

(出國類別： 其他)

出席國際原子能總署
「放射性廢棄物處置安全國際研討會」
報告

服務機關：行政院原子能委員會放射性物料管理局

姓名職稱：陳文泉 薦任技士

派赴國家：日本

出國期間：94年10月2日至94年10月8日

報告日期：94年11月1日

摘 要

本次出國主要為參加國際原子能總署在日本東京舉辦之「放射性廢棄物處置安全國際研討會」(International Conference on the Safety of Radioactive Waste Disposal)。會議時間為 10 月 3 日至 10 月 7 日共五天會議，共計有 5 個主題，約 100 餘篇論文集發表。

本次研討會會議主題以放射性廢棄物最終處置為主軸，討論議題包括「處置國際趨勢」、「各國處置策略」、「安全案例與信心建立」、「深層地質處置」、「淺地表處置」、「中等深度處置」、「法規管制」等。職將於研討會所吸收的資訊內容撰寫於報告內。

本次會議為國際原子能總署舉辦，邀請專家皆為各國廢棄物管理的專家，藉由參與此次研討會，獲得相當多的寶貴經驗，對於日後我國放射性廢棄物的安全管理，必定更加精進與提昇。

目 次

摘要.....	1
一、 目的.....	3
二、 行程.....	4
三、 心得.....	5
四、 建議事項.....	35

一、目的：

本次「放射性廢棄物處置安全國際研討會」由國際原子能總署（IAEA）、歐洲聯盟（EC）及歐洲核能總署（OECD/NEA）共同於日本東京舉辦。由日本政府所屬的原子力安全保安院（NISA）及原子力安全基盤機構（JNES）負責承辦。研討會時間為 10 月 3 日至 10 月 7 日。

本研討會的目的係提供各國廢棄物處置安全資訊的交換機會，資訊內容包括處置方案的選擇、安全標準、安全案例、安全評估方法與應用、不確定性處理、法規審查與決策、處置設施發展與運轉的管制以及與安全規定的差異性、近地表處置與深地層處置設施的經驗回饋等。本次研討會論文發表內容涵蓋放射性廢棄物最終處置安全管理的各項議題：

- （1）所有型態廢棄物管理政策與策略、處置方案選擇；
- （2）全球安全制度：包括聯合公約、國際安全標準、國家法規體系結構；
- （3）安全案例的結構與內容；
- （4）處置設施的技術與安全：包括地質處置、近地表處置、鑽孔處置、中等深度處置（針對無熱產生之長半衰期廢棄物）、開挖與礦物處理廢棄物、非常低活度廢棄物；
- （5）信心建立：包括處理資料、模式、與情節不確定性、國際同儕審查（peer review）、國際安全標準的使用、定期再評估、公眾接受度；
- （6）核照：包括法規審查與決策決定、法規限值、管制的建立與施行；
- （7）現有設施的安全升級。

本次研討會主要區分為 5 個場次，分別邀請數位專家進行報告，另外每一場次結束前都有座談會。此外該研討會另有壁報論文發表合計為 102 篇。預計該研討會結束後半年才會出版論文集，該類國外的管理經驗與技術發展值得國內放射性廢棄物管理之參考，對我國最終處置管制能力有助益，因此建議未來出版後可購買該論文集。

二、行程：

10 月 2 日	台北啓程赴日本東京
10 月 3 日	研討會
10 月 4 日	研討會
10 月 5 日	研討會
10 月 6 日	研討會
10 月 7 日	研討會
10 月 8 日	搭機返台

三、心得：

本次「放射性廢棄物處置安全國際研討會」由國際原子能總署（IAEA）、歐洲聯盟（EC）及歐洲核能總署（OECD/NEA）召開，會議地點位於日本東京。由日本政府所屬的原子力安全保安院（NISA）及原子力安全基盤機構（JNES）負責承辦。

本節將就參加本次放射性廢棄物管理國際研討會的心得提出說明，首先從這次研討會中發現國際間對於高放射性廢棄物或用過核子燃料的區域合作處置議題已漸漸浮上檯面，包括亞洲及歐洲都有這方面的報告提出。再者，以往不論是高放射性廢棄物或是低放射性廢棄物，對於最終處置場的預期功能，都是以功能評估或安全評估的定量結果判斷是否符合法規的限值，近年來採用安全案例（safety case）的概念建立處置場安全信賴度的風潮，從高放處置設施蔓延到低放處置設施。許多國家都已將安全案例分析列為處置設施執照的申請要素之一。最後，中等深度處置的方案成為高放射性廢棄物深層地質處置以及低放射性廢棄物淺地表處置之間的另一項選擇。但中等深度處置場處置的對象有其侷限性，主要為中放射性廢棄物或廢棄射源。此次研討會中各國與會專家學者，針對上述議題提出報告，本報告彙整這些國際發展趨勢，供國內放射性廢棄物最終處置作業或管制的參考。

（一）最終處置的國際合作議題

本會議有數項區域合作或國際合作進行高放射性廢棄物最終處置的文章發表，包括歐盟支持的 SAPIERR 計畫及亞洲核能合作論壇等。

（1）SAPIERR 計畫

對於歐洲一些核能規模較小的國家，可能沒有足夠的資源發展長半化期廢棄物的處置場，即使有能力在自己國內建造處置場的國家，透過區域合作的模式也可以在環境與經濟面上獲得利益。因此歐洲開始探求多國共同處置用過核子燃料與放射性廢棄物的議題，初期探討的主題包括核子安全、適合多國不同型態廢棄物的多使用者處置場的安全性、歐洲各國的公眾接受度、跨國境運輸、歐洲各國的法律問題等。

瑞士成立之 ARIUS 協會 (The Association for Regional and International Underground Storage) 及斯洛伐克 DECOM 機構，於 2003 年獲得歐盟支持共同執行 SAPIERR 計劃 (Pilot Initiative for European Regional Repositories)，探討歐洲區域合作方案的初期技術可行性與法律問題研究，但該計劃並不包括實際的選址活動。SAPIERR 計劃計有十四個國家的機構參與該計劃，包括澳洲、比利時、保加利亞、克羅埃西亞、捷克、匈牙利、義大利、拉脫維亞、立陶宛、荷蘭、羅馬尼亞、斯洛伐克、斯洛維尼亞、瑞士。SAPIERR 計劃已完成初步的政治與法律問題研究 (2004)、參與國家廢棄物型態、種類與數量調查 (2004)、以及區域處置的方案及情節研究 (2005)。

雖然在政治與法律的議題研究顯示歐洲有些國家是明文禁止輸入放射性廢棄物 (如瑞典、芬蘭、法國)，歐盟的態度認為區域合作處置可以讓會員國互蒙其利，但不會強迫任何國家接受其他國家的廢棄物，但主張歐盟國家所產生之廢棄物應處置於歐盟之領土內。各歐洲國家對國際處置場的態度彙整如表 1。在廢棄物調查時發現，上述這些 SAPIERR 計劃參與國家的核能規模總數尚未超過法國 (如圖 1)。因此就技術層面而言，單一處置場就足夠容納所產生的高放射性廢棄物或用過核子燃料。

對於歐洲區域合作處置場的決定必須基於安全、環境接受性與經濟利益為考

量，其中對於廢棄物的包封（encapsulation）費用佔用處置經費很大比例，SAPIERR 計畫採用單一標準化的容器，如此一來可以節省龐大的研究發展以及製造費用。其標準化容器初步設計如圖 2。SAPIERR 計畫預定以 20-25 年時間進行相關的場址選擇、建造與核照作業。但目前尚沒有國家願意提供場址作為進一步研究對象，而研判這也是本計畫首要面臨的挑戰。

（2）亞洲核能合作論壇（forum for co-operation in Asia）

亞洲核能合作論壇 FNCA 成立於西元 2000 年，計有 9 個成員國，主要討論議題包括研究用反應器、同位素與輻射的農業應用、同位素與輻射的醫學應用、核能的公眾資訊、放射性廢棄物管理（RWM）、核能的安全文化、人力資源發展、加速器的工業應用等八個領域。本次研討會日本東京大學 Kosako 教授提出亞洲核能合作論壇在放射性廢棄物管理 RWM 的區域活動之文章，RWM 的主要目標是加強放射性廢棄物的安全管理，並提供區域合作的資訊交流。RWM 計畫於 2004 年完成三項報告，分別為廢棄物統一報告（Consolidated Report；FNCA RWM- R001），說明 FNCA 國家的廢棄物管理現況；廢棄放射性射源活動報告（SRSM Activity Report：FNCA RWM-002），說明 FNCA 國家的廢棄放射性射源管理現況，並指引會員國的管理方向；另外是有關天然放射性物質的活動報告（Activity Report of TENORM Task Group：FNCA RWM-003），針對 NORM 的管理提供建議。相關資料可於 <http://www.fnca.jp/english> 中查詢。

表 1 歐洲國家對國際處置場的態度

國 家	對高放廢棄物處置政策、國際處置場的態度	是否允許輸入外國放射性廢棄物進行處置？	是否允許輸出放射性廢棄物？
SAPIERR 國家			
澳洲	運回美國（只有研究用反應器）	否	是（有條件）
比利時	雙軌制、第一優先國家	是（有條件）	是（有條件）
保加利亞	運回俄羅斯	否	是
克羅埃西亞	尚無官方政策	否	開放
捷克	雙軌制、第一優先國家	否	是（有條件）
匈牙利	雙軌制	否	是
義大利	尚無官方政策	否	是（處理）
拉脫維亞	雙軌制	否	是（有條件）
立陶宛	雙軌制	否	是（有條件）
荷蘭	雙軌制	是（有條件）	是（有條件）
羅馬尼亞	尚無官方政策	否	是（有條件）
斯洛伐克	雙軌制、第一優先國家	處理可以；處置則不行	是（有條件）
斯洛維尼亞	雙軌制	是（有條件）	是（有條件）
瑞士	雙軌制、第一優先國家	是（有條件）	是（有條件）
其他歐盟國家			
芬蘭	只在國內處置	否	否
法國	只在國內處置	否	是（有條件）
德國	只在國內處置	是（有條件）	是（有條件）
西班牙	尚無官方政策	是（有條件）	是（有條件）
瑞典	只在國內處置	是（少量，有條件）	是（有條件）
英國	尚無官方政策	開放	開放
資料來源：Neil Chapman, Charles McCombie, Vladan Stefula, 2005, Possible Options and Scenarios of Regional Disposal and Future RTD Recommendations, SAPIERR Deliverable D-3, Contract No: F16W-CT-2003-509071			

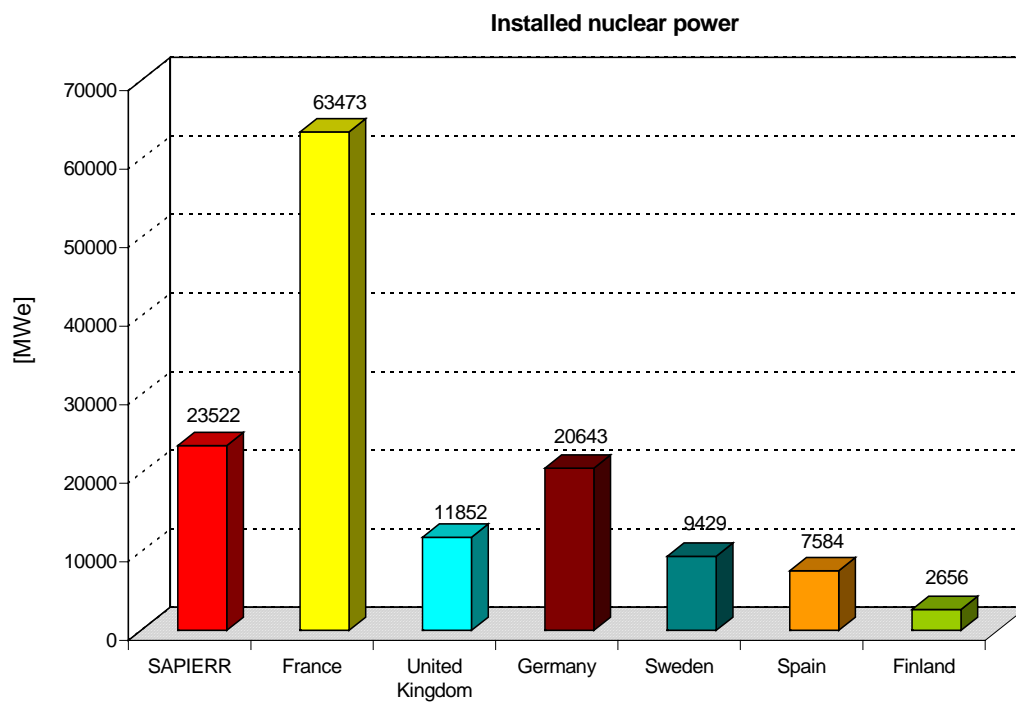


圖 1. SAPIERR 計劃參與國家的核能規模 (2004)



圖 2. SAPIERR 計劃標準化容器設計

（二）安全案例的發展與應用

放射性廢棄物最終處置場為建造、運轉與封閉必須申請執照。但考量潛在衝擊與危險度，在運轉期間與封閉前亦須申請許可，這包括下列事項的考量：廢棄物的安全性，防止未授權的干擾或取回；安全操作或意外事件時工作人員的安全；防止公眾避免潛在輻射暴露；處置場環境的輻射防護。

安全評估（Safety assessment）是系統化分析危害度、設施、場址與設計能力的程序，以提供安全功能並符合技術規範及法規要求。安全評估應在處置場規劃、興建、運轉、封閉前被定期執行。分析處置場封閉後經一段長時間，不依賴主動管制，評估處置場的功能為封閉後安全評估（post-closure safety assessment）。封閉後安全評估任務是了解核種在哪些特定條件下的外釋機制與後果，並對人類與環境造成核種輻射影響。而安全案例（Safety case）是整合辯證（argument）與證據（evidence），對放射性廢棄物最終處置設施安全與安全的信心程度定量化與實體化。簡言之，安全案例包括以往採用的定量式評估以及定性式的論證。在這次研討會中，建立處置場的技術與評估信賴度是一項主要議題，尤其藉由安全案例的分析來達成。由於國內不論是低放射性廢棄物或用過核子燃料的最終處置場的發展都在選址與工程調查設計階段，此節將會請中學者專家所提出關於安全案例分析的觀點進行說明，以供國內發展相關計畫參考。

歐洲核能總署對放射性廢棄物的安全案例的意義描述如下：安全案例是在處置系統發展特定階段的論證蒐集，用以支持處置場長期安全性。安全案例包含安全評估的發現與對這些發現的信心的陳述。如此對於未來發展階段，可了解有哪些尚未解決的議題存在，並對於如何解決該類議題提供導引。

在處置場系統規劃與發展過程，安全案例可提供逐步決策程序的輸入值。安全案例的型態（論證的型態與權重）取決於決策者的需求。

安全案例的結果可用以支持下列事項：

- (1) 安全評估的接受度；
- (2) 處置單元的品質與可靠度，包括場址與長期隔離障壁設計的合適性；
- (3) 用於評估處置系統功能的分析的品質與可靠度，包括系統、方法、分析模式的品質與資料合適性；
- (4) 處置設施發展計畫所有活動的健全技術、管理原則的應用。

(1) 安全案例的要素與步驟

安全評估在處置場規劃、建造、運轉與封閉前必須被定期執行，並用以發展與逐步更新安全案例。安全案例是證據、分析與辨證的合成，針對處置場在封閉後以及其設施的主動管制期之後的安全性聲明定量化與實體化。當處置計畫進行時，安全案例會是處置場規劃與執行程序的決策的重要考量。安全案例的功能之一是給有興趣團體提供討論平台。

安全案例的分析步驟如圖 3 所示，詳細說明如下：

1. 安全策略 (safety strategy)

安全策略是達成安全處置所採用的最高層次的方法，安全策略應包括整體管理策略、選址與設計策略、評估策略。為處理可能面臨的未預期場址特徵、技術困難度與不確定性，以及利用未來工程技術的近一步了解，對於階段性設計與實施階段的整體管理策略必須保有彈性。選址與設計策略奠基於有利健全性 (favor robustness) 與不確定性最低化原則，包括使用多重障壁系統。評估策略必須確保安全評估可獲取、描述與分析安全相關的不確定性。

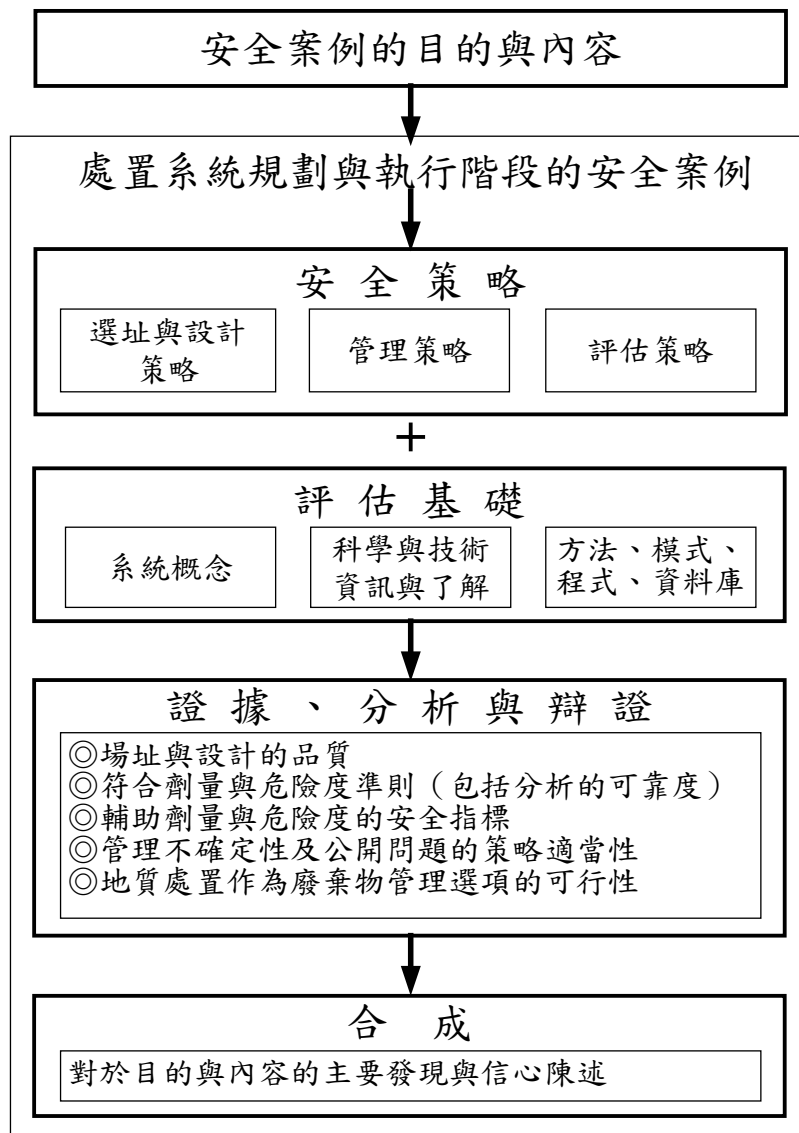


圖 3 安全案例的評估要素與步驟

2. 評估基礎 (safety basis)

評估基礎是蒐集與分析支援安全評估的資訊與工具，包括處置系統整體描述，系統安全評估的科學、技術與了解，評估方法、模式、電腦程式、資料庫等。安全評估的品質與可靠度有賴於評估基礎的品質與可靠度。

3. 證據、分析、與辯證 (evidence, analyses, and arguments)

多數國家法規是以劑量或危險度為主訂立相關安全準則。最後再將分析發現進行合成 (Synthesis)。

此次研討會中有許多個國家報告其最終處置場安全案例的發展，如美國 Yucca Mountain 處置場計畫、法國 Dossier 2005 報告、芬蘭處置場安全驗證、及日本 NUMO 所進行的安全案例分析。

以芬蘭的用過核子燃料最終處置的安全案例分析為例，芬蘭參考採用瑞典 KBS-3 概念，以銅—鐵容器長期隔離與密封功能，確保 100,000 年以上不會外釋。其安全概念包括：

(1) 可驗證技術品質的工程障壁系統 (EBS)，使 (容器) 的初期損壞率 (initial defect) 降低到可接受機率：使用性質了解透徹的材料；發展適當的接收規範與設計準則；

(2) 對容器有利的近場條件，促進容器長期有效性：有利且可預測的岩層與地下水條件；

(3) 多重障壁設計原則 (各障壁之圍阻、遲滯與稀釋)；

— 用過核子燃料基材 (matrix) 穩定性與安全相關核種的低溶解度，確保核種低外釋率與有限水溶液濃度。

— 緩衝材料的低擴散傳輸 (diffusive transport)。

— 地質圈的低傳輸速率 (緩慢下水移動與礦物表面作用)。

(4) 用過核子燃料組件與生物圈皆不被視為障壁系統之一。

— 組件基材穩定性、低腐蝕率、有助於限制核種外釋率。

— 氣候與生物圈程序對處置系統之效應應評估

—稀釋不是安全概念之一

(5) 以現有技術為基礎，處置場具有再取出之設計

芬蘭 Olkiluoto 場址之安全案例分析包括下列各項主要報告：

- (1) Site report：描述 Olkiluoto 場址現狀與過去演化，開挖與處置場第一階段運轉造成之擾動，為安全案例的地質科學基礎；
- (2) Characteristics of spent fuel：工程與設計基礎；
- (3) Canister design：工程與設計基礎；
- (4) Repository design：工程與設計基礎；
- (5) Process report：影響處置系統特徵－事件－程序（FEP）的分析與描述；
- (6) Evolution of site and repository：安全案例的科學基礎，描述處置場從運轉開始（置放第一桶廢棄物），經歷各種暫態階段後，處置系統演變的分析與描述；
- (7) Biosphere assessment（安全評估）；
- (8) Radionuclide transport（安全評估）；
- (9) Complementary evaluation of safety（含天然類比）：輻射評估以及法規要求的實現；
- (10) Summary：主要發現與辨證。

(2) 安全案例對處置場發展的信心建立

處置場發展的信心建立 (confidence building) 列為本次研討會項目之一，各國對於信心建立的方法多以安全案例分析為基礎，本節將綜合各位學者所提出的觀點，描述信心建立的方法。

對於處置場的安全定義須先有基本的認知，「處置」一詞係指將放射性廢棄物永久置放於適當的設施內且無意再取出，其安全不依賴主動監視、維護與監管來達成。安全並不是數值分析的結果，而是藉由技術與行政安排來證實其不會造成危害。安全的建立係藉由辯證，而安全案例可提升信心水準。簡言之，信心的建立並不是單純的要求民眾「信任我」，而是讓別人「看我能做什麼，而由你自行判斷（是否安全）」及「我已經準備好接受（公眾）的測試它」。

1990 年以前高放射性廢棄物最終處置計畫強調確認 (validation) 程式或模式可以確實反映處置場實際情況，1994 年，歐洲核能總署 (NEA) 成立 IPAG (The Working Group on Integrated Performance Assessments of Deep Repositories) 工作小組，建立地質處置的相關資料庫。該工作小組已執行三階段工作，分別完成最終處置系統整體功能評估 (Integrated Performance Assessment)、深層地質處置評估的法規審查、信心辯證等三份報告，並於 1997 年首度導入信心與安全案例的概念。在第三階段的研究成果中，針對建立處置場長期安全技術與利害關係人信心的方法進行評估與辯證，認為建立技術信心需要處置概念的本質安全 (intrinsic safety) 及其長期功能的驗證，上述兩基礎元素須與下列各項有關連：

- (1) 多重障壁系統必須健全；
- (2) 處置系統資料必須可靠且正規的被建立；
- (3) 須以具邏輯且有系統的評估方法進行評估，並須被獨立審查；

- (4) 使用整體功能評估模式必須預估可量測之參數，並產生合理的結果；
- (5) 安全案例分析與整體功能評估分析必須證實其假設具有代表性或保守性，並設有清楚的策略來處理不確定度；
- (6) 對場址設計及地質特性具有清楚的回饋機制。

另一項與處置場評估信心息息相關的課題是不確定度的處理，所有的評估都會有不確定度產生，而決策過程中也會將不確定度納入考慮，因此它與處置場信心建立有很強關聯性。然而在決策過程中很難以不確定性的量化值作為考量基準，即使核能電廠的機率式評估已行之多年，但並沒有核能電廠以機率分析結果核發執照。因此信心的建立必須證實「不確定度」問題可被有效處理。對於本次研討會中有數位學者提出不確定度的解決方式。

1. 法國案例

法國發展深層地質處置安全案例的導則 (RFS III.2.f) 要求參考演化 (reference evolution) 中定義必須涵蓋處置場確定會發生或可能會發生的可預見演化 (foreseeable evolution) 事件，假設演化 (hypothetical evolution) 中定義可能發生的隨機事件 (random events)。這些演化事件必須以決定式分析方法分析之。參考演化事件的輻射防護準則為 0.25mSv/y，法規中並以危險度 (risk) 為安全指標，但實際施作時很少被引用，因為 RFS 法規中暗示降低發生機率與降低輻射後果兩者間尚存有可爭辯的關係，因此法規建議以劑量評估及個案分析為主。

法國在黏土岩深層地質處置評估計畫中，採用工業界常使用的危險度分析工具處理不確定度的問題，該分析工具稱為 Failure Mode and Effects Analysis (FMEA)，ANDRA 使用這工具將不確定度分為各類現象認知的不確定性、系統演化模擬與預估方法的不確定性、未來事件（氣候變遷、人類入侵等）發生的不確

性定等三類。NEA 同儕審查法國使用 FMEA 工具時認為 FMEA 難以使用於長期的功能評估（如安全功能隨時間的衰減）。

有些不確定性可以被定量且以危險度表之，並藉以判斷是否為主要不確定性來源，此一處理不確定度的方式稱為 AQS (qualitative safety analysis)。利用 AQS 方法可以評估處置系統內各安全功能的預期功效（如廢棄物包件的防護、擴散性環境的維持），而不確定性則表示為這些預期功能的失效。法國在處理不確定度問題時，只有會直接影響安全功能的不確定度以「危險度」方法處理，其餘關於模式與參數選擇的不確定度則使用「謹慎但合理」(caution but reasonable) 方式處理之。

2. 美國案例

美國 Yucca Mountain 處置場採全系統功能評估 (TSPA)，TSPA 的可提供決策者了解處置場未來行為的不確性度的效應。TSPA 已建立一套正規選擇參數值的方法，對於系統重要功能的參數不確定性，TSPA 的目標是選擇「合理且可辯證的參數分布範圍，而非極端狀態下的單一參數值」。美國核管會專家並以發展之 PHVA (Probabilistic Volcanic Hazard Analysis) 為例，評估 Yucca Mountain 的火山危害度，並將其不確定度量化。由該評估方法可看出未來該區域可能的火山活動的時間與空間的機率分布狀態。全系統功能評估模式處理不確定度的信心來自於對使用資料、參數與模式的了解，而藉由敏感度分析的結果顯示許多不確定性的存在對於整體功能並不會造成影響。

3. 國際研究發展趨勢

彙整這次研討會中國際間學者針對如何增進處置技術的信心建立提出見解，除上述安全分析案例的手段外，尚可歸類下列事項：主要安全單元的鑑別、法規要求與吻合性、處置場發展的階段性過程、情節的定義與鑑別、不確定性的

處理等。

歐洲核能總署針對處置安全研究的審查建立近 40 項的準則，摘要說明如下：

(1) 達成安全的策略，如健全的系統概念

- 是否經由場址與設計的選擇，已避免對系統有害的低發生率的事件發生或評估其發生；

(2) 證明安全的策略，如達到良好的評估基準

- 是否描述密封與圍阻方法；
- 是否存在安全功能概念；
- 是否以實際的觀點去查看不同的時間規模；
- 有無系統概念的相關資訊；
- 有無發展與使用方法與模式去評估相關資訊，包括評估案例的鑑別。

(3) 評估基準：良好的評估基準來改善功能評估的真實性

- 有無系統概念的相關資訊；
- 有無發展與使用方法與模式去評估相關資訊，包括評估案例的鑑別。

(4) 系統概念的健全性

- 是否藉由觀察到適當的準則或程序，以對健全性提供辯證；
- 是否藉由功能評估測試來鑑別各情節的敏感度，以對健全性提供辯證。

(5) 功能評估方法與模式的品質

- 是否對功能評估方法的選擇提供辯證；

—安全相關特性—事件—程序（FEP）的了解程度為何；

—概念式與運算式工具的可利用程度為何；

（6）場址與設計資訊的品質

—是否對支援的資料程度與品質提供辯證；

（7）功能評估中使用方法、模式、資料的應用可靠度

—品質保證程序

—獨立的證據

—是否藉由簡化的模式等方法驗證

（三）用過核子燃料最終處置發展趨勢

本次研討會中有為數頗多的文章探討用過核子燃料（與高放射性廢棄物）最終處置場發展的議題。各國發展中的處置計畫集中在各項技術的討論，包括安全案例分析、技術可行性與系統可信度、回收再取出概念與監測系統、母岩與場址的選擇等。

安全案例的概要已於上節中說明，目前國際核能組織如 IAEA 與 NEA 都針對安全案例出版其分析方法、案例與要求，供各國參考。各核能先進國家如日本、美國、瑞士、法國、瑞典等都於本次研討會中報告其安全案例分析。發表文章內容的重點在於安全辯證（定性式與定量式）、整合處置場設計、系統了解、與安全評估工作、以及不確定度的分析與處理。

從各國研究發展經驗可歸納出目前安全案例分析工作面臨一些瓶頸與挑戰：

- (1) 資訊整合的透明度與可回溯性：如從詳細的程序模式如何進入到簡單的評估模式；如何從野外資料轉化為有用的評估資料；
- (2) 不確定度管理：簡化不確定度的策略？何時與如何簡化？

國際間對於技術可行性與系統可信度的研究逐漸邁入實施階段，由以往的概念設計與方法論研究轉向（1）技術可行性、可靠性以及相關案例的驗證；（2）建造、運轉、封閉的議題與其相關的品保探討，特別是對長期安全的衝擊；（3）特定條件下對場址與系統的觀察；（4）場址確認。國際間針對技術可行性與系統可信度有相關多的跨國合作計畫正在執行中。

回收再取出概念與監測系統的研究係在尋求與回應社會公眾的要求，此議題面臨的挑戰是相關技術與實際執行的設計與系統的操作，主要問題是在可再取出期間（50~300年），技術層面上要求系統安全性不降低是否可達成，目前的解決方式傾向於讓整個計畫更具彈性，每一個階段或步驟的遴選方案可以更多元化可利用。各國家在進行回收再取出概念與監測系統的研究時都須先考量兩個議題：法規與組織架構，及財務與正義性責任（是否將責任留給下一代）。

國際間對於場址與母岩的選擇，逐漸由以往地質或場址準則方式轉而由利害關係人（stakeholder）參與的系統選擇方式。要增進利害關係人的信心，必須慎思選址程序的公平性。對於特定場址條件下的相關設計工作必須具有彈性以確保系統安全，目前的設計有採用安全功能方法（safety function approach）替代多重障壁方法（multibarrier approach）的趨勢。

（四）近地表處置設施

近地表處置設施基本上分為兩類，一者為地表上或地表下的處置單元，上部會有幾公尺厚覆蓋層；另一者為岩洞處置設施，一般上部有數十公尺的覆蓋層。

近地表處置設施的特性就是允許置放放射性廢棄物位置接近生物圈，主要處置之目標廢棄物為短半化期的低放射性廢棄物，但仍可能有少量的長半化期核種被處置。由於淺地表處置設施有無意闖入者的可能性存在，因此安全評估時特別重視無意闖入者可能產生的輻射後果。

IAEA 針對淺地表處置出版了一系列的安全基準（如 111-F, 1995）、安全要求（WS-R-1, 1999； WS-R-2, 2000； WR-R-s, 2003）、與安全導則（SS 108, 1992； 111-G-1.1, 1994； 111-G-3.1, 1994 等計 13 冊）。有關 IAEA 出版關於放射性廢棄物管理（特別是處置）之圖書目錄整理如表 2 與表 3。IAEA 關於處置場發展各階段的相關要求摘要如下：

1. 處置設施的設置規劃

※法規與組織架構：

1. 政府責任；
2. 管制機關責任；
3. 經營者責任。

※安全策略或方法：

4. 發展程序中重要安全事項；
5. 被動式安全（不依賴監管或維護）；
6. 對安全的適當認知與信心；

※安全設計原則：

7. 多重障壁功能；

8. 包封；

9. 隔離；

2. 處置設施的發展、運轉與封閉

※處置的架構（framework）

10. 按部就班的發展與評估；

※安全案例與安全評估

11. 安全案例與安全評估的準備；

12. 安全案例與安全評估的範疇；

13. 安全案例與安全評估的文件化；

※處置設施的發展、運轉與封閉

14. 場址特性化；

15. 處置設施設計；

16. 處置設施建造；

17. 處置設施運轉；

18. 處置設施封閉；

※安全保證

19. 廢棄物接收要求與準則；

20. 監視計劃；
21. 封閉後監管；
22. 核子保防（用過核子燃料部分）；
23. 管理系統。

對於近地表處置設施會實施安全評估（為安全案例的一部分），IAEA 針對淺地表處置系統實施 ISAM 研究計畫（Improvement of Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities），就使用於近地表處置設施封閉後安全評估的方法與工具適當的評估、並進一步改良上述之評估方法與工具、藉此對評估方法與工具得建立信心。目前 ISAM 研究計畫已發展出 ISAM 計畫的方法論，如圖 4 所示。在進行 ISAM 評估方法時，須先了解下列關鍵單元：評估內容的規格、廢棄物處置系統的描述、情節的發展與正當化、模式的構建與執行、結果的分析與信心建立。

近地表處置設施的安全評估可分為三個階段：運轉階段、監管階段、與長期安全性。

運轉階段包括廢棄物包件在場址地區的接收、廢棄物的包裝或再包裝（post-conditioning）、廢棄物在處置窖的轉移或運輸等。此階段的安全評估，必須有場址環境、廢棄物特性化、操作施作、與操作條件等資料。運轉階段的安全評估作業與安全驗證與其他核能設施類似（劃分輻射防護區域、分析正常與意外事件、以輻射劑量為指標）。

表 2. IAEA 已出版之放射性廢棄物管理安全基準、要求與導則

分類	書名	編號	出版年
安全基準	The Principles of Radioactive Waste Management	111-F,	1995
安全要求	Near Surface Disposal of Radioactive Waste	WS-R-1	1999
安全要求	Predisposal Management of Radioactive Waste, including Decommissioning	WS-R-2	2000
安全要求	Remediation of Areas contaminated by past Activities and Accidents	WS-R-3	2003
安全導則	Design and Operation of Radioactive Waste Incineration Facilities	SS 108	1992
安全導則	Classification of Radioactive Waste	111-G-1.1	1994
安全導則	Siting of Near Surface Disposal Facilities	111-G-3.1	1994
安全導則	Siting of Geological Disposal Facilities	111-G-4.1	1994
安全導則	Safety Assessment for Near Surface Disposal	WS-G-1.1	1999
安全導則	Management of Radioactive Waste from the Mining and Milling of Ores	WS-G-1.2	2002
安全導則	Decommissioning of Nuclear power Plants and Research Reactors	WS-G-2.1	1999
安全導則	Decommissioning of Medical, Industrial and Research Facilities	WS-G-2.2	1999
安全導則	Regulatory Control of Radioactive Discharges to the Environment	WS-G-2.3	2000
安全導則	Decommissioning of Nuclear Fuel Cycle Facilities	WS-G-2.4	2001
安全導則	Predisposal Management of low and Intermediate Level Radioactive Waste	WS-G-2.5	2003
安全導則	Predisposal Management of High Level Radioactive Waste	WS-G-2.6	2003
安全導則	Management of Waste from the Use of Radioactive Materials in Medicine, Industry, Research, Agriculture and Education	WS-G-2.7	2005

表 3. IAEA 發展中之放射性廢棄物管理安全導則

分類	書名	編號
安全導則	Implementation of the remediation process for past activities and accidents	
安全導則	Safety assessment for nuclear and radiation facilities other than reactors and waste repositories	
安全導則	Storage of radioactive waste	
安全導則	Release of sites from regulatory control upon termination of practices	
安全導則	Geological disposal of radioactive waste	
安全導則	Borehole facilities for the disposal of radioactive waste	
安全導則	Management systems for the safety of the treatment, handling and storage of radioactive waste	
安全導則	Management systems for the safety of radioactive waste disposal	
安全導則	Management and storage of radioactive residues from industrial processing	
安全導則	Safety assessment of radioactive waste disposal facilities	取代 WS-G-1.1
安全導則	Near surface disposal of radioactive waste	取 代 111-G-3.1
安全導則	Monitoring and surveillance of disposal facilities	
安全導則	Safety assessment of decommissioning	
安全導則	Classification of radioactive waste	取 代 111-G-1.1

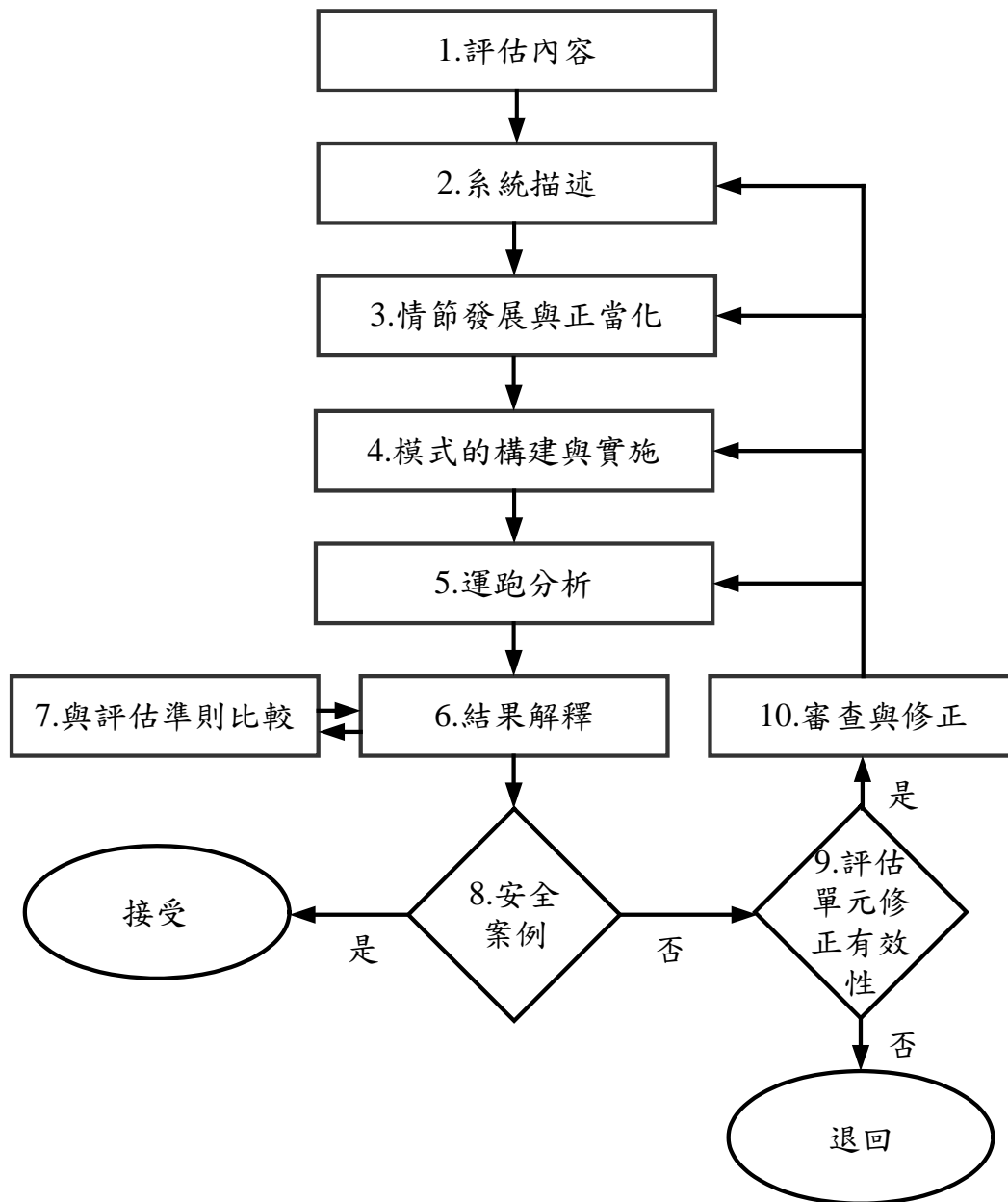


圖 4 國際原子能總署發表之 ISAM 評估方法論

監管階段期間必須考量「防止無意者入侵」與「避免給後世不當的負擔」兩者的平衡。在監管階段之後無意者闖入造成的輻射傷害應可被接受，藉此來訂定監管期的長度。國內依據物管法施行細則第 34 條規定，「放射性廢棄物最終處置

設施對一般人之個人年有效等效劑量低於 0.25 毫西弗者，其經營者始得依本法第 24 條規定向主管機關申請核准其設施之土地再利用或免於監管」。此與國際間的管理趨勢一致。監管階段期間的安全驗證藉由無意者闖入的直接輻射效應、廢棄物接收準則的評估、以及採用主動及被動措施來達成。

長期安全階段是指處置設施不再受到法規體系的管制，此時不再有人為預防措施（如修護與維護），處置場的演化隨其應有的物理與化學程序進行，評估無意者闖入造成的輻射傷害已經低於其他類似工業的水準以下。長期安全的驗證主要是藉由處置作業的安全評估、安全評估假設條件的正當性、深度防禦（defense-in-depth）原則的實施、以處置系統健全性的演化（分析 what-if 情節）來達成。

本次研討會對於淺地表處置探討的文獻很多，彙整其研究主題可分類如下：

- （1）淺地表處置場的設計與安全評估方法；
- （2）淺地表處置場覆蓋層與工程障壁設計；
- （3）功能評估與情節分析；
- （4）NORM 廢棄物的處置議題；
- （5）核種遷移分析；
- （6）使用的程式、模式，及分析結果展示；
- （7）不確定性處理；
- （8）廢棄物包件的異質性；
- （9）功能評估與安全評估；

- (10) 真實情節、人類入侵與監管議題；
- (11) 電腦程式的驗證與確認；
- (12) 處置場的工程障壁設計、劣化與功能分析；
- (13) 藉由監測計畫來確認處置場功能。

(五) 中等深度處置設施

本次研討會特別將中等深度處置設施（一般位於地表下 50-100 公尺）單獨立列為一個議題，主要是著眼於中等深度處置場的特性、目標廢棄物與評估方式都與用於處置用過核子燃料的深層地質處置以及用於處置低放射性廢棄物的淺地表處置有差異。典型的中等深度處置設施包括瑞典的 SFR 處置場、日本六個所村處置場興建中的地下坑道式處置區、及 IAEA 在南非發展的 BOSS 計畫。

1. 中等深度處置設施安全策略

中等深度處置設施的安全策略包括長期包封廢棄物（遠超過其半化期）、與生物圈隔離、延遲核種遷移、與低輻射效應。相較於淺地表處置設施，中等深度處置設施可以隔離生物圈的活動（如植物根的入侵）與地表侵蝕作用。中等深度處置設施之工程障壁系統比較不受地表環境的侵襲，但在 50-100 公尺深度的自然條件不一定能提供無氧化性環境，但其大地應力較深層地質處置設施小，工程障壁力學穩定性可以有較佳的發揮。中等深度處置設施的核種傳輸與處置場特性及深度有很強關聯性，主要依賴延散（dispersion）、稀釋（dilution）、吸附等機制。

2. 瑞典 SFR 地下坑室處置場

瑞典中低放射性廢棄物處置場(SFR)位於斯德歌爾摩北方約 160 公里歐納馬鎮東之 Forsmark 核電廠場址內，為世界上第一座建於海床下岩洞式低放射性廢棄物處置場，於 1988 年 4 月開始接收低放射性廢棄物。SFR 以結晶岩床為天然屏障，建於海床下 50 公尺處，海水深約 6 公尺，其設計處置容量為六萬立方公尺(可擴充至 10 萬立方公尺)，足供存放 12 部核能機組運轉 40 年所所生之低放射性廢棄物。其工程障壁包括水泥牆、水泥漿填充物及黏土護層等，經過 300 至 500 年後，廢料之放射性將與天然岩石中之背景輻射相同。SFR 封閉之後，將用特殊設計之混凝土予以密封，不必採取監管措施。

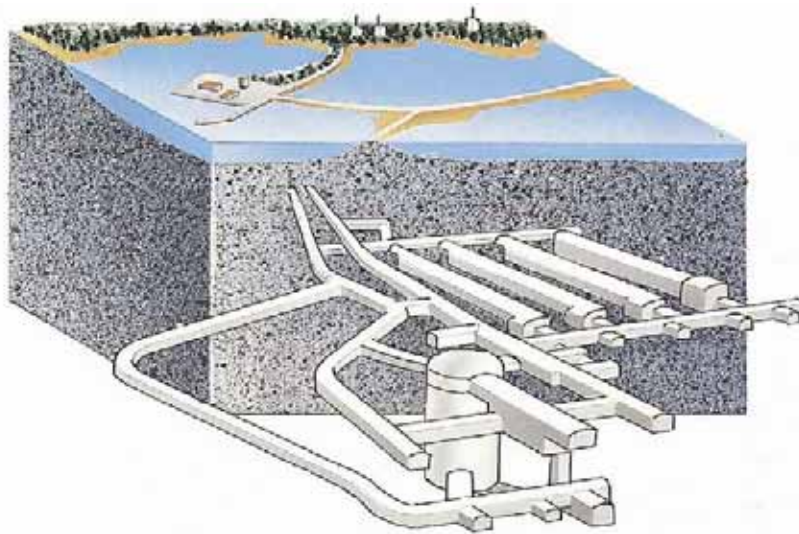


圖 5 瑞典中低放射性廢棄物最終處置場

3. 日本六個所村處置場

日本六個所村(Rokkasho-Mura)處置場位於日本本州青森縣東北方海拔 30 至 60 公尺的平原上，於 1992 年 12 月由日本核燃料公司(JNFL)負責開始營運，第一期已接收 6 萬桶低放射性廢棄物，接收來自核能電廠與再處理廠之固化低放

射性廢棄物。目前正在興建的地表下處置場，概念圖如圖 5 所示。預定處置之廢棄物包括核反應器核心週邊元件(reactor core surrounding parts)(如 channel box、control rod、burnable poison)、離子交換樹脂、再處理廠或除役產生之低強度 TRU 廢棄物、燃料製造或濃化過程產生之鈾污染廢棄物等。

對於設置地表下處置設施的要求包括必須具有足夠深度(50-100 公尺)以防止無意闖入者入侵、地下水途徑須夠長、水文條件不得太複雜、沒有天然資源、須具有適當障壁(天然與工程障壁)、數百年的監管期。目前該計畫正持續發展設計概念與詳細場址調查，深入了解天然與工程障壁的功能與長期安全性，同時並著手進行安全案例分析以作為安全審查文件。

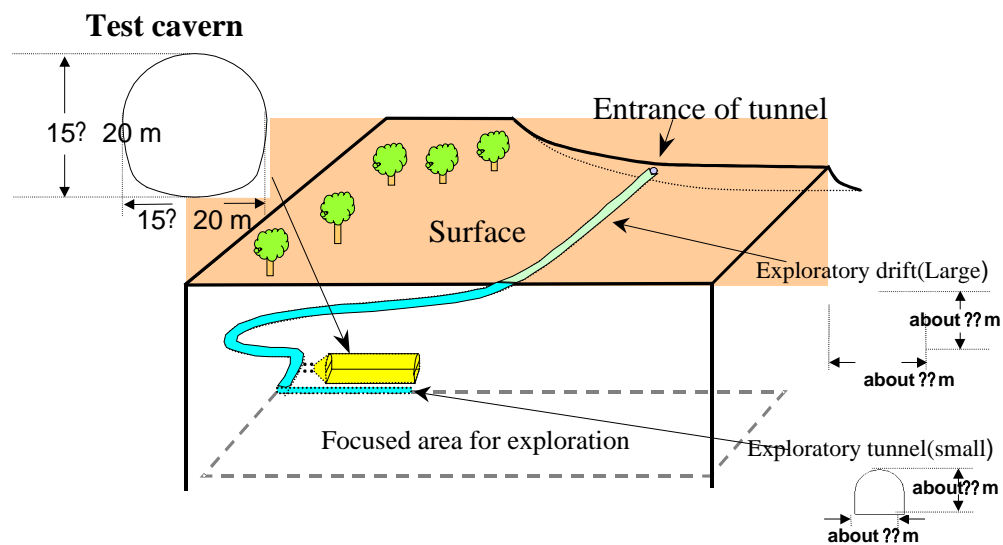


圖 6 日本六個所村處置場地下隧道處置圖

4. IAEA 廢棄射源處置計畫

在許多國家，某些特定型態的密封射源無法被近地表處置場接收，主要是因為淺地表處置設施之監管期長度不足以使其衰變致可接受程度。且多數國家的地質處置場替代方案仍尚無法利用，因此多數國家對其廢棄之射源目前仍僅貯存

起來。因此 IAEA 十分重視在廢棄射源的管理問題，亦積極發展廢棄射源的處置方案，表 4 為 IAEA 建議之廢棄射源可能的處置方案。半衰期短於 100 天的射源只要在幾年內可衰變到安全的程度，因此其廢棄物以貯存方式或是近地表處置方式為之即可安全管理。強射源核種 (Co-60、Sr-90、Cs-137) 其半衰期長達 5~30 年，須隔離人類環境外達數百年以上方可達安全管理之目的。

表 4 廢棄射源可能的處置方案

射源型態	貯存衰變	無特別要求之 近地表處置	較深度或有工 程障壁的近地 表處置	地質處置
半衰期 < 100 天 (I-125、Ir-192 等)	×			
半衰期 100 天到 30 年		×	×	
半衰期 > 30 年 (Sr-90、 Cs-137、Pu-238、 Ni-63、Am-241、 Ra-226、Pu-239)			×	×

IAEA 目前正發展一鑽孔處置 (borehole disposal) 計畫，用以協助會員國作為廢棄射源的處置方案，該計畫稱為 BOSS (Borehole disposal Of Spent Sources)。鑽孔處置的概念是將廢棄物置放於小孔徑具工程障壁的鑽孔內，鑽孔處置具下列優點與特色：

- (1) 對於高活度小體積的廢棄物盛裝於完整性高的包件內，可長期與人類環境隔離；
- (2) 鑽孔技術已發展成熟；
- (3) 土地面積需求有限；

- (4) 建造、運轉與封閉期程短；
- (5) 可以當廢棄物產生後有處置需求時再建造；
- (6) 人類入侵與未來突發事件發生可能性低；
- (7) 僅需最低程度的封閉後管制作業。

表 5 所示為鑽孔處置之工程障壁系統可能單元與其典型密封功能。總體來說，鑽孔處置是一個節省經費的安全處置方案，但處置後的廢棄物不易再取出。

BOSS 計畫包括兩個部份，分別為密封高活度射源（Sealed High Activity Radioactive Sources：SHARS）的調理，以及 BOSS 鑽孔處置概念。SHARS 的調理包括發展可移動式調理熱室（conditioning hot cell）與發展兩用貯存與運輸屏蔽。BOSS 鑽孔處置概念設計特性是採用多重障壁系統來提供包封與隔離功能，包括廢棄物包件（包封膠囊與處置容器）、鑽孔套管、回填與密封材料。鑽孔深度在 30-100 公尺、鑽孔半徑 250mm、每個廢棄物包件距離約 1 公尺。BOSS 計畫是 IAEA 發展用於處置各類廢棄射源，其概念適合於相當少量廢棄物與有限（土地與經費）資源的國家，BOSS 以上節所述的 ISAM 評估方法驗證其長期安全性，於 2005 年經國際同儕審查結論顯示：BOSS 是一個安全、經濟、可施作永久處置廢棄射源的方案。

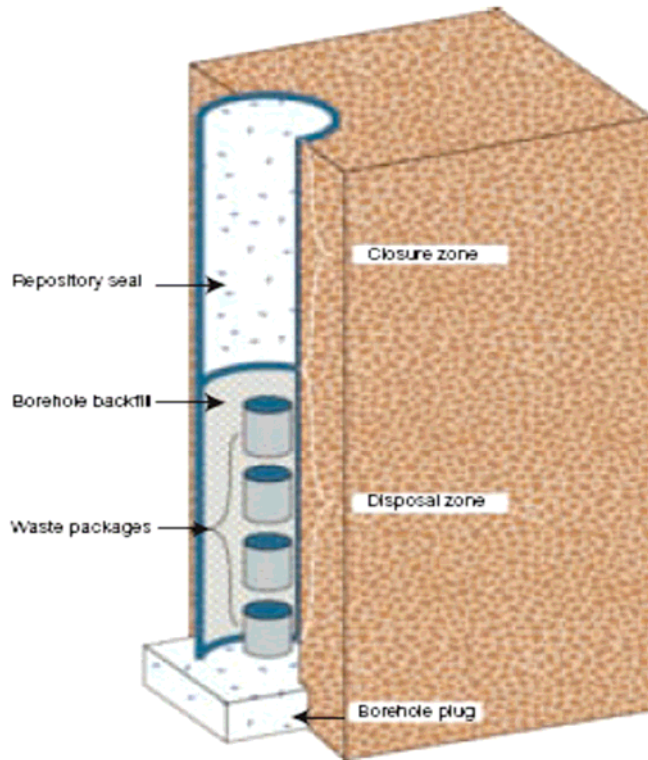


圖 7 鑽孔處置設施的概念設計圖

表 5 鑽孔處置之工程障壁系統可能單元與其典型密封功能

單元	典型密封功能
原射源包封	保守假設沒有密封功能（部分射源可能破損）
小型射源（如鐳針）的內部容器 焊接金屬（如不銹鋼）	活度的密封直到鑽孔與直井回填的孔隙水接觸而失效
金屬包件（如不銹鋼）或支撐幾個微容器（capsules）的容器	活度的密封直到鑽孔與直井回填的孔隙水接觸而失效
包件回填材料（如水泥澆注）	微容器的控制腐蝕率 從射源核種外釋的吸附劑 從包件外釋核種的擴散障壁
圍繞容器周圍之鑽孔或豎井回填材料（如水泥澆注或天然黏土材料）	廢棄物包件間的水流控制以及腐蝕速率控制 從包件外釋核種的擴散障壁與吸附劑
支撐井壁周圍之金屬或塑膠套管或混凝土/金屬內襯	套管可作為防止地下水流的通道 內襯僅提供有限的密封功能
密封：處置區域的黏土或混凝土封塞（plug）	淺層區域的密封

四、結論與建議

職本次得以順利參加 IAEA 舉辦之國際研討會，主要因為事前經謝牧謙博士多加連繫，並經日本東京大學教授 KoSaKo 協助，在此表示感謝。

本次研討會所討論的議題集中在放射性廢棄物的處置作業，所發表的文章多為目前國際間發展的最新趨勢與資訊，有助於國內推動最終處置計畫之參考。此節就本人聆聽此次會議發表內容，獲致心得與結論有下列四點，分述如下建議參考：

- (一) 在安全、經濟可行、與環境可接受的前提考量下，國際間區域合作用過核子燃料處置的計畫有逐漸成為潮流的趨勢。惟目前此一區域合作的構想仍處於研究規劃階段，參與的國家具有很強的地域性的考量。未來國內在推動用過核子燃料最終處置計畫時，應同時詳加注意國際區域合作計畫的進展與國際間處置技術的進展與技術合作的趨勢，可有助於掌握國內用過核子燃料最終處置計畫發展方向，不致於迷失。
- (二) 安全案例的驗證已成為國際間發展處置場重要的一個環節，安全案例的分析也由從高放射性廢棄物最終處置的應用延伸到低放射性廢棄物最終處置，本報告說明安全案例分析步驟，目前國際間處置計畫都會將安全案例分析納為申請文件之一，建議國內相關處置計畫執行時應參考此一國際發展趨勢。
- (三) IAEA 於 2004 年出版淺地表最終處置安全評估（包含安全案例）的相關文獻，建議國內未來進行相關低放射性廢棄物最終處置計畫可參考 IAEA 建議之 ISAM 評估方法論。
- (四) 目前國際間除用於低放射性廢棄物的淺地表處置系統及用過核子燃料的深層地質處置系統之外，另有發展中等深度的處置系統，這類處置系統主

要用於處置長半化期中等強度廢棄物或廢棄射源等。有鑒於國內處置場址不易尋覓，因此建議針對廢棄射源或中等強度長半化期放射性廢棄物仍依廢棄物分類方式以及處置場分區處置的概念設計進行處置於低放處置設施或深層地質處置場，無須另行發展中等深度處置場。