情況使得需要更大的空間)，這將是有幫助的。依照 KBS-3 概念，岩石適宜性準則可用於鑽孔後，接受或拒絕此處置孔設置。此可能導致潛在處置地區利用率低，而需要額外的體積。

鑽孔能否使用取決於：

- 特定處置孔的孔壁現有裂隙，顯示當地斷層切過處置孔；此意謂強烈的剪力負載可能施加於膨潤土或廢棄物罐系統，故排除使用該處置孔；
- 鑽孔壁發現有局部的可能但無法遠距離評估，導致此鑽孔必須被排除。

在完成鑽探前不可能提前預見這些情況，然而 2 種效應均會減少可用於處置廢棄物罐的總孔數。這些額外的因素導致比原本依廢棄物罐數量基礎上所計算的孔數，需要提供更多數量的處置孔。在處置計畫早期過程中保守決定更多數量的必要處置孔是重要的，因為這會影響可用的必要母岩體積。

結論：

依 IRT 的觀點，保守定義必需的處置孔數量，以應付不可預期的情況是有幫助的。此將影響最終處置的必要體積，且應在未來場址選擇階段考慮。

3.8. 用過核子燃料以外之高活度廢棄物

除了用過核子燃料外，某些其他物料也具有高放射性，超過中放射性廢棄物定義上限。

有一類其他的高放射性廢棄物包含來自核子反應器的物料，例如控制棒、沸水式反應器燃料元件盒、高度照射過的爐心設備。其他類則包含來自其他應用(例如研究、醫療與工業應用的照射)所產生具高放射性的物料。這 2 類包含極為不同類型的物料，具有不同的力學與化學型態且具有特定的同位素組成。

這些物料中有某些明顯不同於典型的低中放射性廢棄物，因此將可能產生「是否可能將其處置於低中放射性廢棄物處置設施」，「或者更適合將那些物料併同用過核子燃料進行處置」等問題。

其他國家的經驗顯示，取決於所採用的廢棄物分類系統，對於整個國家中較高活度廢棄物存量，應廣泛考慮其處置途徑。目前指定於不同處理或處置設施的廢棄物，未來可能會改變。如台電公司於答覆 1-6 指出(IRT, 2017b)，臺灣雖有明確的法令定義，但似乎這樣的定義未反應關於前述廢棄物的技術情況。IRT 建議臺灣相關單位在下次更新與修訂國家廢棄物存量時，應分析潛在需處置廢棄物的詳細類型，包含潛在包裝後的體積上限與總活度。此將有助於決定何種類型的廢棄物將應處置於何處。且應決定這些物料是否亦須併同用過核子燃料處置；若否，則應以何種其他方式處理或處置。

對於高放射性廢棄物處置的選址程序而言，應知道何種其他廢棄物類型可能被包含在內，尤其特別重要的是技術概念與規模。換言之，明確的決定亦有助於與公眾溝通。在某些情況下，若廢棄物存量在選址程序開始後有所改變，特別是當增加新類型的物料時，即使並非大量，公眾的感受會是相當負面的。

結論：

IRT 建議宜取得其他廢棄物數量的明確資訊，因為這些可能不適合處置於規劃的低中放射性廢棄物設施。根據此資訊將有助於決定哪些廢棄物是否需要併同高放射性廢棄物進行處置，而其結果，有可能需要不同概念以處置那些廢棄物(亦即須檢查 KBS-3 概念對於此種廢棄物類型是否適當)。

3.9. 公眾如何參與未來計畫階段？

許多國家實施放射性廢棄物處置計畫的經驗強烈顯示需要公眾的參與，公眾通常會要求參與此種過程，這些國家跟公眾的互動強烈影響特定實施過程步驟，甚至全部過程的成敗，與公眾互動不良可能會造成困難，進而導致更長的實施時間表或導致須在新的條件重新開始(例如德國)。

成功國家的經驗是，若過程中的角色與規則經過明確界定，則跟公眾互動的過程會更順利。例如包含用於互動的形式、透明度的規則、定義個人與團體的角色(例如計畫推動者、國家政府、地方政府及公民團體)、與固定時間點/時期可預見會有何種特定的互動。

從 IRT 的觀點來看，很重要的認知是，公眾溝通所採用的方法強烈取決於國家文化與經驗，所以從一個國家完全移轉經驗到另一國家通常是不可能的。

IRT 觀察到臺灣計畫的第一階段中並無與公眾互動的正式程序。因此 IRT 向台電公司提出問題「1-17 公眾如何參與未來計畫階段？」(IRT, 2017b)。

台電公司答覆指出：「迄今，臺灣尚未建立選址法律，但是從國際慣例中我們學到了，以共識為基礎的選址程序是很有可能成功的。台電公司將建議立法機關邀集公眾參與選址法律制定的過程，並應包含提供透明的資訊給利害關係人。相關活動包含跟可能感興趣的利害關係人進行資訊分享、公開討論、答覆問題、與相互學習。這些活動將持續於整個以共識為基礎的選址程序」(IRT, 2017b)。

IRT 對於此答覆的瞭解是台電公司認為有必要在未來涉及公眾參與。依據國際經驗，包括政府和其他利害關係人在內的所有參與者，對於在國內開展與公眾互動的具體過程至關重要。包含政府及其他利害關係人的所有參與者，都是在國內促進與公眾互動的特定過程中具有重要作用。

依據 IRT 委員的經驗，對不同的公眾給予特別關注是有幫助的。考慮到公眾通常指一般公眾，但在過程中某部分的公眾具有特別的重要性，此包含具有自然科學或工程背景的人，因為這些人通常會對詳細討論感興趣且對地質處置會提出分歧的意見，另一部分特定的公眾是同樣對臺灣地質知識具有良好的知識但未參與選址程序的地質人員，若跟公眾互動的過程中可以包含這些特定群體，將可能是非常有幫助的。

對於未來 SNFD 研究而言，重要的是考慮增加前後關聯或背景資訊，以有效地將研究結果傳達給感興趣的利害關係人(包含一般公眾)。

4. 針對地質與合適的花崗岩層之詳細審查發現

SNFD2017 報告第 3 章—臺灣地質環境，以及其所對應之技術支援報告內容，對支持和決定未來選址程序和選址標準，扮演著關鍵性的角色，並對臺灣目前工程和安全評估之技術可行性的展示，產生高信賴度。

本次審查係針對台電公司所定義的下列原始目標內容之科學有效性，進行評估：

- 能否找到合適的花崗岩進行地質處置？
- 地質處置技術能力是否完備？

因應審查的目標，審查工作主要著重於對安全功能可能造成重大影響的關鍵特徵與作用。此外，亦定義以下問題，以便對處置計畫早期階段與所提供的大量資訊，有效地作出結論。

- K 區地質合成(geosynthesis)是否依據國際先進技術進行，且台電公司是否對此進行良好溝通(是否能從已發表的文件中獲得)？
- 使用方法的應用及其量測與計算的可追溯性如何？

4.1. 地質圈在處置中角色

本節闡述的內容清晰且結構良好，涵蓋適當且全面的主題。然而，地質環境所需的功能，可以利用功能安全評估的圖(亦即圖 5-4 中 R1~R4)，進行更清楚的說明，此外，如果這些圖可以在前面章節(即第 2 章地質處置系統和安全概念)中先進行描述說明，讀者可較容易理解。

4.1.1. 臺灣地質環境

本章節在主報告和技術支援報告之間的聯繫和層次結構尚不清楚，例如，支援報告的內文(10 頁)跟主報告的內文(7 頁)並無太大差別。在某些部分，完全相同的內文，出現在主報告與支援報告中(例如(9)火山活動與(10)斷層與地震)。因此，希望主報告和技術支援報告的前後內文能重新安排(此建議同樣應用在本報告所有其他章節)。

在科學技術上，本報告提供了讀者適當的詳細資訊，以瞭解臺灣地質概況，但仍有部分科學論證，沒有引用其出處來源。

4.1.2. 臺灣的大地構造環境與演化

本報告已提出足夠證據，適切地描述了此議題目前地質科學的進展。

結論

IRT 瞭解 SNFD2017 報告一開始即明確定出地質環境所限定的邊界條件(即 K 區和聚焦於花崗岩上)。然而，在 SNFD2017 報告前面章節應清楚定義，會影響安全論證處理方式之地質圈，在處置概念中的角色、其立論背景和高階資訊，以及關鍵邊界條件，以便在後面章節中可以引用，而沒有必要重複。特別是在報告前面章節，針對影響到安全論證處理的時間尺度、初始邊界條件，及封閉後階段的時空演化考量條件設定之臺灣地質環境關鍵特徵的概述，是具決定性且重要的。請注意，以上議題都應盡可能用簡單的敘述來說明。

IRT 亦建議全面性檢查本報告，在未來更新版中補充主張或假設的適當引用出處(此一建議亦適用於 SNFD2017 報告中所有的主要技術章節)。

4.2. 臺灣處置場選址之可行性

4.2.1. 火山活動

一般來說，本章節中提供了足夠的關於每個火山作用過程的科學資訊，這些資訊都是基於相當多的參考文獻；然而，仍難以確定在未來 1 百萬年內，花崗岩區可排除有火山活動的可能性。如果台電公司希望表現出花崗岩地區之長期穩定性與火山作用的關係，則需要根據臺灣的火山活動的長期趨勢和模式，來進行更直接的證據和解釋。例如，板塊重建(圖 3-7(b)(3))與構造岩漿演化(圖 3-8)的結果，將有助於以上解釋，因為它們顯示了從幾百萬年前到現在，系統性的板塊運動和可預期的火山形成與移動。

雖然這可能與臺灣火山活動沒有直接的相關性，但從深層地殼流體角度，沿著梨山斷層的高地溫梯度點分布(圖 3-36(a)(1))，也應該加入考慮，這可能也與龜山島火山活動及周邊梨山斷層延伸之拉張斷裂系統有關。

可以理解 SNFD2017 報告目前並沒有涵蓋「深層地殼流體」的討論，然而，建議未來可以嘗試使用地震層析成像，MT 電阻率測量，地熱梯度密度數據(鑽孔和溫泉)，以及土壤/地下水氣體等全國性調查數據，來排除可能的高度連通

構造。梨山斷層由於其尺寸和位於其中 1 種潛在處置母岩(泥岩)的考量，可以列為優先嘗試的研究對象。

4.2.2. 斷層與地震

本章節也有類似 4.2.1.火山活動章節的問題。第 3-48 頁提到「活動斷層主要分佈在 3 個新期構造區：西部麓山帶的變形前緣、花東縱谷和北部張裂區」，以上論述應是最重要的結果，但若可以指出在未來 1 百萬年的花崗岩地區，幾乎沒有發生斷層活動的可能性，將可加強上述之論述。展現能避開明顯新期構造活動的能力，是安全論證的重點。

4.2.3. 泥貫作用

本報告已提出足夠證據，適切地描述了此議題目前地質科學的進展。

4.2.4. 抬升沉陷

本章節展現了大量資料。針對使用的技術和數據的質與量，所歸結出來的觀察與結論是合理且可接受的。然而，若能將 3.2.4. (3) 及 (4)目前所描述的解釋繪製成概念模式，將會更好。至少在 H 區和 K 區，都應該更詳細地描述未來 1 百萬年的情況；另外，哪些數據被用於安全評估還不清楚(或不考慮抬升和沉陷過程的原因)。

4.2.5. 氣候與海平面變化

本報告已提出足夠證據，適切地描述了此議題目前地質科學的進展。

4.2.6. 臺灣的天然資源

本報告已提出足夠證據，適切地描述了此議題目前地質科學的進展。

4.2.7. 臺灣的潛在處置母岩

為了避免讀者誤導或隱藏訊息，本報告應該更清晰地說明臺灣優先考慮花崗岩作為處置母岩的決定或推理。根據現有的數據和研究結果，從科學的角度，

可比較每種潛在處置母岩的地質特性。考慮到目前階段所得的數據限制，應有更多的直接數據和更全面的評估，來決定臺灣未來階段的最終處置母岩。

結論

SNFD2017 報告顯示，臺灣存在不受活火山、活動斷層與顯著新構造活動影響的穩定區域，與 SNFD2009 報告相比，此一論證在本報告中更有信心地被論證。針對花崗岩地區，本報告表現出一個良好的指標，顯示從過去到現在的長期穩定性，且預計未來選址時將會有更多的改進，以長期累積知識(即更明確顯示未來將持續的長期穩定)。

未來的計畫應該考慮更全面地覆蓋臺灣所有的潛在處置母岩，特別是避開未來 1 百萬年內可能出現顯著新期構造活動之地區。

4.3. 花崗岩母岩之地質合成

透過 K 區的地表地質調查已收集了大量數據，並已統整成一個良好資料集，且被實際應用至工程分析和安全評估。大致來說，K 區彙整結果符合數據完整性、數據量和數據品質方面的當前要求，然而將來需考量不同區域特性存有差異性(例如：現有數據僅來自於 K 區；不同花崗岩體的地質/水文地質異質性)。IRT 建議臺灣未來選址階段，應考慮以下實際議題。

4.3.1. 策略性資料管理

如圖 3-26(b)所示，與主要導水裂隙(MWCFs)相比，完整岩石的水力傳導係數的數據量，是相當有限的。為了進行更精確的安全評估，從障壁功能的角度而言，更平衡的資料策略，是有必要的。

4.3.2. 品質管理與品質保證系統

台電公司盡可能多採用所得到的數據來回答本章節中的問題，這是作為科學家必須的態度；然而，仍有些數據沒有明確的說明，例如地下水中溶氧量(DO)。在最後的數據表中，基於某些原因，一個 Eh 值會對應到兩組 DO 值；在一些數據組中，顯示出低的 Eh 值但同時卻也顯示高 DO 值。根據針對 IRT 提問的回答，台電公司清楚地認知到這是 DO 電極的問題；如果是，應根據明

確的 QC/QA 標準，對最終數據集進行更仔細的檢視與處理。同樣的狀況也可能發生於地下水中的電荷平衡。

在某些案例下，還不清楚哪些流程有用來決定最終數據集。例如，雖然決定 Eh 和滲透深度的最終數據，必然經過很長的流程，但即便在技術支援報告中，相關決定過程的資訊也不多。

4.3.3. 再現性

即使深入閱讀技術支援報告，仍然難以重現相同的模型。例如，必須有多種井測資料的組合圖，至少包括裂隙頻率、裂隙帶位置、水力傳導係數分布、以及每個鑽井中的孔隙水壓等資訊，以便形成離散裂隙網絡模型。這些資訊必然在所引用的參考文獻(報告)中有所說明，但是很多(報告)文件卻不易取得。

如同與 SKB 或 POSIVA 相同的方式，所有數據和模擬報告皆應先作為台電公司的官方報告且公開發布後，然後才能將其完全整合併彙到總結報告中(相當於 SNFD2017 技術支援報告)。這種具有完全可存取性的階層報告系統，將可更健全安全論證報告。

結論

經過架構良好的方法已獲得 K 區的地質特性，並加以整合完成了適當的地質概念模型。

數據項目都可滿足進行初步工程分析和安全評估的需求。與其他先進國家的計畫相比，仍有進一步提高結果可靠性的空間，特別是在數據質量和模型確認/驗證方面。

IRT 建議發展計畫中的「數據管理系統」，並與計畫中的「數據庫系統」進行整合。在數據管理方面，國際上沒有完美的成功例子，但是預計未來臺灣的處置計畫可以對如此具有挑戰性的任務，做出巨大的貢獻。

5. 針對處置設計與工程技術之詳細審查發現

在逐步推動處置過程的體系中，典型的 5 個階段可大致說明處置場(及其安全論證)的進展，並同時考慮各階段必需的資訊(IAEA, 2014)。這些階段分為場址評估與場址選擇階段(包含設施概念化)、場址特性調查階段(包含工程與設施設計)、設施建造階段(與建造執照申請)、設施運轉與封閉階段、以及封閉後階段。

台電公司在處置場址尚未做出選擇前，採用瑞典 KBS-3 先進的安全概念與設計。因此，因為採用先進的設計與概念化，故可認為臺灣的進程大致介於上述階段 1 與階段 2 之間(亦即在概念化與參考設計之間)。

在本章中，依據這些階段所預見的準則，對臺灣處置計畫的成熟度進行審查。

5.1. 工程障壁系統

5.1.1. 用過核子燃料

已提供用過核子燃料特性調查的概述，且提供包含新鮮燃料的濃縮度、燃耗度及衰變熱等平均燃料參數值。根據考慮的所有用過核子燃料定義代表性參考存量，相關資訊足以進行源項計算所需。

已說明從活度計算推導參考存量的方法。

已依據不同用過核子燃料組件的核種存量，與一旦圍阻破壞後的放射性核種於地下水造成的不同釋出率(亦即，二氧化鈾基質溶解率與瞬時釋出率)，用以適當設定源項。然而，未提及護套與不銹鋼結構的腐蝕速率。即使目前方法不需判定此源項，在後續階段中處理此議題將會是有幫助的。

未提供有關燃料棒或燃料束可能洩漏或破損而對源項影響的詳細資訊。

SNFD2017 報告未對用過核子燃料給定任何功能或設定功能指標。

一種說明源項的概念模式可適用於存量中的所有燃料類型，不論其照射歷史為何。

燃料溶解假定以固定分率速率發生，以一致性釋出放射性核種。對於二氧化鈾基質的釋出速率選定為 10^{-7} /年，此已足夠且包含明確說明此速率須注意的性質。

已說明瞬時釋出率的數量與行為。

結論

對於本階段處置計畫過程，SNFD2017 報告已適當的說明用過核子燃料特性與源項。

廢棄物接收準則(WAC)應考慮大多數顯著的核種與燃料蝕變率的存量，此應與安全論證所進行的分析一致。廢棄物接收準則亦應包含會顯著影響運轉安全的其他準則。

5.1.2. 廢棄物罐

SNFD2017 報告選用高純度無氧銅為外殼材料，因其具有良好的抗腐蝕性質，選用鑄鐵為內襯以提供力學強度、輻射屏蔽與維持燃料束在要求的組態。

IRT 注意到「廢棄物罐的基本功能是圍阻用過核子燃料及其放射性物質於廢棄物罐內，以便於防止放射性核種洩漏到生物圈與符合運轉期間輻射安全管制法律與法規的法定要求」。依據報告，對廢棄物罐的要求包含承受圍壓、不均勻膨脹壓力、岩石剪力負載與腐蝕負載。廢棄物罐亦需要做為障壁，以限制輻射劑量與表面輻射劑量率並防止臨界。

IRT 亦注意到鑄鐵內襯可提供良好力學性質。因此，廢棄物罐材料性質與安全功能之間存在關聯。

銅因為其眾所周知的性質與在還原環境中的耐腐蝕性，故被選擇做為外殼材料，IRT 認為是適當的。然而，關於銅抗腐蝕的議題，目前仍存在有些作用未能充分瞭解。SNFD2017 報告提及關於全面腐蝕的所有相關作用，且明確說明不會發生局部腐蝕。然而，缺少該聲明的理由。

還有些關於銅力學性質的議題，例如銅對潛變的抵抗能力。

目前根據廢棄物罐材料性質與對於主要關鍵性質的良好瞭解，已經選定適當的廢棄物罐材料。然而，仍有某些主題(特別是銅潛變與腐蝕)需要未來進一步澄清。

已用一般性方式說明廢棄物罐製造與檢驗方法，在此階段是適當的。

已選用品質較佳的摩擦攪拌焊接法(FSW)做為廢棄物罐密封方法，但亦提及電子束焊接(EBW)。

未提及摩擦攪拌焊接法(FSW)任何允許的焊接缺陷，包含不允許在高質量鋁件中的缺陷類型。IRT 建議應在此領域持續與 SKB 同步發展摩擦攪拌焊接法。

尚未設定廢棄物罐組件的初步接收準則。

非常一般性的描述廢棄物罐組件製造方法，符合本階段所需要的程度。

已有評估廢棄物罐的功能，其中部分引用 SKB 報告、部分以有限的當地資料與依照 SKB 的方法進行分析，例如腐蝕評估與力學分析。

摩擦攪拌焊接法的潛變性質幾乎與大多數的基本材料相同。這些結果的主要原因是焊縫和基材之間的微觀結構變化很小，並且與以前的研究一樣，與晶粒尺寸相匹配。銅的潛變延展性是潛變/應變速率的函數，由罐子上的外部壓力演變所控制。緩衝材料再飽和時間可能出現較大變化，進而引起應變速率可能出現較大的變化，導致因延遲飽和引起的銅罐潛變延展性破壞。IRT 建議後續場址選擇與特性調查期間應進一步研究以確認目前對此議題的解釋。

SNFD2017 報告指出根據力學分析在圍壓負載的情況下，安全係數約 1.5。關於剪力位移的設計分析，在所有案例改變剪力角與剪力位移的變因下，求得安全係數均略大於 1。

已說明不同的腐蝕作用與化學負載，並考慮不同腐蝕作用造成的腐蝕深度。儘管有許多侵蝕性物質或作用可能影響銅殼的腐蝕速率，例如氧氣、氯化物、氮氣化合物、乙酸鹽、氫、輻射及微生物等，銅殼的化學完整性高度依賴於緩衝材料的功能與地下水中的硫化物濃度。預期緩衝材料膨潤土將可限制侵蝕性物質朝向廢棄物罐的傳輸，此為銅殼化學完整性的最重要假設。

評估腐蝕的方法係根據熱力學與有限質量傳輸作法。最長的階段或時期是氧氣消耗後的缺氧階段、緩衝材料再飽和，而預期只有硫化物和氯化物才會造成腐蝕。SNFD2017 報告依據計算指出，全面腐蝕並非決定廢棄物罐壁厚度設計的決定因素。

已排除局部腐蝕作用，例如穿孔、裂隙腐蝕與應力腐蝕裂隙(SCC)。

因此，銅腐蝕的關鍵不確定性在於例如無氧水的腐蝕、微生物誘發的腐蝕與應力腐蝕裂隙等作用。報告中已討論銅的氫脆化、輻射誘發的銅腐蝕與硫化物造成的應力腐蝕裂隙。

結論

在這個階段，已對廢棄物罐的功能進行充分的描述和說明。然而，未來對於廢棄物罐功能的主要不確定性應需要進一步進行研究、開發與驗證(RD&D)等工作。此外，一旦處置計畫進入下一階段，重要的是在選定場址並完成場址特性調查後，以當地資料更新功能評估。功能評估應陳述在安全論證中已知的不確定性，例如藉由情節方法論或敏感度分析加以認知。

5.1.3. 緩衝材料、回填材料與封塞材料

緩衝材料的功能是做為處置場安全設計的一部分，提供圍阻與遲滯。

SNFD2017 報告說明緩衝材料的功能係由 THMC 耦合性質與氣體滲透性掌控。根據 SNFD2017 報告，緩衝材料的功能為限制地下水平流傳輸、限制微生物活動、減低岩石剪力移動；抵抗變形、維持廢棄物罐於固定位置、維持對廢棄物罐與岩石的限制壓力、防止膠體傳輸通過緩衝材料、吸附放射性核種與允許氣體通過。SNFD2017 報告描述緩衝材料從未飽和情況到飽和情況的演化，以及水蒸氣擴散。

SNFD2017 報告說明回填材料的功能為支撐處置隧道、維持緩衝材料於固定位置與限制地下水流動，以及回填材料的安全功能為限制緩衝材料向上膨脹、限制處置隧道內水流(平流傳輸)與吸附放射性核種。

基於處置場條件下描述膨潤土與回填材料長期穩定性需要考慮與安全有關的知識缺口，目前數個以黏土作為障壁的國家處置計畫正在調查，此種知識缺口可能會影響系統功能的例子，包含蒙脫石的長期化學穩定性、緩衝材料與回填材料中的微生物活動。

SNFD2017 報告已說明參考緩衝材料為 MX-80 型黏土，蒙脫石含量 75-90 wt%，以及說明其他設計參數與要求。對於回填材料，未說明參考材料，但有分別提出設計要求。

封塞材料的設計目前是採瑞典 KBS-3 概念的圓頂型參考設計。

緩衝材料、回填材料與封塞材料的功能評估強烈依賴 SKB 的參考文獻，目前採用先進的處置概念時是可以理解的。在其他國家已經確定可能影響緩衝材料與回填材料功能及可能影響處置場封閉後安全性的情況與事件。這些情況與事件例如當硫酸鹽還原成硫化物將造成廢棄物罐外殼的腐蝕、由於回填均勻性

不足的低密度區域、以及由於滲透的淡水而導致緩衝材料的化學侵蝕，這可能降低某些處置孔中的緩衝材料密度。

除了上述判定的情況與事件外，可能影響緩衝材料與回填材料功能的因素尚包含下列，例如：

- 在處置地下水條件下的蒙脫石黏土的礦物轉變；
- 微生物活動可能有助於硫化物的產生，造成廢棄物罐腐蝕與蒙脫石溶解；
- 從處置孔到處置隧道的地下水流造成的管流侵蝕；與
- 緩衝材料膠結，例如可能減少其塑性與膨脹性質。

對緩衝材料與回填材料的功能而言，特別是微生物活動與蒙脫石礦物轉變已被認為重要的，因為其效應可能損害處置隧道與處置孔中的障壁安全功能。這些因素可能影響各個廢棄物罐，因而加速喪失其完整性。管流侵蝕可能是影響緩衝材料和廢棄物罐功能的顯著因素，即使僅影響處置孔的一部分，但因為管流侵蝕發生在處置的早期階段，對處置孔周圍後續的發展會有顯著的影響。當評估地震活動導致岩石位移對廢棄物罐力學耐久性的可能影響時，緩衝材料的膠結是關鍵因素。在瑞典與芬蘭，已經確定緩衝材料與回填材料達到預期功能的時間將，存在顯著的不確定性，換言之，對於緩衝材料再飽和、時間與機制、及其對緩衝材料功能的影響仍存在顯著的不確定性。

結論

前述功能相關議題需要場址選定與場址特性調查後取得的當地數據。對障壁功能安全性有顯著影響的因素，必須進一步研究這些因素對緩衝材料與回填材料功能的影響及其相關的不確定性。未來的功能評估，在取得更全面與確切的當地場址資料後，應進行更詳細的緩衝材料再飽和分析與功能評估。

5.2. 處置設施設計

處置設施設計包含 3 部分：地表設施、地下設施與聯通設施(豎井或斜坡道)，以及處置隧道與處置孔，包含不同的結構、系統與組件。SNFD2017 報告已說明處置設施的設計準則。準則參照 IAEA 的要求、國家法規要求、工程要求與某些一般準則。SNFD2017 報告說明許多方面的處置設施設計包含最適化。

在設計最適化時納入許多不同方面的考慮，例如熱效應、地震效應與處置孔間距。離散裂隙網絡模式用於評估空間容量。IRT 指出離散裂隙網絡只是基於有限程度的場址調查的隨機模型，實際容量僅能於設施建造期間確認。

熱與地震分析依靠 SKB 方法論且在 SNFD2017 報告重算。為了避免熱效應，例如緩衝材料過熱，最重要的邊界條件是將緩衝材料溫度設定為攝氏 100 度。此參數以當地場址特性例如含水量與母岩傳導度，來決定母岩中的處置孔間距。依據 SNFD2017 報告，臺灣母岩溫度高於斯堪地那維亞地區，因此熱分析已依當地特定條件計算。

地震分析所採用的方法論參照瑞典類似的方法論。分析中考慮的參數為裂隙剪力位移、裂隙半徑、地震規模、裂隙方向與裂隙間距與斷層。以機率式地震危害度評估(PSHA)補充地震分析，此方法亦用於芬蘭與瑞典。

結論

處置設施設計概念，從熱空間要求推導廢棄物罐-緩衝材料介面符合攝氏 100 度熱限制的規定，此作法在此計畫目前的階段是適當的。未來工作可能需要考慮如何使設施設計能適應特定的臺灣邊界條件(例如臺灣用過核子燃料廢棄物包裝的變動)，或改變設施配置以適應在臺灣可能需要特別考慮的其他處置概念(例如多層配置；或改變會顯著影響設施配置的工程障壁置放技術，例如預鑄工程障壁或所謂的超級廢棄物罐設計)。設施設計調適的主要工作僅能在選定潛在可行的場址與詳細場址特性調查完成後進行，因此目前處置計畫持續以通案的方式進行「概念設計」的發展是適當的，並保持靈活適應性，以解決可能出現的全部可能的處置概念和場址要求。

5.3. 工程技術之地震分析

許多國家與研究人員對於臺灣如何克服地震嚴重性並成功建立放射性廢棄物地質處置設施感到興趣。考量到臺北會議的簡報，IRT 已審查地震危害度評估(SHA)方法的說明：考慮機率式地震危害度評估(PSHA)與定率式地震危害度評估(DSHA)。

無論何時使用 PSHA，都需要以 DSHA 進行補充，特別是當處理特定設施例如深層隧道時，這是因為 DSHA 在物理學上有直接根源。它的推理更容易直

觀地被接受(亦即從工程的觀點來看，它是直觀的可消化的知識，這是有價值的，因為它經常變成隱性知識，在工程認知下很快被接受)。

雖然預期的地質處置設施所在的 500m 深度是未被探查的區域，但過去的 PSHA 基本上是建立在地面地震運動紀錄的基礎上。因此，現有的 PSHA 方法需要慎重應用，亦即需要對其內容進行基於物理學的仔細審視。PSHA 從不違反物理學原則。因此，更深入地瞭解 PSHA 模擬的最佳方式將是透過將整個方案分解為組件來徹底重新發展系統，並根據物理學逐一重組。如果偏離了物理學的認知，則 PSHA 的使用可能會產生誤導。

臺灣具有悠久的歷史和豐富的物理地震學和地震工程知識。對於使用 DSHA 的技能沒有任何疑問。然而對於這種評估的結果如何明確的在安全論證的內容中提出，未來仍可做出改進。由於報告的讀者不一定只有專家，還有政治家、管理者與眾多利害關係人(包含一般公眾)，PSHA 結果的討論應謹慎溝通，以避免例如因統計綜合而可能扭曲對結果的理解。

結論

分析方法的多重性在解決複雜現象時很常見，PSHA 在這個意義上是有用的。PSHA 的模式有許多種：使用者需要研究它們，比較它們，並建立自己的版本。未來一旦可獲得特定場址的資料，則在特定領域將需要進行更精確的分析，包含廢棄物罐-緩衝材料-岩石系統內的地震互動與封閉前階段期間鄰近發生大地震的可能性。

6. 針對安全評估之詳細審查發現

本章以評論 SNFD2017 報告(TPC, 2017a)安全評估為目的，亦即為「審查職責範圍(ToR)」(TPC, 2017a)的第(3)項：地質處置設施長期安全性之評估。

6.1. 安全策略與程序

SNFD2017 報告已說明封閉後安全評估的基礎。

SNFD2017 報告是依據公布的國家法規，做為封閉後安全評估目的與發展的重要輸入。在此方面，原能會(2013)的主要條文已列示於報告中(參見 TPC, 2017a)。

SNFD2017 報告亦蒐集重要的國際文獻(IAEA、NEA、與最近十餘年來各機構的安全論證)做為建立報告的良好基準，並概述其相對於國際良好實務作法的立場。

IAEA SF-1 已制定安全原則清單(IAEA, 2006)，顯示 IAEA 與 NEA 所建立對於深層地質處置主要導則要點的一致性。

應在今後的步驟中持續此種國際資訊審視，並補充某些近期 IAEA 安全參考文獻，例如，西歐核子管制者的協會發布的「放射性廢棄物處置設施安全參考水準報告」(WENRA, 2014)。在某些計畫中現在被認為是符合的安全參考文件。

結論

SNFD2017 報告已說明整體的安全策略與原則，此構成封閉後安全評估的基礎。

6.1.1. 安全方法

已成功應用 SKB 情節發展的 11 步驟方法，並已說明安全論點。已考量 KBS-3 概念與 K 區數據，發展並量化參考演化與一系列情節。報告中已進行劑量與風險評估來展現實際計算的能力。以外，也進行某些敏感度分析，並提出未來研究與發展的一套論點。

情節通常是構成封閉後安全評估的中心部分。具備良好觀點的情節發展方法以及建立情節判定與分類基準的重要性，是 SNFD2017 報告明確目的(第 5.1 節)：

- (1) 發展安全評估情節發展方法論(並連結所需的參數)；
- (2) 根據國內地質環境特性提出案例；
- (3) 完成未來研究與發展計畫目標的規劃。

目前 SFND2017 報告所使用的情節發展方法論是參照 SKB SR-Site 申照時安全評估方法論。此程序包含 11 個步驟，且都已在報告中進行解釋。

SNFD2017 報告中已提出封閉後安全評估考慮要項的流程圖。安全論證的主體跟某些國際通案性的高層級流程圖一致，就如 NEA 提出的文件(NEA, 2014)。

在未來發展，若以下事項能進行，此情節發展方法將獲得釐清。如以更詳細的流程圖顯示封閉後安全評估所有不同步驟之間的必要連結，以詳細的方式分類與顯示不同情節在整體中的作法、評估的基準(依據國家法規、安全功能、FEPs 的科學知識及設計選項等)及其與不確定性處理、敏感度分析的連結。

其他計畫採用此種詳細流程圖顯示其安全評估作法與程序。以下的近期國際刊物列出了這種流程圖的插圖：

- PAMINA, Performance Assessment Methodologies in Application to Guide the Development of a Safe Case, 2011, A European Commission project (PAMINA, 2011).
- MeSA, Methods for Safety Assessment of Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste, Outcomes of the NEA MeSA Initiative (NEA, 2012).
- Scenario Development Workshop Synopsis (NEA, 2016).

在答覆第一次書面提問的問題 5-1 時(IRT, 2017b)，確認安全評估小組已良好掌握近期的國際實務作法(發布於 NEA 或 IAEA 報告)，尤其是安全論證的架構與情節發展。

結論

本階段 SNFD2017 報告考慮 KBS-3 概念與 K 區花崗岩所採用的架構是適當的。

後續當考慮特定場址評估，需以更健全與全面性的整合方法發展與建立安全論證。

IRT 建議未來封閉後安全評估的發展，可使用更先進的國際實務作法。

6.1.2. 安全評估程序

已明確提出封閉後安全評估的程序，跟 SKB 情節發展應用的 11 個步驟方法一致。依 KBS-3 概念與定義的 K 區參考場址花崗岩，應用該程序方法進行安全評估。SKB 的方法論是被承認的方法，已成功應用並確認符合國際實務作法。

SNFD2017 報告展現可成功應用 SKB 的 11 個步驟方法進行情節發展能力，此程序用於本階段考慮 KBS-3 概念與 K 區花崗岩是適當的。

情節發展方法論的第一步為系統性的 FEPs 篩選與處理。在建立 FEPs 資料庫後，分析的重點則在判定需包含於安全評估的特徵、事件與作用。

其他計畫架構情節定義使用由上而下的作法，亦即先判定關鍵安全功能然後著重於結合可能危害一項或多項安全功能的條件。

SNFD2017 報告中的情節發展方法描述明確說明與安全功能的連結，例如，該報告指出旨在研究關於圍阻失效與安全功能的關聯(第 5.7 章，第 5-105 頁)。這是確定肇因或明瞭某些參考演化可能使處置系統功能偏離之基本作法，此完全符合國際實務作法。

對於未來發展，考慮在此領域的近期國際實務作法可能是有益的，其作法是更仰賴使用安全功能於早期步驟中。這是一種揭示天然與工程障壁在何時與可持續多久的預期功能方式。此種方法可以用於探查可符合安全功能的替代方式。

結論

SNFD2017 報告展現可成功應用 SKB 的 11 個步驟方法進行情節發展之能力。

未來階段應考慮目前國際上的情節發展趨勢，著重以發展中層級的安全功能做為第一步，以明確設定各組件的角色，並依此基準推導情節與計算案例。

此種所謂的由上而下方法可以揭示有用的資訊，並提供未來選址、概念發展、安全要求、研究計畫及安全評估。

6.1.3. 安全評估的範疇與目的

SNFD2017 報告說明封閉後安全評估的目的，為評估用過核子燃料的放射毒性，並顯示符合原能會(2013)制定的劑量與風險限值(參見 TPC, 2017a)。對設施外公眾之年有效劑量限值為 0.25 mSv/yr(運轉時期準則，第 1.3.1 章，第

1-8 頁)。處置設施的設計應能確保設施外關鍵群體的個人年輻射風險低於百萬分之一。這些限值適用於所有的類型的情節，而無區別，並考慮在 100 萬年時間尺度內的應用。因此，主報告第 5 章是以從處置封閉到 100 萬年，以符合於個人年度風險 1 / 1,000,000 的對應劑量限制進行評估。

安全評估的範疇與目標係遵照國家法規(AEC, 2013)以及審視國際上其他機構使用的劑量與風險評估限值或 IAEA 定義的國際參考標準，此作法跟國際實務作法一致。

要注意的是，評估 100 萬年有時候被質疑，參見國際上 NEA 對時間尺度的報告(NEA, 2012)。例如，某些計畫認為在功能計算時，核種最大釋出時間是有可能會在 100 萬年後。

SNFD2017 報告指出安全評估策略包含功能與安全評估的結合。在此階段使用結合的名詞「安全/功能」並不是問題。

其他計畫機構則以不同的方式使用這 2 個概念來架構安全評估。他們通常依照 IAEA 2007 詞彙，該詞彙定義功能評估與安全評估如下：功能評估可以應用於部分的系統且無需評估放射性影響，而安全評估則包含所有防護與安全相關的方面，包含設施的選址、設計與運轉，此通常包含風險評估(IAEA 安全詞彙，核子全性與輻射防護術語 2007 年版，第 24 頁)。某些計畫(例如法國)考慮使用劑量或風險以外的指標來評估某些組件的功能，例如評估整體處置系統中某些組件提供的衰減與遲滯，這通常是有用。有時會偏向進行特定的功能評估，因為可不受生物圈不確定性的影響，有助於確定設計要求。

結論

明確揭示安全評估的目的與應遵守的放射性準則。

SNFD2017 報告體系內已實現某些功能評估(有別於安全評估)，此為適當的。

IRT 建議進一步發展此種功能評估，因為其可提供見解給設計發展，特別是工程障壁系統。

6.2. 情節發展程序之應用

6.2.1. FEPs 與內部作用

SNFD2017 報告已明確說明與詳細解釋 FEPs 的處理及發展臺灣 FEPs 資料庫，並在第一次書面提問時進一步答覆說明。已提供 FEPs 處理工具的範例展示(中文版)。

方法論第一步驟是盡可能使用 K 區花崗岩數據建立特定的臺灣 FEP 資料庫。然後，進行系統性的 FEPs 分析以判定包含於安全評估中的特徵、事件與作用。分析可能影響安全功能特徵與事件以推導情節與計算案例，此符合目前的國際實務作法。

已與國際 NEA 資料庫進行比較，以評估臺灣資料庫的完整性，此符合目前的實務作法。但要注意，NEA FEPs 資料庫已更新，此可能對未來的比較有所幫助。

FEPs 的處理步驟亦被視為初始與外部條件的建立。參照 SKB 作法，作用之間的連結明確的說明於主報告的「作用表」。

目前所建立的臺灣 FEPs 資料庫可在下列領域提供安全評估的強大工具：

- 架構科學與技術知識，特別是初始與外部條件的建立；
- 促進可追溯性，例如追蹤不確定性；與
- 判定可能危害安全功能的肇因與事件。

結論

明確具備使用 K 區資料建立特定臺灣 FEPs 資料庫的能力，為今後發展和整合新數據奠定了良好的基礎。

該方法考慮可能影響安全功能的特徵與事件之分析，藉以推導情節與計算案例，此符合目前的國際實務作法。

已發展 FEPs 處理的強大工具，在未來階段應該考慮進一步發展此類工具，以釐清情節選擇與計算案例，例如明確與會受到 FEPs 影響的安全功能做連結，及其在情節中的模式處理(參考情節、主要情節、變異情節或干擾情節)。

6.2.2. 處置系統之安全功能、安全功能指標與安全功能指標標準

報告中指出，依照國家法規隔離是放射性廢棄物處置的第一優先。在 SNFD2017 報告案例中，隔離是由處置場在岩層中的深度提供。根據 SKB 經驗，圍阻與遲滯亦是 2 個重要主題，而圍阻是最重要的。

這些安全功能在報告中以 SKB 結構化方式詳細說明，在此階段是適當。例如內容指出安全功能如何用於判定所有因素對處置設施造成影響的重要或不重要、直接或間接、天然或人為等。報告中已檢視圍阻及遲滯功能的可能失效。

目前發展的方法符合國際實務作法(有時也稱為類似於運轉安全方法的風險分析)，且未來階段應持續發展。

該方法基於 KBS-3 定義的組件性質與 K 區獲得的科學知識，以定義定量的標準。例如已經確定 5 cm 的銅能在 100 萬年的時間尺度內給予適當的腐蝕保護。

另一種替代方式是進行更詳細中層級安全功能的確定，並對某些組件進行功能評估，以設定安全要求與安全標準。如第一次提問答覆所提及的，安全評估小組瞭解國際上更先進的「由上而下」方法，此方法是依靠已良好發展的安全功能定義做為第一步(而非以 FEP 處理)。

結論

安全功能的重點是廢棄物罐圍阻功能。在未來選定場址後，後續的設計最適化可能需要更系統性的發展所有的主要組件(廢棄物罐、緩衝材料、回填材料與地質障壁)的安全功能與安全功能標準。

IRT 建議朝此方向前進，因為它可能有助於以更系統性的方式，進行設計最適化與檢查系統的健全性。

6.2.3. 情節之選擇與分類

已說明情節的分類。主要考慮 2 類：(1)主要情節與(2)干擾情節，原理如下：

- 根據廢棄物罐安全功能的失效模式分為 3 種主要情節：包含腐蝕情節、剪力負載情節與圍壓負載情節；與
- 根據 FEPs 外部條件定義不太可能發生的干擾情節。

主要情節提供影響廢棄物罐作用的定性描述，然後描述放射性核種從處置系統到生物圈的途徑。對臺灣而言，剪力負載情節是建立安全論證最重要的情節。

主要情節考慮：

- 基本案例以 K 區特性調查與參考演化為基準進行建構。
- 變異案例考慮水文地質和地質模式的參數條件研究，與探討全球暖化效應、硫化物含量等的影響。

干擾情節從 FEP 處理來考慮天然外部事件(全球氣候變遷、地質演化及地質不確定性)與人為因素(封阻失效、放棄處置、廢棄物罐失效、無意人類入侵與蓄意入侵、戰爭等)對於安全功能的潛在影響，它們是安全論證的重要議題。

依照可能造成安全功能失效的 FEPs，將情節歸類為 2 個主要類別(主要與干擾情節)，此符合目前的國際實務作法。

選定的分類係參照 ICRP 122(例如規劃情況、緊急情況與既存情況)。某些組織偏好採用 NEA 2015 年巴黎情節研討會(NEA, 2016)的分類方式(例如處置的正常演化情節、變動演化情節或干擾情節、萬一情節)，以便跟 FEPs 的可能性做明確連結。

使用何種分類並無問題。有時候採用 NEA 分類是因為其用詞更符合 WENRA 2014 對情節發展的建議：

- DI-36：執照持有者設計處置設施，應適當同時考量封閉後處置系統的正常演化與涉及可能干擾處置系統正常演化的事件和過程的情節。
- DI-101：執照持有者應在封閉後安全評估包含情節分析，判定可能影響處置系統功能的特徵、事件與作用，包含低機率事件。

在所有的案例中，無意人類入侵與未來人類活動在國際上通常以特定的類別處理(參見 IAEA 於 2012 年展開的 HIDRA 計畫(IAEA, 2012))。

在此體系中，某些計畫考量以萬一情節，或殘餘情節來考慮不太可能發生的 FEPs(例如芬蘭、法國與瑞典的作法)。此種情節可能有助於解決處置系統的健全性。

關於安全論證與安全評估中的情節發展，IAEA 導則中的重要內容可參見 IAEA SSG-14，第 5.12 段；IAEA SSG-14，第 5.15 段；IAEA SSG-23，IAEA 第 6.41 段；與 IAEA SSG-29，第 5.18 段。

SNFD2017 報告情節選擇與分類方法遵循國際上主要的實務作法。選擇方法可以更清晰明瞭以詳細流程圖來呈現，包含情節分類與跟評估基準的連結(例如安全功能與 FEPS)。同樣的，選擇情節參數的通案規則也可以更明顯，例如去證明評估的保守性。

評估基準的可追溯性是安全論證的重要輸入。在提供給 IRT 的 SNFD2017 報告中說明大量的輸入資料。現在某些組織考慮將自我支援的文件做為安全論證的一部分，用以收集定量評估中使用的所有輸入數據，利於獲得清晰度與可追溯性。

對於安全論證的未來發展，IRT 建議發展進一步的可追溯性、透明度與品質保證系統。

報告中已根據 FEPS(臺灣資料庫)對參考情況做詳細說明，並已考慮工程組件的初始狀態、內部作用與變數分析、當今生物圈的外部條件與活動。處置系統演化的詳細描述，包括熱演化、水文地質演化、岩石力學演化、化學演化、緩衝材料與回填材料演化、以及廢棄物罐演化均已考慮相當詳盡的分析，這些描述是參考演化描述的基準。參考演化的建構邏輯是根據 SKB 的方法，此正常演化情節的描述符合國際實務的主要作法。

干擾情節的發展並未考慮封阻失效、放棄處置、與未察覺的地質岩石構造。不考慮的理由可以更明顯。在此階段，這不是一個問題，但在未來步驟，應考慮一套完整情節的系統性方法。

結論

SNFD2017 報告情節選擇與分類的方法符合國際實務的主要作法。在未來步驟中，IRT 建議在整體安全方法流程圖中建立更加明顯的選擇方法。

SNFD2017 報告已發展主要圍阻功能的相關情節，在此階段是適當的。需要注意的是，對於未來封閉後安全評估應注意考慮一套完整情節的系統性方法，包含所有的人類入侵情節。

IRT 建議未來安全論證應進一步發展可追溯性、透明度、與品質保證系統。

6.3. 計算中不確定性之處理

6.3.1. 敏感度分析之效用

SNFD2017 主報告第 5 章已提出一些敏感度分析(TPC, 2017a)。它們主要涉及在腐蝕情節與剪力負載情節下傳輸計算所需的參數。此種分析可用於推斷一系列可能影響劑量評估的重要參數，此為良好作法。

在此階段，SNFD2017 報告將敏感度分析歸類為安全評估的可靠性(TPC, 2017a)。使用敏感度分析的理由，以及此結果連結與未來研發之連結性可以更為明顯，例如，用於未來場址篩選與用於判定未來研究燃料溶解速率及其對安全重要性的需要。

因此，敏感度分析是安全論證反覆精進作法的重要方面。如同近期於國際文獻所見到的，大多數組織已更廣泛使用敏感度分析，特別是在支持處置系統的功能評估，並確保情節及其相關計算能夠說明影響處置系統安全功能的關鍵 FEPs。這些國際作法符合 IAEA WENRA 的建議(例如 DI-92 建議：執照持有者應判定所有對安全有顯著影響的不確定性，並應證明這些不確定性已適當納入安全論證中考慮。做為安全論證的一部分，執照持有者應說明不確定性管理的計畫)(WENRA, 2014)。

SNFD2017 報告已展開的敏感度分析，符合上述國際實務作法，應進一步發展並連結不確定性管理與明定未來的研發計畫。

結論

IRT 建議以更廣泛的方式探究敏感度分析，以提升安全論證的可靠性。此具有廣泛的適用性。隨著安全論證的發展，在整體安全論證中使用敏感度分析必須更加顯著，並且明確連結到未來研發計畫與情節發展及其處理不確定性的計算案例。

敏感度分析不限於固有程序，例如先進國家已發展流程圖式的設計方法進行計畫管理。相關議題已於 SNFD 文件處理，並於提問會議進行廣泛討論。

6.3.2. 不確定性之處理與管理

深層地質處置設施的安全評估，包含長期地下計算流體動力學的應用，要求在處置計畫發展發展過程中，逐步減少關鍵參數與模式的不確定性。因此模式的校準和驗證，應持續適當的使用敏感度分析來導引其發展。

地質處置設施的分析需要以工程障壁系統、母岩與地質圈未來長期演化的預測結合計算地下流體動力學。描述預定處置的深層地下環境，需考慮各種物理-化學作用的複雜性。由於漫長的評估時間尺度(數百到數千年)，適當的處理不確定性是非常重要的。

6.3.3. 計算中不確定性處理

現行計算模擬的科學作法需要明確闡述模式的假設與簡化過程。由於許多的模式涵蓋了廣泛會影響整體安全評估與功能評估的特徵、事件與作用(FEPs)，故需要明確瞭解何種 FEPs 已被忽略、被涵蓋及其需要個別針對輸入數據與結果進行不確定性處理。在未來的安全論證反覆精進中，預期會改進特定場址模擬與參數不確定性，同時更新設施設計。

6.3.4. 計算地下流體動力學(CUFD)

CUFD 有許多現成的程式，但因為其專業性與處理本質上的困難現象，因此需要謹慎管理不確定性，以確保結果是可正確理解的。「...程式的使用者亦重要。CFD 模擬遠不同於例行的計算...」(SKB, 2010) 此聲明受到許多專家的認同。IRT 認可使用 CUFD 結果與解析解做比較是一種可被接受的作法，但應在敏感度分析導引下，補充進行更徹底的反覆計算研究。

國際上 CUFD 模擬仍持續研究與發展中，未來需要與長期安全評估做反覆精進，以及引導場址評估與特性調查。CUFD 工程師因此需要積極參與各種實地的地質或水文調查活動，去獲得資料數據、去進行計算、以及進行計算與觀察資訊的整合。對此，他們將會是計畫的關鍵貢獻者。

在更進一步的計畫階段(場址調查)，盡早開始將 CUFD 應用在現場是程式發展的關鍵。例如，DarcyTools 是由執行者建立並進行許多的詳細測試與確認。它的強大可說是來自於現場的訊息與經驗的密切回饋。CUFD 模式模擬將需要驗證與確認。因此，需要持續工作以利用場址特性調查階段收集的數據，整合與改進模擬驗證。此應包含適當的敏感度分析以導引模式與數據發展。

6.4. 生物圈模式之發展

SNFD2017 報告已說明生物圈概念模式的發展。選用 IAEA BIOMASS 方法論是適當的。此為國際上承認的方法，被大多數機構用於建立廢棄物處置的安全論證。

建立生物圈模式的目的已清楚揭露；其可用於推導各核種的生物圈劑量轉換係數。這些係數針對未來居住該地區並消費作物的假想人，可藉由每年核種釋出率(1Bq/yr)推導轉換為年有效劑量(Sv/yr)。

該報告顯示 K 區花崗岩在「溫帶生物圈」的生物圈劑量轉換係數的估算能力，以及進行定量劑量評估與風險計算的能力。

生物圈的核種模式採用區塊模式，是將生物圈系統區塊視為內部均質化，且由不同的區塊來表示。此為標準的作法。

生物圈模擬的 2 個方面，討論如後各節：

- 生物圈概念模式的發展與「關鍵群體」的定義；與
- 氣候演化的考量。

6.4.1. 生物圈概念模式發展與關鍵群體定義

在 TRS-3 報告詳述說明，以實際的 K 區生物圈系統描述生物圈系統中所有主要的區塊。概念模式的建立包含 FEPs 處理、交互作用矩陣、與曝露群體的判定(農耕、淡水捕魚與海水捕魚)。多種因素被納入考慮(沉積、侵蝕、土壤吸附、植物根部吸收、魚與動物生產等。模式中考慮了 3 種曝露途徑，包含攝入、吸入與體外曝露因素。

在作法上，「生物圈劑量轉換係數(BDCFs)」的評估只考慮一個關鍵群體。依據 IRT 的第一次提問答覆，3 種不同食物供應的 3 種潛在曝露群體被加總，提供了一種被認為是保守的方法。

在這個做法中，定義單一保守關鍵群體的正當理由可以更加明顯，這樣一個關鍵群體似乎不符合 ICRP 建議探討最受曝露群體的代表性個人的精神；亦不符合 BIOMASS 建議先評估所有的潛在曝露群體，並依據結果確定潛在最受曝露群體的精神。如 BIOMASS 所示，食物消耗比例和井水特性（如井水中的濃度和井容量釋放率）將對 BDCFs 有很大的影響。

在此階段，在無場址情況下不考慮非人類生物是可以理解的。依照目前的國際實務作法趨勢，下一步驟可能需考慮環境保護議題。國際上已有可用的方法論(例如 ERICA 計畫)。

結論

生物圈的概念模式遵照 IAEA BIOMASS 方法論的主要作法。未來可以採用 IAEA BIOMASS 方法論時用更系統性的方式來改進。

需要注意的是，在未來階段，需要判定最受曝露群體，以符合國際建議。這個假設必須用一個詳細的生物圈概念模型來證明，將包括在地景演化中判定最受曝露群體與其食物消費習慣。

6.4.2. 氣候演化考量

主要情節將冰河循環及海岸線與海平面效應均納入考慮，此作法在此階段是適當的，全球暖化效應則在干擾情節中考慮。

一些遵循 BIOMASS 方法的計畫現在考慮發展數個概念模型，以涵蓋未來氣候情況及其後果，例如著重於溫帶條件、冰河條件與人為暖化效應。

結論

對於此計畫的後續階段，應考慮發展更詳細的地景演化，以支持生物圈概念模式的發展，例如獲取地景的主要改變，特別是 GBI(排放口的位置)，而非僅考慮海岸線與海平面，例如應進一步探索冰河情況，因為當海平面下降可能使更多農耕區出現，進而改變水源供給與飲食習慣。

6.5. 未來人類活動

未來人類活動係依 SKB 的邏輯發展。人類入侵活動的一般原則符合目前的國際實務作法，具有以下哲學：

- 人類入侵發生在處置場封閉後；
- 發生在處置場或鄰近地區；
- 是無意的；
- 對處置場的障壁安全功能造成危害。

提出的方法考慮技術分析和社會因素分析，然後選擇具有代表性的案例、情節描述與定量分析，此是適當的邏輯。如 SNFD2017 報告介紹的案例，定義

鑽井案例，同時考量假想的家庭居住於處置場址，且使用鑽井取水，此符合國際上實務作法。

結論

SNFD2017 報告將無意人類入侵情節分類為特定類別的情節，此如同 NEA 報告與 IAEA HIDRA 計畫所討論，符合目前國際上實務作法。目前國際技術交流群體的趨勢是偏好採用定率式作法，機率式方法被質疑不適用於人類入侵。

IRT 建議計畫的未來階段，要考慮人類無意入侵分析的最近國際趨勢。

参考文献

- IAEA (2006), A list of safety principles has been formulated upon the IAEA SF-1 (2006).
- IAEA (2012), HIDRA Project, Human Intrusion in the context of Disposal of Radioactive Waste, <http://www-ns.iaea.org/projects/hidra/> website accessed October 2017.
- IAEA (2014), Planning and Design Considerations for Geological Repository Programmes of Radioactive Waste, IAEA TECDOC No. 1755, 2014.
- IRT (2017a), Terms of Reference of the International Peer Review of the Technical Feasibility Assessment Report on Spent Nuclear Fuel Final Disposal (SNFD2017 report)', 2017.
- IRT (2017b), Questionnaire of the International Peer Review of the Technical Feasibility Assessment Report on Spent Nuclear Fuel Final Disposal (SNFD2017 report)', International Review Team, August 2017.
- JNC (2000), Project to establish technical basis for HLW disposal in Japan, JNC TN1410, JAEA, Tokai, Japan 2000.
- NEA (2005), Safety Case International Peer Reviews for Radioactive Waste Management, General Information and Guidelines ; NEA No. 6082; OECD Nuclear Energy Agency, Paris 2005
- NEA (2012), Methods for Safety Assessment of Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste (MeSA), Outcomes of the NEA MeSA Initiative, NEA/RWM 2012.
- NEA (2013), The Nature and Purpose of the Post-closure Safety Cases for Geological Repositories, NEA/RWM/R(2013)1, March 2013.
- NEA (2016), Scenario Development Workshop Synopsis, NEA/RWM/R(2015)3, March 2016.
- NDA (2016), The RWM Science and Technology Plan, NDA/RWM/121, Issue 2, 2016.
- OECD/NEA (2005), International Peer Reviews for Radioactive Waste Management, General information and Guidelines, OECD Nuclear Energy Agency, Paris 2005.

PAMINA (2011), Performance Assessment Methodologies in Application to Guide the Development of a Safe Case, A European Commission Project.

SKB (2010), DarcyTools version3.4 – Concepts, Methods and Equations, SKB R-07-38 2010.

TPC (2017a), Spent Fuel Final Disposal (SNFD 2017) Main Report, 2017.

TPC (2017b), Spent Fuel Final Disposal (SNFD 2017) Technical Supporting Report (1): Geological Environment of Taiwan, 2017.

TPC (2017c), Spent Fuel Final Disposal (SNFD 2017) Technical Supporting Report (2): Repository Design and Engineering, 2017.

TPC (2017d), Spent Fuel Final Disposal (SNFD 2017) Technical Supporting Report (3): Safety Assessment, 2017.

TPC (2017e), Presentations at the IRT Orientation Meeting, 28th-30th March, Taipei.

WENRA (2014), The Radioactive Waste Disposal Facilities Safety Reference Levels, report produced by the Western European Nuclear Regulators' Association WENRA in 2014. (see chapter 6.1 5th para).

附錄 I-審查權責範圍(ToR)

我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告(SNFD2017)國際同儕審查

背景

臺灣自 1978 年即使用核能發電。目前臺灣有 3 座核能電廠運轉中，共有 6 部反應器機組(4 部 BWR 與 2 部 PWR)。第 4 座建造中的核能電廠(2 部 ABWR)計畫因故擱置。依目前的管制體制，核能電廠擁有者與設施經營者台電公司應負責核能電廠所產生所有用過核子燃料的最終處置。

臺灣放射性廢棄物分為 2 類：高放射性廢棄物與低放射性廢棄物(LLRW)。用過核子燃料在體積與放射毒性上代表了大部分的高放射性廢棄物。假定服役 40 年，臺灣運轉中核能電廠將產生約 5,000 噸的用過核子燃料。

認識到世界上一般採用地質處置管理高放射性廢棄物[參考文獻 1]，故臺灣採用處置於穩定地質地層的策略來長期管理高放射性廢棄物。

臺灣用過核子燃料處置計畫近期的研究[參考文獻 2]彙整與分析過去 20 年來的研究結果，結論認為臺灣存在 3 種潛在處置母岩(花崗岩、泥岩和中生代基盤岩)。目前花崗岩被視為臺灣地質處置場優先母岩，並做為臺灣用過核子燃料最終處置計畫進一步發展的參考母岩。

用過核子燃料最終處置計畫

臺灣自 1986 年即開始進行用過核子燃料安全處置相關研究。

依臺灣放射性廢棄物管理法(2002)，台電公司提出用過核子燃料最終處置計畫(2006 年版^{註 1})並經原子能委員會(以下稱原能會)核准。該計畫每 4 年檢視並定義 5 個階段：

- (1) 潛在處置母岩特性調查與評估；
- (2) 候選場址評選與核定；
- (3) 場址詳細調查與試驗；
- (4) 處置場設計與安全分析評估；
- (5) 處置場建造。

註 1：用過核子燃料最終處置計畫分別曾於 2010 年與 2014 年修訂。

用過核子燃料最終處置計畫提出的預定時程為 2028 年底應決定臺灣用過核子燃料最終處置的候選場址；2038 年底應決定最終處置場址；處置場開始運轉的時間為 2055 年。

目前此計畫為潛在處置母岩特性調查與評估階段。本階段重點為技術研究與發展場址調查與處置場工程能力，且本階段未涉及處置場選址程序。

SNFD2017 研究

依據用過核子燃料處置計畫，原能會要求台電公司於 2017 年底完成並提報證明臺灣用過核子燃料最終處置技術能力的研發進度報告。

原能會設定的報告主要目標為：

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

為了吸收國際研發結果與經驗的優點，以及著眼於日本與臺灣地質環境的相似性，原能會要求該報告架構應參照日本 H12 報告[參考文獻 3]。

因應原能會的要求，台電公司完成「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告(SNFD2017)」，以 SNFD2017 報告證明臺灣用過核子燃料最終處置之技術可行性，使用下列內容建構參考案例：

- 以結晶岩為母岩；
- 採用瑞典 KBS-3 用過核子燃料地質處置概念；
- 臺灣特定地區(K 區)的地質模型與資料，因法令限制該區已被排除做為候選場址；
- 採用國際計畫特別是瑞典 SR-Site[參考文獻 4]計畫的模式與假設進行安全評估。

2017 年初台電公司在核能研究所與工業技術研究院協助下完成 SNFD2017 報告。原能會要求台電公司，在將 SNFD2017 報告提報給原能會前應進行國際同儕審查。

獨立同儕審查(IPR)

國際同儕審查的籌組係依據 OECD/NEA 的實務作法與經驗，進行放射性廢棄物管理的國際同儕審查。依據放射性廢棄物管理國際同儕審查導則[參考文獻 5]同儕審查為「系統性檢查與評估國家廢棄物管理計畫或其特定的方面，最終目的在於協助提出需求的國家能採用最佳的實務作法，以便於遵照已設定的原理」。

如同 OECD/NEA 所設定的，審查將根據國家與國際法令與導則、國際最佳實務作法及國家計畫的良好策略進行。

審查的目標

本次國際同儕審查的目的在於提供 SNFD2017 報告研究的獨立審查。

審查將評估 SNDF2017 報告的充足性與可信度，以證明臺灣用過核子燃料最終處置技術能力符合報告指定的 3 項主要目標(如前述)。

在評估 SNFD2017 報告時，審查將納入考慮臺灣用過核子燃料最終處置計畫實施的目前階段。

審查的基準

審查將根據下列參考材料：

- 我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告主報告(SNFD2017)；與
- 3 冊技術支援報告：分別為臺灣地質環境、處置設計與工程技術、與安全評估。

所有提供給審查小組的英文版報告均屬同儕審查的參考文件。

國際審查小組 (IRT)

國際審查小組由審查召集人獨立提名，為確保獨立性與避免可能的利益衝突，選定的專家必須未涉及 SNFD2017 報告準備相關的任何活動。

IRT 含主席共有 6 位專家，其中一位專家為技術主筆。這些專家為來自先進放射性廢棄物管理計畫的獨立顧問或專家。他們表達其個人觀點而非代表所屬機構的意見。

審查召集人為 IRT 的委員，其角色是擔任審查權責範圍(ToR)的監護者、確保審查獨立性、並擔任 IRT 與被審查者之間的聯絡人。

審查執行與預估時程

國際同儕審查的籌組將符合 OECD/NEA 的放射性廢棄物管理國際同儕審查導則[參考文獻 5]。審查的主要階段將包含正式審查程序開始時的定向會議、書面問題與答覆交流階段、審查會議、與審查報告準備。

定向會議時程規劃於 2017 年 3 月 28-30 日在臺北舉行，目的在於協助 IRT 熟悉計畫、文件與項目的國家背景。定向會議亦將用於組織 IRT 內部的審查活動。

在書面問答階段期間，IRT 的提問將以一到二批次轉交給被審查者，並由被審查者準備對應的書面文件提出答覆說明。此階段將在 5 月到 8 月間進行。

審查會議規劃於 8 月底到 9 月初期間在臺北舉辦。會議將可供 IRT 與被審查者之間進行深入討論，同時供 IRT 內部發展共同的觀點與起草審查發現。在會議結束時 IRT 主席將進行口頭報告，說明審查過程中的基本審查發現。

同儕審查結果

最終審查報告將說明 IRT 的共識觀點。

預期最終同儕審查報告將於 2017 年 9 月底發布，僅有英文版。除被審查者外，國際審查小組(IRT 委員、其所屬組織(若適合)與 OECD/NEA 秘書處將收到報告副本。

最終同儕審查報告將在 SNFD2017 報告提報原能會時做為參考文件一併提報。

財務安排

同儕審查將由被審查者提供經費，根據審查召集人提供的費用估算，透過第三方支付。

參考文獻

- [1] Moving Forward with Geological Disposal of Radioactive Waste -A Collective Statement by the NEA Radioactive Waste Management Committee (RWMC); OECD 2008 NEA No. 6433, ISBN 978-92-64-99057-9.

- [2] Preliminary Technical Feasibility Assessment Report on Spent Fuel Final Disposal, TPC (2009).
- [3] H12: Project to establish the scientific and technical basis for HLW disposal in Japan (JNC, 2000).
- [4] Long-term safety for the final repository for spent nuclear fuel at Forsmark; Main report of the SR-Site project, Volume I-III; Svensk Kärnbränslehantering AB (SKB) TR-11-01; March 2011.
- [5] OECD/NEA, International Peer Reviews for Radioactive Waste Management, General information and Guidelines; NEA No. 6082; OECD Nuclear Energy Agency, Paris 2005.

附錄 II - 國際審查小組

Amano, Kenji

於 1990 年代初期取得日本愛媛大學地球科學學士與碩士學位，於 2005 年以花崗岩破碎與斷層演化完成博士學位。

Amano 博士服務於日本原子力研究開發機構(Japan Atomic Energy Agency, JAEA)及其前任組織超過 20 年。JAEA 執行日本地質處置基本研發工作中，包含地下研究實驗室計畫。Amano 博士曾參與結晶岩計畫(日本釜石現地實驗與瑞浪地下研究實驗室)以及沉積岩計畫(東濃天然類比計畫與幌延地下研究實驗室)擔任科學家。目前，Amano 博士主要研究領域為有限資料條件下，水文地質模式之不確定性分析。Amano 博士曾擔任 JAEA 瑞浪地下研究實驗室計畫(1999-2009)與幌延地下研究實驗室計畫(2009-2013)地質研究之調查員主任，以及地質合成協調者(2013-迄今)。Amano 博士亦參與數項國際合作計畫，包含瑞士國家放射性廢棄物處置公司(Nagra)與韓國原子能研究所(KAERI)之地下研究實驗室相關計畫。

Amano 博士曾發表 20 篇以上的廢棄物處置文章(技術報告與科學論文)。近期與京都大學的合作成果於 2010 年被日本礦冶與材料處理研究所(The Mining and Materials Processing Institute of Japan, MMIJ)期刊選為「最佳論文獎」，以及於 2012 年被地質資訊學會選為「最佳論文獎」。

Beattie, Tara

英國羅浮堡大學解析化學理學士(2003)與放射化學博士(2008)。

Beattie 博士為 MCM 環境有限公司總監。該公司總部設於英國，提供放射性廢棄物管理的策略、科學與技術經驗國際顧問與諮商服務。加入 MCM 之前，Beattie 博士曾擔任英國核子除役機構(NDA)放射性廢棄物管理公司(RWM)的處置系統議題經理與近場演化研究經理。

Beattie 博士為實驗化學與技術整合專家，在支援英國及其他國家地質處置計畫應用研究與技術整合活動方面有 10 年以上工作經驗。她的經驗包含執行與管理有關處置設施授權、安全評估、安全論證溝通、利害關係人參與及議題管理程序等複雜計畫。近期工作則著重於英國地質處置設施設計之處置概念選項評估、規範、審查，加強放射性廢棄物貯存與處置的廢棄物處理選項及工程障壁

系統之安全功能與長期功能。Beattie 博士在貢獻和協調大型項目團隊的技術支援方面具有良好的紀錄，並提供領導和指導，以確保項目成功。在特定技術領域具備高能力，包含安全論證發展、工程障壁系統功能，特別是用過核子燃料源項處理、水泥與黏土質障壁長期化學演化、以及複雜環境系統下的核種行為。

Griffault-Sellinger, Lise

Lise Griffault-Sellinger 為地球化學博士(法國普瓦捷大學)。

Griffault-Sellinger 博士現為法國國家放射性廢棄物管理機構(Andra)封閉後安全部安全環境與廢棄物管理策略組的封閉後安全專業工程師。

Griffault-Sellinger 博士在其職業生涯曾參與核廢棄物處置環境與安全相關議題。從 1989 年到 1995 年，她曾在加拿大曼尼托巴省皮納瓦 AECL 工作，參與部分廢棄物管理計畫。1995 年 Griffault-Sellinger 博士任職 Andra 科學組擔任地球化學領域的研究工程師。2001 年，她加入 Andra 安全組，貢獻於 Andra 的安全論證研究，特別是 2005 年花崗岩與黏土岩深層地質處置可行性安全研究。Griffault-Sellinger 博士於 2009 年亦參與中期安全論證與最近 2016 年的安全選項研究。Griffault-Sellinger 博士亦曾參與 2016 年 Aube 地表處置中心的安全論證研究。對於上述 2 項 2016 年的研究，Griffault-Sellinger 博士均負責封閉後安全評估。

Andra 為獨立公立機構負責法國放射性廢棄物的長期管理，受生態-能源-永續發展部及研究部之監督。在放射性廢棄物管理方面具有 40 年以上的經驗。Griffault-Sellinger 博士在職務上更特別的是參與了地質處置工業中心的執照申請案中有關 Cigéo 計畫封閉後安全評估之準備。

在國際方面，Griffault-Sellinger 博士參與數項 OECD/NEA 或歐洲共同體的群體研究，致力於情節發展方法及其安全論證相關研究。她亦在巴黎舉行的 2015 年 OECD/NEA 情節發展研討會中參與議程委員會。

Higashihara, Hiromichi

Higashihara 博士為東京大學土木工程博士(1970 年)，現為東京大學地震研究名譽教授。

他在土木工程領域具有 50 年以上的經驗，包含土木工程結構空氣動力學(亦即鈍體結構)、CFD 及其應用於空氣污染或熱污染模擬，與 1 公里以上長跨度懸吊式橋梁結構分析與設計。他曾參加國家大型計畫跨越瀨戶內海 3 條路線的建造。轉任東京大學地震研究所時，他的工作是有關大型結構物與地盤互制行為，以及其耐震設計之應用。他亦促進跟地球科學家的緊密合作，以發展全新的地下探查方法。這些迄今累積的人脈給他提供了日本島弧大地構造演化的大量知識與意見。

之後 Higashihara 博士轉任國家地球科學與防災研究所擔任地震災害復原研究中心主任，與醫療專家合作執行「後神戶」國家研究計畫，以保護醫療設施與工程支援全國派出緊急醫療小組。

在他參與日本原子力安全委員會的 20 年活動中，他同時擔任反應器安全性審查與核子燃料安全審查委員會委員(2001-2012 年)，審查新建核能電廠及其他核子設施之地震設計。他制定了一個綜合檢查計畫，包括地震發生過程、地殼震波傳遞、近場震波介面、土壤-結構互制與結構動力學。

關於放射性廢棄物最終處置，他從籌備工作小組討論背景計畫時即參與活動(1997-2000 年)，然後加入高放射性廢棄物地質處置第 2 次報告的審查小組(2001 年)。他曾任高放射性廢棄物處置安全特別諮議委員會的副主席(2001-)及主席(2006-2011)。從 2012 年起，他擔任日本原子力發電環境整備機構的理事，該機構為日本放射性廢棄物國家最終處置計畫的計畫推動者，並從事技術研究與發展。

Leino, Jaakko

材料化學與冶金理學碩士。

Leino 先生目前擔任芬蘭輻射與核子安全局(STUK)核廢棄物與物料法規部核廢棄物安全評估組主管。該部門負責核子物料與核廢棄物等監督工作。STUK 的任務是建立核能應用的詳細安全要求，並以獨立監督的方式確保電力公司發電營運應符合要求。監督是根據最新的導則，廣泛稽查與定期進行安全再評估。核廢棄物管理的管制包含視察低中放射性廢棄物及用過核子燃料的處理、貯存與處置，以及核子設施的除役。

Leino 先生所屬的組係負責核廢棄物處置設施封閉後安全評估的審查，以及封閉後安全的監督。該組亦審查處置場設計、工程障壁系統功能與材料議題。他曾自 2010 年參與對 Posiva 的處置場設計與工程障壁系統管制稽查及之後的封閉後安全論證發展，以及負責 Posiva 建造執照申請案之封閉後安全論證審查，故極熟悉 KBS-3 概念。目前他主要著重於稽查運轉執照申請案封閉後安全論證的發展與準備。他亦負責核廢棄物設施的安全評估管制稽查與審查。他是材料化學與冶金理學碩士。他自 2010 年起服務於 STUK，最近 4 年並擔任主管。他曾參與 NEA 安全論證整合小組(IGSC)及其他國際小組與計畫，例如 SITEX II。他亦曾在放射性廢棄物安全領域(WASSC)擔任國家代表參與 IAEA 安全標準的發展工作。

Riotte, Hans

Riotte 博士畢業於德國科隆大學物理系，亦獲得核子物理博士學位。在核能領域具有 30 年以上的經驗。

他的專業生涯始於德國放射線防護局(GRS)，該機構為技術性支援組織(TSO)，從事反應器安全與放射性廢棄物管理工作，著重於貯存議題與地質處置，以及研究管理。

Riotte 博士曾任職聯邦教育與研究部(BMBF)並負責德國政府深層地質處置研發計畫的承辦人。之後並成為規劃與策略工作的副主管，負責技術前瞻與一般研發政策議題。

1998 年時 Riotte 博士曾任職經濟合作暨發展組織核能署(OECD/NEA)擔任輻射防護與放射性廢棄物管理組主管。依業務職掌，他管理 NEA 的秘書作業工作，負責組織 NEA 會員國管制者、計畫推動者、研發專家、與決策者之間的技術合作與資訊交流以支援決策。在其領導下 NEA 發布廢棄物管理審查導則，並組織了約 10 次的國家廢棄物管理研究國際同儕審查。

2012 年退休後，Riotte 博士曾參與歐盟委員會數項重要核子研發計畫的審查。

Sailer, Michael

德國達姆施塔特工業大學化學工程碩士，1982 年。

Sailer 先生具有 35 年以上在核能領域的工作經驗，特別是關於核能電廠及其他核子設施的安全、核廢棄物貯存與放射性廢棄物最終處置。他目前擔任 Oeko-Institut 的 CEO(自 2009 年)。之前則為 Oeko-Institut 核子工程與設施安全部門主管。

Oeko-Institut e.V.(應用生態研究所)為員工約 170 人的獨立科學研究所；1977 年成立，為非營利機構。負責提出科學建言給政府與非政府組織。其國內外主要工作領域為：

- 核子安全性與廢棄物管理
- 能源與氣候議題
- 產品與資源的持續性
- 管理與公眾參與

他擔任德國核廢棄物管理委員會(ESK)的主席(自 2008 年)，該委員會負責向德國聯邦環境-自然保護-建築-及核安全部，亦於 2014 年到 2016 年間擔任德國國會高放射性廢棄物處置委員會委員。

他曾擔任「瑞典用過核子燃料處置場封閉後放射性安全論證-SKB 2011 年 3 月執照申請研究之國際同儕審查」主席。

從 1999 年到 2014 年，他曾任德國聯邦環境-自然保護-建築-及核安全部反應器安全委員會(RSK)委員，並自 2012 年起擔任瑞士聯邦核子安全稽查署(ENSI)反應器安全專家小組(ERS)委員。

附錄 III-審查文件

IRT 使用台電公司提供的下列文件進行評估：

1. SNFD2017 報告核心文件(英文版)：
 - 我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告-主報告；台電公司，2017 年 3 月。
 - 我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告-技術支援報告(1)-臺灣地質環境；台電公司，2017 年 3 月。
 - 我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告-技術支援報告(2)-處置設計與工程技術；台電公司，2017 年 3 月。
 - 我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告-技術支援報告(3)-安全評估；台電公司，2017 年 3 月。
2. 提供給 IRT 的額外技術報告：
 - Appendix A：SNFD2017 報告參考案例及數據彙整說明報告-表二：地質概念模式與特性數據；工業技術研究院(台電公司委託)；2016 年 3 月 (SNFD-ITRI-TR2015-0001-V2)
 - SNFD2017 報告參考案例-表 1：處置法規與概念_1060324(英文 2 版)；SNFD-RC2015-1214
 - SNFD2017 報告參考案例-表 2：地質特性調查_1060324(英文版)；SNFD-RC2015-1231
 - SNFD2017 報告參考案例-表 3：安全評估模式與參數_1060324(英文 3 版)；SNFD-RC2017-0323
3. IRT 2 批次書面提問意見答覆：
 - 我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告(SNFD2017 報告)國際同儕審查意見答覆—第 2 次書面提問答覆；2017 年 8 月 14 日
 - Q3-70 附件(圖 3-49；表 3-2)
4. 簡報：
 - 台電公司、核研所與工研院人員 IRT 定向會議簡報(簡報檔已提送國際審查小組)
 - 台電公司、核研所與工研院人員 IRT 審查會議簡報(簡報檔已提送國際審查小組)

附錄 IV-國際同儕審查發現與建議之回應

第 1 章至第 3 章整體回應

第 1 章 前言

本章無須回應。

第 2 章 依據審查職責高層次審查發現之回應

國際審查小組(International Review Team, IRT)根據國際標準與經驗認為，SNFD2017 報告的研究結果適合應用於未來的決策參考，經展現的場址調查、處置場工程與安全評估技術能力，足以成為臺灣處置計畫向前推動的基礎。對此，SNFD2017 報告符合計畫目的，而且可在決策上扮演重要角色，並供決策者說明此第 1 階段計畫是否已成功的完成，且此計畫是否可朝向第 2 階段候選場址評選與核定前進。(Ch. 2.1.1., p.12)

依據 SNFD2009 報告，設定以花崗岩作為優先調查及建置評估技術之處置母岩。台電公司高放處置技術執行團隊(以下簡稱台電執行團隊)發展 SNFD2017 報告之建置技術成果，依 IRT 之審查結果，確認已達成管制機關的 3 項管制目標。相關說明如下：

- (1) 依 IRT 觀點，本階段已達到建置技術可行性的目的，在場址調查、工程設計及安全評估整體技術的彙整下，已能妥適完成安全論證，具邁向下一階段「候選場址評選與核定」的基礎能力。針對未來選址決策所需，有關候選場址特性調查，以及因應之設施功能及安全評估技術，亦已具相當的技術與人力，有助於在「候選場址評選與核定」階段的推動及技術發展。
- (2) IRT 認同在臺灣可能存在科學上適合地質處置的花崗岩潛在處置母岩(不論是與 K 區相似或不同的岩石性質和特徵)，其鑑定與確認將是臺灣處置計畫下一階段的主要重點(Ch. 2.2.1., p.16)。
- (3) 台電執行團隊對臺灣 3 大潛在處置母岩(花崗岩、泥岩和中生代基盤岩)進行了深入的瞭解。大部分的論證已合理地描述，並引用自可靠的科學文獻，能適度發展對臺灣地質處置所需的地質科學依據，從而提供了相當的信心(Ch. 2.2.1., p.16)。針對 2 個變質岩帶(平潭-東山變質帶(PDMB)和大南澳變質雜岩帶(TCMB))中的花崗岩體，也透過許多地質調查方法，進行了很好

的研究。

- (4) SNFD2017 報告的結果證明了臺灣有足夠能力和最新的調查評估方法，可用以確定是否可在臺灣找到科學上合適地質處置的花崗岩體。一旦程序正式進入選址階段，可預期這些方法將被用作評估潛在可行的花崗岩場址 (Ch. 2.2.1., p.16)。
- (5) 關於 SNFD2017 報告中所彙整的場址特性調查與解析技術，根據其在 K 區的實際調查及解析應用結果顯示，所取得的現地數據符合完成初步安全評估的需求。此實際應用的地質特性調查及解析技術能力，與其他國家在相似調查階段所採用的技術相比，具相當的水準。一旦臺灣處置計畫開始選址作業，及進行 1 個或多個場址的詳細特性調查時，SNFD2017 報告中所展現的方法及技術，即可應用於與 K 區(即結晶岩和低鹽度地下水地區)具有廣泛相似地質特性的現場調查(Ch. 2.2.1., p.17)。
- (6) 台電執行團隊引進瑞典與芬蘭相關處置技術的論述，相較於其他國家在初步安全論證的內容有較佳的成熟度，這方面的肯定也提升國內技術團隊的信心。特別是 SNFD2017 報告所呈現的功能及安全評估方法論，已足以作為未來發展的基礎，此部分將於處置計畫第 2 階段持續發展與精進。
- (7) 台電執行團隊為完成 SNFD2017 報告，採取引進瑞典 KBS-3 概念的策略，包括概念設計及系統化的安全評估方法論，並且由工研院發展場址調查技術及提出 K 區地質特性參數，以及核研所發展工程設計及安全評估技術，並在無場址之條件下，共同提出離島結晶岩測試區之參考案例。期間透過技術小組討論會議、工作會議、整合會議、諮詢小組會議等，有系統的進行整合 SNFD2017 報告成果。

台電執行團隊感謝 IRT 對 SNFD2017 報告的肯定，後續階段將在此基礎上持續精進，並強化各團隊間的整合，俾使處置計畫順利推動。

第 3 章 針對 SNFD2017 報告一般方面詳細審查發現與建議之回應

IRT 提出幾項有關現階段 SNFD2017 報告成果的發現與建議，包括計畫推動程序、推動者角色、技術概念、技術移轉、執行過程的管理、花崗岩以外之處置母岩可行性、處置設施所需之體積容量、用過核子燃料以外之高活度廢棄物及

公眾參與議題。相關發現與建議回應說明如下：

- (1) 國內逐步推動的處置方法符合國際法規與先進技術，而 SNFD2017 報告的成熟度及其整體性符合國際先進水準。台電執行團隊將依計畫發展，持續推動邁向第 2 階段。
- (2) 下一階段初期台電執行團隊將展開系統性評估，釐清哪些領域須對概念進行調整或改進，以及哪些領域 1：1 移轉瑞典概念是否適當。
- (3) 台電執行團隊將依既有研發管理架構，強化地質調查、工程設計及安全評估各團隊的關聯性。地質特性調查小組與計算評估小組之間維持緊密合作；計算評估小組建立安全評估計算的重要目標，適時回饋，並通知給地質特性調查小組。
- (4) 台電執行團隊除了持續精進 SNFD2017 報告中花崗岩案例所建置之處置技術，也暫不排除其他適合的潛在處置母岩，包括泥岩及中生代基盤岩，同時也持續觀察及適時引進國際相關成熟技術。
- (5) 台電執行團隊推動處置計畫，主體在於進行用過核子燃料之最終處置。已考量現有 6 部核子反應器運轉 40 年估算產生用過核子燃料大約 5,000 噸之需求，並且參考瑞典 SKB 申請處置場建照之經驗，對於地下處置設施所需岩體體積，均留有相當餘裕，而 SNFD2017 報告中，參考案例的處置場配置，針對處置孔亦有保留 7% 以上的餘裕，以因應處置場實際開挖後可能的不確定狀況。
- (6) 另外，針對較高活度的低放射性廢棄物，各個國家均有其個別規劃，台電執行團隊將持續關注國際發展與實作經驗，於核後端處置策略規劃中進行整體考量。

IRT 表示除了考慮一般公眾溝通，對不同的公眾給予特別關注，對計畫之成功與否具有一定性的幫助，在過程中某部分的公眾具有特別的重要性，包含具有自然科學或工程背景的人，因此部分的公眾會對詳細討論感興趣且會提出不同的意見。台電執行團隊會持續關注公眾溝通議題，化阻力為助力，增進處置計畫的推動能量。

第 4 章 針對地質與合適的花崗岩層詳細審查發現與建議之回應

IRT 認為 SNFD2017 報告第 3 章—臺灣地質環境，以及其所對應之技術支援報告內容，對支持和決定未來選址程序和選址標準，扮演著關鍵性的角色，其本土調查成果，對國內目前工程設計和安全評估之技術可行性的展現，發揮高信賴度的效果(Ch. 4., p.30)。

4.1. 地質圈在處置中角色

IRT 認為針對「臺灣的大地構造環境與演化之研究結果」，SNFD2017 報告已提出足夠證據，且適切地描述了此議題目前在地質科學的進展(Ch. 4.1.2., p.31)。

另，IRT 提醒 SNFD2017 主報告和技術支援報告之間的聯繫和層次結構，有加強的空間(Ch. 4.1.1., p.30)。台電執行團隊透過 SNFD2017 計畫的實際運作彙整經驗，團隊各成員對處置計畫整體性之需求與目標有更全面性的理解，對於未來階段彙整報告整合性的提升，有相當助益。台電執行團隊將持續加強任務目標的互相支持及層次結構之設計。

4.2. 臺灣處置場選址之可行性

IRT 針對「臺灣地質處置環境合適性之研究結果」，認為泥貫作用、氣候與海平面變化、臺灣的天然資源等自然環境因子，SNFD2017 報告已提出足夠證據，且適切地描述了此議題目前在地質科學的進展(Ch. 4.2.3., Ch. 4.2.5., Ch. 4.2.6., p.32)。

IRT 認同 SNFD2017 報告顯示，臺灣存在不受活火山、活動斷層與顯著新構造活動影響的穩定區域，與 SNFD2009 報告相比，在 SNFD2017 報告中更有信心及科學證據支持此論證。針對花崗岩地區，SNFD2017 報告展現出一個良好成果，顯示從過去到現在臺灣地質環境的長期穩定性，且預計未來選址階段時將會納入更多新的方法及證據，以長期累積知識(即更明確顯示未來將持續的長期穩定)(Ch. 4.2., p.32)。

簡言之，SNFD2017 報告已經過系統化分析評估，明確建議排除西南部泥岩的處置可行性，並建議花崗岩是臺灣目前具處置潛能，且本島、離島皆有分布；至於中生代基盤岩仍需持續關注並進行研究，以探討其未來處置可行性。

有關 IRT 對未來百萬年地質穩定性研究強化之建議。目前「候選場址建議調查

區域報告」研究結果，已根據原能會 104 年公布之「高放射性廢棄物最終處置設施場址規範」相關篩選條件，預計後續將排除火山、活動斷層、泥火山的分布影響區域。未來台電執行團隊將參照 IRT 建議(Ch. 4.2.1., p.31; Ch. 4.2.2., p.32; Ch. 4.2.4., p.32)，根據板塊重建、構造演化、岩漿演化的研究結果，系統性地探討板塊運動和火山、活動斷層之長期演化；並持續加強抬升及沉陷對處置安全影響性的相關研究。

IRT 亦建議針對深層地殼流體進行研究(Ch. 4.2.1., p.31)。臺灣目前已有初步全島熱流、溫泉露頭、部分斷層氣體特性之分布研究，並已建立深層地熱流體取樣之相關設備與技術(實測 800 m, 200°C)，台電執行團隊後續將針對最終處置之地質合適性課題，進行其影響性的評估研究。

4.3. 花崗岩母岩之地質合成

IRT 針對「臺灣地質特性調查跟解析之技術能力」，表示肯定性看法，認為 K 區的地表地質調查已收集了大量數據，並已統整成一個良好資料集，且被實際應用至工程設計和安全評估。大致來說，K 區數據彙整結果符合本階段完整性、數量及品質方面的要求，然而將來需考量不同區域特性存有差異性(例如：現有數據僅來自於 K 區；不同花崗岩體的地質及水文地質異質性)。IRT 提醒不同區域，會具有地質異質性，未來工作必須透過現地調查進行探討(Ch. 4.3., p.33)。

針對 IRT 量測數量建議以上可採用的策略(Ch. 4.3.1., p.33)，關於完整岩石水力傳導係數的數據量，台電執行團隊待候選調查區域確定後，策略性增加其量測數量，以符合統計代表性。

有關氧化還原電位(Eh)、溶氧量(DO)數據判斷依據(Ch. 4.3.2., p.33)之部分，「DO 值」是將電極安裝在封塞段內所量測的結果，而「DO (well logging)值」則是電極在通井狀態下量測的結果。根據國內地下水封塞取樣經驗，抽水過程可能導致封塞段壓力變化，造成薄膜式電極損壞，而使「DO 值」異常。因此，「DO (well logging)值」應較具參考性。但為了傳遞此野外實作經驗，故仍完整保留「DO 值」與「DO (well logging)值」結果，其相關說明詳見 SNFD2017 報告技術支援報告(1)，附錄 A，表 3-2 之註解說明。另，針對最後數據集(參考案例表二)之 KM4、KM5、KM_i 的 Eh 來源與平均方法，已於 SNFD2017 報告技術支援報告(1)，附錄 A，表 3-3 之註解說明。

目前台電執行團隊盡可能地善用所有數據進行 SNFD2017 報告之地質特性研究，待將來累積更多數據，將參考 IRT 針對數據 QA 及 QC 流程之建議，制定數據排除之相關原則與程序。

IRT 針對引用技術報告可追溯性與可存取性之建議(Ch. 4.3.3., p.33)。台電執行團隊目前地質相關之各年度所有研究成果報告，均系統化備存於「國家高速網路與計算中心」。針對未來階段性成果總結報告，台電執行團隊將持續關注引用技術報告之可追溯性與可存取性，以符合安全論證之精神。另，有關「數據管理系統」的發展(Ch. 4.3. Conclusions, p.34)之建議，台電執行團隊將基於現有地質「數據庫系統」，以及處置設計與安全評估的軟體與資料需求，持續加強整合測試應用，發展本計畫所屬之整合式「數據管理系統」。

第 5 章 針對處置設計與工程技術詳細審查發現與建議之回應

5.1 工程障壁系統

IRT 對處置設計進度的發展，認同採用瑞典 KBS-3 先進的安全概念與工程設計，此方式已跨越概念化階段，而朝向實際設計階段。在工程障壁系統的發展方面，各方面均已提出諸多設計細節，例如：用過核子燃料已提供參考存量、釋出率；廢棄物罐提供腐蝕、負載計算、製造與銲接方法；緩衝材料、回填材料也提供功能需求、並說明處置場環境從未飽和情況到飽和情況的演化分析。

IRT 可以理解臺灣此階段採取參考瑞典 SKB 研究成果進行技術研發的策略，並期望後續應持續進行本土化研究。此方面的建議，台電執行團隊已進行下一階段研究規劃，例如用過核子燃料源項研究將蒐集運轉期間所產生的破損燃料資訊，研擬允收準則及燃料護箱；腐蝕研究將持續關注國際案例，並與國際專家學者進行研究討論，評估模式增加精細度；銅殼銲接將留意對摩擦攪拌銲接法缺陷的量測，以建立檢測標準；緩衝材料與回填材料研究，目前亦已開始進行生物作用產生硫化物影響、不同鹽度水溶液對膠體形成與侵蝕影響、後續亦規劃管流侵蝕及膠結試驗。整體而言，除各項組件功能評估之測試分析外，下一階段亦將持續依照新的場址特性數據，加強不確定性評估。

5.2 處置設施設計

IRT 認為處置設施設計之研究已依照 IAEA 訂定準則，用過核子燃料衰變熱與地震分析參考瑞典 SKB 方法論以本土數據重新計算，配置間距已證明符合緩衝材料 100 °C 熱限制規定，作法在此計畫目前階段是適當的，未來工作應考慮設計針對特定本土的邊界條件進行調整。此方面的工作規劃，在分析評估技術的落實方面，經過 SNFD2017 報告對瑞典 SKB 方法的研究經驗，台電執行團隊認同仍有必要因應我國特殊的環境，例如地震頻率較高、非斷層地震、高地溫條件等議題，進行技術發展；而裂隙岩體採用統計方式的離散裂隙網路，進行地下水模擬與處置孔篩選分析，於建造期間仍須經由實際調查方能確認，因此，在進入處置場建造階段之前，需發展處置孔可供使用準則，並對可能的調查不確定性、可能導致處置設施長期穩定性降低、或是可使處置母岩需求範圍縮減的研究等，提供未來工程精進方案；另外，亦須依據各潛在候選場址的地質特性條件不同，藉由處置設施設計案例的研擬，推動工程設計的實務化。

5.3 工程技術之地震分析

IRT 相當關注臺灣如何克服地震影響，並建議運用豐富的地震學和地震工程知識，未來一旦獲得特定場址特性資料，則可進行廢棄物罐、緩衝材料、岩石系統受地震影響更精確的分析。此次審查期間，因地震危害度方面涉及龐大的說明資料，IRT 對於此領域的方法論尚未完全瞭解，台電執行團隊後續對外說明時將加以強化，例如與過去執行機率式危害度分析(PSHA)相同，本計畫仍是計算場址假想地表面地震動，並透過地盤反應分析得知地下 500 m 之地震動，而非如 IRT 原文所述直接利用 PSHA 計算地下 500 m 之地震動；另外，用於 PSHA 之參數係依據國內外專家意見所建構的邏輯樹，物理原則已經由專業判斷。由於國內在地震危害度的處理已有成熟發展，核能電廠也已進行高階的危害度發展，因此為關鍵議題，未來將持續於本計畫研究應用。

第 6 章 針對安全評估詳細審查發現與建議之回應

6.1 安全策略與程序

IRT 認為，SNFD2017 報告採用 KBS-3 概念與 K 區花崗岩所發展的架構為合理且適當，並成功參考瑞典 SKB 安全評估方法論，建構安全評估與情節發展。同時，IRT 建議，可參考近期的國際實務作法，發展安全功能程序以明確說明處置設施各組件的功能，並強化流程圖，以利評估技術發展。

依據 IRT 之建議，台電執行團隊下階段之整體研發規劃，將廣納及研析國際的實務作法(如 PAMINA、MeSA 等大型研發計畫或是 OECD/NEA 定期舉辦的國際研討會)，持續進行安全評估方法論的精進與全面性的提升，重點項目包括：(1)功能評估技術發展與安全功能指標研究、(2)敏感度分析與工程設計最佳化應用分析、(3)FEPs 研究發展管理與重要性分析及(4)情節發展與量化分析。同時強化各領域間之聯結與相互關係，整體提升安全評估方法之系統性與可信度。

6.2 情節發展程序之應用

IRT 認為，SNFD2017 報告階段已明確具備使用 K 區資料建立特定臺灣 FEPs 資料庫的能力，為計畫未來發展及整合新數據奠定了良好的基礎。安全功能在 SNFD2017 報告中以瑞典 SKB 結構化方式詳細說明，在此階段是適當的策略及作法。情節發展分類亦相當合理。同時，建議台電執行團隊持續注意國際 FEPs 資料庫更新資訊，並將安全功能、情節與 FEPs 進行連結，以系統化方式完成情節發展。

依據 IRT 之建議，台電執行團隊將藉由發展功能評估與安全功能指標之研究，針對各處置設施系統組件的安全功能，進行重要影響的 FEPs 分析與研究，以明確設定各組件的功能，同時將採用本土地質環境的特性與條件參數建立相關安全功能指標，此項技術建立後，將如同國際在安全評估方法論的發展趨勢，採由上而下的作法，可更利於推導情節與設定分析案例，亦有助於溝通處置設施所具備功能的可信度。

6.3 計算中不確定性之處理

IRT 認為，SNFD2017 主報告第 5 章已提出一些敏感度分析。它們主要涉及在腐蝕情節與剪力情節下，地下水傳輸計算所需的參數。此種分析可用於推測一

系列可能影響核種劑量評估的重要參數，此為良好且合理的作法。同時，建議更廣泛使用敏感度分析，特別是在支持處置系統的功能評估，並確保情節及其相關計算能夠說明影響處置系統安全功能關鍵的 FEPs。應用地下水流體力學分析與演化發展，更是程式發展的關鍵。透過在安全評估的流程反復回饋下，將可更清楚進行 FEPs 的重要排序以及確認重要的數據，並能更有效率地精進特定模型與參數不確定度。

依據 IRT 之建議，台電執行團隊明確瞭解敏感度分析與不確定性分析是提升安全評估可信度的重要途徑，台電執行團隊將基於本階段的技術基礎，進行下階段之整體研發規劃，研析更多的國際經驗，持續重點發展對各個系統組件功能的敏感度分析，並增進對模式分析與模式鏈的連結技術應用，透過穩健的研究規劃逐步降低各項不確定度，以及提升工程設計的最適化。強化現地數據量測之驗證分析與邊界條件設定之技術研究、處置場配置技術研究、核種遷移傳輸模式等，以利提升水文地質分析技術。

6.4 生物圈模式之發展

IRT 認為 SNFD2017 報告已說明生物圈概念模式的發展。選用 IAEA BIOMASS 方法論是合理及適當，同時展現生物圈轉換係數的計算能力，以及進行劑量評估與風險計算。另，現階段於主要情節中考慮冰河循環及海岸線與海平面變遷的推估是適當的展現。IRT 也建議生物圈概念模型應持續遵循 IAEA BIOMASS 方法論的原則，並建議應採用更系統性的方式來提升技術，特別是針對關鍵群體的判定與地景演化分析進行研究。

依據 IRT 之建議，下階段台電執行團隊將持續參照 ICRP 與 BIOMASS 及 IAEA 之良好作法，以更系統化方式進行關鍵群體之地景演化、曝露群體判定及其食物消費習性等研究，以提升精進生物圈概念模型。

6.5 未來人類行為

IRT 認為 SNFD2017 報告將無意人類入侵情節分類為特定類別的情節，此作法予 OECD/NEA 報告與 IAEA 之 HIDRA 計畫建議一致，符合國際上實務作法。IRT 也建議，未來階段仍要持續關注無意人類入侵分析之最近國際趨勢。

依據 IRT 之建議，台電執行團隊下階段將研究 NEA 與 IAEA HIDRA 等專案之國

際技術發展趨勢，持續精進對無意人類入侵之特定情節分析之技術水準。