

政府科技計畫成果效益報告

計畫名稱：精進放射性物料安全管制技術發展(2/4)

(環境科技群組)(原子能工程領域)

性質：

☒ 研究型

☐ 非研究型(人才培育、國際合作、法規訂定、產業輔導及推動)

主管機關：行政院原子能委員會

執行單位：放射性物料管理局

目錄

壹、科技施政重點架構圖	1
貳、基本資料.....	2
參、計畫目的、計畫架構與主要內容	3
一、計畫目的與預期成效.....	3
二、計畫架構(含樹狀圖)	11
三、計畫主要內容.....	12
肆、計畫經費與人力執行情形	26
伍、計畫已獲得之主要成果與重大突破(含量化成果 output)....	33
陸、主要成就及成果之價值與貢獻度(outcome)	54
柒、與相關計畫之配合	60
捌、後續工作構想之重點	62
玖、檢討與展望.....	65
 附件一：績效指標(實際成果).....	69
附件二：佐證資料表.....	71
附件三：重要研究成果摘要.....	74

第二部分：政府科技計畫成果效益報告

壹、科技施政重點架構圖：

策略績效目標——績效衡量指標——執行措施（綱要計畫）

建立與提升放射性物料(包含低放射性廢棄物、用過核子燃料與燃料循環)的相關管制技術，以便於釐清與解決所面臨的技術問題，使核子原燃料管理及放射性廢棄物的處理與處置作業，能確保維護環境品質與公眾安全。

精進放射性物料安全管制技術發展(物管局)

精進低放射性廢棄物安全管制技術

KPI：
研究報告9篇
研討會2場次

- 1-1低放射性廢棄物活度量測追溯管制技術研究(核研所)
- 1-2低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究(核研所)
- 1-2A低放射性廢棄物處置輻射劑量評估安全審查模式之研究(台灣大學)
- 1-2B低放射性廢棄物處置場址特性與設施設計審查規範精進之研究(中央大學)
- 1-2C低放射性廢棄物處置設施安全評估審查規範精進之研究(中央大學)

精進用過核子燃料及放射性物料安全管制技術

KPI：
研究報告10篇
研討會2場次

- 2-1用過核子燃料貯存安全管制技術發展(核研所)
- 2-1A乾貯系統於假設複合式災害情節之熱流分析研究(清華大學)
- 2-1B不銹鋼材料應力腐蝕劣化機制研析與對策研究(高雄大學)
- 2-2核子反應器設施除役審查及驗證技術研究(核研所)
- 2-2A核能電廠除役廢棄物之審查技術研究(清華大學)
- 2-2B除役核能電廠特性調查之審查技術研究(清華大學)
- 2-2C核能電廠除役作業意外事故安全評估之審查技術研究(義守大學)

貳、 基本資料：

計畫名稱：精進放射性物料安全管制技術發展(2/4)

主 持 人：邱賜聰

審議編號：102-2001-02-05-17

計畫期間(全程)：101 年 1 月 1 日至 104 年 12 月 31 日

年度經費：18,690 千元 全程經費規劃：73,110 千元

執行單位：放射性物料管理局

參、計畫目的、計畫架構與主要內容

一、計畫目的與預期成效：

本計畫總目標在於建立與提升放射性物料(包含低放射性廢棄物、用過核子燃料與燃料循環)的相關管制技術，以便於釐清與解決所面臨的技術問題，使核子原燃料管理及放射性廢棄物的處理與處置作業，能確保公眾安全與維護環境品質。由於政府組織改造之影響，「放射性物料管理法」將改為「放射性物料管制法」，其後將針對各項管制技術規範進行研議，確保放射性物料安全管制。因此，本計畫以委託國內核能專業與學術機構執行分項計畫的方式，推動相關工作。本計畫定位在以適當的經費與人力資源，進行具有急迫性與具有先期科技方案研究價值的研發工作。具體的計畫功能包含以下優點：

- 1.建立放射性廢棄物管制的科學技術資訊，作為施政決策的依據。
- 2.先期研究探討發現問題，提出方案，擬訂解決對策。
- 3.預先規劃建立本土評估分析技術並尋求國際技術合作項目，以解決放射性廢棄物處置問題。
- 4.建立放射性物料管制的技術規範與安全基準。
- 5.在安全的前提下，促進放射性物料設施的管理效能。
- 6.建立公開透明的放射性廢棄物科技資訊，增進公眾的安全信心。
- 7.促進管制人員與專業研究團隊之間的經驗交流。
- 8.確保放射性物料管制品質，以利核能安全應用與政府推行「節能減碳」政策。

9.因應日本福島第一核能電廠核子事故影響，檢討改進我國放射性廢棄物管制技術。

10.配合穩健減核政策，強化核能電廠除役與廢棄物管制技術。

本計畫架構包括 2 個分項計畫下轄共 12 個子項計畫，主要內容與成效如下：

(一)「低放射性廢棄物安全管制技術發展」分項計畫(101-104 年)

本分項計畫之預期效益，為針對低放射性廢棄物設施與作業的安全管制技術之需求，尤其是最終處置相關的部份，研討妥適的管制技術與安全標準，提升低放射性廢棄物安全管制的公信力與民眾接受度，有利未來安全審查與檢查作業之進行。

為妥善解決低放射性廢棄物的處置問題，物管局持續對於安全分析報告內有關之安全評估、設施設計及場址特性參數審查等方向進行系統性的研究。以三年期程針對安全評估源項(source term)之管制技術建立放射性量測品質保證之管制技術。而由於核能先進國家對於低放處置是否建立輻射風險標準，作法未趨一致，我國低放處置尚未訂定輻射風險標準，將以一年期程完成我國低放處置之輻射風險標準評估研究，並評估我國低放處置人類闖入潛在曝露情節之輻射安全標準(干預基準)。此外，對於低放處置設施安全審查之關鍵議題，進行為期四年之前瞻性研究，作為精進安全分析報告審查導則或安全管制規範的依據基礎。各計畫工作預期效益如下：

子項計畫 1-1：低放射性廢棄物活度量測追溯管制技術研究(101-103 年)

(1)建置低放射性廢棄物量測追溯及驗證技術，提升國內廢棄物量測技術水準，確保人員與環境輻射安全。

(2)建立國內低放射性廢棄物量測技術認證作業規範及體系。

(3)發展與運用追溯資訊技術於廢棄物管理，以提升低放射性廢棄物

資料正確性與完整性。

子項計畫 1-2：低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究(101-104 年)

- (1) 針對低放處置設施如場址調查參數驗證、安全評估、設施設計及工程障壁材料之管制技術等關鍵議題，進行前瞻性研究，以建立關鍵議題審查技術，作為精進安全分析報告審查導則或安全管制規範的依據基礎。
- (2) 針對坑道處置如設施結構長期穩定性、耐震安全設計等關鍵議題進行前瞻性研究，以建立關鍵議題審查技術，作為精進安全分析報告審查導則或安全管制規範的依據基礎。

子項計畫 1-2A：低放射性廢棄物處置輻射劑量評估安全審查模式之研究(102-104 年)

- (1) 藉由研究 RESRAD 程式分析德州安德魯場址及處置設施之環境及安全分析過程，瞭解輻射劑量與可能潛在路徑的暴露劑量，成果可提供作為低放射性廢棄物處置場址對於人類健康及環境衝擊之有效評估工具及方法之參考，並作為低放射性廢棄物處置輻射劑量評估安全審查之應用。
- (2) 綜合分析研析成果與我國現行技術規範，研擬「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則(第 0 版)」相關章節之精進建議。將透過國際重要文獻及技術研發重點之蒐集、研析與彙整，以提升輻射劑量評估安全審查管制技術議題之技能與規範的精進。

子項計畫 1-2B：低放射性廢棄物處置場址特性與設施設計審查規範精進之研究(102-104 年)

- (1) 為提升管制技術及持續精進管制規範，擬就低放射性廢棄物處置場址特性與設施設計審查規範精進之研究，透過蒐集、研析國際重要文獻及技術研發重點彙整，以適時提升該項關鍵管制技術議

題之技能與規範的精進。

(2)對於放射性廢棄物處置場址特性調查與設施設計而言，處置先進國家之處置專責機構，已逐漸發展系統化的調查項目、方法、技術及資料整合作業，值得我國藉鑑，本計畫將研析國際經驗後，配合我國處置場址實況，供作處置場址特性調查與設施設計審查之參考。

(3)本計畫近程目標，在於彙整國外放射性廢棄物處置場址特性與處置設施設計審查技術，研析國內在場址特性描述與處置設施設計審查導則需修正之要項。而在長程目標可協助建立管制單位對於處置場址特性調查與設施設計獨立審查及分析之能力。

子項計畫 1-2C：低放射性廢棄物處置設施安全評估審查規範精進之研究 (102-104 年)

(1)為提升管制技術及持續精進管制規範，擬就低放射性廢棄物處置設施安全評估審查規範精進之研究，透過蒐集、研析國際重要文獻及技術研發重點彙整，以適時提升該項關鍵管制技術議題之技能與規範的精進。

(2)放射性廢棄物最終處置設施安全評估工作在處置作業中扮演相當重要之地位，為確保國內處置安全評估工作之效益，俾益未來整體處置安全評估工作，能符合國際水平，國內在此方面之技術上，需與國際接軌。

(3)本計畫近程目標，在於彙整國外放射性廢棄物處置設施安全評估審查技術，研析國內在安全評估審查技術發展所面臨問題與精進對策。而在長程目標可協助建立管制單位對於處置安全評估獨立審查及分析之能力。

(二)「用過核子燃料及放射性物料安全管制技術發展」分項計畫(101-104年)

本分項計畫之預期效益，為精進主管機關對用過核子燃料乾式貯存護箱及其設施之安全審查、興建及營運檢查等技術需求，強化國內採用乾式貯存技術之安全保守度(包含耐震與防洪/海嘯安全)，以降低貯存作業不確定性因素，進而達成用過核子燃料貯存之結構完整與安全再取出等安全目標，並有助於提升民眾對該設施之接受度。另針對核子反應器除役有關的管制技術進行研發，包括拆除、除污、輻射劑量評估、放射性廢棄物管理的審查等，以確保作業安全。此外，針對放射性廢棄物管制機制與規範進行研究，掌握國際管制規範發展動態與趨勢，檢視並評估其影響，進行導入國內之研究與評估，並適時建立相關審查導則，提供業者依循，以利業者備妥送審文件資料；另藉由掌握國際放射性物料之管制資訊，針對特殊或特定事件，深入探討，以做為我國事先規劃或防範意外事件發生之準備。各計畫工作預期效益如下：

子項計畫 2-1：用過核子燃料貯存安全管制技術發展(101-104 年)

- (1)如期完成核能電廠用過核子燃料乾式貯存設施之建造執照及運轉執照安全審查，以確保用過核子燃料之貯存安全與核電機組持續安全運轉，提供國內經濟且穩定之電力。
- (2)藉由核能電廠用過核子燃料乾式貯存護箱及其設施建造執照、試運轉及運轉執照等申請案之安全審查與平行驗證技術的豐碩經驗，可有效建立完善之審查技術，並擷取國內、外相關設施管制實務經驗以精進之，朝標準化與效率化目標邁進，以有效提升審查技術與品質，確保用過核子燃料之貯存安全。
- (3)蒐集國外用過核子燃料乾式貯存設施營運資訊及績效，定期與我

國核能電廠乾式貯存設施之營運監測數據比對研析，精進本土化乾式貯存護箱系統之技術驗證成果，監測資訊亦即時公開透明，以落實安全管制作業透明化，提升民眾對該設施之接受度。

子項計畫 2-1A：乾貯系統於假設複合式災害情節之熱流分析研究

本研究計畫之目的，係針對核能電廠用過核子燃料乾式貯存設施，於假設複合式災害情節下的可能效應，建立一套可靠之分析方法論並執行相關案例之檢核，以提出各案例下的量化分析結果及合適的行動建議。此外，考量密封鋼筒內部對流現象難以監測的特性，本計畫亦需進行內部對流機制及內部氣體特性對密封鋼筒表面溫度分佈之影響分析，以作為未來乾貯系統監測之可行性評估基礎。預期成效為完成：(1) 假設複合式災害情節的分析模式建立；(2) 假設複合式災害情節的傾倒案例熱流分析；(3) 假設複合式災害情節的偏移案例熱流分析；(4) 假設複合式災害情節時再取出作業熱傳效應分析；(5) 密封鋼筒內部熱流特性解析。

子項計畫 2-1B：不銹鋼材料應力腐蝕劣化機制研析與對策研究

本研究計畫之主要目的，除蒐集並整理國外對於應力腐蝕破裂的研究現況，掌握不銹鋼材料應力腐蝕劣化的機制，也藉由試驗或模擬研究本土化環境條件及材料特性下的應力腐蝕劣化行為，提出初步應力腐蝕破裂的可能對策，藉以提昇相關管制作業的能力。主要預期成果包括：(1) 蒐集整理與研析包括美國及日本等國外對於不銹鋼材料應力腐蝕劣化的研究發展；(2) 蒐集整理與研析國外對於應力腐蝕劣化研究可能的對策；(3) 蒐集國內可能發生應力腐蝕劣化的本土環境條件及材料特性；(4) 國內應力腐蝕劣化環境分析與初期研究；(5) 提出「監測與維護計畫」，及本土化的應力腐蝕破裂長程研究規劃建議。

子項計畫 2-2：核子反應器設施除役審查及驗證技術研究(101-104 年)

- (1)蒐集各國核子反應器目前已除役或正在除役所採用一般金屬、一般混凝土、反應器壓力容器(RPV)及生物屏蔽拆除方式及技術，考量輻防安全及作業安全，配合除污程序、廢棄物管理、及減廢需求，以建立最適化拆除程序為訴求，建立拆除技術審查能力。
- (2)參考國內外法規、技術規範、經驗案例等，建立我國核子反應器設施除役審查及驗證技術，確保未來核能電廠除役作業能安全有效的落實。並針對除役技術的管制需求研擬相關技術規範與審查要點，以健全法規體系。
- (3)蒐集國際除役實例與分析技術發展現況，探討爐心周圍中子活化之放射性核種及場址輻射特性對工作人員、環境之劑量影響，建立輻射劑量評估之驗證能力。

子項計畫 2-2A：核能電廠除役廢棄物之審查技術研究

美、德、日三國具有非常豐富的除役相關經驗，在其除役計畫和除役結果報告中均存有十分寶貴之資料與實作紀錄，可供我國核電廠進行除役作業時之參考。雖然各國電廠之設計與環境條件不同，除役計畫無法一體適用，需針對各電廠進行審慎評估與檢討，才能擬定最適用之除役計畫，但各國經驗仍有非常高度之參考價值，本計畫主要方法便是從已完成除役之核能機組之除役過程進行深入研究，而以除役核能電廠為主要範圍，作為未來主管機關審查核能機組除役計畫之依據。

子項計畫 2-2B：除役核能電廠特性調查之審查技術研究

為進行核能電廠除役計畫審查前，針對除役計畫書中核能電廠之特性調查部分，擁有健全之審查技術，確保計畫書中所列各項技術與執行方式均為有效並能合理執行，以利未來核能電廠除役管制作業之參考。本計畫蒐集國內外相關核電廠除役法規及除役審查案例，並評

估我國學術機構與研究單位之專長，規劃合理之除役核能電廠特性調查之計畫審查技術，同時提出相關之重點和關鍵事項，協助主管機關審查與檢查各項除役相關計畫與作業。

預期成效包括：(1)釐清除役核能電廠特性調查之審查重點。(2)界定輻射特性調查之審查範圍。(3)研提審查除役計畫書之相關建議事項。

子項計畫 2-2C：核能電廠除役作業意外事故安全評估之審查技術研究

核能電廠終其服務年限，最後之重要課題乃除役，使核能電廠廠址回復到建廠前之規貌。核能電廠除役作業過程可能發生之意外事故大致上可分類為輻安相關事故及非輻安事故，均與除役作業之施工技術息息相關。而除役作業施工技術包含污染檢測評估技術、除污技術、清理技術、拆除技術、廢棄物處理技術及工安作業技術等，在使用這些技術的過程中，稍有不慎就可能發生意外事故。例如由較輕微的放射線暴露、高處跌倒、掉落物、電擊、機器、重物、火災、爆炸，以及更嚴重的保護體失效、大量吸入放射線物質、以及造成環境污染等。因此，除役計畫書應涵蓋各項假想事故之發生因果關係及其應變作業流程，進行除役計畫審查時更須審慎對待此一部分，確保除役作業能避免並預防重大事故之發生，所以除役作業意外事故安全評估之審查技術，實有必要進行檢討與研議，進行分類與歸納，讓審查作業更完備且有效率。

二、計畫架構(含樹狀圖)：

本計畫架構包括 2 個分項計畫下轄共 12 個子項計畫，架構圖如下：



三、計畫主要內容

(一)「低放射性廢棄物安全管理技術發展」分項計畫(101-104 年)

「低放射性廢棄物安全管理技術發展」分項計畫依當前面臨的管制實務關鍵議題擬訂所需發展的管制技術，重點包括低放射性廢棄物活度量測追溯與驗證管制技術、放射性廢棄物處置輻射風險標準研究、低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究等，並據以規劃民國 101 年至 104 年之逐年具體工作項目。

子項計畫 1-1：低放射性廢棄物活度量測追溯管制技術研究(101-103 年)

原能會於民國 97 年 10 月 22 日發布「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」，其中以重要核種的濃度值作為放射性廢棄物分類的依據。放射性廢棄物核種類別與活度的量測，實務上不僅牽涉廢棄物的分類，更為重要的是影響廢棄物能否被處置設施接收以及處置後的長期安全。本項工作將衡量國內低放射性廢棄物產生、處理、貯存情形，並藉現代化量測儀器及相關技術，建立符合最終處置要求之廢棄物分類方法、量測追溯標準以及驗證制度；以提升低放射性廢棄物產生單位量測能力與公信力，增進民眾對廢棄物處置的接受度。

102 年度完成下列工作內容：

1.建置 205L 桶形校正系統及測試

(1)建立追溯國家游離輻射標準之桶型常用核種 Am-241(均勻 16 支棒組合)的加馬體射源。

(2)針對製作完成的棒狀液態射源進行均勻度測試。

2.建立低放射性廢棄物量測實驗室品質認證相關規範草案

為確保低放射性廢棄物加馬核種與活度量測結果的準確性，並可追溯至我國國家標準，制訂統一且合理可行的低放射性廢棄物加馬核種與活度量測之例行校正及能力試驗技術規範，提供我國主管機關及各核設施做為參考之依據。

3.建立低放射性廢物整桶活度量測能力試驗技術及試運轉

建立低放射性廢物整桶活度量測能力試驗技術及試運轉。並舉辦國內低放射性廢棄物加馬活度量測比對及技術研討會。

子項計畫 1-2：低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究(101-104 年)

我國低放處置設施選址作業積極推動中。經濟部於 99 年 9 月 13 日公告台東縣達仁鄉及金門縣烏坵鄉二處潛在場址，並展開建議候選場址遴選作業。隨後經濟部於 100 年 3 月 21 日選址小組第 17 次會議票選建議「台東縣達仁鄉」及「金門縣烏坵鄉」為建議候選場址，並於 100 年 3 月 29 日依法將「建議候選場址遴選報告」公開上網及陳列 30 日，徵詢各界意見並完成處理後，於 101 年 7 月 3 日核定公告「台東縣達仁鄉」及「金門縣烏坵鄉」為建議候選場址。。若能順利選定場址，台電公司可望於近年內檢附安全分析報告提出建造執照申請。在此之前管制機關亟須針對安全分析報告中的技術要項建立審查規範與接受標準。基於此審查作業實務需求，爰規劃本項工作，針對場址調查、設施設計、安全評估、營運管制及品質保證等相關技術內容進行管制技術研發。

102 年度完成下列工作內容：

1.生物圈核種外釋傳輸模擬評估技術之審查要項研究

(1)生物圈核種外釋傳輸模擬技術分析：參考日本案例，發展 GoldSim 與 MS Excel 表格的連結技術、區塊沉積物核種傳輸技術等。完成生物圈之河流/湖泊核種傳輸情節案例分析。

(2)生物圈核種外釋評估審查要項建立：根據前項分析案例，瞭解情節分析與安全審查需注意要項，據以提供審查單位未來進行安全評估報告審查的參考。

2.美國低放射性廢棄物處置法規 10CFR61 變革之研究

(1)美國 NRC 低放處置法規變革議題分析：將釐清 10CFR61 可能更新的内容，探討安全評估時間尺度，情節分析，無意闖入者，廢棄物接收準則等相關議題。

(2)我國低放處置法規變革分析：依據美國法規變革影響，專章針對國內管制法規可能的修訂方案提出分析與建議。

3.坑道處置設施設計及其穩定性評估之審查技術發展

(1)坑道設施異狀案例探討與資訊彙整分析：探討各類襯砌異狀對於處置坑道功能需求的影響，研究適當的設計考量因素與對策，並建議對應的設計流程。

(2)功能需求分析以及對應的場址特性調查與描述：透過力學或數值模擬分析途徑，探討平行驗證技術。並依據我國地質特性，針對處置坑道生命週期考量提出場址特性調查與描述的具體建議。

(3)坑道穩定與功能需求模擬技術審驗分析：探討施工造成處置坑道開挖擾動、圍岩跨域耦合效應對於坑道穩定以及功能需求的影響，據以建議相關的審驗要項。

子項計畫 1-2A：低放射性廢棄物處置輻射劑量評估安全審查模式之研究 (102-104 年)

本計畫藉由蒐集整理美國德州安德魯場址利用 RESRAD 程式分析輻射劑量與風險評估相關報告、輻射劑量風險評估之方法與成果；蒐集與國內處置場址特性與可能處置方式相近之已完成安全審查場址所採用之輻射劑量與風險評估安全審查技術；所使用 RESRAD 程式

(ONSITE 及 OFFSITE 兩種模組) 使用手冊中文化及案例情境模擬；研析國內放射性廢棄物處置輻射劑量與風險評估安全審查技術發展所面臨問題與精進對策；綜合分析研析成果與我國現行技術規範，研擬「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則(第0版)」相關章節之精進建議。將透過國際重要文獻及技術研發重點之蒐集、研析與彙整，以提升輻射劑量評估安全審查管制技術議題之技能與規範的精進。

102 年度完成下列工作內容：

1. 蒐集整理美國德州安德魯場址利用 RESRAD 程式分析輻射劑量與風險評估相關報告、輻射劑量風險評估之方法與成果
 - (1) 蒐集美國德州安德魯低放射性廢棄物處置設施相關報告。
 - (2) 蒐集整理美國德州安德魯低放射性廢棄物處置設施利用 RESRAD 程式分析輻射劑量與風險評估相關報告、輻射劑量風險評估之方法與成果。
2. 蒐集與國內處置場址特性與可能處置方式相近之已完成安全審查場址所採用之輻射劑量與風險評估安全審查技術
 - (1) 蒐集國際有關低放射性廢棄物最終處置場的安全功能設計文獻資料。
 - (2) 蒐集國際有關輻射防護設計基準文獻資料。
 - (3) 蒐集國際有關低放處置輻射劑量評估審查模式文獻資料。
3. 完成 RESRAD 程式案例情境模擬與 RESRAD 程式(OFFSITE 模組)使用手冊中文化
4. 研析國內放射性廢棄物處置輻射劑量與風險評估安全審查技術發展所面臨問題與精進對策
 - (1) 國內放射性廢棄物處置輻射劑量與風險評估安全審查技術發展

所面臨問題，主要是模式選擇與參數選用。

(2)我國未來可依據 RESRAD 參數使用參考手冊現場調查場址區域範圍、關鍵核種種類、水文物理條件等自然環境，與利用該參考手冊選用參數，可利於國內放射性廢棄物處置輻射劑量與風險評估安全審查進行與技術提昇。

(3)並利用 RESRAD 模式已建立完整之輸出結果判斷，作為國內放射性廢棄物處置輻射劑量與風險評估有效決策判斷依據。

5. 綜合分析研析成果與我國現行技術規範，研擬「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則（第 0 版）」相關章節之精進建議

(1)本計畫配合「低放射性廢棄物處置場址特性與設施設計審查規範精進之研究」，針對第三章「場址之特性描述：1.社會與經濟 2.地形與地貌 3.氣象 4.地質與地震 5.地表水 6.地下水 7.地球化學 8.天然資源 9.生態 10.輻射背景偵測 11.大地工程特性 12.交通狀況 13.其他」進行研析。

(2) 本計畫配合出席 102 年 7 月 8 日、102 年 10 月 8 日、102 年 11 月 12 日召開審查導則修訂之學者專家委員會議，提出建議修正意見，納入本年度修訂之低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則審查導則。

子項計畫 1-2B：低放射性廢棄物處置場址特性與設施設計審查規範精進之研究(102-104 年)

低放射性廢棄物處置計畫之成功，需要完整的安全評估技術以確認建造與運轉之風險。由管制端觀點而言，審核安全評評估報告之審查技術規範建立是極端重要的。原子能委員會已於 100 年度初步完成「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則(第 0 版)」為提升管制技術及持續精進管制規範，本計畫針對場址特性與設施設計，進

行國內外技術報告蒐集與分析。基於文獻分析結果，本計畫進一步檢視「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則(第 0 版)」之合宜性，並提出場址特性與設施設計相關章節之修正建議，以做為管制單位後續研定相關審查規範之參考。本計畫亦籌組專家學者委員會，針對安全分析審查規範相關修正提供建議。本計畫相關成果可提供物管局進行「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則(第 0 版)」場址特性描述與處置設施設計章節未來修正依據，以及後續審查導則研修之參考。

102 年度完成下列工作內容：

1.整理蒐集與分析國內低放射性廢棄物處置設施安全分析審查相關研究報告

(1)蒐集研析「低放射性廢棄物最終處置場址之環境安全因子審查技術規範研議」、「放射性廢棄物處置安全分析模式驗證及場址特性調查審查技術之研究」、「低放射性廢棄物坑道處置設施設計與工程品質審查規範之研擬」及「坑道處置設施設計及其穩定性評估之審查技術發展」等歷年低放處置設施安全分析審查相關研究報告。

(2)分析前述相關研究報告，初步整理審查導則修訂建議資料。

2.蒐集並整理美國德州 Andrews Site 之審查報告第六章(Effects on a Waterway or Groundwater)之審查重點

(1)蒐集並整理美國德州 Andrews Site 之審查報告第六章(Effects on a Waterway or Groundwater)之審查重點，包括場址之位置與地理關係、氣候與氣象、地質、抗震性能、自然資源、地下水文、地表水、大地工程特性、土壤狀況等。

(2)根據美國德州 Andrews Site 之審查經驗，作為低放射性廢棄物處

置設施安全分析報告審查導則修正之參考。

3.綜合分析前述研析成果與我國現行技術規範，研擬「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則（第0版）」修訂項目，並以場址特性描述與處置設施之設計相關項目為主

4.邀集成立審查導則修訂學者專家委員會，針對擬修訂項目提供專家意見

(1)於102年7月8日、10月8日及11月12日及11月14日，共計召開4次，學者專家委員會。

(2)根據專家會議與會專家之建議，修訂「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則」。

子項計畫 1-2C：低放射性廢棄物處置設施安全評估審查規範精進之研究 (102-104 年)

低放處置工作之成敗有賴完整的安全評估工作與審查技術之建置，透過充分溝通安全評估成效以釐清民眾疑慮，近年來放射性廢棄物最終處置設施審查之技術發展方向為依安全管制需求，逐步建立相關管制規範及技術，使設施設計、安全評估及施工營運，能確保安全無虞。而安全評估工作在整體處置作業中扮演相當重要角色，為此物管局已於101年度初步完成「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告審查導則(第0版)」，為持續精進技術規範及提升相關審查技術，本研究針對低放射性廢棄物處置設施之安全評估審查規範議題，主要工作包含透過蒐集、研析國際核能安全管制機關有關最終處置安全分析模式技術導則、美國德州 Andrew Site 有關安全評估審查與國際上與國內處置場址特性與可能處置方式相近之已完成安全審查場址所採用之安全評估審查技術、模式工具與成果，進而釐清安全評估審查作業之關鍵議題與申請者所需提供資料之對應關聯，以提升該項關鍵管

制技術與規範的精進。依上述成果將檢視低放處置審查導則第 0 版有關安全評估章節，提出審查導則修正建議，以精進國內在低放射性廢棄物處置安全評估審查技術。

102 年度完成下列工作內容：

1. 蒐集整理國際核能安全管制機構有關最終處置安全分析模式技術導則所採用安全分析模式與架構
 - (1) 蒐集整理國際間 VTC、RTC 及 BTC 等三種類型之處置方式、場址特性、所採用安全評估架構，以及所採用安全分析模式。
 - (2) 研析前述各種類型之案例分析結果。
2. 蒐集整理美國德州 Andrews Site 有關安全評估審查相關報告，所採用安全分析模式、架構、方法與成果
 - (1) 蒐集研析美國德州 Andrews Site 層級審查過程 (Tier Review Process)、處置方式及場址特性。
 - (2) 蒐集研析美國德州 Andrews Site 所採用功能評估(performance assessment)架構、所採用安全分析模式，以及功能評估結果。
3. 蒐集整理國際上與國內處置場址特性與可能處置方式相近之已完成安全審查場址所採用之安全評估審查技術、模式工具與成果
 - (1) 蒐集整理加拿大 DGR、瑞典中低放射設性廢棄物處置設施 SFR 等處置設施之安全審查場址所採用之安全評估審查技術、模式工具與成果。
 - (2) 蒐集研析日本高放射性廢棄物處置 H12 報告安全評估技術要項。
4. 研析處置設施安全評估審查作業之關鍵議題與申請者所需提供資料之對應關聯
5. 綜合分析前述研析成果與我國現行技術規範，研擬「低放射性廢棄

物處置設施安全分析報告審查導則（第 0 版）」處置設施安全評估相關章節之精進建議

(二)「用過核子燃料及放射性物料安全管制技術發展」分項計畫(101-104 年)

本分項計畫依管制實務工作需求分為貯存、除役、與安全管制規範三個技術發展領域進行研發，並據以規劃民國 101 年至 104 年之逐年具體工作項目。

子項計畫 2-1：用過核子燃料貯存安全管制技術發展(101-104 年)

目前國際上對於用過核子燃料的管理措施主要有再處理與直接處置兩種方式。對我國而言，在管理策略與實施方法尚未能於短期內明確定案並落實前，暫貯以等待最適策略確定，應為目前須大力推動的方向。現有之濕式暫貯方式，囿於各核電廠原有之燃料池容量很難再予以大量擴充的事實，乾式貯存已為世界趨勢。至 2005 年止世界上已有百分之十二以上之用過核子燃料以乾貯形式暫貯中。

我國核一廠已啟動乾貯計畫，於民國 97 年取得建造執照後，將分別提出試運轉許可與運轉執照申請。核二廠乾貯計畫亦於民國 101 年提出建造執照申請，後續將陸續提出試運轉許可與運轉執照申請。為因應即將面臨的審查工作，及早建立相關審查技術、特殊議題(如結構與地震分析)平行驗證技術、設施營運監測等技術發展能力，實為刻不容緩的工作。另面臨複合性災害(如地震、海嘯)超過設計基準意外事故分析應變措施研究，及未來之可能發展，亦應對通用執照(general license，有別於核一廠與核二廠申請之特定場址執照，site-specific license)以及乾貯設施營運滿十年後之再評估等審查管制工作，進行初步之瞭解。

102 年度完成下列工作內容：

1.用過核子燃料循環管理方案技術可行性研究

- (1)研析美國核管會對於除役電廠之用過燃料池貯存安全相關審查規範或評估報告，比對國內環境與法規，提供權責機關後續管制電廠除役計畫之參考。
- (2)蒐集國際主要核能國家除役電廠之用過核子燃料管理方案案例，加以分析研究，以美國除役電廠為主，輔以其他國家經驗，分析其管理方案技術基礎，提供後續管制單位或研究計劃訂定之參考。
- (3)蒐集國際重要組織及各國之用過核子燃料循環管理方案最新發展動向等資訊；以國際核能機構技術報告、國際會議期刊及資訊蒐集彙整為主要方法，探討分析世界各國對於用過核子燃料用過核子燃料循環管理方案之最新研究發展與趨勢。
- (4)研析美國核管會對於用過核子燃料乾式貯存設施安全評估報告及用過核子燃料運送安全評估報告、追蹤乾式貯存聯邦法規 10 CFR 71 或 10 CFR 72 更新資訊及延期乾式貯存技術發展資料。

子項計畫 2-1A：乾貯系統於假設複合式災害情節之熱流分析研究

為增進乾貯系統之安全性與對內部對流機制之瞭解，本子項計畫以 CFD 分析技術為基礎，進行適用於乾貯系統傾倒與位移等非設計基準事故案例之分析模式發展，探討事故對乾貯系統之熱流影響、燃料再取出作業以及研討密封鋼筒內部對流機制等重要熱傳議題，藉以執行一系列的事故分析並獲得更多的量化結果，令乾貯超越設計基準事故之研究更為嚴謹且全面性。

102 年度完成下列工作內容：

- (1)建立乾貯系統於複合式災害下之熱-水分析模式，完成超越設計基準事故之偏移與傾倒案例熱流分析。
- (2)完成超越設計基準事故後，設施進行再取出作業（返送、冷卻、注

水階段)之熱流特性研析，而未對。

- (3)完成探討乾貯系統內部熱傳機制(尤其是自然對流)發生改變時，對整體熱傳效應與移熱能力之影響。

子項計畫 2-1B：不銹鋼材料應力腐蝕劣化機制研析與對策研究

本研究蒐集與整理包括美國及日本等國外對於不銹鋼材料應力腐蝕劣化的研究發展，並研析國外對於應力腐蝕劣化研究可能對策，規劃進行國內應力腐蝕劣化環境分析與加速腐蝕試驗。根據前述研究成果，提出國內乾貯設施不銹鋼筒監測與維護計畫(草案)，與提出本土化應力腐蝕劣化長程研究規劃(建議)。

102 年度完成下列工作內容：

1. 乾貯設施不銹鋼筒監測與維護計畫(草案)

- (1) 乾式貯存設施維護作業：貯存設施營運期間主要安全功能之結構、系統與組件之維護保養作業及項目
- (2) 乾式貯存設施監測作業：貯存設施營運期間主要安全功能之結構、系統與組件之監測作業及項目

2. 本土化應力腐蝕劣化長程研究規劃(建議)

- (1)乾式貯存場應力腐蝕劣化機制環境因子資料之調查分析內容及項目
- (2)不銹鋼密封鋼筒材料應力腐蝕劣化因子資料之調查分析內容及項目

3. 密封鋼筒不銹鋼材料應力腐蝕劣化監測及評估技術之研究發展內容與主要項目

4. 乾式貯存設施十年再評估之密封鋼筒應力腐蝕劣化檢查及評估規劃

子項計畫 2-2 核子反應器設施除役技術研究(101-104 年)

原子能委員會於民國九十二年八月頒布「核子反應器設施管制法

施行細則」，並於民國九十三年七月發布「核子反應器設施除役許可申請審核辦法」，明定核子反應器設施除役申請應檢具之申請資料及除役計畫應包括之事項。我國完整的核能電廠除役審查技術，包括除役計畫書導則，除役計畫審查規範，以及除役相關程序中各項技術，如拆除技術、除污技術、廢棄物管理、輻射劑量評估等的審查能力，則有待進一步建立。本計畫之目的為深入研究除役中各項相關專業技術，使我國核子反應器除役計畫得以落實，且經由縝密之規劃，確保我國核設施除役工作進行之安全及順利。

102 年度完成下列工作內容：

1.核子反應器設施除役安全策略研究

依據原能會於民國 101 年 12 月 07 日發布之「核子反應器設施除役計畫導則」，並參考國際主要國家的核子反應器反應器設施除役相關法規、導則、規範等相關資訊，並藉以瞭解國際實際除役案例的審查經驗與經驗回饋，完成我國核子反應器設施除役安全策略研究，以確保未來除役許可審查可符合安全要求的品質與一致性，同時也可使民眾及相關業者更能了解審查要求及過程，落實未來核電廠除役之安全及目標。

2.國際核設施除役案例經驗回饋探討

蒐集國外已除役及正在除役電廠之相關資訊，研析其核設施除役進行時各階段時產生的各項議題，及其相關解決方法，以此為借鏡提出經驗回饋，藉此讓國內核設施除役安全且順利地執行，並供權責機關審查核子反應器設施除役計畫之基礎與參考。

3.拆除方式及技術發展之國際資訊研究

美國電力研究所(Electric Power Research Institute；EPRI)是由美國

電力工業所組成的研究機構，美國目前已有 11 座核能電廠已完成除役，5 座除役中，另有 7 座核能廠採取延遲除役，在過去 10 年中，EPRI 制定及出版了許多經驗教訓資料和除役有關的專題討論會 (workshop proceedings)，本計畫以 EPRI 報告為主題，研析相關拆除方法及技術發展，尤以反應器壓力容器(RPV)及其內部組件的切割、移除和處置技術是其關鍵項目，此相關成果對於國內未來除役廢棄物的運送、處置規劃密不可分。

4.除役場址內殘留輻射之劑量評估技術研究

當核設施決定永久停止運轉時需先對設施進行劑量評估研究，評估曝露劑量途徑推算出 DCGL (derived concentration guideline level) 值，未來場址內殘留輻射程度將低於 DCGL 值，確保對人員及環境的安全。DandD 係於 1998 年由美國核能管制委員會(NRC)委託桑迪亞國家實驗室開發的劑量評估程式，可作為核發除役許可之篩選工具，已應用於核能工業數年。本工作將進行該模式的研究與分析，以了解模式的原理與參數應用，建立除役場址內殘留輻射之劑量評估審查技術。

子項計畫 2-2A：核能電廠除役廢棄物之審查技術研究

102 年度完成下列工作內容：

- 1.完成美國核電廠低放射性廢棄物分類審查技術資訊之收集分析，綜合判斷並建議核能電廠除役低放射性廢棄物分類之審查重點。
- 2.完成德國核電廠低放射性廢棄物分類審查技術資訊之收集分析，綜合判斷並建議核能電廠除役低放射性廢棄物分類之審查重點。
- 3.完成日本核電廠低放射性廢棄物分類審查技術資訊之收集分析，綜合判斷並建議核能電廠除役低放射性廢棄物分類之審查重點。總體整理並配合國內相關法令，研擬建議適合於本國核能電廠除役低放射性廢棄物分類之審查技術。

子項計畫 2-2B：除役核能電廠特性調查之審查技術研究

102 年度完成下列工作內容：

- 1.收集分析各國(美國、德國、日本)核能電廠除役計畫內核能電廠特性調查的項目與評估方法。
- 2.檢討研議我國除役核能電廠特性調查之執行流程與應注意事項。
- 3.提出審查技術研究報告，建議審查重點與相關事項。

子項計畫 2-2C：核能電廠除役作業意外事故安全評估之審查技術研究

由各國對除役時發生意外事故之經驗，收集各國對事故之安全評估及審核技術之建立，以有效之防止事故之產生。此類之研究與經驗，當為此研究吸取之重點，並將各國對於除役時發生事故之安全措施做出審慎之比較，並考量台灣之核能環境，建議出較適合之審查技術。本計畫乃針對核能電廠除役作業過程中可能發生之意外事故，對於電廠所提出之預防與處置之安全評估，管制機構之審查技術，提出初步建議。102 年度完成下列工作內容：

- 1.國內對除役之意外事故之研究與擬定之相關法規。
- 2.國外相關之研究報告資料收集。
- 3.國外電廠實際經驗案例。
- 4.人為因素對除役安全之影響。
- 5.建議計畫建立國內對除役意外安全評估之審查技術。

肆、計畫經費與人力執行情形

一、計畫經費執行情形：(以下列表格表達)

(一) 計畫結構與經費

細部計畫		研究計畫		主持人	執行機關	備註
名稱	經費千元	名稱	經費千元			
精進放射性物料安全管制技術發展(2/4)	18,690		18,690	邱賜聰	放射性物料管理局	
		主辦機關業務計畫 1. 辦理「核能電廠除役審查及管制研討會」。 2. 辦理「用過核子燃料乾式貯存及最終處置研討會」	1,435	鄭武昆	放射性物料管理局	
		1-1 低放射性廢棄物活度量測追溯管制技術研究	3,000	邱鎧盛	核研所	
		1-2 低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究	3,182	吳禮浩	核研所	
		1-2A 低放射性廢棄物處置輻射劑量評估安全審查模式之研究	800	林文勝	台灣大學	
		1-2B 低放射性廢棄物處置場址特性與設施設計審查規範精進之研究	965	董家鈞	中央大學	
		1-2C 放射性廢棄物處置設施安全評估審查規範精進之研究	930	李明旭	中央大學	
		2-1 用過核子燃料貯存安全管制技術發展	1,182	邱琬琚	核研所	
		2-1A 乾貯系統於假設複合式災害情節之熱流分析研究	950	施純寬	清華大學	
		2-1B 不銹鋼材料應力腐蝕劣化機制研析	800	張惠雲	高雄大學	

		與對策研究				
		2-2 核子反應器設施 除役審查及驗證技術 研究	3,636	張淑君	核研所	
		2-2A 核能電廠除役 廢棄物審查技術之研 究	680	裴晉哲	清華大學	
		2-2B 除役核能電廠 特性調查之審查技術 研究	680	蔣安忠	清華大學	
		2-2C 核能電廠除役 作業意外事故安全評 估之審查技術研究	450	王曉剛	義守大學	

(二)經資門經費表

會計科目		項目	預算數 / (執行數)			備註	
			主管機關預算(委託、補助)	自籌款	合計		
					金額(元)		占總經費%
一、經常支出							
1.人事費							
2.業務費		16,690,000		16,742,000	100.31		
3.差旅費							
4.管理費							
5.營業稅							
小計		16,690,000		16,742,000	100.31		
二、資本支出		2,000,000		1,930,000	96.50		
小計							
合計	金額	18,690,000		18,672,000	99.90		
	占總經費%	100		99.90			

或僅以人事費、業務費(研究設備費、材料與雜費)管理費分類

經費項目		主管機關預算 (委託、補助)	自籌款	合計		備註
				金額	%	
人事費						
業務費	研究設備費	18,690		18,690	100	
	材料與雜費					
管理費						

與原計畫規劃差異說明：

本(102)年度計畫經常支出分配數為 18,690,000 元，實際結報數為 **18,672,000** 元，總執行率達 99.90%。資本支出分配數為 2,000,000 元，實際結報數為 1,930,000 元，總執行率達 96.5%。差異原因為：因底價與投標金額及決標價金之差異。

(三)計畫人力

計畫名稱	執行情形	總人力(人年)	研究員級	副研究員級	助理研究員級	助理
分支計畫：精進放射性物料安全管制技術發展(2/4)	原訂	11.2	0.2	4.2	4.5	2.3
	實際	12.9	1.4	4.7	4.5	2.3
	差異	-0.3	0	-0.3	0	0
主辦機關計畫管理		2.0	1.2	0.8	0	0
分項 1：低放射性廢棄物安全管制技術發展	原訂	4.1	0.1	1.2	1.8	1.0
	實際	4.1	0.1	1.2	1.8	1.0
	差異	0	0	0	0	0
分項 2：用過核子燃料及放射性物料安全管制技術發展	原訂	7.1	0.1	3.0	2.7	1.3
	實際	6.8	0.1	2.7	2.7	1.3
	差異	0	0	-0.3	0	0

(四) 主要人力投入情形(副研究員級以上)

姓名	計畫職稱	投入主要工作及人月數	學、經歷及專長	
邱賜聰	綱要計畫總主持人	0.2	學歷	碩士
			經歷	放射性物料管理局局長
			專長	保健物理、放射性物料管理
鄭武昆	業務計畫負責人	0.2	學歷	碩士
			經歷	放射性物料管理局組長
			專長	核子工程、放射性物料管理
鄭維申	子項計畫管理人	0.2	學歷	碩士
			經歷	放射性物料管理局組長
			專長	放射性物料管理、環境工程、保健物理
陳文泉	子項計畫管理人	0.2	學歷	博士
			經歷	放射性物料管理局組長
			專長	放射性物料管理
劉文忠	子項計畫管理人	0.2	學歷	博士
			經歷	簡任技正
			專長	放射性廢棄物管理

姓名	計畫職稱	投入主要工作及人月數	學、經歷及專長	
郭火生	子項計畫 管理人	0.2	學 歷	學士
			經 歷	簡任技正
			專 長	放射性廢棄物處理貯存、環境工程
王錫勳	子項計畫 負責人	0.2	學 歷	碩士
			經 歷	技正
			專 長	放射性廢棄物處理貯存、機械工程
劉志添	子項計畫 負責人	0.2	學 歷	碩士
			經 歷	技正
			專 長	放射性廢棄物處理處置、污染傳輸
鍾沛宇	子項計畫 負責人	0.2	學 歷	碩士
			經 歷	技正
			專 長	放射性廢棄物處置、土木結構
郭明傳	子項計畫 負責人	0.2	學 歷	博士
			經 歷	技士
			專 長	放射性廢棄物處置、大地工程
周鼎	分項計畫 主持人	2	學 歷	碩士
			經 歷	核研所簡任副研究員
			專 長	土木工程、地震工程
紀立民	分項計畫 主持人	6	學 歷	碩士
			經 歷	核研所薦任副研究員
			專 長	工程地質
鄭世中	研究人員	1	學 歷	博士
			經 歷	核研所簡任研究員
			專 長	核子工程
邱鎧盛	1-1 子項 計畫主持 人	3	學 歷	碩士
			經 歷	核研所薦任副研究員
			專 長	保健物理
吳禮浩	1-3 子項 計畫主持 人	4	學 歷	碩士
			經 歷	核研所薦任副研究員
			專 長	工程地質

姓名	計畫職稱	投入主要工作及人月數	學、經歷及專長	
邱琬琚	2-1 子項計畫主持人	5	學 歷	碩士
			經 歷	核研所助理工程師
			專 長	核子工程
張淑君	2-2 子項計畫主持人	2	學 歷	碩士
			經 歷	核研所薦任副研究員
			專 長	保健物理
葉俊賢	研究人員	1	學 歷	碩士
			經 歷	核研所薦任副研究員
			專 長	保健物理
陳智隆	研究人員	3	學 歷	碩士
			經 歷	核研所副工程師
			專 長	水文地質
林琦峰	研究人員	1	學 歷	博士
			經 歷	核研所副研發師
			專 長	保健物理
黃珲吉	研究人員	6	學 歷	博士
			經 歷	核研所副研發師
			專 長	保健物理
林文勝	1-2A 子項計畫主持人	10	學 歷	博士
			經 歷	台灣大學水工試驗所技士
			專 長	放射性核種水文地化傳輸劑量評估
董家鈞	1-2B 子項計畫主持人	10	學 歷	博士
			經 歷	中央大學應地所教授
			專 長	應用地質
李明旭	1-2C 子項計畫主持人	10	學 歷	博士
			經 歷	中央大學水海所副教授
			專 長	水文數值模式、地下水化學數質模式
蔡世欽	1-2C 子	10	學 歷	博士

姓名	計畫職稱	投入主要工作及人月數	學、經歷及專長	
	項計畫共同主持人		經歷	清華大學三等核能技術師
			專長	輻射評估、核種吸附
施純寬	2-1A 子項計畫主持人	11	學歷	博士
			經歷	清華大學核子工程與科學研究所教授
			專長	熱流分析、電廠安全評估
張惠雲	2-1B 子項計畫主持人	10	學歷	博士
			經歷	高雄大學土環系副教授
			專長	結構材料、土木工程
裴晉哲	2-2A 子項計畫主持人	4	學歷	博士
			經歷	清華大學原科中心一等核能技術師
			專長	核工
白寶實	研究人員	4	學歷	博士
			經歷	清華大學工科系教授
			專長	核工
蔣安忠	2-2B 子項計畫主持人	4	學歷	博士
			經歷	清華大學原科中心三等核能技術師
			專長	光電物理、核能技術
王曉剛	2-2C 子項計畫主持人	7	學歷	核子工程博士
			經歷	義守大學機動系教授
			專長	核能安全

與原計畫規劃差異說明：

計畫執行期間副研究員級(薦任技正)1 員離職，人力差異減少 0.3 人年。因屬承接研發技術移轉性質，已指派續辦人員，故不影響整體計畫成效。另增列主辦機關投入用於計畫管理及傳承研發技術之人力 2 人年。

伍、計畫已獲得之主要成果與重大突破(含量化成果 output)

1. 請就本計畫涉及之(1)學術成就(2)技術創新(3)經濟效益(4)社會影響(5)非研究類成就(6)其他效益方面說明重要之成果及重大之突破，以文字方式分列說明。
2. 請依本計畫(涉及)設定之成果項目以量化績效指標方式及佐證資料格式填寫主要之量化成果(如學術成就代表性重要論文、技術移轉經費/項數、技術創新項數、技術服務項數、重大專利及項數、著作權項數等項目，含量化與質化部分)。
3. 請依本計畫(涉及)設定之成果項目先分別將底下研究計畫以領域別分類，再以量化績效指標方式及佐證資料格式填寫主要之量化成果。

本計畫主要成果及重大突破說明如下。另績效指標(實際成果)參見附件一，佐證資料表參見附件二，重要研究成果摘要參見附件三。本計畫所屬子項研究計畫與委託研究計畫均屬於原子能工程領域。

1.學術成就

子項計畫 1-1：低放射性廢棄物活度量測追溯管制技術研究

建立低放射性桶型廢棄物量測技術與品質認證規範，其中包含 205L 桶型校正系統製作與測試、廢棄物整桶加馬活度量測能力試運轉，以及量測實驗室品質認證規範草案等工作項目，並完成相關研究報告三篇。

子項計畫 1-2：低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究

- (1)發展 GoldSim 與 MS Excel 表格的連結，創新生物圈核種外釋傳輸模擬評估技術。成果可供物管局執行審查處置設施安全分析報告參考。並完成研究報告一篇。
- (2)整合國內隧道工程技術，應用於建置低放處置安全設計及其功能評估審查技術，針對國內坑道處置特殊概念，創新平行驗證技術。

並完成研究報告一篇。

子項計畫 1-2A：低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究

本子項計畫利用 RESRAD 模式模擬放射性廢棄物處置場址核種外洩時對於生物圈之輻射劑量與風險評估，相關研究成果已發表至 2013 年於美國亞利桑那州鳳凰城舉辦之 2013 Waste Management 研討會與大陸北京舉行之 4th EAFORM 國際研討會，並與會交流放射性廢棄物處置安全評估研究成果及促成國際合作交流之基礎。完成研究報告一篇。

子項計畫 2-1：用過核子燃料貯存安全管制技術發展

彙整研析美國除役電廠用過核子燃料貯存安全管制規範與技術報告；分析國際除役電廠用過核子燃料管理方案；蒐集國際主要核能國家用過核子燃料循環管理方案最新動態與乾式貯存技術最新發展。完成用過核子燃料循環管理方案技術可行性研究研究報告一篇。

子項計畫 2-1A：乾貯系統於假設複合式災害情節之熱流分析研究

完成核一乾貯(INER-HPS)與核二乾貯(KSDSS)兩套系統之傾倒、位移事故與再取出模式建立與分析，其結果證實上述兩套系統於超越設計基準事故下不致影響安全性。而再取出結果亦顯示，乾貯系統之再取出作業可以進一步地藉由精進作業與控制條件，降低對燃料束之影響。此外，由於密封鋼筒的密封設計，難以量測鋼筒內部溫度與氣體特性。經由本研究成果顯示，內部對流與氣體性質將影響密封鋼筒表面的溫度分佈；未來或可應用於量測技術之開發。相關研究成果除已彙整為研究報告一篇外，亦已發表國內、國外研討會論文各一篇，後續將彙整計畫成果投稿國際 SCI 期刊。

子項計畫 2-1B：不銹鋼材料應力腐蝕劣化機制研析與對策研究

蒐集與分析包括美國 EPRI、日本中央電力研究所(Central Research Institute of Electric Power Industry, CRIEPI)之乾貯設施技術、經驗相關研究報告，研析不銹鋼材料應力腐蝕劣化機制與進行對策研究，並對照國內環境與材料等本土化條件，完成國際乾貯設施維護與監測計畫發展之技術研究報告一篇，藉此讓國內乾貯設施安全管制作業順利地執行，並供權責機關審查乾貯設施維護與監測計畫之基礎與參考。

子項計畫 2-2：核子反應器設施除役技術研究

- (1)彙整 Maine Yankee、Connecticut Yankee、Oyster Creek 等電廠除役技術、經驗相關研究報告，研析其核設施除役進行時各階段時產生的各項議題，及其相關解決方法，以此為借鏡提出經驗回饋，完成國際核設施除役案例經驗回饋探討之技術研究報告一篇，藉此讓國內核設施除役安全且順利地執行，並供權責機關審查核子反應器設施除役計畫之基礎與參考。
- (2)彙整國際電廠除役拆除技術、經驗相關研究報告，以大型組件拆除方式、拆除技術、反應器內部組件切割及大型桶槽拆除的四個面向探討，完成核設施拆除方式及技術發展之國際資訊研究之技術研究報告一篇，供日後電廠除役作業，放射性廢棄物容器之設計、分析、測試、建製造與執照申請應先行投入研究能量，才能滿足電廠除役需求。
- (3)參考 IAEA 及美國 NRC 相關除役審查文獻，依據原能會發布之「核子反應器設施除役計畫導則」，完成核子反應器設施除役安全策略研究之研究報告一篇，以確保未來除役可進行定量及/或定性之審查，審查人員進行審查工作時有所依循，亦使核子反應器設施除

役計畫申請者瞭解審查的要點。

子項計畫 2-2A：核能電廠除役廢棄物之審查技術研究

本子項計畫有鑑於一座核能電廠除役後，將產生數量龐大的廢棄物，其數量及性質，與所採取的策略、拆除及除污技術、物料回收標準及清潔標準劑量建議值有關。由電廠除役經驗顯示，最大宗的是廢混凝土塊與金屬，而廢混凝土塊中 95%以上為受極低微或根本未受放射性污染，經簡單除污後，絕大多數的廢混凝土均可傾倒於一般的垃圾場，或回收作為路基，甚至再作為骨材，廢金屬約 50%經適當處理或除污後可再回收使用，故透過適當分類之程序，將可大幅降低人力、物力、與經費的花費。參酌美國、德國、日本的除役電廠經驗，提出審查建議，完成研究報告一篇。

子項計畫 2-2B：除役核能電廠特性調查之審查技術研究

本子項計畫為除役審查技術之相關研究，主要在於收集並研讀國內外除役審查案例之資料，進行分析討論，研擬適合於本國之審查流程與技術，依據計畫書之時程規劃，本計畫之應逐步收集並分析各除役電廠之廠址特性與相關資料，原能會、核研所、台電等單位已提供許多參考資料，清大原科院及相關系所、清大原科中心亦有部分歷年研究資料，再加上 IAEA、美國 NRC 等核能相關機構的資訊，有非常充裕的資訊來源。進行研讀與分析後對審查技術已有完整構想，將廠址特性調查之內容明確區分為範圍調查/廠址特性調查、輻射調查及最終輻射調查等三個階段，分別進行細部研究，並參酌德國、日本的除役電廠計畫，提出審查建議。完成研究報告一篇。

子項計畫 2-2C：核能電廠除役作業意外事故安全評估之審查技術研究

國外在除役技術方面，已有非常成熟之經驗，在安全評估(safety

assessment)的研究與技術方面，也建立非常嚴謹之審查機制。然其安全評估多界定於對於電廠除役時各項工程運行之安全規範，而對除役時意外事故之安全評估與規範著墨較少，甚至於對於”意外事故”之定義也與國內之定義不完全相同。我國所定義之意外事故較偏向於(accidents)，一般即在平時考慮之外之有關安全事故，而國外對於意外事故偏向於災變或職災(hazards)，而且也注重於事前之篩選(screening)、分析、與預防等事項。而其安全分析方法大致分為傳統之決定法(deterministic)，即分析災變所產生之事件演變及影響，與考慮其發生概率之概率法(probabilistic)，即將發生事故之起始事件(initiating events)之概率以事件樹(event trees)與故障樹(fault trees)之方法得出最終之結果，例如放射線釋放量等資料，以供電廠有效之運用資源以預防事故與改善安全之參考。完成研究報告一篇。

本計畫收集國外之資料機構，包括國際性的原子能總署，以歐洲國家為主及美加日韓等國之國際經發合作組織之核能署，美國的核管會、能源部、電力研究中心(EPRI)，以及以個人名義發表之研究論文等，分析、研究、並提出建議。

2.技術創新

子項計畫 1-1：低放射性廢棄物活度量測追溯管制技術研究

- (1)舉辦國內「低放射性廢棄物加馬活度量測比對及技術研討會」。邀請核研所分析組、化工組與保物組，以及國內核一、二與三廠廢料課所屬量測實驗室，參與桶型加馬活度量測比對活動。對整合國內低放射性廢棄物整桶加馬活度量測能力，並促進核設施間廢棄物量測能力技術交流具有實質成效。

子項計畫 1-2：低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究

- (1)彙整國際關於生物圈之處置技術計畫與文獻資訊，整合說明國際發展趨勢，並據以建立我國技術發展與審查要項。
- (2)藉處置安全審查關鍵議題之場址特性參數對既有坑道之影響，提供國內審視既有坑道調查設計方法之不足與闕漏之處，以精進國內場址特性調查描述與對應參數選取的技術。

子項計畫 1-2A：低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究

本計畫特引進美國 ARGONNE 國家實驗室開發之 RESRAD 家族程式，並應用該程式研析國內放射性廢棄物處置輻射劑量與風險評估安全審查技術發展所面臨問題與精進對策。

子項計畫 2-1：用過核子燃料貯存安全管制技術發展

研析美國核管會除役電廠用過燃料池潛在事件風險評估報告(NUREG-1738)。蒐集分析美國除役電廠(Zion、Kewanunee、Connecticut Yankee、Maine Yankee、Oyster Creek)用過核子燃料管理經驗。蒐集研析美國除役電廠之獨立乾式貯存設備緊急計畫規範。研析美國用過核子燃料管理策略文件。依據美國實務經驗有助於建立我國用過核子燃料貯存安全管制技術。

子項計畫 2-1A：乾貯系統於假設複合式災害情節之熱流分析研究

本子項計畫以探討超越設計基準事故之熱流特性為目標，所開發之熱流分析技術與分析能力，較國外廠家之分析技術先進；相關技術除已應用於分析乾貯系統於事故中之狀態與可能處置作業之推演外，預期可應用於精進乾貯設施在貯存期間的監測技術與管制能力。

子項計畫 2-1B：不銹鋼材料應力腐蝕劣化機制研析與對策研究

研析日本中央電力研究針對混凝土護箱不銹鋼密封鋼桶應力腐蝕

劣化所研擬的乾貯設施維護與監測評估流程。蒐集分析影響不銹鋼材料應力腐蝕劣化因子。蒐集分析不銹鋼材料應力腐蝕劣化監測技術與應用實例。蒐集分析日本與美國乾貯設施監測管理維護經驗。依據國際相關技術研究發展，擬訂我國乾貯設施長期研究發展計畫。

子項計畫 2-2：核子反應器設施除役技術研究

進行除役場址內殘留輻射之劑量評估技術研究，並建立美國核能管制委員會委託桑迪亞國家實驗室開發的劑量評估 DandD 程式之評估技術，可為主管機關核發除役許可之篩選工具，確保場址中殘留輻射劑量符合法規之規範，保障人員及環境之安全。

子項計畫 2-2A：核能電廠除役廢棄物之審查技術研究

核種清潔標準的訂定主要關鍵有二個：劑量限值與核種曝露途徑的劑量轉換係數。目前世界各國多以關鍵群體中，個人有效等效劑量不超過 $10\ \mu\text{Sv/y}$ 為清潔標準評估的劑量建議值，不過也有建議採用自然背景輻射可接受的變動率（約為 1%）為劑量限值。若以我國背景輻射劑量年平均 $2\ \text{mSv}$ 而言，對應到清潔標準劑量限值可以考慮 $20\ \mu\text{Sv/y}$ 。因此，對於除役放射性廢棄物的回收再使用作業，選擇與其他各國相同以 $10\ \mu\text{Sv/y}$ 作為無條件清潔標準，另以 $30\ \mu\text{Sv/y}$ 作為有條件清潔標準，應該是適當的選擇。

子項計畫 2-2B：除役核能電廠特性調查之審查技術研究

參考國內外除役相關資料，仔細研讀並分析討論過後，研擬針對台灣現況，審查機構在審查除役計畫書時，所應著重的關鍵點有如下兩點：

(1)確立本國核能電廠特性調查之審查重點：

- 量測調查結果之描述及判定(範圍、方法)。

- 殘留核種濃度量測結果之統計圖表(量測結果)。
- 廠區、建築之圖及說明顯示分類判定及判定之考量(安全評估)。

(2)界定輻射特性調查之審查範圍：

- 應說明輻射特性調查的範圍。
- 應說明輻射調查項目、評估方法及使用儀器。
- 應說明放射性存量之評估結果。

子項計畫 2-2C：核能電廠除役作業意外事故安全評估之審查技術研究

本子項計畫對於國內核能管制機關有關審核技術方面，有下列幾點建議：

- (1)雖然各國均將各種外在(external)與內在(internal)意外事故包含於其分析範圍內，但由除役經驗得知，外在(極端)意外事故其發生機率與其產生之人體輻射劑量均遠低於任何標準(此部分當然會因各別電廠設計、建造、及除役方法不同而異)，而真正造成人員傷害最頻繁之意外事故乃與工安有關之職災，故台電及管制單位應加強此方面之研究與應變、防治對策。
- (2)因台電核電廠均為美規，核能法規亦主要參考美國核管會，故建議審查技術以美國核管會方法為主，並加以修改以及擷取歐洲優點而實行之。在修改美國核管會作法方面包括：更新電廠之終期安全分析報告以加入台灣特殊之外在因素，如颱風、海嘯、土石流等。對於 plant-specific 之差異處與其他 FSAR 無參考紀錄之意外事故分析，可使用歐洲分析之方法，使用決定法或概率法均可，例如台電各廠均有 IPE 甚至 IPEEE 之研究報告，若將其修改以符合除役狀況，且將最終結果不以爐心熔毀機率表示，而以人體輻射劑量表示。若用決定法分析，則可使用 IAEA

之 Graded approach，以節省人力物力。

(3)由 Yankee Rowe 電廠除役經驗可知，除役時發生之意外可由各種方法降低其發生率，例如人員調動、事前 walk down、事前事後與每日之簡報、到包商之遴選等，均可作為台灣核能界參考。

(4)本研究認為人為因素(human factor)乃發生意外之重要原因之一，尤其台灣從政治、經濟，到民間與地方上反核趨勢與政治勢力介入等非科技之問題外，台電除役時人事更動產生之人心浮動及不滿，都是除役時應納入之安全考量，尤其由國外除役實際經驗得知，至今尚無類似天災等巨大外力對除役工程產生安全考量之意外發生，反而絕大多數對於除役工程造成安全考量之事件均為類似於職場工安之人為疏忽與意外有關，故本研究計畫將人為因素列為研究重要項目之一。本研究對於此方面之建議如下：

- A.電廠應及早與員工溝通，使員工了解除役之重要規劃，以安撫人心消除不確定感。
- B.電廠應及早選定除役時之原廠留置核心人員，以確保除役工作之順利進行，本研究極度不建議電廠除役工程完全交付與委外包商。
- C.電廠應更強安全文化，並於除役進行時不斷動態性地改進更新其執行安全文化之品質與人員安全文化之素養。
- D.電廠應即早建立” 緘默知識” 之取得與轉移，以使除役工程安全提高防止意外發生。

3.經濟效益

子項計畫 1-1：低放射性廢棄物活度量測追溯管制技術研究

依據「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第三章中規定，低放射性廢棄物處置、貯存必須說明廢棄物來源及核種與活度，依核種與活度分為 A、B、C 及超 C 類，再依類別處置，由此可知廢棄物之核種及活度是廢棄物分類的重要依據。因此，放射性廢棄物在施行解除管制或長期儲存前，精確量測分析其中放射性核種的組成與活度，除了可符合我國法規要求之外，並可減少廢棄物處置成本。

子項計畫 1-2：低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究

藉處置安全審查關鍵議題之場址特性參數對既有坑道之影響，瞭解因應國內特殊地質環境條件，基於長期穩定與永續發展的目的下，明確有效率的選取需慎重考量的場址特性參數以深入調查暨研究，可供經濟分配上更具靈活性。

子項計畫 1-2A：低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究

輻射劑量評估安全審查模式研究發展，可提供低放處置場潛在暴露之安全評估技術，協助核能安全管制並促進產業能源用電供應，增進國家產業經濟發展。

子項計畫 1-2B：低放射性廢棄物處置場址特性與設施設計審查規範精進之研究

低放處置場址特性與設施設計安全審查模式研究發展，可提供低放處置場之場址特性及設施設計之安全審查，協助核能安全管制並促進產業能源用電供應，增進國家產業經濟發展。

子項計畫 1-2C：低放射性廢棄物處置設施安全評估審查規範精進之研究

低放處置設施安全評估審查模式研究發展，可提供低放處置場安全評估之安全審查，協助核能安全管制並促進產業能源用電供應，增進國家產業經濟發展。

子項計畫 2-1：用過核子燃料貯存安全管制技術發展

彙整分析國際除役電廠用過核子燃料管理方案，成果間接有助於參考國際經驗在我國核能電廠除役規劃時研擬較具經濟效益的用過核子燃料管理方案。

子項計畫 2-1A：乾貯系統於假設複合式災害情節之熱流分析研究

本計畫已建立之相關模擬與分析技術，未來可進一步地應用於國內乾貯系統之熱傳分析與設計能力精進，除可藉此培育國內相關產業與人才外，亦可避免國外乾貯廠商之技術壟斷與高額費用。

子項計畫 2-1B：不銹鋼材料應力腐蝕劣化機制研析與對策研究

藉國際不銹鋼材料應力腐蝕劣化機制研析與對策研究，瞭解因應國內本土化環境與材料條件，必須綜合考量乾貯設施長期結構完整性之要求與相關技術現階段研究發展情形，務實地選擇以環境監測技術作為國內乾貯設施長期研究發展計畫之主軸，可確保研究資源運用上更具效率。

子項計畫 2-2：核子反應器設施除役技術研究

- (1)完成國際核設施除役案例經驗回饋探討，如 Oyster Creek 核能電廠之除役前規畫經驗，備妥許多合理計畫，能讓電廠由運轉至除役有秩序及循序漸進的轉換，雖該電廠因故沒有實際執行，但因規劃詳盡，頗具參考價值；另 Maine Yankee 及 Connecticut Yankee 除役經驗是非常具有參考價值的，過渡期的活動、除役承包商的選用、用過燃料貯存、與主管機關和利害關係者的互動、工程及技術的使用、廠址關閉議題、地下水的整治這些議題都是將來除役一定會面臨的問題，吸取這兩個核電廠除役經驗，及早思考可能面對的問題，可讓國內的除役工作安全、順利、經濟及高效率地進行，不致於面對突發的事件而措手不及，而導致人力及金錢大

量支出。

(2)參考國內外法規、技術規範、經驗案例等，進行接受基準及安全評估技術面整合，研究除役審查之安全評估技術，研究成果可提供管制需求研擬相關技術規範與審查要點，以健全法規體系，確保未來核能電廠除役作業能安全有效的落實。

(3)完成核設施拆除方式及技術發展之國際資訊研究之技術探討，提供了許多核設施拆除之經驗，可以節省經費，如：大型桶槽拆除中，桶槽升降控制可以採用多組活動式油壓升降系統取代大型鋼構支架，油壓升降系統應可安全支撐桶槽重量，再配合機械式支撐導引系統，應可滿足工業安全需求，且油壓升降系統可重複應用在不同尺寸桶槽，應可以節省大量經費。

子項計畫 2-2A：核能電廠除役廢棄物之審查技術研究

透過適當廢棄物分類之程序，將可大幅降低人力、物力、與經費的花費。

子項計畫 2-2B：除役核能電廠特性調查之審查技術研究

研究結論有助於建立審查作業之標準化流程，可有效縮短並簡化除役計畫之審查過程，達到相當規模之經濟效益。

子項計畫 2-2C：核能電廠除役作業意外事故安全評估之審查技術研究

本研究發現由除役經驗得知，外在(極端)意外事故其發生機率與其產生之人體輻射劑量均遠低於任何標準(此部分當然會因各別電廠設計、建造、及除役方法不同而異)，而真正造成人員傷害最頻繁之意外事故乃與工安有關之職災，故台電及管制單位應加強此方面之研究與應變，以期達到最大經濟效應。在參考國外經驗上，建議審查技術以 NRC 方法為主，並加以修改以及擷取歐洲優點而實行之。對於 plant-specific 之差異處與其他 FSAR 無參考紀錄之

意外事故分析，可使用歐洲分析之方法，使用 deterministic 或 probabilistic 方法均可，例如台電各廠均有 IPE 甚至 IPEEE 之研究報告，若將其修改以符合除役狀況，且將最終結果不以爐心熔毀機率表示，而以人體輻射劑量表示。若用 deterministic 方法分析，則可使用 IAEA 之 Graded approach，以節省人力物力。

4.社會影響

子項計畫 1-1：低放射性廢棄物活度量測追溯管制技術研究

邀請核研所分析組、化工組與保物組，以及國內核一、二與三廠廢料課所屬量測實驗室，參與桶型加馬活度量測比對活動。藉由比對成果與技術精進，可以提升公眾對於我國各單位低放射性廢棄物活度量測結果的信心。

子項計畫 1-2：低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究

- (1)研析美國 10 CFR 61 法規變革之影響，有助於向國內公眾說明國外的低放射性廢棄物處置安全水準與管制作法，藉以增進對於國內安全管制的信心。
- (2)藉處置安全審查關鍵議題之場址特性參數對既有坑道之影響，可逐漸掌握因應國內特殊地質環境條件下，場址特性參數變異對處置場址可能造成的影響，進一步針對造成的影響探討其因應對策，以提高國內社會對處置場址的信賴。

子項計畫 1-2A：低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究

「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則(第 0 版)」相關章節之精進建議，所建立之評估程序除提供決策者使用外，亦屬民生社會發展及環境安全之永續必需。

子項計畫 1-2B：低放射性廢棄物處置場址特性與設施設計審查規範精進

之研究

本子項計畫依其研究成果，研擬「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則(第0版)」相關章節之精進建議，所建立之評估程序除提供決策者使用外，亦屬民生社會發展及環境安全之永續必需。

子項計畫 1-2C：低放射性廢棄物處置設施安全評估審查規範精進之研究

本子項計畫依其研究成果，研擬「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則(第0版)」相關章節之精進建議，所建立之評估程序除提供決策者使用外，亦屬民生社會發展及環境安全之永續必需。

子項計畫 2-1：用過核子燃料貯存安全管制技術發展

研析國際用過核子燃料管理方案最新資訊、分析國際除役電廠之用過核子燃料管理經驗及國際乾式貯存發展動向將有助於向國內社會公眾說明國外的具體作法。

子項計畫 2-1A：乾貯系統於假設複合式災害情節之熱流分析研究

本計畫之研究成果顯示(1)超越設計基準事故下，乾貯系統之安全性將遠超過一個月；(2)乾貯系統再取出作業，可透過作業程序操作條件之變更而降低對燃料之影響程度，結果顯示用過核燃料進行乾貯後，仍可透過完善規劃完成再取出作業。上述成果足以消彌社會大眾，對於乾貯系統之安全與乾貯暫貯後即無法取出，進行最終處置之刻板印象。

子項計畫 2-1B：不銹鋼材料應力腐蝕劣化機制研析與對策研究

研析包括美國與日本等國不銹鋼材料應力腐蝕劣化研究發展與問題對策，以及國際乾貯設施管理經驗，有助於國內社會公眾瞭解與確認相關安全管制作業之可靠度。

子項計畫 2-2：核子反應器設施除役技術研究

目前國內尚無核能電廠除役經驗，社會對核能電廠除役也還有疑慮，像是用過燃料貯存、放射性廢棄物的處置、廠址關閉議題、地下水的整治等，藉由國際核設施除役案例經驗可以讓社會大眾瞭解國外除役的作法及遭遇問題的解決方法，化解其對核能電廠除役的疑慮。

子項計畫 2-2A：核能電廠除役廢棄物之審查技術研究

一座核能電廠從確定停止運轉到完全除役可能耗時 20~30 年之久，期間電廠必須提出有關待拆除設施及拆除方法、核燃料物質管理、因核物料產生放射性廢棄物的處理、除役程序、輻射曝露管理、安全評估、應維持功能及性能的系統設備以及執行組織等資訊及計畫供管制單位審核，以確保整個除役工作能順利且安全地進行。

子項計畫 2-2B：除役核能電廠特性調查之審查技術研究

自日本福島事件發生後，民眾對於核電廠的關心已與日俱增，清大原科中心的研究用反應器繼 2010 年開放辦理公眾參訪之業務以來，申請前往參觀的人數與日俱增，其中不乏對核子反應器完全沒有概念的一般民眾，中心接待人員乃一一對其進行導覽與基礎核能教育，成果相當不錯。在社群網路上，常常有看到錯誤的核能/輻射相關資訊在大量流傳，其實有必要讓民眾對核能電廠的運作與除役有基礎或更進一步的正確認識，本研究計畫之結論建請主管機關能藉著此次核能電廠的除役，保留或歸納一部分資料公開給民眾取用，減低民眾對除役電廠的疑慮，也能更客觀看待未來電廠的興建或拆除，減少不必要之紛擾，具有很重要之社會影響。

子項計畫 2-2C：核能電廠除役作業意外事故安全評估之審查技術研究

由國外除役之研究與實際經驗得知，雖然與輻射有關之意外事故較可能發生於電廠運轉時(反應器在高壓高溫之情況下)，而除役時發生之意外主要是非關輻射(因為燃料棒已移除)，或與職業傷害有關之公安之意外。然而除役時之意外往往直接對人員造成傷害，並且可能造成輻射傷害而對大眾與環境造成威脅。故除役電廠應該針對於其電廠獨特之設計、建造及其除役時所用之技術、方法、時程等考量下，分辨出可能發生之意外事故、事故之分析與演變、事故造成之人員、大眾、與環境傷害(輻射劑量)、應具備一套完善之事故應變計畫，以及防止意外發生與降低意外傷害(災害)之方案，以降低民眾對核能安全之疑慮，增加對除役工作之信心，已使得除役工程能順利且安全地完成。

5.非研究類成就(無人才培育、法規制度、國際合作、推動輔導等)

子項計畫 1-1：低放射性廢棄物活度量測追溯管制技術研究

完成低放射性廢棄物量測實驗室品質認證相關規範草案一份，說明如何透過引進國際標準 ISO17025:2005，建立實驗室管理系統，達到持續提升量測品質並增進量測分析結果公信力之目標，並符合主管機關之政策要求。

子項計畫 1-2：低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究

(1)完成美國 10 CFR 61 低放處置法規變革研究，並對我國相關法規之修訂方案研擬建議事項。

(2)培育處置技術相關人才博士生一員，碩士三員。

子項計畫 1-2A：低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究

本計畫成員與 RESRAD 程式發展團隊負責人 ARGONNE 國家實

驗室 Charley Yu 博士，針對 RESRAD 應用進行討論，以建立輻射曝露情節與劑量評估程序，將可支援我國對於放射性廢棄物處置場址劑量評估研究與安全分析技術，提昇放射性廢棄物處置安全分析技術。

子項計畫 1-2B：低放射性廢棄物處置場址特性與設施設計審查規範精進之研究

(1)培育處置技術相關人才碩士生一員。

(2)本計畫透過成立審查導則修訂學者專家委員會，根據專家會議與會專家之建議，修訂「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則」。

子項計畫 1-2C：低放射性廢棄物處置設施安全評估審查規範精進之研究
培育處置技術相關人才碩士生二員。

子項計畫 2-1：用過核子燃料貯存安全管理技術發展

釐清美國用過核子燃料乾式貯存設施緊急應變計畫、保安計畫、保防應變計畫的法規內容，有助於我國相關規定之研擬。

子項計畫 2-1A：乾貯系統於假設複合式災害情節之熱流分析研究
藉本計畫之執行計培育碩士與碩班生各一名。

子項計畫 2-1B：不銹鋼材料應力腐蝕劣化機制研析與對策研究

(1)培育處置技術相關人才碩士生二員。

(2)完成「用過核子燃料乾式貯存設施營運維護與監測計畫導則(草案)」研訂一件

子項計畫 2-2：核子反應器設施除役技術研究

完成核子反應器設施除役計畫審查規範(草案)研訂一件。

子項計畫 2-2A：核能電廠除役廢棄物之審查技術研究

建議核能電廠除役廢棄物以 10 $\mu\text{Sv/y}$ 作為無條件清潔標準，另以

30 $\mu\text{Sv/y}$ 作為有條件清潔標準。

子項計畫 2-2B：除役核能電廠特性調查之審查技術研究

未來由相關專家形成之審核團隊一定會對核能電廠除役拆廠之申請，進行最有效率之審核，並可提出各重要項目中最好之技術以及最適合本土使用之技術採用建議。本計畫是有關除役核能電廠特性調查之審查技術研究，經持續收集相關資訊、並加以研讀吸收後，未來必可提出分類、歸納、整理後之審查方針與重點，讓除役計畫書能得到最有效率且完備之審核。

子項計畫 2-2C：核能電廠除役作業意外事故安全評估之審查技術研究

台灣核能界與國外有一非常不同之處為 - 人為因素(human factor)，從各機構為人質疑之”球員兼裁判”之電廠/核能管制單位/研究機構之間關係，到民間與地方上反核趨勢與政治勢力介入等非科技之問題外，台電除役時人事更動產生之人心浮動及不滿，都是除役時應納入之安全考量。

6.其它效益

子項計畫 1-1：低放射性廢棄物活度量測追溯管制技術研究

研究成果可藉以了解國內核設施或研究機關，量測低放射性廢棄物整桶加馬活度之能力，並進一步整合國內量測技術與建立放射性廢棄物量測認證制度，以提升國內低放射性廢棄物量測技術能力達國際水平。

子項計畫 1-2：低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究

參與本研究之人員，可掌握放射性廢棄物處置設施場址調查、設計與建造之管理精神與目的；在研究期間針對國內相關工程相關規範之比較，可以瞭解放射性處置設施與一般公共工程建設有關

安全要求與技術規範之差異，提供回饋公共工程未來修正既有規範或研訂新一代規範的參考。除強化參與人員之研究能力外，並可藉此計畫培育國內對於放射性廢棄物最終處置領域的人才。

子項計畫 1-2A：低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究

本子項計畫進行低放射性廢棄物處置輻射劑量評估安全審查模式研究之各項技術，可做為政府政策或技術準則擬定參考，提供作為低放射性廢棄物處置場址對於人類健康及環境衝擊之有效評估工具及方法，可降低災害風險且增進民眾信心，降低設置處置設施阻力。

子項計畫 1-2B：低放射性廢棄物處置場址特性與設施設計審查規範精進之研究

本子項計畫研究低放射性廢棄物處置場址特性與設施設計審查規範之各項技術，可做為政府政策或技術準則擬定參考，提供作為低放射性廢棄物處置設施對於人類健康及環境衝擊之有效評估工具及方法，可降低災害風險且增進民眾信心，降低設置處置設施阻力。

子項計畫 1-2C：低放射性廢棄物處置設施安全評估審查規範精進之研究

本子項計畫研究低放射性廢棄物處置安全評估審查規範之各項技術，可做為政府政策或技術準則擬定參考，提供作為低放射性廢棄物處置設施對於人類健康及環境衝擊之有效評估工具及方法，可降低災害風險且增進民眾信心，降低設置處置設施阻力。

子項計畫 2-1：用過核子燃料貯存安全管制技術發展

釐清國際用過核子燃料貯存安全管制技術現況，特別是針對除役電廠用過核子燃料的管制措施，可以應用於國內之實務作業。

子項計畫 2-1A：乾貯系統於假設複合式災害情節之熱流分析研究

計畫中所建立之技術已多次用於解析乾貯設施安全審查作業中之疑慮(如乾貯設施監測設定點議題)，並作為分析可行性之佐證依據，對於國內乾貯設施之管制與安全審查已有實務之應用貢獻。

子項計畫 2-1B：不銹鋼材料應力腐蝕劣化機制研析與對策研究

釐清國際乾貯設施維護與監測計畫發展現況，特別是針對不銹鋼材料應力腐蝕劣化之監測與評估流程，可以應用於國內之實務作業。

子項計畫 2-2：核子反應器設施除役技術研究

本子項計畫成果可掌握核子反應器設施拆除之安全議題重點，明確建置合理、適切及有效管制方案，完善國內除役法規安全體系之建置。

子項計畫 2-2A：核能電廠除役廢棄物之審查技術研究

本計畫的執行過程中，參與之工作人員將可更加了解核能電廠除役作業有關廢棄物審查技術之細節，能被培養為新進之核能人才，對未來核設施之使用、管理與輻射物質之處理，將有長足的貢獻。

子項計畫 2-2B：除役核能電廠特性調查之審查技術研究

在本計畫的執行過程中，參與之工作人員將可更加了解核能電廠除役作業之細節，能被培養為新進之核能人才，對未來核設施之使用、管理與輻射物質之處理，將有長足的貢獻。

子項計畫 2-2C：核能電廠除役作業意外事故安全評估之審查技術研究

如計畫可達成預期目標，則未來由我們相關之專家形成之審核團隊一定會對核一廠除役拆廠之申請，進行最有效率之審核，並可提出各重要項目中最好之技術以及最適合本土使用之技術採用建議。本計畫是有關核能電廠除役作業意外事故安全評估之審查技

術研究，經持續收集相關資訊、並加以研讀吸收後，未來必可提出分類、歸納、整理後之審查方針與重點，讓除役計畫書能得到最有效率且完備之審核，使除役作業能避免並預防意外事故之發生，萬一發生意外事故，也有迅速且安全之標準作業程序可供參考執行。在本計畫的執行過程中，能培養新進之核能人才，對未來核設施之使用與處理，將有長足的貢獻。

陸、主要成就及成果之價值與貢獻度 (outcome)

請依前述重要成果及重大突破說明其價值與貢獻度如：

- 一、學術成就(科技基礎研究) (權重___%)
- 二、技術創新(科技整合創新) (權重___%)
- 三、經濟效益(產業經濟發展) (權重___%)
- 四、社會影響(民生社會發展、環境安全永續) (權重___%)
- 五、非研究類成就(人才培育、法規制度、國際合作、推動輔導)
(權重___%)
- 六、其它效益(科技政策管理及其它) (權重___%)

註：若綱要計畫期程為4年期第1年執行者，請明確寫出本綱要計畫為第1年執行，固無主要成就及成果之價值與貢獻度；其他非第1年執行者請填寫起始年累積至今主要成就及成果之價值與貢獻度(例如：執行期程為第3年之綱要計畫即寫第1年到現在所有成果之 outcome)。

本計畫執行迄今為4年期程的第2年進度，主要成就及成果之價值與貢獻度說明如下。

一、學術成就(科技基礎研究) (權重 30%)

101 年度：

績效指標	實際初級產出 量化值	效益說明
論文	1 篇 SCI、 2 篇會議論文	藉由論文發表與國際交流，確認研究結果之公信力，提升國際知名度
研究團隊養成	4 組(乾式貯存、熱流分析、處置、輻射量測團隊)	所養成之專業團隊可作為放射性廢棄物管制之專家幕僚，提供政策諮詢及後續研究服務
博碩士培育	6 人	培育博碩士研究生，使特殊技術得以傳承
研究報告	16 篇	彙整研究成果與心得發現，傳承

		專業技術，並作為放射性廢棄物管制之科學參考依據
辦理學術活動	辦理 1 場研討會	辦理輻射量測研討會，促進國內產官學研界之交流合作
形成教材	出版 1 本研討會論文集	出版論文集可供學校或管制單位進行教學與教育訓練參考
其他	研擬審查團隊建立方案一件	蒐集國際上核電廠除役經驗的相關案例，並提出未來管制單位組成審查團隊時的建議事項

102 年度：

績效指標	實際初級產出 量化值	效益說明
論文	5 篇會議論文	藉由論文發表與國際交流，確認研究結果之公信力，提升國際知名度。
研究團隊養成	4 組(乾式貯存熱流分析、處置、輻射量測、除役安全事故分析團隊)	所養成之專業團隊可作為放射性廢棄物管制之專家幕僚，提供政策諮詢及後續研究服務
博碩士培育	博士生 1 人、碩士生 10 人	培育博碩士研究生，使特殊技術得以傳承
研究報告	18 冊	彙整研究成果與心得發現，傳承專業技術，並作為放射性廢棄物管制之科學參考依據
辦理學術活動	辦理 3 場研討會	辦理輻射量測研討會，促進國內產官學研界之交流合作
形成教材	出版 1 本研討會論文集	出版論文集可供學校或管制單位進行教學與教育訓練參考。

二、技術創新(科技整合創新) (權重 20%)

101 年度：

績效指標	實際初級產出 量化值	效益說明
技術報告	1 篇	建立技術手冊，使放射性廢棄物管制技術得以傳承
技術活動	辦理 4 場次專案講座、4 場技術討論會	藉由講座與研討會議的舉辦促進專業技術交流與意見溝通

102 年度：

績效指標	實際初級產出 量化值	效益說明
技術報告	1 篇	建立放射性廢棄物量測技術手冊，使管制技術得以傳承。
技術活動	辦理 4 場次專案講座、3 場技術討論會	藉由講座與研討會議的舉辦促進專業技術交流與意見溝通

三、經濟效益(產業經濟發展) (權重 10%)

101 年度：

績效指標	實際初級產出 量化值	效益說明
共通/檢測技術服務	建立活度量測系統 1 組	可有效量測低放射性廢棄物重要核種 Eu-152 與 Mn-54 活度
促成與學界或產業團體合作研究	委託研究 2 個分項計畫，另獨立委託計畫 3 件	促進研究單位與學術機構之合作交流，整合意見凝聚共識

102 年度：

績效指標	實際初級產出 量化值	效益說明
共通/檢測技術服務	建立活度量測系統 1 組	可有效量測低放射性廢棄物重要核種 Am-241 活度
促成與學界或	委託研究 2 個	促進研究單位與學術機構之合作

產業團體合作研究	分項計畫	交流，整合意見凝聚共識
促成與學界或產業團體合作研究	召開審查導則修訂學者專家委員會 3 次	促進研究單位與學術機構之合作交流，整合意見凝聚共識

四、社會影響(民生社會發展、環境安全永續)(權重 20%)

101 年度：

績效指標	實際初級產出 量化值	效益說明
資訊服務	每月蒐集國際管制動態資訊於網站發布	促進公眾對於國際概況的認知
提升公共服務	彙整國際廢棄物管制資訊 1 件	促進公眾對與放射性廢棄物管理資訊的瞭解
提高能源利用率	落實核一廠乾貯設施審查，維繫我國總發電量約 5%。	核一廠裝置容量為 1,272 千瓦，核能發電約佔我國發電總量 20.7%。核一廠建立乾貯設施容量，可確保核能電廠的正常營運與維持能源的穩定供應
其他	核一、二廠乾貯設施計畫安全管制各 1 處 低放處置場設置計畫安全管制 1 處	放射性廢棄物集中管理與管制，維護環境安全品質

102 年度：

績效指標	實際初級產出 量化值	效益說明
提高能源利用率	落實核一廠乾貯設施審查，維繫我國總發電量約 5%。	核一廠裝置容量為 1,272 千瓦，核能發電約佔我國發電總量 20.7%。核一廠建立乾貯設施容量，可確保核能電廠的正常營運

		與維持能源的穩定供應
其他	核一、二廠乾貯設施計畫安全管制各 1 處 低放處置場設置計畫安全管制 1 處	放射性廢棄物集中管理與管制，維護環境安全品質

五、非研究類成就(人才培育、法規制度、國際合作、推動輔導)(權重 10%)

101 年度：

績效指標	實際初級產出 量化值	效益說明
先進國制度蒐集及研析	國際核能發電國家廢棄物管制法規資訊研析 1 件	彙整核能發電國家廢棄物管制法規資訊，可確保我國管制標準合於國際水準
法規草案研擬	核子反應器設施除役計畫導則(草案)1 件	核子反應器設施除役計畫導則訂定有助於我國核電廠除役工作之安全管制

102 年度：

績效指標	實際初級產出 量化值	效益說明
先進國制度蒐集及研析	美國管制法規資訊研析 1 件	10 CFR 61 法規變革研究，並研擬我國因應方案
法規草案研擬	核子反應器設施除役計畫審查規範(草案)1 件	核子反應器設施除役計畫審查規範訂定有助於我國核電廠除役工作之安全管制
法規草案研擬	低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則(第 0	低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則之修訂有助於我國低放最終處置之安全管制

	版)1 件	
法規草案研擬	用過核子燃料乾式貯存設施營運維護與監測計畫導則(草案)1 件	用過核子燃料乾式貯存設施營運維護與監測計畫導則有助於我國安全管制工作之執行

六、其它效益(科技政策管理及其它)(權重 10%)

101 年度：

績效指標	實際初級產出 量化值	效益說明
規範/標準制訂	低放處置輻射風險標準、盛裝容器審查導則草案研究等 2 件	研議低放射性廢棄物處置輻射風險標準、研究盛裝容器審查導則要點，建立具體的審查標準
資料庫	放射性廢棄物管制機關與管制法規料庫 1 件	完成核能發電國家之管制資訊文獻資料庫建立

102 年度：

績效指標	實際初級產出 量化值	效益說明
資料庫	放射性廢棄物文獻資訊彙整 1 件	彙整各研究計畫所蒐集之文獻資料電子檔，燒錄為光碟並建立雲端檔案，以利後續查詢檢索應用。

柒、與相關計畫之配合

子項計畫 1-1：低放射性廢棄物活度量測追溯管制技術研究

(1)主要研發工作委託核研所執行。

(2)與國家游離輻射標準實驗室共同開發 205 L 校正標準桶與 Am-241 參考物質。

子項計畫 1-2：低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究

(1)與核研所政府科技計畫之「最終處置前廢棄物整備管理技術研究」內容配合研究。

(2)處置坑道穩定性專業分析另委託台北科技大學執行。

子項計畫 1-2A：低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究

(1)主要研發工作委託台灣大學執行。

(2)子項計畫 1-2A、1-2B 與 1-2C 為關聯計畫，相關技術將由子項計畫 1-2C 進行整合。

子項計畫 1-2B：低放射性廢棄物處置場址特性與設施設計審查規範精進之研究

(1)主要研發工作委託中央大學執行。

(2)子項計畫 1-2A、1-2B 與 1-2C 為關聯計畫，相關技術將由子項計畫 1-2C 進行整合。

子項計畫 1-2C：低放射性廢棄物處置設施安全評估審查規範精進之研究

(1)主要研發工作委託中央大學執行。

(2)子項計畫 1-2A、1-2B 與 1-2C 為關聯計畫，相關技術將由子項計畫 1-2C 進行整合。

子項計畫 2-1：用過核子燃料貯存安全管制技術發展

(1)主要研發工作委託核研所執行。

子項計畫 2-1A：乾貯系統於假設複合式災害情節之熱流分析研究

(1)主要研發工作委託清華大學執行。

子項計畫 2-1B：不銹鋼材料應力腐蝕劣化機制研析與對策研究

(1)主要研發工作委託高雄大學及台灣科技大學執行。

子項計畫 2-2：核子反應器設施除役技術研究

(1)主要研發工作委託核研所執行。

(2)「核子反應器設施除役計畫審查規範(草案)」已初步擬定，將徵詢相關單位意見並進行專業討論。

子項計畫 2-2A：核能電廠除役廢棄物之審查技術研究

(1)主要研發工作委託清華大學執行。

(2)與子項計畫 2-2B 為關聯性計畫。

子項計畫 2-2B：除役核能電廠特性調查之審查技術研究

(1)主要研發工作委託核研所執行。

(2)配合子項計畫 2-2A 所獲取之相關資訊一同進行討論研究，將可達相輔相成、事倍功半之效。其中關於混凝土及低放射性廢棄物之處理、量測、管制、除汙等相關新型技術之執行方法與流程，更可由兩個計畫之研究人員相互配合進行深入分析討論，提出未載於各國除役計畫與報告書中之創新內容，供未來進行除役計畫審查之參考。

子項計畫 2-2C：核能電廠除役作業意外事故安全評估之審查技術研究

(1) 主要研發工作委託義守大學執行

捌、 後續工作構想之重點

本計畫 103 年度計畫工作架構規劃如下：

(一)「低放射性廢棄物安全管制技術發展」分項計畫

1.低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究(101-104 年)

- (1)國際處置安全案例(safety case)相關技術文獻蒐集分析
- (2)國際原子能總署(IAEA)安全導則(SSG-23)研析
- (3)於學者專家委員會議提出本子項計畫之研究成果
- (4)提出低放審查導則(第 0 版)安全評估相關章節與條文內容修訂建議

2.低放射性廢棄物處置設施安全評估審查規範精進之研究(102-104 年)

- (1)國際原子能總署安全評估模式技術報告研析
- (2)處置安全分析模式所需關鍵參數整理與研析
- (3)處置安全分析模式之產出與不同模式間之關聯研析
- (4)處置全系統安全評估模式架構研擬暨整合技術發展精進建議
- (5)提出低放審查導則(第 0 版)安全分析有關章節與條文內容修訂建議

3.低放射性廢棄物處置輻射劑量評估安全審查模式之研究(102-104 年)

- (1)安全分析 RESRAD 程式參數需求研析
- (2)低放處置輻射劑量與風險評估技術文獻資訊研析
- (3)潛在處置場址輻射劑量與風險評估關鍵審查技術與方法研析
- (4)輻射劑量與風險評估整合管制技術研議
- (5)提出低放審查導則(第 0 版)輻射劑量評估有關章節與條文內容

修訂建議

4.低放射性廢棄物處置場址特性審查規範精進之研究(102-104 年)

- (1)國內外低放處置場址特性評估文獻資訊蒐集研析
- (2)處置場址特徵與近場安全評估相關之重要參數研析
- (3)召開學者專家委員會議研議低放審查導則(第 0 版)各章節修訂建議
- (4)提出低放審查導則(第 0 版)修訂研議整合成果

5.低放射性廢棄物處置設施設計審查規範精進之研究(102-104 年)

- (1)日本、瑞典與我國低放處置工程障壁系統設計與參數蒐集
- (2)工程障壁系統安全評估之解析方法與參數設定研析
- (3)工程障壁設計特性參數敏感度測試案例研析
- (4)工程障壁最適化設計之研析
- (5)提出低放審查導則(第 0 版)設計有關章節與條文內容修訂建議

6.處置坑道結構長期穩定強化及監測方法之研究(103-104 年)

- (1)國內外隧道及處置坑道檢測與監測案例蒐集
- (2)處置坑道結構安全與長期穩定強化需求分析
- (3)處置坑道施工期檢測及運轉期監測要項研析
- (4)處置坑道檢測與監測計畫導則草案研析
- (5)提出低放審查導則(第 0 版)處置坑道相關章節與條文內容修訂建議

(二)「用過核子燃料及放射性物料安全管制技術發展」分項計畫

1.用過核子燃料貯存安全管制技術發展(101-104 年)

- (1)乾式貯存設施設計壽命期間熱傳行為分析

(2)核一廠乾式貯存熱測試護箱系統表面劑量率的分析研究

(3)國際乾式貯存設施維護與監測計畫長期研發資訊研析

2.核子反應器設施除役審查及驗證技術研究(101-104 年)

(1)核子反應器設施除役安全議題研究(1/2)

(2)拆除方式技術能力與安全評估研究(1/2)

(3)除役廢棄物分類包裝審查技術研究

(4)放射性廢棄物整桶活度量測能力試驗技術研究

3.反應器與圍阻體中子活化分析程式之驗證研究(103 年)

(1)反應器與圍阻體中子活化分析程式之驗證研究

4.除役核能電廠之除污方式及除役期間放射性廢料處理之研究(103

年)

(1)除役核能電廠之除污方式及除役期間放射性廢料處理之研究

5.用過核子燃料處置審查技術建置研究(103-104 年)

(1)國際核能機構與國家高放射性廢棄物處置安全標準研析

(2)國際高放射性廢棄物處置相關計畫的安全分析技術要點研析

(3)國際高放射性廢棄物處置安全分析報告國際案例經驗研析

玖、 檢討與展望

子項計畫 1-1：低放射性廢棄物活度量測追溯管制技術研究

- (1)透過舉辦 102 年低放射性桶型廢棄物加馬活度量測能力試運轉，藉以了解國內核設施及研究機關所屬實驗室量測技術之準確性與可追溯性。預計明年將舉辦正式能力試驗比對，以整合國內量測技術與能力、並建立放射性廢棄物量測認證制度，以提升國內低放射性廢棄物量測技術能力達國際水平。

子項計畫 1-2：低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究

- (1)由生物圈評估模型案例的建構與相關運用可知，在 GoldSim 平台上可彈性建構生物圈功能評估與安全評估模型，未來再連結源項、近場與遠場的評估模型，即可確實地進行處置場全系統劑量評估計算，有助於我國進行放射性廢棄物的最終處置工作。
- (2)美國 10 CFR 61 修訂最終定稿規劃於 2014 年，我國對於美國法規後續演變仍需持續追蹤，以便掌握相關國際技術新知，確保我國放射性廢棄物管理在安全前提下經濟有效。
- (3)透過國內既有地下坑道洞室襯砌損傷與異狀資料之蒐集整理初步顯示，我國的處置環境可能因地震、天然障壁材料弱軟化等因素，影響處置設施長期的穩定。目前已建成長度逾千公里的地下坑道雖然結構穩定問題並不多見，然變形、裂縫與滲漏水卻相當普遍。處置設施之穩定雖可透過處置技術之精進達成，然因處置設施的服務週期長於交通、水力隧道，有關處置設施長期穩定的議題，未來可就相關課題繼續深入探討，以求提升處置設施安全性與長期穩定性。

子項計畫 1-2A：低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究

持續 RESRAD 模式模擬分析及研究，建立 RESRAD 模式與其他分析模式整合模擬分析技術，並以國內低放建議候選場址為現場案例，進行遠場及生物圈輻射劑量風險評估。

子項計畫 1-2B：低放射性廢棄物處置場址特性與設施設計審查規範精進之研究

處置設施之設計章節，仍有相當多需進一步精進之處。然考量導則修訂宜漸進推展，建議考慮先嘗試將坑道處置之概念納入，後續再視環境與技術推展逐步修訂。

子項計畫 1-2C：低放射性廢棄物處置設施安全評估審查規範精進之研究

整理與研析國內潛在處置場址安全評估關鍵模式所需參數，並提出國內潛在處置場址全系統安全評估架構與技術發展精進策略之建議。

子項計畫 2-1：用過核子燃料貯存安全管理技術發展

- (1)藉由國際除役電廠用過核子燃料管理與貯存安全經驗分析，可作為國內後續電廠除役之參考。
- (2)透過研析美國核管會除役電廠用過核子燃料管制法規與技術報告可提供國內權責機關管制參照
- (3)蒐集分析國際用過核子燃料乾式貯存技術發展及研究成果，可應用於後續相關研發方向參考，並經由國際成功經驗提高民眾對於乾式貯存信心。

子項計畫 2-1A：乾貯系統於假設複合式災害情節之熱流分析研究

藉由計畫所建立之乾貯系統熱流技術，未來可廣泛應用於乾貯設施安全分析、運轉監測與管制作業等輔助工作外，亦可提供其它領域(如屏蔽、應力、材料等)，作為分析所需條件，持續精進國內乾貯作業之安全性。

子項計畫 2-1B：不銹鋼材料應力腐蝕劣化機制研析與對策研究

藉由國際乾貯設施維護監測技術研究現況與管理經驗分析，可用於國內未來乾貯設施管理之參考。

子項計畫 2-2：核子反應器設施除役技術研究

- (1)從國際核設施除役案例經驗回饋探討之研究成果中，在利益相關者的互動、與主管機關互動、除役執行策略(如是否使用除役作業承包商、濕式或乾式的用過燃料貯存、或是除役的方法)等在除役中所扮演的角色，有時比專業技術來得更重要，足以影響整體除役計畫的有效進行，千萬不要只重視技術方面的”硬領域”，而忽略了”軟領域”的影響。
- (2)以瞭解國際實際除役案例的審查經驗與經驗回饋，完成我國核子反應器設施除役安全策略研究，以確保未來除役許可審查可符合安全要求的品質與一致性，同時也可使民眾及相關業者更能了解審查要求及過程，落實未來核電廠除役之安全及目標。
- (3)從核設施拆除方式及技術發展之國際資訊研究中，可以知道拆除方式及技術的選用不僅需考上述各項作業技術本身影響，各項作業相關的法規、公眾的參與等皆需納入考量。藉由大型組件從除役到貯存和處置的管理、拆除技術、電廠 RPV 及其內部組件切割、大型桶槽拆除經驗，能更全面地瞭解核設施拆除方式及技術。
- (4)除役場址內殘留輻射之劑量評估審查技術研究的成果對於 DandD 程式在主管機關之劑量評估上，有很大的助益。此軟體提供方便操作介面並協助執照持有者將場址內殘留輻射轉換為年劑量，以確認該場址之殘留輻射是否符合 10 CFR Part 20 之場址外釋標準。然而美國桑迪亞國家實驗室並未對此程式持續進行更新，可能會與我國現今游離輻射防護法規所引用輻射防護概念(係依據

ICRP-60 報告內容所訂定)有所差異。因此另一種由美國阿崗國家實驗室所開發劑量評估程式-RESRAD，由於程式內具有 ICRP-60 報告之參數資料庫可供選擇，且該程式近年來皆有持續進行更新，因此可適用於我國除役場址之劑量評估，未來可以進行此劑量模擬程式之研究。

子項計畫 2-2A：核能電廠除役廢棄物之審查技術研究(請補充標題內容)

藉由國際除役電廠經驗分析，提出除役廢棄物無條件清潔標準及有條件清潔標準，可作為國內後續電廠除役之參考。

子項計畫 2-2B：除役核能電廠特性調查之審查技術研究

除役核能電廠特性調查之審查，範圍較大且多與除役計畫書其他部分相互重疊，在審查過程中常因範圍未能明確界定，造成事倍功半或重覆消耗資源，經研讀國內外相關資訊後，本研究認為特性調查的範圍應明確加以界定，再由此明確界定之範圍下，一步步處理其中的分項事務。

子項計畫 2-2C：核能電廠除役作業意外事故安全評估之審查技術研究

除役工程之安全包含範圍極廣，對於除役安全事故之審核技術，應參考國外經驗，例如採取歐洲規劃詳盡與美國講求效率節省人力物力之優點，結合管制單位、台電，研究機構等，以修正核子反應器設施除役計畫審查規範，使其內容更具可行性，並實質增加除役工作之安全。

填表人：蔣焜淵 聯絡電話：02-2232-2318 傳真電話：02-2232-2308

E-mail：kyc@aec.gov.tw

主管簽名：邱賜聰

附件一：績效指標(實際成果)

請選擇合適綱要計畫評估之項目填寫初級產出、效益及重大突破(填寫說明如表格內容，未使用之指標及填寫說明文字請刪除)

屬性	績效指標		原訂值	初級產出 量化值	效益說明	重大 突破
學術成就(科技基礎研究)	A.論文		2 篇 期 刊 論 文 (SCI)、1 篇 會 議 論 文	5 篇 會 議 論 文	藉由論文發表與國際交流，確認研究結果之公信力，提升國際知名度。	
	B.研究團隊養成		2 組(處置、輻射量測團隊)	4 組(乾式貯存熱流分析、處置、輻射量測、除役安全事故分析團隊)	所養成之專業團隊可作為放射性廢棄物管制之專家幕僚，提供政策諮詢及後續研究服務。	
	C.博碩士培育		2 人	博士生 1 人、碩士生 10 人	培育博碩士研究生，使特殊技術得以傳承。	
	D.研究報告		14 篇	18 篇	彙整研究成果與心得發現，傳承專業技術，並作為放射性廢棄物管制之科學參考依據。	
	E.辦理學術活動		辦理 1 場研討會	辦理 1 場研討會	辦理輻射量測、處置或放射性物料管制、乾式貯存等之研討會，促進國內產官學研界之交流合作。	
	F.形成教材		出版 1 本研討會論文集	出版 1 本研討會論文集	出版論文集可供學校或管制單位進行教學與教育訓練參考。	
技術創新	H.技術報告		1 篇	1 篇	建立技術手冊，使放射性廢棄物管制之管制技術得以傳承。	
	I.技術活動		專案講座 2 場次 技術研討會 1 場次	物管局補充	藉由講座與研討會議的舉辦促進專業技術交流與意見溝通	
經濟效益	O.共通/檢測技術服務		建立活度量測系統 1 組	建立活度量測系統 1 組	可有效量測低放射性廢棄物重要核種 Am-241 活度	
	T.促成與學界或產業團體合作研究		委託研究 2 個分項計畫	委託研究 2 個分項計畫	促進研究單位與學術機構之合作交流，整合意見凝聚共識	
	T.促成與學界或產業團體合作研究		無	召開審查導則修訂學者專家委員會 3 次	促進研究單位與學術機構之合作交流，整合意見凝聚共識	
	環境安全永續	V.提高能源利用率	落實核一廠乾貯設施審查，維繫我國總發電量約 5%。	落實核一廠乾貯設施審查，維繫我國總發電量約 5%。	核一廠裝置容量為 1,272 千瓦，核能發電約佔我國發電總量 20.7%。核一廠建立乾貯設施容量，可確保核能電廠的正常營運與維持能源的穩定供應	
		其他	核一、二廠乾貯設施安全管制各 1 處 低放處置場設置安全管制 1 處	核一、二廠乾貯設施安全管制各 1 處 低放處置場設置安全管制 1 處	放射性廢棄物集中管理與管制，維護環境安全品質	

屬性	績效指標	原訂值	初級產出 量化值	效益說明	重大 突破
其他 效益	K.規範/標準制 訂	核子反應器設施除 役計畫審查規範 (草案)1 件	核子反應器設施除 役計畫審查規範 (草案)1 件 低放射性廢棄物處 置設施安全分析報 告審查導則(第 0 版)1 件 用過核子燃料乾式 貯存設施營運維護 與監測計畫導則 (草案)1 件	建立具體的技術審查規範 使產業界有所依循並加速 審查作業之完成	
	Y.資料庫	無	放射性廢棄物文獻 資訊彙整 1 件	彙整各研究計畫所蒐集之 文獻資料電子檔，燒錄為光 碟並建立雲端檔案，以利後 續查詢檢索應用。	

附件二：佐證資料表

(請選擇合適之佐證資料表填寫，超過1 筆請自行插入列繼續填寫，未使用之指標資料表請刪除)

【A 學術成就表】(論文)

序號	題名	第一作者	發表年	文獻類別	引用情形	獲獎情形	論文出處
			(西元)				
1	Modeling the Hydrogeochemical Transport and Radiological Dose of Radionuclide for the Performance Assessment of Low-Level Radioactive Waste Disposal	林文勝	2013	f	N	N	The 4rd East Asia Forum on Radwaste Management 國際研討會
2	Linking RESRAD-OFFSITE and HYDROGEOCHEM Model for Performance Assessment of Low-Level Radioactive Waste Disposal Facility	林文勝	2013	f	N	N	Waste Management 2013 Conference 國際研討會
3	用過核燃料乾貯系統於複合式災害條件下之熱流安全評估	曾婉琪	2013	e	n	n	中國機械工程師學會第 30 屆全國學術研討會
4	Thermal evaluations in spent fuel dry storage systems during combined accident conditions	曾永信	2013	f	N	N	3th CSRP
5	Investigation the Natural Convection Behavior in the Transportable Storage Canister of Dry Storage Systems through CFD simulation	曾永信	2014	f	N	N	ICONE22

註：文獻類別分成 a 國內一般期刊、b 國內重要期刊、c 國外一般期刊、d 國外重要期刊、e 國內研討會、f 國際研討會、g 著作專書；引用情形分成 Y1 被論文引用、Y2 被專利引用、N 否；獲獎情形分成 Y 有獲獎、N 否；論文出處列出期刊名稱，卷期，頁(如科學發展月刊，409 期，頁 6-15)

【B 研究團隊表】

團隊名稱	團隊所屬機構	團隊性質	成立時間 (西元年)
低放射性廢棄物活度量測追溯與驗證研究團隊	核能研究所 保健物理組	e	2011
放射性廢棄物處置與環境復育技術研發團隊	核能研究所 化學工程組	a、e	2012
乾式貯存熱流分析	清華大學	a	2013
除役安全事故分析小組	義守大學機動系	a	2013

註：團隊性質分成 a 機構內跨領域合作、b 跨機構合作、c 跨國合作、d 研究中心、e 實驗室

【C 培育人才表】

序號	姓名	學歷	機構名稱	指導教授
1	詹尚書	a	國立臺北科技大學，資源工程研究所	王泰典副教授

2	李紫彤	b	國立臺北科技大學，資源工程研究所	王泰典副教授
3	吳東洹	b	國立臺北科技大學，資源工程研究所	王泰典副教授
4	郭雅雯	b	國立臺北科技大學，資源工程研究所	王泰典副教授
5	陳美惠	b	義守大學機動系	王曉剛教授
6	劉偉榮	b	義守大學機動系	王曉剛教授

註：學歷分成 a 博士、b 碩士

【D 研究報告表】

序號	報告名稱	第一作者	出版年 (西元年)	出版單位
1	建置 205L 桶形校正系統及測試	葉俊賢	2013	核能研究所
2	建立低放射性廢棄物量測實驗室品質認證相關規範草案	黃珏吉	2013	核能研究所
3	建立低放射性廢物整桶活度量測能力試驗技術及試運轉	葉俊賢	2013	核能研究所
4	生物圈核種外釋傳輸模擬評估技術之審查要項研究	陳智隆	2013	核能研究所
5	美國低放射性廢棄物處置法規 10CFR61 變革之研究	紀立民	2013	核能研究所
6	坑道處置設施設計及其穩定性評估之審查技術發展(102 年度成果報告)	王泰典	2013	核能研究所
7	用過核子燃料循環管理方案技術可行性研究(102 年度成果報告)	邱琬琚	2013	核能研究所
8	核子反應器設施除役安全策略研究	游鎮帆	2013	核能研究所
9	國際核設施除役案例經驗回饋探討	黃志中	2013	核能研究所
10	拆除方式及技術發展之國際資訊研究	黃志中	2013	核能研究所
11	除役場址內殘留輻射之劑量評估技術研究	黃珏吉	2013	核能研究所
12	低放射性廢棄物處置輻射劑量評估安全審查模式之研究	林文勝	2013	台灣大學
13	低放射性廢棄物處置場址特性與設施設計審查規範精進之研究	董家鈞	2013	中央大學
14	低放射性廢棄物處置設施安全評估審查規範精進之研究	李明旭	2013	中央大學
15	乾貯系統於假設複合式災害情節之熱流分析研究	施純寬	2013	清華大學
16	不銹鋼材料應力腐蝕劣化機制研析與對策研究	張惠雲	2013	高雄大學
17	核能電廠除役廢棄物之審查技術研究	裴晉哲	2013	清華大學
18	除役核能電廠特性調查之審查技術研究	蔣安忠	2013	清華大學
19	核能電廠除役作業意外事故安全評估之審查技術研究	王曉剛	2013	義守大學

【E 學術活動表】

研討會名稱	性質	舉辦(起-迄)日期 (YYYY/MM/DD)	主/協辦單位
低放射性廢棄物活度量測研討會	a	2013/04/30	核研所保物組
辦理「核能電廠除役審查及管制研討會」。	a	2013/05/29-2013/5/30	物管局

舉辦「2013 用過核燃料乾貯裝填研討會」。	a	2013//09/17-2013/09/18	物管局
辦理「用過核子燃料乾式貯存及最終處置研討會」。	a	2013/10/28-2013/11/01	物管局

註：性質分成 a 國內研討會、b 國際研討會、c 兩岸研討會

【F 製作教材表】

教材名稱	教材類別	發表年度 (西元年)	出版單位
低放射性廢棄物活度量測研討會論文集	a	2012	核研所

註：教材類別分成 a 文件式、b 多媒體、c 軟體、d 其他

【K 規範標準表】

名稱	類別	參與性質	應用範圍
核子反應器設施除役計畫審查規範(草案)	a	a	b
低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則(第 0 版)	a	a	b
用過核子燃料乾式貯存設施營運維護與監測計畫導則(草案)	a	a	b

註：類別分成 a 規範、b 標準、c 法規、d 政策；參與性質分成 a 參與制定、b 共同發表；應用範圍分成 a 機構內、b 國內、c 國際、d 未發表

附件三：102 年精進放射性物料安全管理技術發展(2/4)

成果效益報告附件：重要研究成果摘要

子項計畫 1-1：低放射性廢棄物活度量測追溯管制技術研究

一、建置 205L 桶形校正系統及測試

為解決核設施除役及核能電廠營運多年來庫存之放射性廢棄物問題，考量國內核能電廠及研究機構等，大多使用桶型偵檢系統來量測放射性廢棄物之解除管制試樣的比活度，我國國家游離輻射標準實驗室(NRSL)遂利用 9 個大面積片狀射源，以水平等間距方式放置於校正桶中，或利用 9 支均勻棒狀體射源，以等體積方式插入校正桶中，以校正儀器的偵測效率，並實際用於 98 年解除管制試樣量測分析之能力試驗，獲得初步良好的成果。

依據過去製作桶型體射源之經驗，並參考 Canberra 公司利用殼狀模型發展之校正桶，採用單一 ^{241}Am 核種，利用殼狀模型製作內含 9 支棒狀體射源且適用於純鍺偵檢器校正之標準校正桶。

本文將敘述建立純鍺偵檢器的各五種密度體射源校正桶的製作過程，並利用此校正桶評估量測系統對核種的計測效率，以及經此校正後的量測系統其樣品活度量測準確度的驗證與比較結果。

1. 校正用假體製作

校正用標準桶之製作分為兩部分，一是製作不同密度的假體，另一是製作要放入假體中的射源。使用於純鍺偵檢器校正的標準桶假體製作，材質為紙板、木板、塑膠粒、水泥或小彈珠製作之假體，其平均密度分別為 0.138 g/cm^3 、 0.498 g/cm^3 、 0.960 g/cm^3 、 1.583 g/cm^3 及 1.755 g/cm^3 。於假體鑽出 9 個圓柱形孔洞，各孔洞相對位置如圖 1-1.1 所示，

以便隨後放入 9 支棒狀射源，而其淨重與材質如表 1-1.1 所示。五種密度 9 支棒桶型校正假體如圖 1-1.2 所示。

2. 棒狀射源製作

採用單一核種 ^{241}Am 製作適用於純鍺偵檢器使用的 9 支棒狀體射源組，是使用直徑 1.5 cm、長 86 cm、厚度 5 mm 的塑膠管內裝滿 60 mL 的 ^{241}Am 液態射源密封後，再放入直徑 2.0 cm、厚度 5 mm 的塑膠管中密封完成，每支 60 mL 的 ^{241}Am 液態射源活度為 45.5 kBq，其標準不確定度 $<1.8\%$ 。9 支液態射源棒總活度為 409 kBq，包括追溯國家游離輻射標準射源、鹽酸及載體等如圖 1-1.3，並使用微電腦自動分注器分別注入射源棒中。

使用直徑 3 cm 閃爍體偵檢器(INER/Fs-99)測試製作完成的棒狀射源的均勻度，偵檢器的背景值為 44 cps。受測的 76 cm 長棒狀射源每 3 cm 量測一次，每支棒量測 20 個位置，在核種 ^{241}Am 棒射源組中，各別抽樣 3 支作均勻度測試的結果分別如圖 1-1.4，而相對平均值的標準差分別為 3.2 %、4.3 %及 3.8 %。

3. 量測驗證儀器與結果

使用 ORTEC 公司所製造之量測設備，移動式低能量純鍺加馬活度量測裝置(ISOCART)，如圖 1-1.5 所示；此移動式加馬偵檢器係利用點射源進行效率校正，並使用程式內建幾何模板模擬樣品形狀與活度分佈，再經由數學軟體(ISOTOPIC)計算量測樣品活度。

使用於純鍺偵檢器的桶型 9 支棒體射源的核種 ^{241}Am (60 keV)的五種密度假體，低至高密度 $0.138\text{ g/cm}^3 \sim 1.75\text{ g/cm}^3$ 的 60 keV 的計測效率為 $0.00003 \sim 0.000004$ 。密度與效率的相關曲線如圖 1-1.6。

4. 量測比對

將 9 支棒體射源的核種 ^{241}Am 放置於 9 孔水泥校正桶中，以兩台不同廠牌移動式加馬活度量測系統，進行整桶加馬活度量測比對。其中一台由 ORTEC 公司製造，另外一台由 Canberra 公司製造移動式單純銻偵檢器量測系統(ISOCS)，如圖 1-1.7 所示，可搭配 2.5 公分或 5 公分之鉛屏蔽，以及不同角度(0° 、 30° 、 90° 、 180°)的準直器進行量測，此量測設備之純銻偵檢器係利用蒙地卡羅程式校正(MCNP-Characterized)，並使用幾何模板模擬樣品形狀與活度分佈，再經由數學計算效率校正曲線。

兩部移動式加馬活度量測系統，量測比對 205 L 水泥桶內 ^{241}Am 加馬活度，量測結果整理如表 1-1.2 所示，由表可知，兩部不同廠牌量測系統，量測 205 L 整桶 ^{241}Am 加馬活度相對誤差在 30%以內，未來將拓展於國內低放射性廢棄物整桶加馬活度量測比對活動當中。

5. 結論與建議

- a. 製作完成移動式純銻偵檢器使用之單一核種 ^{241}Am 的殼狀 9 支棒體射源。
- b. 建立的五種桶型密度體射源的核種計測效率，適用於純銻偵檢器量測低放射性活度試樣的活度。
- c. 抽樣 3 支棒體射源均勻度測試的結果，相對平均值的最大標準差為 4.3 %。
- d. ^{241}Am 整桶加馬活度量測比對結果，相對誤差小於 30%，未來將應用於國內低放射性廢棄物加馬活度量測比對活動之中。

參考文獻

葉俊賢、袁明程”桶型加馬活度計測系統之校正方法”，INER-5068R，2007。

葉俊賢、袁明程”解除管制試樣量測之棒狀射源校正桶”，INER-8525，2011。

Yuan, M.C., Yeh, C.H., Yeh, C.Y., Chen, I.J., Wang, C.F., 2010. Proficiency

testing feasibility study for the measurement of gamma-emitting. Appl. Radiat. Isot. 68, 1211-1216.

Yuan, M.C., Yeh, C.H., Wang, J.J., Chen, I.J., Wang, C.F., 2009. The calibration and evaluation of a radioactive waste drum counting system. Appl. Radiat. Isot. 67, 931-934.

ISOTOPIC-32 Software Version 4.1-User' Manual, 2008. AMETEK/ORTEC.

二、 建立低放射性廢棄物量測實驗室品質認證相關規範草案

行政院原子能委員會放射性物料管理局，於 2002 年 12 月 25 日發佈「放射性物料管理法」，其中第 21 條規定所訂定之「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第三章中規定，低放射性廢棄物處置、貯存必須說明廢棄物來源及核種與活度，依核種與活度分為 A、B、C 及超 C 類，再依類別處置。由此可知廢棄物之核種及活度是廢棄物分類的重要依據，而核種活度量測技術之可靠度與量測數據精確度，有賴良好認證制度之運作維持。

財團法人全國認證基金會(Taiwan Accreditation Foundation，簡稱 TAF)，成立於 2003 年 9 月 17 日，其前身為中華民國實驗室認證體系(Chinese National Laboratory Accreditation，簡稱 CNLA)，以提供經濟與社會發展需求之公正、客觀、獨立及符合國際規範之第三者認證服務為宗旨。TAF 實驗室認證運作係依據 ISO/IEC 17011:2004，並採用 ISO/IEC 17025：2005 為實驗室之共通性規範，並藉由對校正與測試實驗室之評鑑認證，達到實驗室符合國際標準與品質及技術提升之目的。

隸屬保健物理組(以下簡稱本組)之低放射性廢棄物量測實驗室，負責核能研究所(以下簡稱本所)低放射性廢棄物核種及活度量測技術之研發，並以上述實驗室為例，說明如何透過引進國際標準 ISO 17025：2005，並依據規範中管理與技術要求，建立實驗室管理系統，達到持續提升量測品

質並增進量測分析結果公信力之目標，並符合主管機關及本所之政策要求。

低放射性廢棄物量測實驗室之組織架構，如附圖 1-1.8 所示。實驗室主管下設置品質主管與技術主管，以及科技技術人員與行政支援人員。另外實驗室與相關人員職責，可分為：

A. 實驗室職責

- i. 提供各界低放射性廢棄物量測及技術諮詢服務。
- ii. 低放射性廢棄物量測之技術研究發展。
- iii. 培訓及儲備技術人才，滿足未來發展需求。
- iv. 執行其他交辦事項。

B. 人員職責

人 員	職 責
實驗室主管 (報告簽署人)	1. 確保實驗室依據 ISO 17025 及品質手冊持續有效執行與監督。 2. 實驗室品質相關問題直接反映單位最高主管。 3. 監督管理實驗室人員。 4. 審查監督管理系統之適切性及有效性。 5. 確保實驗室量測分析品質與能力之維持。 6. 查證實驗室管理系統，提供改善建議跟催改善結果。 7. 負責量測分析報告審核與發行。 8. 指派品質主管與技術主管。 9. 執行上級交辦事項。
品質主管	1. 實驗室管理系統規劃、監督與執行。 2. 實驗室量測分析品保措施之規劃與監督。 3. 確保管理系統之正常運作；遇有問題，直接反映實驗室主管。 4. 規劃實驗室相關人員訓練。 5. 異常與顧客抱怨之處理。 6. 規劃執行內部稽核與管理審查。 7. 查核量測分析記錄與報告。 8. 負責勞工安全衛生與輻防環保相關業務。

	9. 執行其他交辦業務。
技術主管	1. 確保實驗室執行之量測分析業務符合規定之作業程序。 2. 量測相關技術問題之協調解決。 3. 確保實驗室技術能力維持。 4. 協助查核量測分析記錄與報告。 5. 確保實驗室各量測系統之功能正常運作。 6. 執行上級交辦事項。
行政支援人員	1. 執行實驗室一般行政總務及文書業務。 2. 負責量測分析報告繕打、編號及列印。 3. 負責樣品接收、登錄、編號、儲存等相關業務。 4. 執行上級交辦事項。
技術人員	1. 依作業程序執行量測分析工作，並正確完整的記錄其結果。 2. 儀器設備、器皿、藥品之購置、儲存、校正、使用與管理。 3. 量測相關作業之執行，如環境整理保持、廢棄物處理等。 4. 依規定執行量測品保，確保量測分析結果準確性。 5. 主動提昇技術能力。 6. 執行上級交辦事項。

C. 代理人制度

為確保實驗室量測分析服務之正常運作與品質，應制訂職務代理人制度，另對重要職務代理人，如實驗室主管、報告簽署人、品質主管與技術主管等，其資格應由實驗室主管評估認定。

實驗室共通性規範 ISO 17025：2005 中，分別依據管理要求與技術要求兩方面，逐步說明如何建立實驗室管理系統，其中主要內容如下表所示。

管理要求	技術要求
1. 組織與管理 2. 管理系統 3. 文件管制	1. 人員 2. 設施與環境條件 3. 測試方法

4. 合約及要求審查	4. 設備
5. 測試之外包	5. 量測追溯性
6. 服務及供應品採購	6. 取樣
7. 顧客服務	7. 測試件處理與運送
8. 抱怨	8. 測試結果之品質保證
9. 測試	9. 結果報告
10. 改進	
11. 矯正措施	
12. 預防措施	
13. 紀錄	
14. 內部稽核	
15. 管理審查	

因此透過引進國際標準 ISO 17025：2005，建立實驗室管理系統，以達到持續提升量測品質並增進量測分析結果公信力之目標，並可供主管機關作為推動我國低放射性廢棄物加馬活度量測能力比對之參考。

參考文獻

原子能委員會放射性物料管理局，放射性物料管理法，2002。

原子能委員會放射性物料管理局，低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則，2003。

International Organization for Standardization, General requirements for accreditation bodies accrediting conformity assessment bodies, ISO/IEC 17011, Switzerland, 2004.

International Organization for Standardization, General requirements for the competence of testing and calibration laboratories, ISO/IEC 17025, Switzerland, 2005.

International Organization for Standardization, Quality management systems – Fundamentals and vocabulary, ISO 9000, Switzerland, 2005.

黃珏吉、葉俊賢、武及蘭，"建立低放射性廢棄物量測不確定度評估規範

與追溯體系草案"，核能研究所保健物理組，民國 101 年 12 月。

三、 建立低放射性廢物整桶活度量測能力試驗技術及試運轉

為整合國內低放射性廢棄物整桶加馬活度量測能力，並促進核設施間廢棄物量測能力技術交流，本計畫邀請核研所分析組、化工組與保物組，以及國內核一、二與三廠廢料課所屬量測實驗室，參與桶型加馬活度量測比對活動。各機關所使用量測設備型號與規格，如表 1-1.3 所示。部份移動式低放射性廢棄物加馬活度量測系統外觀如圖 1-1.7 所示。

102 年第一階段量測比對活動，利用 2 桶 9 孔(如圖 1-1.9)與 2 桶 16 孔(如圖 1-1.10)不同密度 55 加侖校正桶進行比對。量測放射性核種為 ^{60}Co 或 ^{137}Cs ，分別製成 9 支或 16 之棒狀體射源放入不同密度校正桶內，用來模擬均勻分布廢棄物桶，其整桶加馬活度約為 200 kBq 至 350 kBq。各校正桶之材質、核種、活度、平均密度(g/cm^3)等列於表 1-1.4。

第一階段量測比對(101 年 10 月至 102 年 4 月)結果整理分析後，邀請管制機關(物管局)、台電核發處以及參與比對實驗室代表，102 年 4 月 30 日於核研所召開「低放射性廢棄物活度量測研討會」。比對結果如下(圖 1-1.11 與圖 1-1.12)：

- 1、除了 9 孔木質校正桶量測結果整體偏差較大之外，其餘 3 桶校正桶量測結果差異，大部分皆小於 20%，推測原因為棒狀體射源內液體已有部分揮發，導致體射源實際活度較理論活度低上許多，造成整體量測誤差較差。
- 2、某些參與比對實驗室之量測系統，由於其例行量測工作僅針對水泥桶，故尚未建立低密度校正桶(如木材與塑膠)密度效率曲線，導致發生隨著校正桶密度降低，整桶活度量測誤差增大之現象。

3、9 部參與量測比對設備中，發現核研所化工組之量測結果皆有顯著誤差，經調查後發現其偵檢器冷卻系統維修後，尚未經原廠效率特性化，故將不參與第二次量測比對活動。

4、9 孔校正桶需在旋轉條件下，桶內棒狀體射源才能呈現均勻分佈；國內核一廠、核二廠與核三廠之量測系統，由於尚未建置桶形用旋轉平台，因此在量測 9 孔校正桶之加馬活度時，呈現較大偏差。

經過與參加量測比對的機構討論與檢討後，決議第二階段(102 年 5 月至 102 年 8 月)比對活動摘要如下：

- 1、待 103 年核一廠、核二廠與核三廠所屬量測實驗室，建置桶形用旋轉平台後，再重新進行 9 孔木材與塑膠校正桶加馬活度量測比對。
- 2、由於台電核一廠與核研所化工組所屬實驗室之量測設備，由於仍在檢修中；且核研所自行研發塑膠閃爍體總加馬量測系統(SWAM2 與 SWAM3)，僅能判讀總加馬活度，無法判別核種種類，故此 4 台量測系統皆未參與第二階段量測比對活動。其餘參與第二階段比對活動之實驗室，則列於表 1-1.5。
- 3、新增兩桶 ^{60}Co 、 ^{137}Cs 混合核種校正桶加入比對活動，分別為均勻水質與水泥桶，如圖 1-1.13 所示；其材質、核種、活度、平均密度(g/cm^3)則列於表 1-1.6。

整理第二階段比對結果後，如圖 1-1.14 與圖 1-1.15 所示，除了受測實驗室 C 量測 9 孔混合核種水泥桶之相對偏差較高之外，其餘受測實驗室之量測結果相對偏差皆 $\leq \pm 30\%$ 。

總結 102 年低放射性廢棄物活度量測比對結果，整理如下：

- 1、關於部分體射源洩漏問題，利用本年度新購置射源重新製作體射源，再針對量測偏差較大樣品重新進行量測比對。
- 2、督促相關實驗室建立合適密度效率曲線，以便做為未來核設施除役產生不同種類、密度固體廢棄物活度量測之用。
- 3、鼓勵台電核一廠、核二廠與核三廠所屬量測實驗室，建置桶形用旋轉平台，再重新進行 9 孔校正桶加馬活度量測比對。

參考文獻

葉俊賢、武及蘭、袁明程，2012，低放射性廢棄物量測標準桶及參考物質製作及測試，INER-9647。

葉俊賢、袁明程，2012，建立低放射性廢棄物常用核種活度標準，INER-9649。

R. A. Dewberry, V. R. Casella and R. A. Sigg, “Benchmarking Ortec ISOTOPIC Measurements and Calculations,” SRNS-STI-2008-00053, 2008.

Julian Dean, “A second Comparison of Procedures for the Assay of Low Levels of Gamma-emitters in Nuclear Site Waste,” NPL-IR19, 2010.

附圖與附表

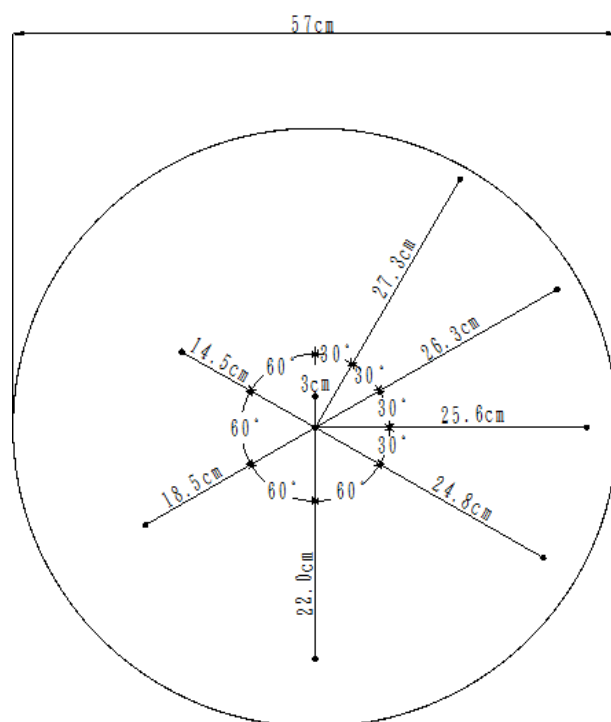


圖 1-1.1：HPGe 使用校正假體射源配置方式



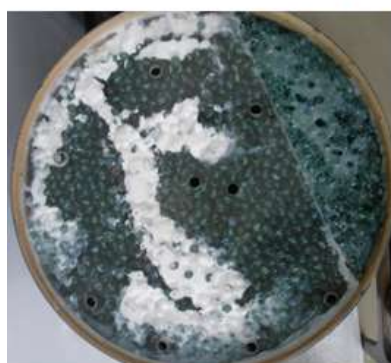
紙板(0.138 g/cm^3)



木板(0.498 g/cm^3)



塑膠(0.960 g/cm^3)



玻璃(1.583 g/cm^3)



水泥(1.755 g/cm^3)

圖 1-1.2：五種密度 9 支棒桶形校正假體



圖 1-1.3： ^{241}Am 液態棒狀射源

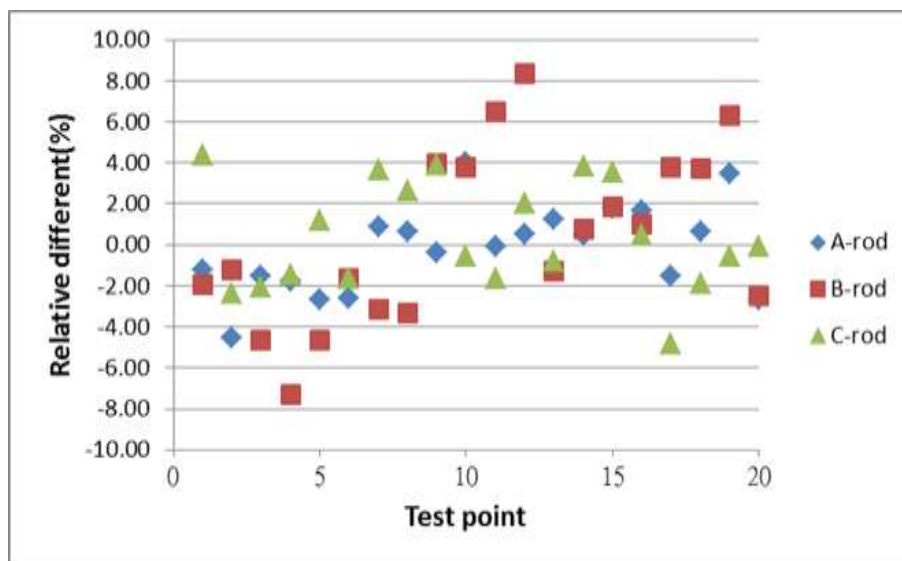


圖 1-1.4：9 支棒 ^{241}Am 射源活度均勻性測試



圖 1-1.5：低能量純鎘加馬核種量測系統(ISOCART)

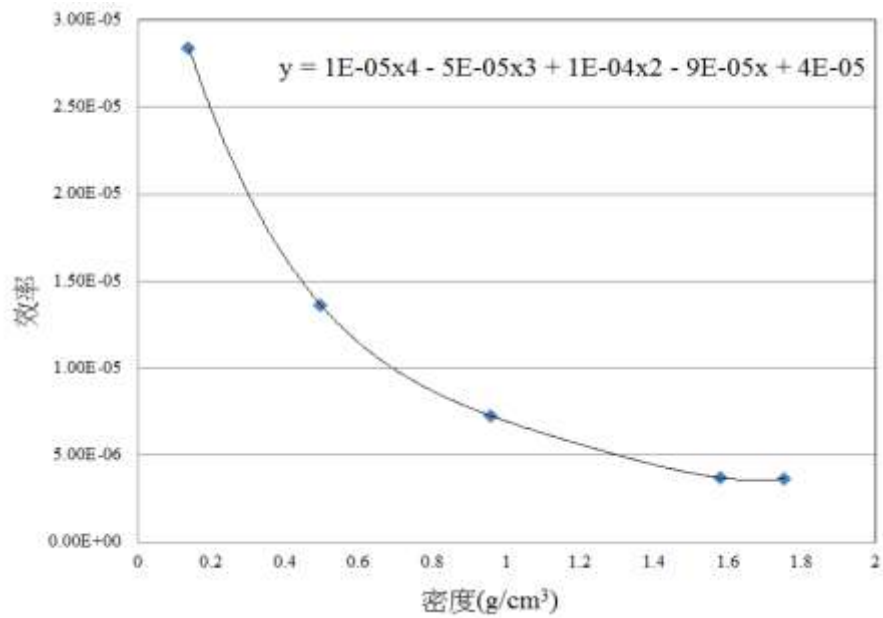


圖 1-1.6：純鎘偵檢器密度與核種效率曲線



圖 1-1.7：移動式低放射性廢棄物加馬活度量測系統

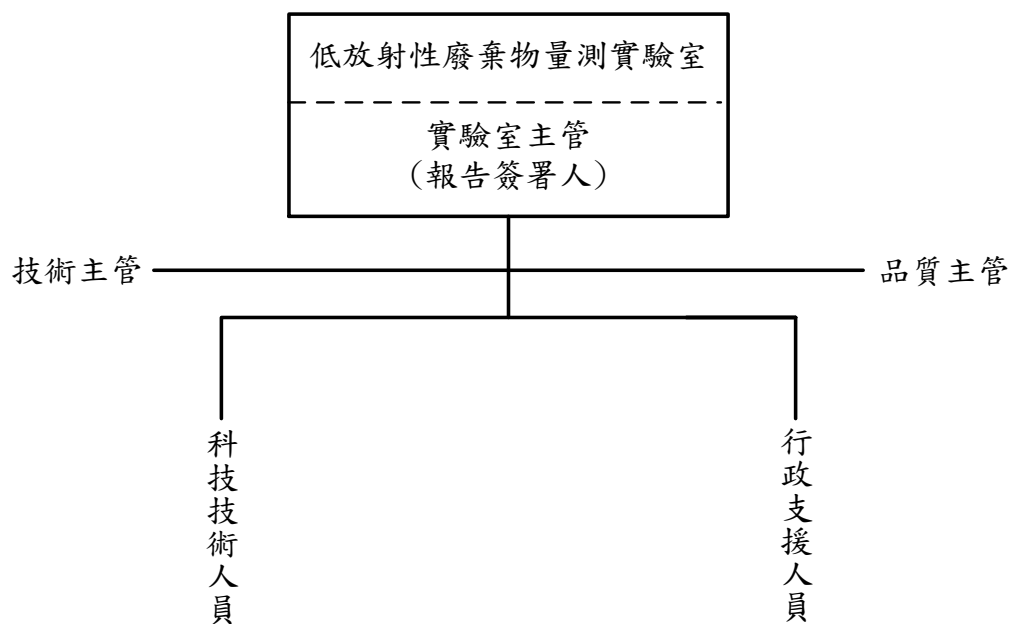


圖 1-1.8：量測實驗室組織架構

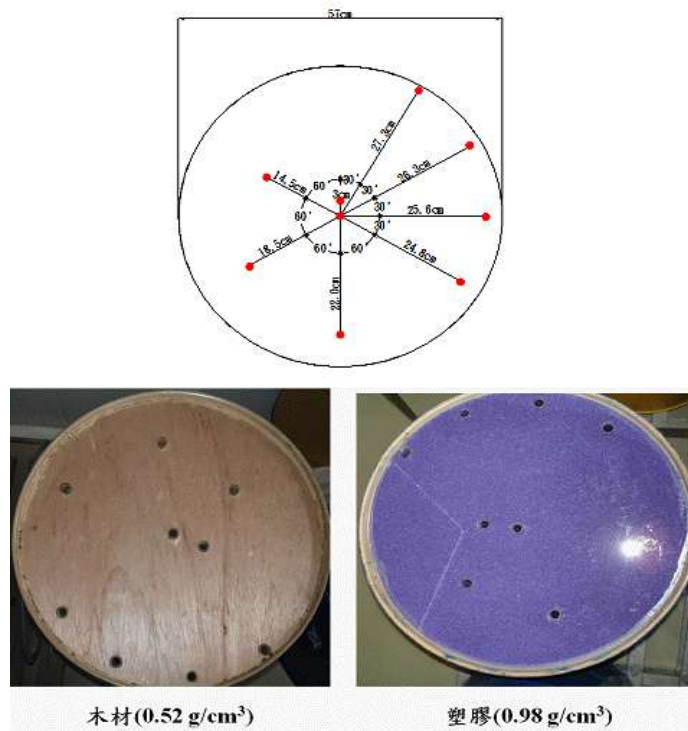


圖 1-1.9：9 孔 55 加侖校正桶

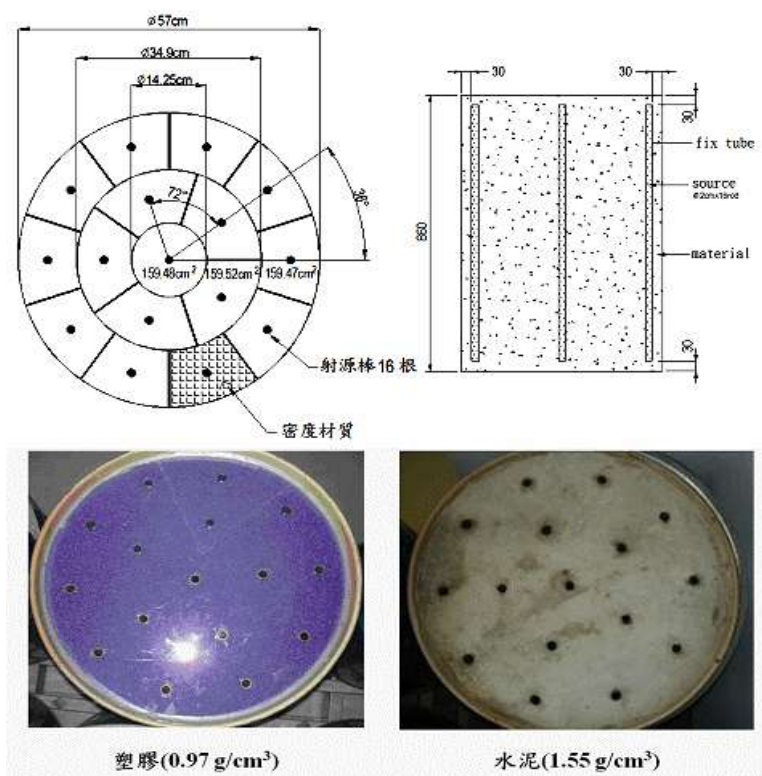


圖 1-1.10：16 孔 55 加侖校正桶

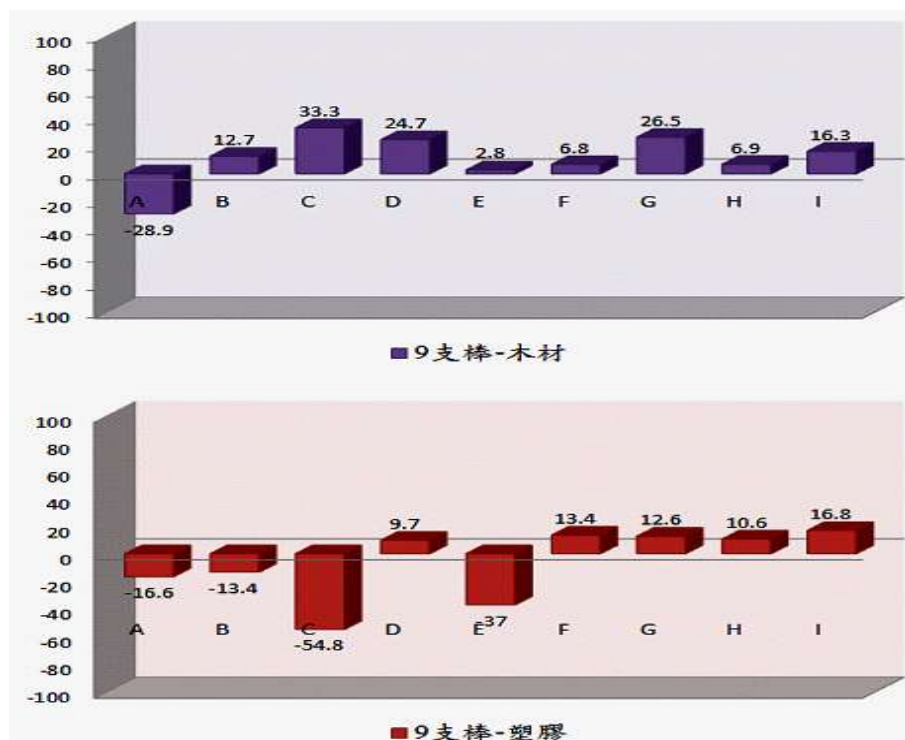


圖 1-1.11：9 孔 55 加侖校正桶比對結果

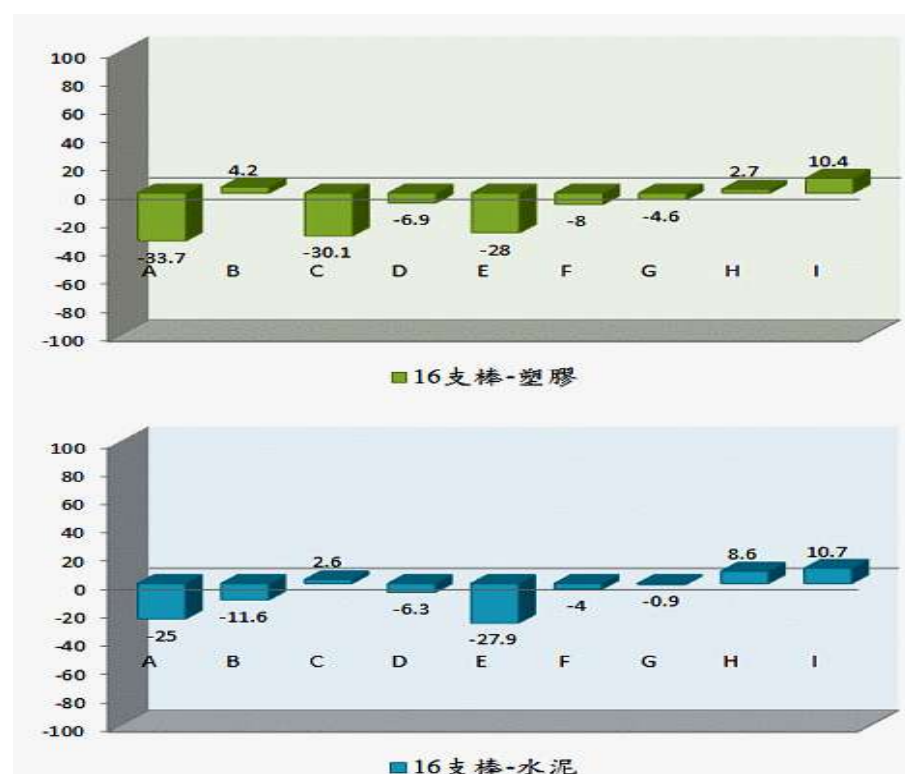


圖 1-1.12：16 孔 55 加侖校正桶比對結果



圖 1-1.13 均勻水質與 9 孔水泥桶

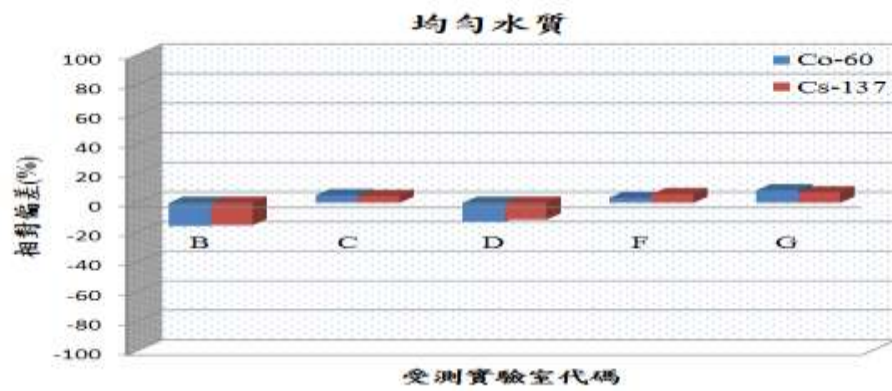


圖 1-1.14 均勻水質校正桶量測比對結果

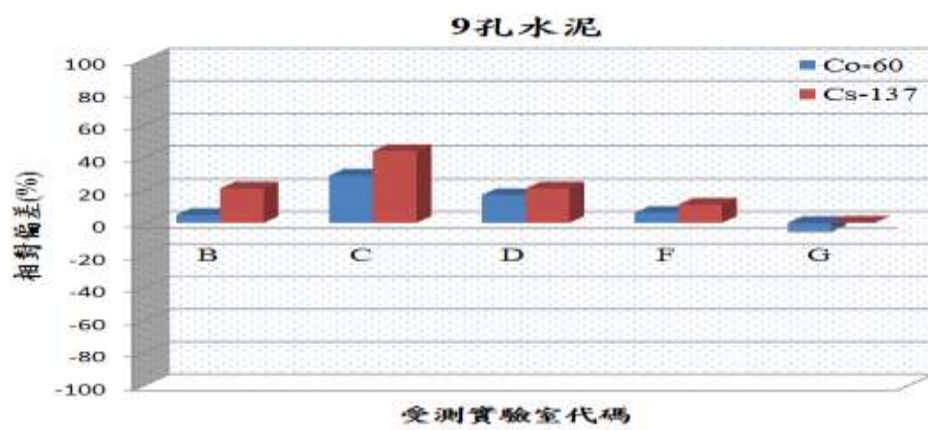


圖 1-1.15 9 孔水泥桶校正桶量測比對結果

表 1-1.1：純鍺偵檢器使用之 9 支棒密度假體規格

材質	淨重(kg)	密度(g/cm ³)
紙板	29	0.138
木板	104.5	0.498
塑膠	201.5	0.960
玻璃	332.5	1.583
水泥	368.5	1.754

表 1-1.2：²⁴¹Am 活度量測比對結果

系統	標準活度 (Bq)	量測活度 (Bq)	相對誤差(%)
ISOCART	606300	636215	4.9
ISOCS	606300	757700	25.0

表 1-1.3：量測比對儀器規格

代碼	廠牌	型號	偵檢器 × 個	型式	分析程式
A	Canberra	ISOCS	HPGe × 1	移動	Genius2000
B	Canberra	ISOCS	HPGe × 1	移動	Genius2000
C	Canberra	ISOCS	HPGe × 1	固定	Genius2000
D	Canberra	ISOCS	HPGe × 1	移動	Genius2000
E	Canberra	2101P	HPGe × 2	固定	Genius2000
F	Canberra	Q2	HPGe × 3	固定	Genius2000
G	ORTEC	ISOCART	HPGe × 1	移動	ISOTOPIC
H	INER	SWAM2	PSC × 6	固定	全量檢測系統
I	INER	SWAM3	PSC × 6	固定	全量檢測系統

表 1-1.4：能力試驗之桶型標準樣規格

校正桶孔數	材質	密度 (g/cm ³)	核種	活度 (kBq)
9	木材	0.52	¹³⁷ Cs	247.6
9	塑膠	0.98	⁶⁰ Co	98.7
16	塑膠	0.97	¹³⁷ Cs	303.3
16	水泥	1.55	⁶⁰ Co	238.7

表 1-1.5：參加第二階段能力試驗試運作之機構

代碼	儀器所屬機構	儀器基本特性				
		廠 牌	型 號	偵檢器	型式	分析程式
B	台電核二廠廢料處理組	Canberra	ISOCS	HPGe ×1	移動	Genie-2000
C	台電核三廠廢料處理組	Canberra	ISOCS	HPGe ×1	移動	Genie-2000
D	核研所化學分析組	Canberra	ISOCS	HPGe ×1	移動	Genie-2000
F	核研所保物組(A)	Canberra	AQ2	HPGe ×3	固定	Genie-2000
G	核研所保物組(B)	ORTEC	ISOCART	HPGe ×1	移動	ISOTOPIC

表 1-1.6：第二階段能力試驗之桶型標準樣規格

校正桶孔數	材質	密度 (g/cm ³)	核種	活度 (kBq)
0 (均勻狀)	水質	0.89	⁶⁰ Co	350.2
			¹³⁷ Cs	398.5
9	水泥	1.61	⁶⁰ Co	98.2
			¹³⁷ Cs	99.9

子項計畫 1-2：低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究

1.生物圈核種外釋傳輸模擬評估技術之審查要項研究

放射性核種在生物圈的傳輸路徑通常相當複雜，本研究初步著重於河流/濱海的核種傳輸路徑，作法係參考有關文獻並引用其參數，以 GoldSim 安全評估整合平台進行分析，藉由分析過程與結果驗證河流/濱海核種傳輸路徑評估的正確性。由此技術發展，瞭解生物圈河流/濱海的核種傳輸機制。此外，此技術發展奠基於 GoldSim 平台，可以連結已經發展的近場、遠場評估技術，未來在同一安全評估平台上，可以進行低放處置場全系統安全評估。

研究範疇包含下列三項：

- (1)生物圈核種外釋傳輸模擬技術分析：參考日本案例，發展 GoldSim 與 MS Excel 表格的連結技術、區塊沉積物核種傳輸技術等。完成生物圈之河流/濱海核種傳輸情節案例分析。
- (2)生物圈核種外釋評估審查要項建立：根據前項分析案例，瞭解情節分析與安全審查需注意要項，據以提供審查單位未來進行安全評估報告審查的參考。
- (3)綜合分析前述研析成果與我國現行技術規範，研擬「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則(第 0 版草案)」安全評估相關章節之精進建議。

本報告研究的具體作法是參考日本 H12 案例，以 GoldSim 平台，建立河流/湖泊核種傳輸情節之生物圈評估技術；技術發展內容包括建立 GoldSim 與 excel 表格的連結技術、區塊沉積物核種傳輸技術等，並完成生物圈之河流/濱海核種傳輸情節案例分析；接著根據前項分析案例，瞭解情節分析必要的相關傳輸機制、參數種類和參數數量等要項，同時透過運跑案例之經驗回饋，探討安全審查時需注意的要項，據以提供審查單位

未來進行安全評估報告審查的參考。

案例研究方面說明如后：

經濟部於 99 年 9 月 13 日公告台東縣達仁鄉及金門縣烏坵鄉二處潛在場址，並展開建議候選場址遴選作業。隨後經濟部於 100 年 3 月 21 日選址小組第 17 次會議票選建議「台東縣達仁鄉」及「金門縣烏坵鄉」為建議候選場址，並於 100 年 3 月 29 日依法將「建議候選場址遴選報告」公開上網及陳列 30 日，徵詢各界意見並完成處理後，於 101 年 7 月 3 日核定公告「台東縣達仁鄉」及「金門縣烏坵鄉」為建議候選場址。其中，台東縣達仁鄉境內多溪流，該地區考量的曝露途徑除地下水的飲用情節外，河流遷移情節可能是另一個需要考量的重要情節。國際間討論此重要情節有充足的參數資料且相關的研究並不多見，日本 H12 是其中之一，該報告生物圈評估假設的參考案例，假設核種外釋於河流，且河流流經人類居住地，在人類居住地因人類飲用河水、利用河水灌溉作物或眷養牲畜，而導致人類接觸核種，造成人員劑量(JNC, 2000)。因此，參考此案例在 GoldSim 平台上建立生物圈評估模型，概要內容如下。

(1)參數

該案例假設核種經由地下含水層直接流入河水，並在河岸表層土壤、土壤內的飽和帶地下水、河水、河流沉積物、濱海鹽水和濱海沉積物之間遷移(見圖 1.2-1)。關鍵群體接受的劑量來自嚥入(ingestion)、吸入(inhalation)和接觸三種不同途徑，並依不同的關鍵群體特性有不同特性的接受劑量途徑，如圖 1.2-2 所示。案例中使用的參數包括：(1) 介質特性參數、(2)遷移特性參數、(3)從土壤到作物的轉換因子、(4)成人對各類食物的攝食量、(5)不同沉積物對各種元素的吸附係數、(6)各種元素從土壤傳輸到農作物的濃度轉換因子、(7)各類動物產品的各元素轉換因子、(8)淡水生物的各元素濃度轉換因子、(9)濱海生物的各元素濃度轉換因子、(10)成人生活習

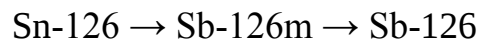
慣可能接觸核種的相關參數、(11)牲畜生活習慣可能接觸核種的相關參數、(12)農作物特性相關的參數、(13)農作物的風化速率、(14)農作物的各元素轉換比、(15)農作物處理成食物的損失率以及(16)海水水霧強化因子。

累計前述參數數量，若進行序率分析，至少需要各參數的可能分佈上限值(Max.)和下限值(Min.)，則需要的參數數量將再增加約 2 倍，合計共 2536 個。

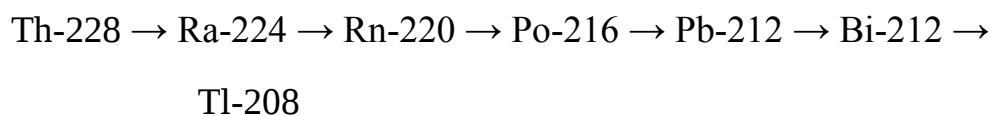
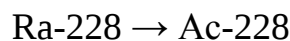
(2)衰變鍊

案例使用的衰變鍊如下所列：

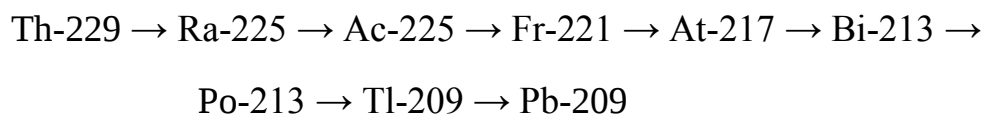
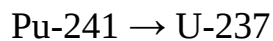
■ 活化與分裂產物



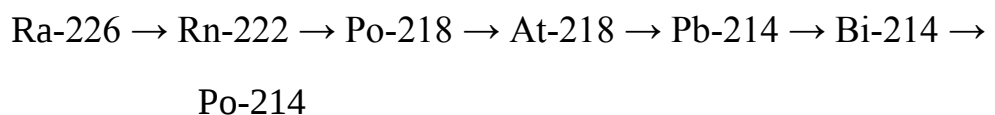
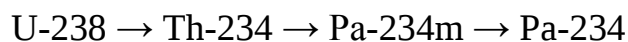
■ 4N 系列



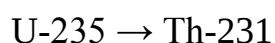
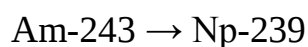
■ 4N+1 系列

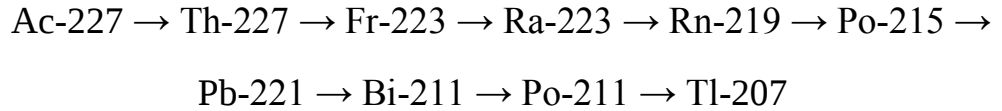


■ 4N+2 系列



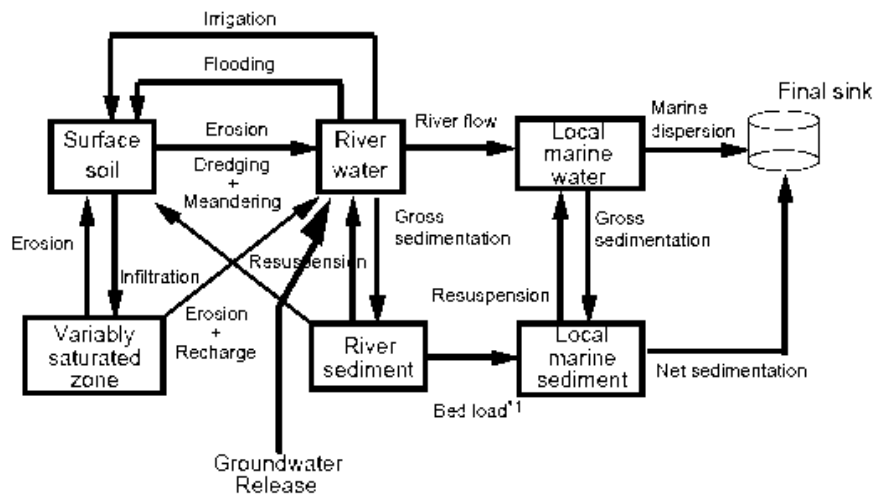
■ 4N+3 系列





(3) 案例模型建立

將生物圈評估模式建立在 GoldSim 平台上，將有助於全系統安全評估的進行，因此，本分析案例即建構在 GoldSim 平台上(圖 1.2-3)。在 GoldSim 平台上依不同參數種類與特性以資料夾方式進行分類。其中在 [RN_Biosphere_Transport] 資料夾中，根據圖 1.2-1 的描述，建立核種在河岸表層土壤、土壤內的飽和帶地下水、河水、河流沉積物、濱海鹽水和濱海沉積物之間遷移路徑關聯(見圖 1.2-4)。再依圖 1.2-2 所示之不同群體接受不同途徑的劑量特性，建構不同的劑量曝露途徑於[Intake_Pathway]資料夾中，結果示於圖 1.2-5。



*1 The process shows that the solid phase is moved by carrying sediments drawn along the bottom of the water.

圖 1.2-1 H12 中的生物圈核種遷移概念

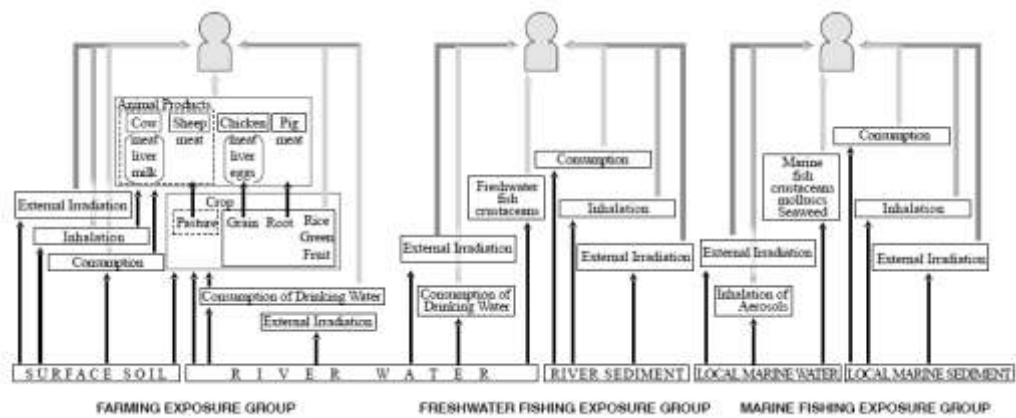


圖 1.2-2 H12 中的人員曝露途徑

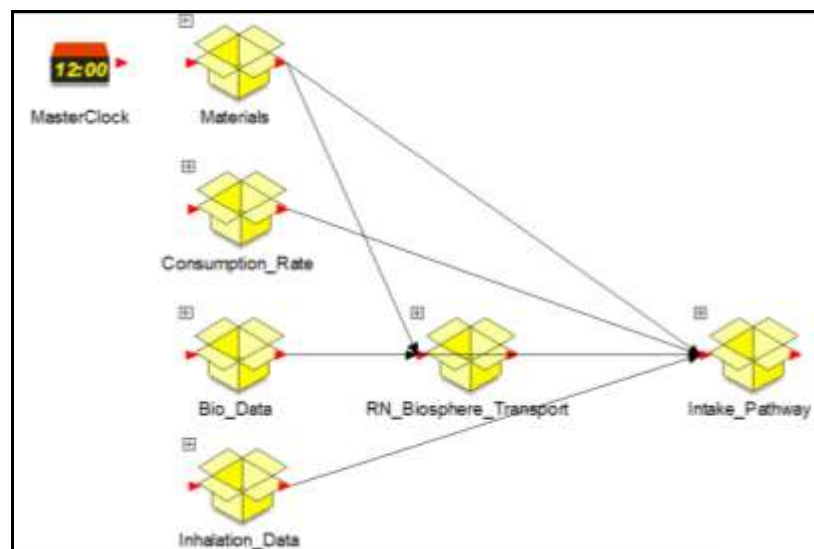


圖 1.2-3 在 GoldSim 平台上建立分析案例

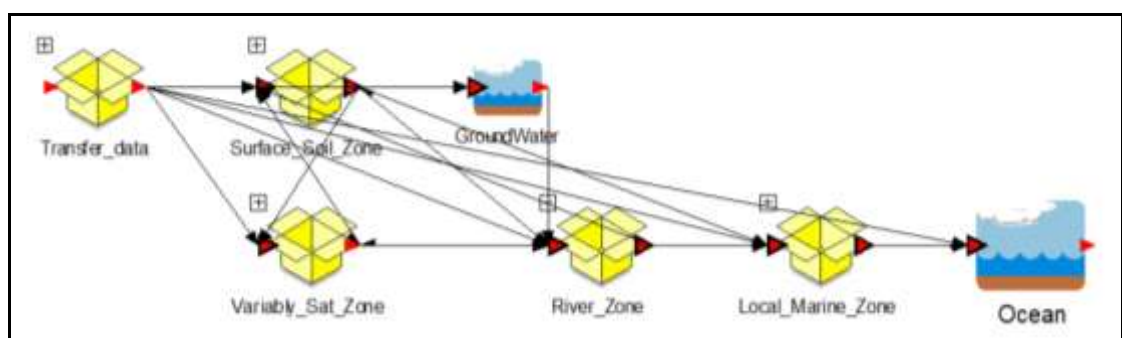


圖 1.2-4 在[RN_Biosphere_Transport]資料夾中建立核種遷移路徑關聯

生物圈核種外釋評估需注意(1)分析軟體(2)參數數量(3)主要情節與參數。詳細說明如下。

(1)分析軟體

從生物圈分析評估模型案例建構在 GoldSim 平台上，及分析運跑過程發現，生物圈內的核種傳輸行為以 GoldSim 的區塊模組(Cell module)足以模擬，由區塊間的固體沈積物傳輸理論驗證亦已證實 GoldSim 區塊模組可以進行固體沈積物的核種遷移模擬；GoldSim 內的方程式模組可以方便地計算群體接觸核種的各類曝露途徑；另外，分析參數敏感度時，亦可在 GoldSim 平台內輕鬆地加入參數取樣分佈模組，並連結該參數的取樣計算方式。生物圈的分析評估模型在 GoldSim 平台乃隨使用者依實際模擬需要進行建構，並未受限於某特定核種傳輸途徑或曝露途徑，此部份對於我國目前處置場可能影響的生物圈位置未明朗前，確實可以有很大的彈性發展空間。

(2)參數數量

由前述生物圈分析評估模型案例說明可知，所有使用的參數近千個，若再考量各參數可能的分佈上限值和下限值，則需要的參數數量將再增加約 2 倍。因此，參數的引用來源與管理將成為很重要的一環，此部份亦是進行生物圈評估時很龐大的工作。從在 GoldSim 平台上建構生物圈分析評估模型案例的經驗，顯示經由 GoldSim 以呼叫 Excel 表格的連接方式來進行相關參數的輸入，不僅可節省在 GoldSim 內建構模型時輸入參數的時間，對於參數的引用可避免人工輸入的錯誤，亦有助於模型參數的維護和管理，此點也是使用 GoldSim 進行生物圈評估分析的一大優點。

(3)主要情節與參數

不同曝露群體受核種輻射作用的主要曝露途徑不同，因此，對於主要傳輸或曝露途徑的掌握有助於規劃生物圈的研究方向。另外，透過參數敏

敏感度分析將有助於瞭解在整個生物圈模型中那些參數對結果的影響最明顯，而參數分佈的均值化有助於結果的比較以及明白參數之間的分佈範圍差異，這些結果皆可提供作為生物圈中參數深入研究的規劃參考依據。

本研究根據我國處置場可能的生物圈環境並參考 H12 報告相關情節與資料，討論包含河岸表層土壤、飽和帶地下水、河水、河流沉積物、濱海鹽水和濱海沉積物環境之核種遷移路徑，和耕種、淡水捕魚和濱海捕魚三種可能的曝露群體，運用 GoldSim 平台生物圈劑量分析案例建立，結果顯示：

(A)經評估國際間的生物圈評估使用的分析軟體，以及美國 DOE 對生物圈評估分析軟體的比較結果，建議我國未來可使用 GoldSim 平台作為生物圈評估的分析軟體之用。

(B)GoldSim 確實可有效且彈性地建構生物圈評估模型，且分析過程可輕易地建立核種衰變鍊關係。

(C)由本生物圈評估模型案例的建構與運跑結果，證實本研究已建立 GoldSim 與 Excel 表格的連結技術，此技術的使用將有助於模式參數使用的一致性，降低人工輸入的失誤並增加參數的管理效能。

由前述生物圈評估模型案例的建構與相關運用可知，在 GoldSim 平台上可彈性建構生物圈功能評估與安全評估模型，未來再連結源項、近場與遠場的評估模型，即可確實地進行處置場全系統劑量評估計算，有助於我國進行放射性廢棄物的最終處置工作。

參考文獻

汪子文，2002，生物圈輻射劑量初期評估模式技術，調查實施與技術發展階段第三工作年度計畫，SNFD-INER-90-509。

馬志銘、張經昌，2007，生物圈輻射劑量評估技術，潛在母岩特性調查與

- 評估階段－發展初步功能/安全評估技術(94-96 年計畫)，
SNFD-INER-90-572。
- 陳智隆，2007，在 GoldSim 平台建立與應用遠場(INPAG-F)與生物圈
(AMBER)評估程式整合介面，核能研究所，所內報告 INER-4751R。
- 陳智隆、賴仁杰，2008a，區塊傳輸模式(AMBER)與管流傳輸模式(GoldSim)
的比較研究，台電核能月刊，第 302 期，第 28-43 頁。
- 陳智隆、賴仁杰，2008b，建立與驗證 GoldSim 平台的離散裂隙網路技術，
台電核能月刊，第 307 期，第 38-57 頁。
- 陳智隆、賴仁杰，2012，建立我國低放射性廢棄物處置重要核種之分析技
術，核能研究所，所內報告 INER-9329。
- 經濟部，2011，建議候選場址遴選報告，低放射性廢棄物最終處置設施場
址選擇小組。
- 龔繼康、汪子文、方新發，2003，生物圈輻射劑量初期評估模式技術，調
查實施與技術發展階段第四工作年度計畫，SNFD-INER-90-535。
- BIOMOVS II, 1996, An Overview of the BIOMOVS II Study and its
Findings. Stockholm: Swedish Radiation Protection Institute,
BIOMOVS II Technical Report No. 17.
- Buck, J.W., Whelan G., Droppo J.G., Jr. Streng D.L., Castleton K.J.,
McDonald J.P., Sato C., and Streile G.P., 1995, Multimedia
Environmental Pollutant Assessment System (MEPAS) Application
Guidance, Guidelines for Evaluating MEPAS Input Parameters for
Version 3.1, Pacific Northwest Laboratory PNL- 10395.
- CRWMS M&O, 1999, Dose Conversion Factor Analysis: Evaluation of GEN
II -S Dose Assessment Methods, ANL-MGR-MD-000002 REV 00.
- EPRI, 2002, Evaluation of the Proposed High-Level Radioactive Waste
Repository at Yucca Mountain Using Total System Performance
Assessment, Phase 6, EPRI TR-1003031.

- EPRI, 2004, Potential Igneous Processes Relevant to the Yucca Mountain Repository: Extrusive-Release Scenario, EPRI TR-1008169.
- IAEA, 1995, Validation of models using Chernobyl fallout data from the Central Bohemia region of the Czech Republic Scenario CB, First report of the VAMP Multiple Pathways Assessment Working Group, Part of the IAEA/CEC Co-ordinated Research Programme on the Validation of Environmental Model Predictions (VAMP), IAEA-TECDOC-795.
- IAEA, 2001, An International Peer Review of the Biosphere Modelling Programme of the US Department of Energy's Yucca Mountain Site Characterization Project, Report of the IAEA International Review Team.
- IAEA, 2003, Reference Biospheres" for solid radioactive waste disposal, Report of BIOMASS Theme 1 of the BIOSphere Modelling and ASSESSment (BIOMASS) Programme, Part of the IAEA Co-ordinated Research Project on Biosphere Modelling and Assessment (BIOMASS), IAEA-BIOMASS-6.
- IAEA, 2012, Environmental Modelling for Radiation Safety (EMRAS) - A Summary Report of the Results of the EMRAS Programme (2003–2007), TECDOC-1678.
- IAEA, 2013, <http://www-ns.iaea.org/projects/emras/emras2/>
- JNC, 2000, H12: Project to Establish the Scientific and Technical Basis for HLW Disposal in Japan.
- Leigh, C.D., Thompson B.M., Campbell J.E., Longsine D.E., Kennedy R.A., and Napier B.A., 1993, User's Guide for GENII-S: A Code for Statistical and Deterministic Simulations of Radiation Doses to Humans from Radionuclides in the Environment, Sandia National Laboratories SAND91-0561.
- Napier, B.A., Peloquin R.A., Strenge D.L., and Ramsdell J.V., 1988,

- Conceptual Representation. Volume 1 of GENII: The Hanford Environmental Radiation Dosimetry Software System, Pacific Northwest Laboratory PNL-6584.
- NCRP, 1999, Recommended Screening Limits for Contaminated Surface Soil and Review of Factors Relevant to Site-Specific Studies. NCRP Report No.129.
- NRC, 2004, ENCLOSURE 1: RESPONSE TO ADDRESS KEY TECHNICAL ISSUE (KTI) AGREEMENT TOTAL SYSTEM PERFORMANCE ASSESSMENT AND INTEGRATION (RESPONSE TO TSPAI 1.02).
- ORNL, 1990, RISCC Computer Code Selection: AIRDOS-PC Clean Air Act Compliance Software for Personal Computers, Oak Ridge National Laboratory CCC-551.
- ORNL, 1995, RISCC Computer Code Selection, CAP88-PC Clean Air Act Assessment Package, Oak Ridge National Laboratory CCC-542C.
- ORNL, 1998, RISCC Computer Code Selection, RASCAL 2.2 Radiological Assessment for Consequence Analysis, Oak Ridge National Laboratory CCC-553.
- Quintessa Ltd., Geofirma Engineering Ltd. and SENES Consultants Ltd., 2011, OPG's Deep Geologic Repository for Low and Intermediate Level Waste – Postclosure Safety Assessment., NWMO DGR-TR-2011-25.
- Rasmuson, K.E., Rautenstrauch K.R., Smith A.J., Wasiolek M.A., and Wu D.W., 2007, Biosphere Model Report, Sandia National Laboratories, MDL-MGR-MD-000001 REV 02.
- Schmitt J.F., Tung C.H., and Hanson G.T., 2000, Biosphere Process Model Report, TRW Environmental Safety Systems Inc., TDR-MGR-MD-000002 REV00 ICN01.
- Yu, C., Zielen A.J., Cheng J.J., Yuan Y.C., Jones L.G., LePoire D.J., Wang Y.Y., Loureiro C.O., Gnanapragasam E., Faillace E., Wallo A., Williams W.A., and Peterson H., 1993, Manual for Implementing Residual

2.美國低放射性廢棄物處置法規 10 CFR 61 變革之研究

本項研究之研究目的在針對美國法規變革進行分析，藉以瞭解其立法的意涵與安全的影響，俾提供作為我國決策與法規修訂之參考依據。

工作內容包含美國 10 CFR 61 現有的法規條文的瞭解，以及法規修訂資訊蒐集與分析。實際工作成果為：(1)對 10 CFR 61 法規完成全文翻譯；(2)蒐集相關資訊 12 篇；(3)對該法規修訂之技術基準進行研究分析；(4)探討該法規修訂對我國可能的影響並提出因應建議方案。

本項研究工作執行成果重點說明如下：

美國聯邦法規 10 CFR 61「Licensing Requirements for Land Disposal of Radioactive Waste」為該國低放射性廢棄物處置管制之重要法規。自 1982 年正式公布以來已歷經多次修訂。我國低放射性廢棄物處置相關法規，例如「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」亦頗多借鏡 10 CFR 61 之處。近年來美國低放射性廢棄物處置面臨一些新的問題與情勢，故管制機關核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission, NRC)考慮再次進行修法。修法的誘因主要包括以下三點：

- (1)新的廢棄物源流(waste streams)未曾在原先立法時考慮，而未來可能被處置於低放射性廢棄物處置場。例如耗乏鈾(depleted uranium)、調和的廢棄物(blended waste)、以及用過核子燃料再處理所衍生的低放射性廢棄物等。
- (2)美國能源部增加使用民營處置場進行國防事業衍生的低放射性廢棄物之處置。
- (3)國際上有更多低放射性廢棄物處置設施運轉與管理經驗而未曾在原先立法時考慮。

本次 10 CFR 61 修法過程 NRC 從 2009 年開始徵集公眾意見，並舉辦兩場公眾研討會(public workshop)。2011 年 5 月提出修訂條文草案(preliminary proposed rule language)開放公眾閱覽與提出意見。2011 年與 2012 年分別再舉辦一場及三場公眾研討會。2012 年 11 月完成法規分析報告(regulatory analysis)(NRC, 2012)說明修法的技術基準。後續預訂於 2014 年正式公布。

徵詢公眾意見期間，利益相關者關注的重要議題包括：

- (1)低放射性廢棄物分類系統與風險告知的意涵。
- (2)10 CFR 61 的全面修訂。
- (3)特定處置場的廢棄物接收準則。
- (4)國際技術水準的符合性。
- (5)耗乏鈾的處置問題。

NRC 目前的修訂草案，有以下的重要方向：

- (1)允許設施經營者可以彈性使用國際輻射防護委員會(International Commission on Radiation Protection, ICRP)之規範，對所有欲處置的廢棄物進行特定處置場的功能評估。
- (2)採用兩段式的分析時間方法，前段為涵蓋合理可預見未來(reasonably foreseeable future)的符合時期(compliance period)；後段是更長時間的功能時期(period of performance)。後者係依據處置場的人為與天然特性(如廢棄物包件、廢棄物本體、處置技術、覆蓋技術、水文地質等)，以及對人類所造成的峰值劑量(peak dose)而定。
- (3)允許特定處置場可以依據功能評估與闖入者評估結果建立獨特的廢棄物接收準則。
- (4)修訂條文內容的兼容性，使聯邦與各州政府能有一致的安全基準並兼顧變通彈性。

NRC 所提出的法規分析報告(NRC, 2012)中對於三個重要的技術性議題進行重點討論，其內容摘要說明如下：

(1)特定場址的功能評估與其他考慮(特別是考慮含有大量長半化期同位素的低放射性廢棄物源流的處置問題)。

(A)修訂 10 CFR 61.41 以要求處置設施執照持有者進行特定場址的功能評估，以確保該設施能符合劑量要求。該分析將用於判定特定的場址是否適合於處置任何包含耗乏鈾與含大量長半化期同位素的其他低放射性廢棄物。

(B)特定場址的功能評估分析的時間尺度由二段式的方法構成，包括一個符合時期與之後更長的功能時期，以便評估長時間尺度的場址功能。

- 符合時期評估達到 10,000 年。
- 功能時期評估僅適用於當存在長半化期阿伐發射廢棄物濃度超過 10 nCi/g(目前 A 類的超鈾廢棄物限值)時，或廢棄物濃度超過 61.55 表 1 所列數值的十分之一。

第二時段的分析將使用：(a)執行篩選程序以判定是否需要長期分析，若需長期分析則；(b)進行長期特定場址的峰值劑量分析(限於 1 百萬年)。長期分析的功能要求將可維持公眾合理抑低的效應。用於第二時段的分析將於規範中說明，而非於法規中。法規將僅說明分析的高階原則。

(C)修訂 10 CFR 61.42 以要求執照持有者進行考慮主動監管結束後的闖入者評估。

(2)特定場址廢棄物接收準則的變通性。

(A)採混合彈性作法，執照持有者將被允許使用 10 CFR 61.13 指定特定場址技術分析的結果，或者使用 10 CFR 61.55 的廢棄物分類要求。

(B)修訂 10 CFR 61.55 以允許執照持有者得依據 10 CFR 61.41 功能評估與 10 CFR 61.42 闖入者評估的結果，建立特定場址廢棄物接收準則的變通性。

(C)維持 10 CFR 61.59 主動監管 100 年的限制。

(3)更新 10 CFR 61 劑量理論。

(A)在進行任何特定場址的功能評估時，執照持有者被允許使用國際放射防護委員會最新建議的變通性。

本研究針對本次 10 CFR 61 目前修法的整體觀察發現與分析心得歸納如下：

(1)美國本次修法的基本精神是針對長半化期低放射性廢棄物增加法規的變通彈性。

(2)導入特定場址(site-specific)的觀念，個別場址可以依其場址特性與設計進行功能評估與闖入者評估，並據以訂定接收準則。

(3)對長半化期廢棄物功能評估的時間尺度以 10,000 年為界，分為符合時期與功能時期。

(4)最根本的分類系統由於影響深遠，並未修訂。但於 61.13(e)新增表 A 規定需要進行功能時期分析的長半化期核種平均濃度。

(5)增加視個案進行適當評估或豁免條文適用的彈性。

(6)明確強化無意闖入者評估的規定，特別是符合時期 5 毫西弗的劑量限值。

(7)允許使用 ICRP 最新的理論方法進行劑量評估。

本研究認為「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」、「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則」、與草擬中的「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則(第 0 版)」可能需因應本次美國法規修訂進行檢討。對於 10 CFR 61 條文修訂草案的重點內容與本研究對於

我國法規的因應建議說明如下：

- (1)特定場址技術分析議題：此議題研判對於我國的影響不大，因為我國在可預見的 60 年內可能只會建設一處低放射性廢棄物處置場。各類低放射性廢棄物理論上會儘可能納入處置場，除非是超 C 類才會另考慮進行深層地質處置。而對處置場址本來就會進行特定的功能評估。
- (2)功能評估時間尺度議題：針對此議題美國法規的最大變革是以 10,000 年為準，劃分為符合時期與功能時間二階段，一般處置場僅須評估至 10,000 年；欲接收長期化期廢棄物者則須評估更久。美國本次修法的肇因在於大量長半化期廢棄物的處置問題。對於我國技術發展實務現況而言，以國內的廢棄物特性評估，並無大量長半化期廢棄物，峰值劑量可能出現在 1000 年內，因此似無特別定義 10,000 年評估時間尺度之必要。本研究建議我國應無需於法規中特別強調。若一定須有所規範的話，建議可以考慮在相關導則要求計算至少達最大劑量峰值時間即可。
- (3)無意闖入者評估的議題：10 CFR 61 修訂草案明定符合時期內的無意闖入者劑量限值為每年 5 毫西弗，此為一項重要標準。因為無意闖入者的干擾是放射性物質可能提前從處置場釋出的重要情節。我國雖已要求處置場申請者須加以評估，但評估方法與安全標準仍相當模糊。我國法規有必要加以考慮。但須注意，美國係在監管期 100 年的前提下訂定出此數值。我國宜另行研究確認。
- (4)廢棄物接收準則的議題：美國各處置場原來的接收準則係依據 10 CFR61.55 的廢棄物分類系統訂定，亦即依重要核種濃度分為 A、B、C、超 C 各類。本次考量長半化期廢棄物與調和廢棄物的處置需求，增加彈性使處置場得依特定場址功能評估的結果接收特別來源的廢棄物，簡言之美國的作法即為在安全的前提下進行法規鬆綁，而又不影響既

有的分類系統。我國現況雖管制機關對廢棄物接收準則已有關切與要求，但現有的法規條文並無太多著墨，可以考慮訂定適當的原則性要求或送審規定。至於特殊類別廢棄物接收問題，可以比照超 C 類的規定，必要時以專案審查形式取得許可。

(5)劑量理論議題：10 CFR 61.7(g)草案允許處置場申請人得使用 ICRP 的理論方法進行劑量評估。此部份亦並非強制性，而是增加彈性與國際技術水準接軌的作法。對此，我國可以考慮是否在相關導則加註說明，但對技術分析實務應影響不大。

本研究結論認為：

- (1)美國低放射性廢棄物處置法規與技術規範累積多年的發展經驗，其理論基礎頗值得國內參考。
- (2)美國本次修法對於功能評估與闖入者評估的議題觀點，我國亦可參酌修訂相關規範。
- (3)我國低放射性廢棄物特性與處置場址具有獨特性，對於美國法規的變革，仍宜考量國情以建立本土化的管制規範。

美國 10 CFR 61 修訂最終定稿規劃於 2014 年，本研究建議對於後續演變仍應持續追蹤，以便掌握相關國際技術新知，確保我國放射性廢棄物管理在安全前提下經濟有效。

參考文獻

- DOE, 1999, DOE G 435.1-1 Chapter 4, Low-Level Waste Requirements.
- NRC, 1982, Licensing Requirements for Land Disposal of Radioactive Waste.
- NRC, 2008, Response to Commission Order CLI-05-20 Regarding Depleted Uranium, SRM-SECY-08-0147.
- NRC, 2010, Staff Approach to Comprehensive Revision to 10 CFR Part 61, SECY-10-0165.

NRC, 2012, Regulatory Analysis for. Proposed Revisions to Low-Level Waste Disposal Requirement (10 CFR Part 61).

NRC, 2013, Revisions to Low-Level Radioactive Waste Disposal Requirements (10 CFR Part 61).

3.坑道處置設施設計及其穩定性評估之審查技術發展

本研究重要工作內容包括：

(1)國內外坑道設施異狀案例探討與資訊彙整分析

利用已蒐集國內具代表性的既有坑道設施異狀案例，探討各類襯砌異狀對於坑道設施功能需求的影響，並彙整各類襯砌異狀及建立襯砌異狀的影響因素，進一步基於處置坑道設施設計及其穩定性的功能需求考量，研擬襯砌異狀影響因素對應的設計考量因素與對策，以及建議對應的設計審查技術，供處置坑道相關審查單位之參照。

(2)影響坑道長期穩定與服務功能因素之場址特性描述與對應參數探討

基於初步掌握的既有坑道襯砌穩定影響主要因素，將穩定影響因素與場址特性建立關聯。場址特性係指場址區域範圍內各項條件與特性，舉凡地形與地貌、地質與地震、地表及地下水、以及大地工程特性等項目，皆屬場址特性描述的範疇之內。本研究擬分析坑道襯砌異常現象影響因素與場址特性之相關性，透過既有穩定影響因素之彙整，探討各影響因素歸屬的場址特性描述範疇，建立坑道長期穩定影響因素與場址特性描述項目的關係，提供後續審視處置坑道場址特性調查項目與參數評估之參考。

工作執行成果說明如下：

(1)國內外坑道設施異狀案例探討與資訊彙整分析

就坑道結構的建置流程而言，開挖期間圍岩與一次支撐即已達成力平衡狀態，圍岩變形穩定或趨於緩和後才設置的二次襯砌，基本上為美觀坑道結構與加強防護之設計，受力大小理論上應遠小於襯砌材料之強度。然國內外營運中隧道檢測與維護經驗顯示，坑道襯砌表面常發現裂縫、滲

水、龜裂等異狀，顯示坑道建造完成後並非全然穩定。因應處置坑道於穩定性與使用年限之要求，本研究廣泛蒐集整理國內外營運中坑道安全檢測報告以及長期行為有關之文獻，據以彙整坑道襯砌材料老化、劣化以及滲漏水等異常現象，提供後續探討長期穩定影響因素之參考。

王泰典等(2007a)與王泰典(2008；2010)以台灣隧道為背景，蒐集整理1990年代以來安全檢測作業調查所得的異狀，共蒐集彙整52座隧道(累計長度達87.994公里)檢測案例。研究結果顯示，襯砌異狀可依目視是否可以直接觀察判別，區分為「目視可識別」以及「目視無法識別」兩大類。其中「目視可識別」的異狀絕大多數為發生在襯砌表面者，而與襯砌完整性以及襯砌背後孔洞有關的異狀，則多數無法直接目視識別。目視可識別的異狀種類繁多，圖1-2.1列舉常見的數種典型(王泰典等，2007)。瞭解坑道有那些異狀種類後，其次必須進一步探討產生這些異狀之可能原因為何，以利後續探討影響坑道長期穩定影響因素。本研究歸納整理各項原因所產生之隧道異狀型態，利用這些異狀型態加以比對、判釋，探討坑道襯砌異狀可能的肇因。研究結果顯示坑道的異狀原因大致可區分為「外在因素」與「內在因素」兩大類，其中外因又可細分為「外力」與「環境」二大因素；而內因則可細分為「材料」、「施工」與「設計」三大因素。

外力因素—岩土壓力、邊坡滑動、地震作用

根據襯砌之受力機制、地形效應與異狀型態，外力因素又可區分為：(1)塑性壓；(2)鬆弛土壓；(3)偏壓三大類，如表1-2.3所示。王泰典等(2007)依據隧道與邊坡潛移方向的相對空間關係，探討邊坡潛移引致隧道異狀之型態，主要可以分為：(1)邊坡潛移方向垂直於隧道軸向；(2)邊坡潛移方向斜交於隧道軸向；(3)邊坡潛移方向平行於隧道軸向等三種類別加以探討。隧道受震較具代表性之受損型態如圖1-2.2所示，包括：(1)襯砌遭斷層剪斷破壞；(2)隧道因邊坡坍塌破壞；(3)襯砌縱向龜裂；(4)襯砌橫向龜

裂；(5)襯砌單側斜向龜裂；(6)襯砌環狀斜向龜裂；(7)底版(路面)龜裂或隆起；(8)側壁向內擠壓變形(王文禮等人，2000)。

環境因素—大地材料弱軟化行為、依時性變形特性

環境因素部分，因國內特殊之地質與氣候環境影響與發育所致，其土壤與岩石之「大地工程特性」除一般之強度、變形性與滲透性相異於國外其他國家外，尚具有：(1)風化作用強烈，岩石弱軟化迅速；(2)岩石長期行為明顯，強度與變形性依時變化大。Mohamad 等人(2011)探討不同水分含量對花崗岩於各種風化程度下其強度的影響，其研究結果顯示：(1)水分含量越高，其風化程度越劇烈；(2)於相同風化程度下，水分含量越高，其強度(Is50)越低(圖 1-2.3)；(3)風化程度越高，其強度(Is50)越低。闕禮琳等人(2009)以台灣東部海岸山脈水璉礫岩某一邊坡失穩案例為對象，透過人為浸潤與乾燥循環的環境變異弱軟化岩石，模擬自然風化環境岩石的崩解與分析過程，探討影響岩石弱軟化的敏感微觀因子。研究成果顯示，水璉礫岩風化後，抗風化能力下降、強度降低、變形性增加，且強度降低主要受到風化弱軟化礫岩的基質成份較顯著，導致礫岩的視凝聚力下降，視摩擦角在人工風化過程的變化較不明顯。

(2)影響坑道長期穩定與服務功能因素之場址特性描述與對應參數探討

針對本研究探討引致坑道穩定與服務功能異常現象之影響因素，本計畫深入探討各因素關鍵因子與場址特性調查中之歸屬，並研析因子與場址特性描述參數之相關性。就天然障壁(地質)材料影響因素而言，其地質材料依時性變形行為將影響坑道長期穩定服務效能顯著，而坑道場址應力條件與地質材料特性為控制地質材料依時性變形行為之關鍵因子，本計畫即針對各影響因素之相關因子建立場址特性描述參數之關係，進而探討考量坑道長期穩定時須評估之相關因子參數與既有處置坑道設計方法之檢討，以供後續針對特定影響因素作因應及設計之建議。

外力因素—地震作用

地震作用期間，地下結構體受震方向包括水平向及垂直向，且整體結構於短時間內來回往返多次受力而擺動變形，襯砌因擺動變形所產生之應力與彎矩，其複合受力機制對隧道產生不同之影響，若此複合應力超出襯砌之極限強度，則會使混凝土產生剝落、錯動、龜裂及滲漏水等異狀。陳正勳等人(2011)利用國內三義一號鐵路隧道受震案例分析不同震害的影響因素(圖 1-2.4)，研究結果顯示隧道襯砌受震損害主要可分成四種類型，分別為縱向裂縫、環向裂縫或環向施工縫錯動、環狀剝落以及斜向裂縫與剝落。襯砌縱向裂縫主要受地震波中 S 波垂直或 45° 入射引起襯砌軸力與彎矩增加的影響。環向裂縫或環向施工縫錯動則受到水平方向傳遞 P 波造成的張力破壞以及樂夫波造成襯砌應力增加的影響。環狀剝落與隧道承受地盤較明顯的水平向應力、S 波 45° 入射及大型避車洞導致應力集中有關。而斜向裂縫則是震波造成軟硬互層圍岩的應變差異以及襯砌結構剛度特性所致。Chan 等人(2012)亦探討岩覆深度對隧道受震反應的影響，研究結果顯示當深度接近 2.5 倍岩體波長時，震波受到地表自由面反射以及隧道散射的影響，地震導致襯砌軸向應力與彎矩應力增量出現明顯的放大效應(圖 1-2.5)。

環境因素—大地材料弱軟化行為、依時性變形特性

大地材料承受應力達特定門檻以上時常顯露依時變形行為，其特性迥然不同於廣泛應用的彈塑性組成模式所描述者，而造成工程行為具有依時變化的現象，在坑道設施長期穩定評估的考量下，瞭解與描述大地材料依時性變形行為，為設施穩定性與安全性評估之關鍵項目。詹尚書等人(2012)透過一已開挖貫通後卻因故停工隧道案例，蒐集隧道持續變形計測結果，計測期間該隧道曾遭遇莫拉克颱風引致的豪雨影響，藉計測結果繪製的隧道變形曲線特徵加以分類並探討岩體依時變形特性及影響因素。研究結果

顯示，三民頁岩區域變形曲線主要可分為四類，分別為(I)僅彈塑性變形(圖 1-2.6(a))、(II)彈塑性變形穩定後，延遲一段時間發生依時性變形(圖 1-2.6(b)~圖 1-2.6(d))、(III)彈塑性變形尚未穩定即伴隨依時性變形，水災後無變化(圖 1-2.6(e))、(IV)彈塑性變形尚未穩定即伴隨依時性變形，水災後二次變化(圖 1-2.6(f))，利用隧道變形經驗公式佐以最小二乘法 (generalized least squares)以得到最佳迴歸曲線，及各類變形曲線之變形特性參數以探討依時性變形特性影響因素。研究結果顯示岩體材料變形模數、強度、岩層組成比例影響岩體依時變形特性相當顯著，而環境因素，如瞬時水位變化亦會造成岩體材料依時性變形(圖 1-2.7)。

大地材料常受風化作用影響，而產生材料弱軟化現象，對於岩體工程設計、穩定性及安全性影響甚鉅，在考量坑道設施長期穩定條件下，瞭解大地材料弱軟化特性，為設施穩定性與安全性評估之關鍵項目。郭雅雯(2012)以大理岩及蛇紋岩為對象進行風化試驗，針對兩種岩性之(1)一般指數、(2)力學特性與(3)微觀組構進行分析討論，探討風化過程中岩體弱軟化特性及影響因素。研究結果顯示，大理岩抗風化能力隨著循環次數增加而下降，抗風化能力的變異程度亦逐漸增加(圖 1-2.8(a)、圖 1-2.8(b))。蛇紋岩隨風化循環過程增加，視比重與密度的變化不顯著，其孔隙率及吸水率有呈上升趨勢，消散耐久指數隨循環次數增加而下降，歷經乾濕循環消散耐久指數具有變異，表示抗風化能力隨著乾濕循環而有所改變(圖 1-2.8(c)、圖 1-2.8(d))。力學試驗結果顯示，大地材料歷經風化循環造成材料基本物理性質改變，進而影響材料抗風化能力顯著。研究結果顯示，隨風化循環次數增加，大理岩之單壓強度、楊氏模數及凝聚力皆明顯下降，而柏松比上升，顯示循環過程中大理岩岩材有弱軟化之現象(圖 1-2.9(a)、圖 1-2.9(b))。

本計畫自處置坑道與一般坑道於設計目標、對於坑道穩定與服務功能

需求出發，探討處置坑道與一般坑道對穩定需求之異同分析，並蒐集整理國內外營運中一般坑道安全檢測報告以及長期行為有關之文獻，據以彙整恐影響坑道穩定性之襯砌材料老化、劣化以及滲漏水等服務功能異常現象，提供後續探討影響坑道長期穩定之影響因素，進而針對坑道長期穩定之影響因素，深入探討各影響因素對應的場址特性描述項目，以及對應的參數評估與調查項目，據此建議處置坑道設施之設計考量，以及相對應的審查管制要項，供處置設施經營者執行處置計畫以及後續研修審查導則之參考。本計畫依約完成各工作項目，說明如后。

1. 依據前期成果報告重新彙整處置坑道與一般地下坑道於設計目標、對於坑道穩定與服務功能需求之差異，並完成處置坑道與一般坑道調查項目異同分析，一併整理於本報告第二章。異同分析結果顯示，處置坑道與一般坑道場址特性調查的差異主要在時間與空間尺度上的差異，以及場址特性調查參數上之差異。在長期穩定性考量下，處置坑道考量調查項目包括地質演化過程、構造地質與地震、熱-水-力-化耦合作用等項目，其中地質演化過程係包括風化、侵蝕、邊坡滑動等因子可能對處置坑道造成的影響，構造地質與地震即近期斷層活動、與地震震波造成之影響，熱-水-力-化耦合作用則主要探討熱力學、水力、力學、化學等作用在耦合行為下對處置設施的反應。

2. 依據前期成果報告，以及本年度納入的一般坑道異常現象之案例，完成國內外坑道結構穩定與服務功能異常現象之蒐集彙整，並探討坑道長期穩定性影響因素，整理於本報告第三章。研究結果顯示影響坑道長期穩定性影響因素主要可區分為外力因素與環境因素兩部分，其中外力因素可細分為地震作用、邊坡穩定與開挖擾動對坑道造成的影響，環境因素則分為大地材料依時性變形與大地材料弱軟化特性因素。

3. 透過坑道長期穩定性影響因素，探討各因素因應場址變異對坑道

可能造成的影響、各因素機制與影響因素、以及對坑道穩定與障壁功能之影響，完成影響坑道長期穩定與服務功能因素之場址特性描述與對應參數之探討，以及場址特性變異對坑道影響之探討，整理於報告第四、五章。

4. 完成坑道長期穩定性影響因素對應的場址特性描述項目，以及提出處置坑道長期穩定性考量下，所應涵蓋對應長期穩定性影響因素之參數評估與調查項目，並據以建議坑道處置設施設計評估要項與審查要項，整理於報告第六章。研究結果顯示，設施設計之設計目標與功能需求，需明確根據長期穩定性影響因素對應場址特性調查項目之結果予以設計評估，並據以審查相關調查及設計成果，作為處置設施安全性與長期穩定性之後盾。

參考文獻

王文禮、王泰典、蘇灼謹、林峻弘、譚家瑞、黃燦輝，2000，台灣中部山岳隧道之震害與修復，地工技術，81，85-96。

王泰典，2008，隧道結構安全檢測技術，隧道結構安全檢測與管理研討會，7月25日，台北，86-135。

王泰典，2008，隧道結構安全檢測技術，隧道結構安全檢測與管理研討會，7月25日，台北，86-135。

王泰典、黃燦輝、鄭富書、薛文城、傅子仁，2007，台灣隧道襯砌異狀類別之探討，隧道建設，第27卷(增刊：第六屆海峽兩岸隧道與地下工程學術及技術研討會論文集，8月20~21日，昆明)，87-92。

王泰典、董家鈞，2009，低放射性廢棄物最終處置設施場址特性參數與設計建造管制技術之研究，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫(98FCMA003)，台北。

王泰典、董家鈞、顧承宇、李宏輝，2010，低放射性廢棄物坑道處置場址

- 特性調查及設施設計與建造審查要項研究，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫(99FCMA002)，台北。
- 王泰典、翁祖炘、李宏輝，2011，放射性廢棄物坑道處置場址特性調查及設施設計審查要項建議以及天然障壁長期穩定潛在影響因子之探討，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫(100FCMA005)，台北。
- 李佳翰、陳建華、林信宏、王泰典，2009，隧道異狀成因診斷案例探討－以邊坡潛移引致襯砌異狀為例，第十三屆大地工程學術研討會暨國科會成果發表會論文摘要集，8月26-28日，宜蘭，I-21-1~9。
- 朝倉俊弘等，2003，隧道變狀機制(日文)，日本土木學會。
- 陳正勳、王泰典、黃燦輝，2011，山嶺隧道受震損害類型與原因之案例研究，岩石力學與工程學報，30(1)，45-57。
- 郭雅雯，2012，岩石風化之力學特性與微觀組構變化暨吸附二氧化碳能力之研究，國立台北科技大學資源工程研究所碩士論文。
- 詹尚書、劉曉樺、王泰典、秦德、蕭富元，2012，岩體依時變形特性之隧道變位計測結果案例探討，第十一屆海峽兩岸隧道與地下工程學術與技術研討會論文集，11月1-2日，台灣溪頭，第116-122頁。
- 闕禮琳、詹佩臻、王泰典、羅偉、翁祖炘，2009，風化弱軟化岩石引致邊坡失穩案例探討－以水璉礫岩邊坡為例，礦冶，53(4)，67-76。
- Chen, C.H., T.T. Wang, F.S. Jeng and T.H. Huang, 2012, Mechanisms causing seismic damage of tunnels at different depths, Tunnelling and Underground Space Technology, 28(1), 31-40.
- Mohamad, E. T., Isa, M. F. M., Amin, M. F. M., Komoo, I., Gofar, N. and Saad, R., 2011, Effect of Moisture Content on the Strength of Various Weathering Grades of Granite, EJGE, Vol. 16, P. 863-886.
- Wang, T. T., W. Lo, Y. C. Ding and S. T. Liu., 2007, Study on tunnel

excavation disturbed zone in weak rock with time-dependent behavior, 11th Congress of the International Society for Rock Mechanics, 9-13 Jul., Lisbon, Portugal, pp. 1057-1160.

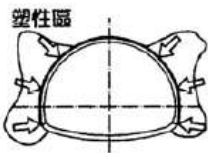
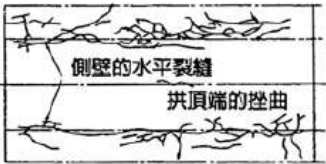
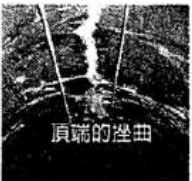
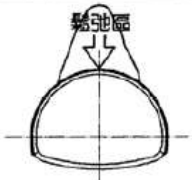
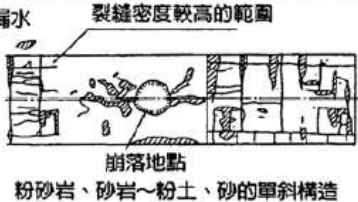
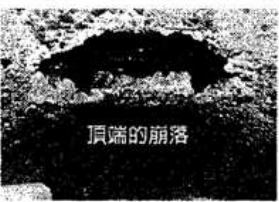
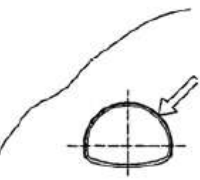
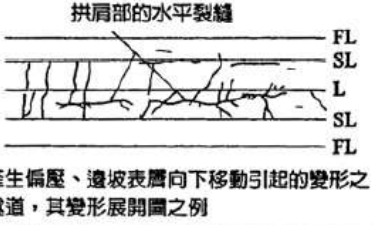
Wang, T.T. and T.H. Huang, 2007., Recent Rock Tunnelling Activities in Taiwan, Development, Advancement and Achievement of Geotechnical Engineering in Southeast Asia, 40th Anniversary Commemorative Volume of the Southeast Asian Geotechnical Society, 8-11, May, Kuala Lumpur, Malaysia, pp. 385-390.

附圖與附表



圖 1-2.1：數種典型的目視可識別異狀(王泰典等，2007)

表 1-2.3：外力因素及其代表性異狀(日本土木學會，2003)

	地壓	代表性的案例圖	案例照片
塑性地壓			
鬆弛土壓		漏水 	
偏壓		拱肩部的水平裂縫 	

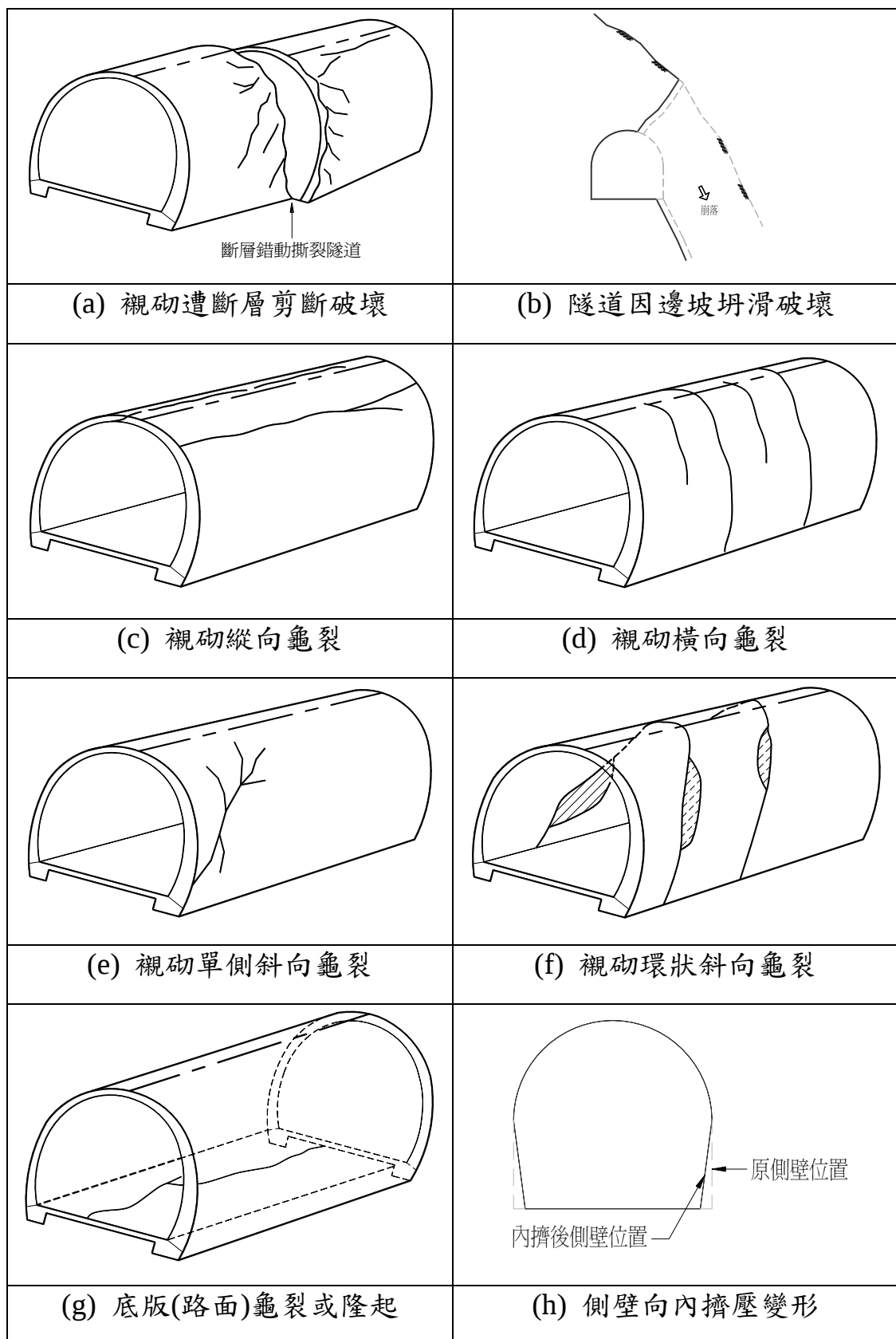
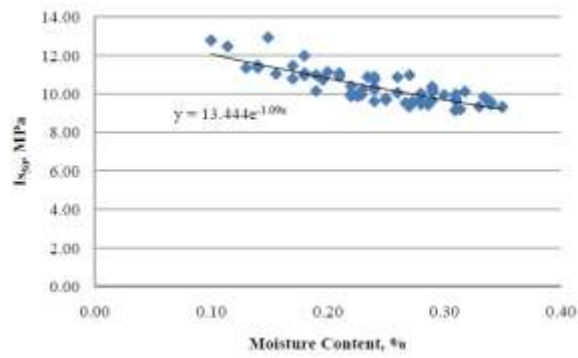
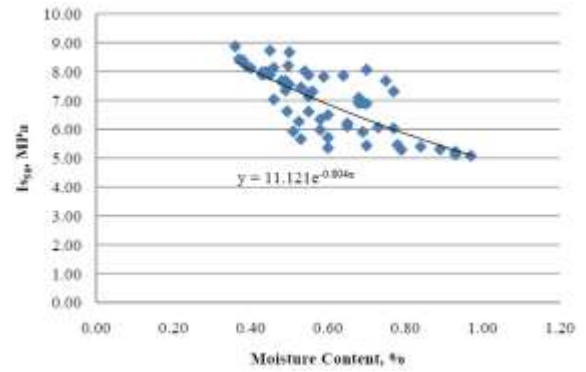


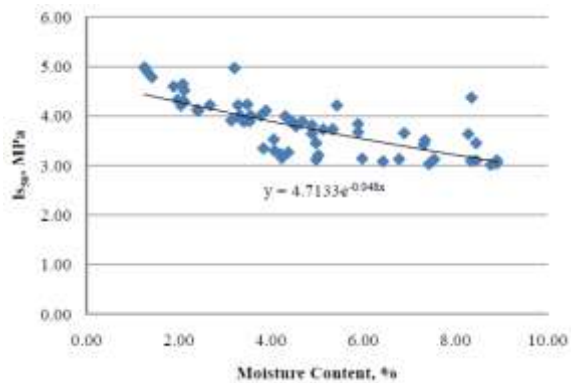
圖 1-2.2：山岳隧道受震損害型態示意圖(王文禮等人，2000)



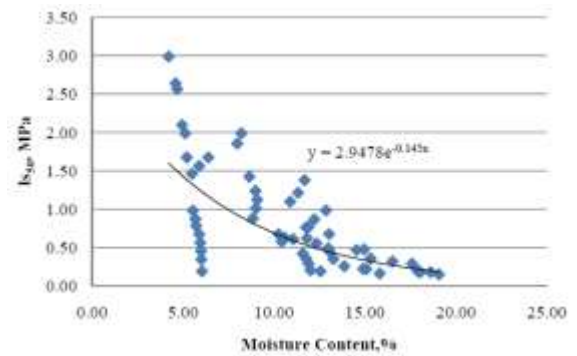
(a) weathering grade I



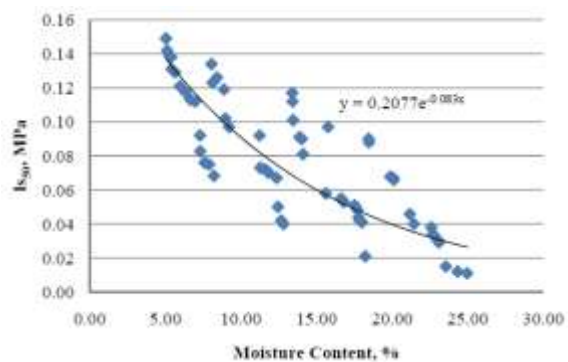
(b) weathering grade II



(c) weathering grade III



(d) weathering grade IV



(e) weathering grade V

圖 1-2.3：花崗岩於各種風化程度下水分含量對強度的影響

(Mohamad et al. , 2011)

震害类型	损害型态	隧道受震损坏概念模式示意图	影响因素
衬砌纵向裂缝			S波45°入射情况，圆形隧道衬砌于 $\theta = 0^\circ, \pm 90^\circ, 180^\circ$ 处轴力与弯矩增量有最大值 ^[14] 主隧道顶拱上方常存有开挖施工过程既存的松动岩楔，顶拱中央($\theta = 0^\circ$)发生单一纵向裂缝 横坑因马蹄形隧道断面形状，其衬砌于起拱线与底板($\theta = \pm 90^\circ, 180^\circ$)等处相对顶拱($\theta = 0^\circ$)易发生灾害
			S波0°入射情况，圆形隧道衬砌于 $\theta = \pm 45^\circ, \pm 135^\circ$ 处轴力与弯矩增量有最大值 ^[14]
			S波45°入射情况，隧道顶拱衬砌背后存在松动区及承受地盘水平力时，产生顶拱中央与肩部纵向裂缝 ^[4]
衬砌环向裂缝或环向施工缝错动			水平向传递的P波或L波引致衬砌环向裂缝或环向施工缝错动
衬砌环状剥落			S波45°入射情况，隧道承受地盘水平挤压力时，产生顶拱与肩部环向裂缝 ^[4] 大型避车洞造成的断面衬砌刚度差异及应力集中本损害形态伴随底拱隆起
衬砌斜向裂缝与剥落			软硬互层围岩的应变差异，导致互层的界面发生相对位移 ^[4] 裂缝自接近软硬互层界面环向，发展转向相对位移较大一侧形成斜向裂缝

圖 1-2.4：不同震害類型的影響因素(陳正勳等人，2011)

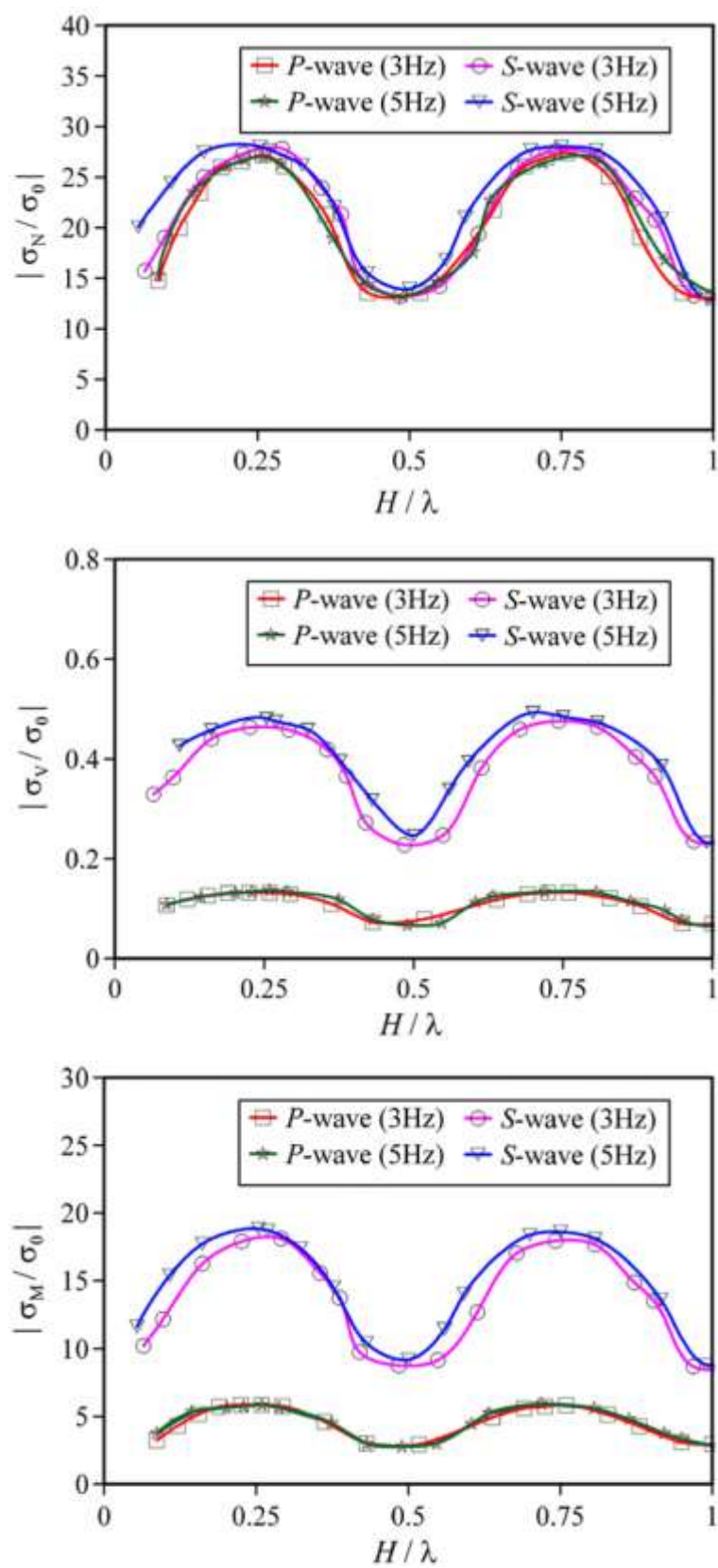


圖 1-2.5：不同岩覆深度對隧道襯砌受力的影響(Chen et al.，2012)

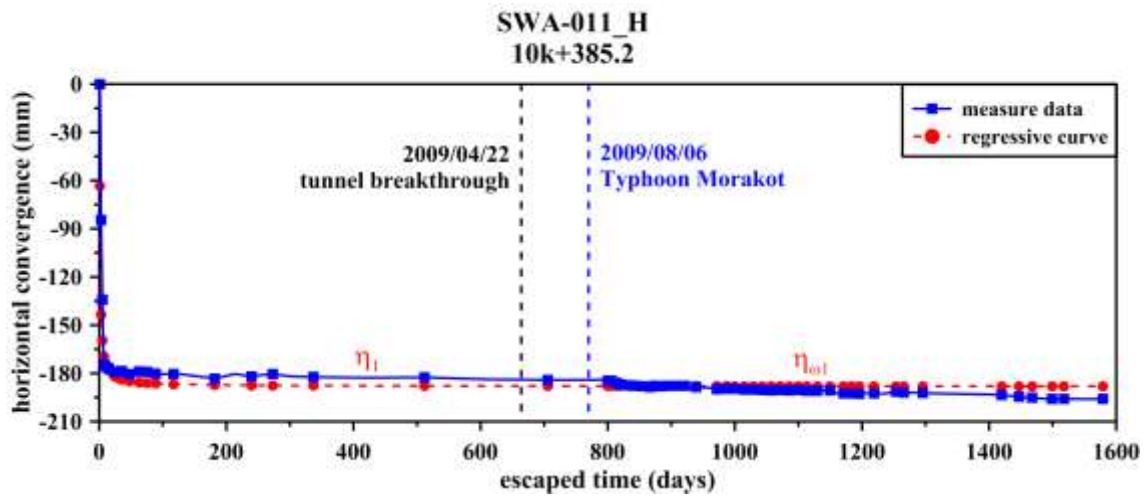


圖 1-2.6(a)：I 類別隧道收斂變形歷時曲線

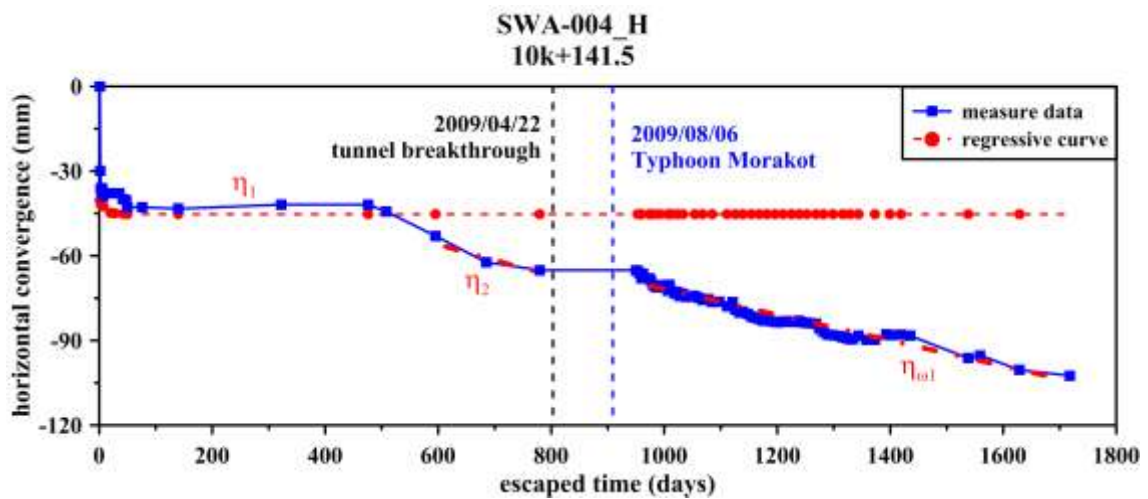


圖 1-2.6(b)：II 類別隧道收斂變形歷時曲線(1)

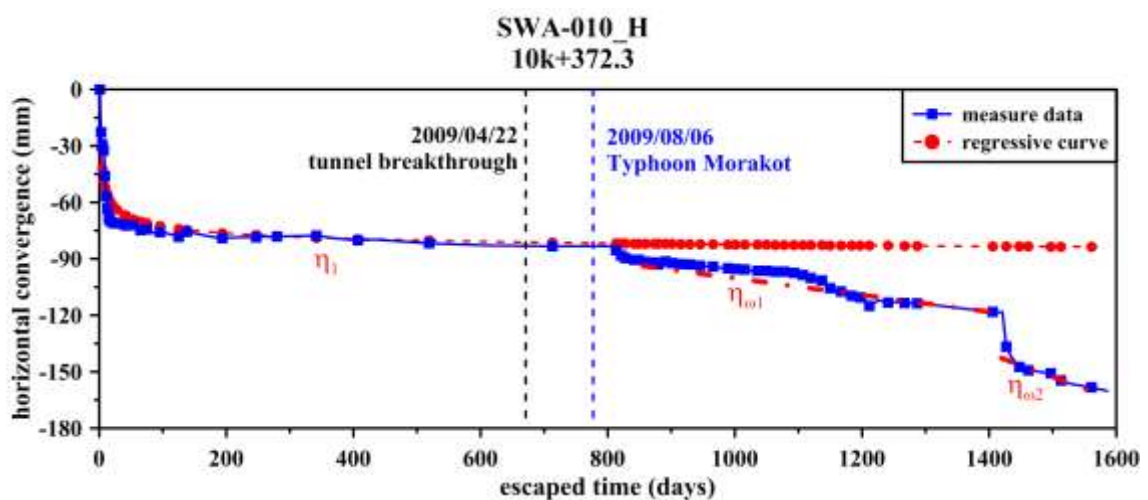


圖 1-2.6(c)：II 類別隧道收斂變形歷時曲線(2)

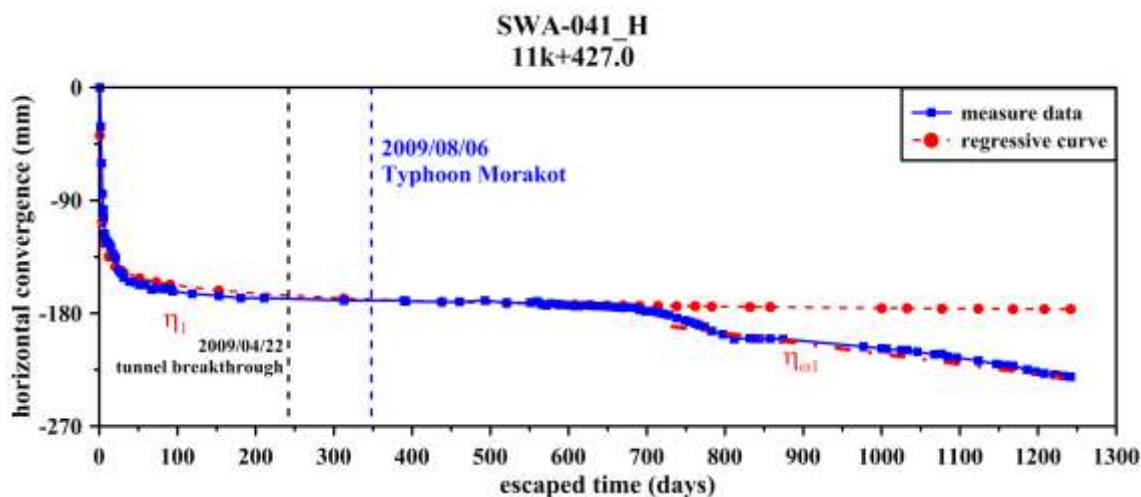


圖 1-2.6(d)：II 類別隧道收斂變形歷時曲線(3)

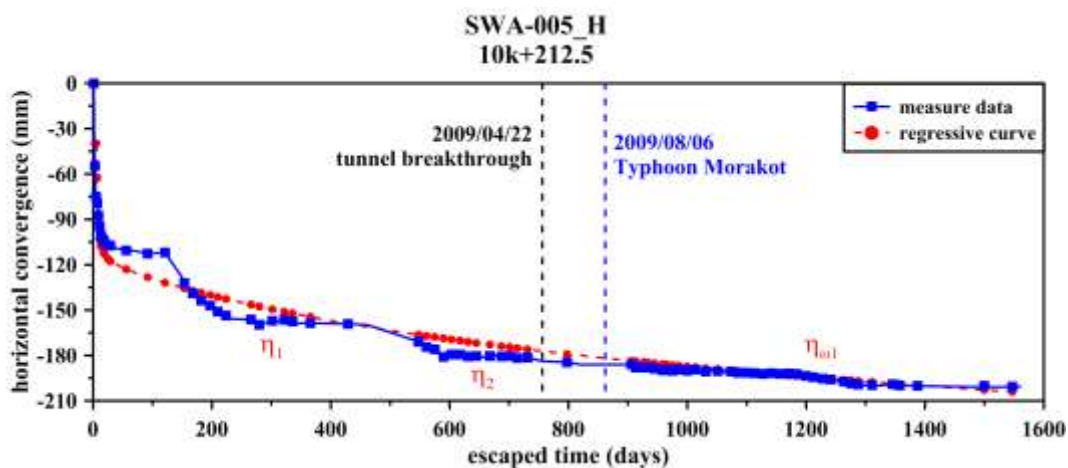


圖 1-2.6(e)：III 類別隧道收斂變形歷時曲線

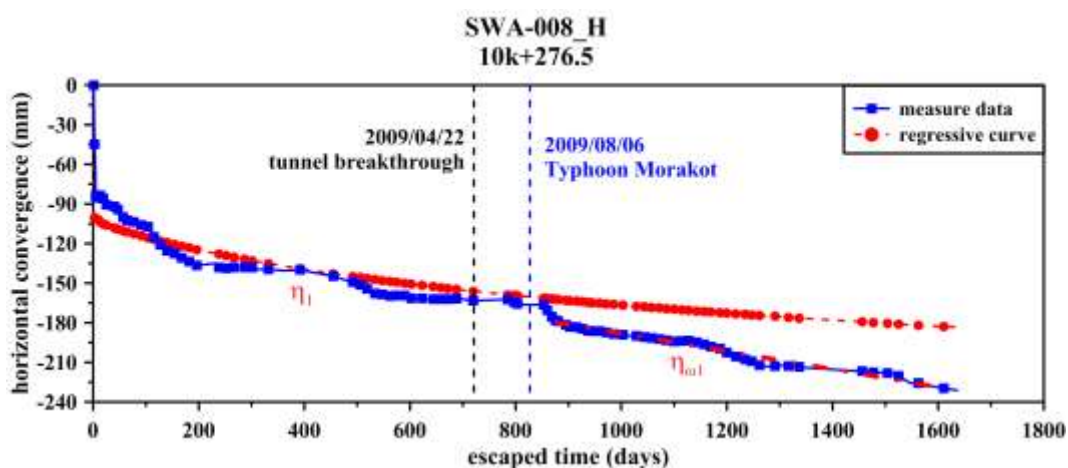


圖 1-2.6(f)：IV 類別隧道收斂變形歷時曲線(詹尚書等人，2012)

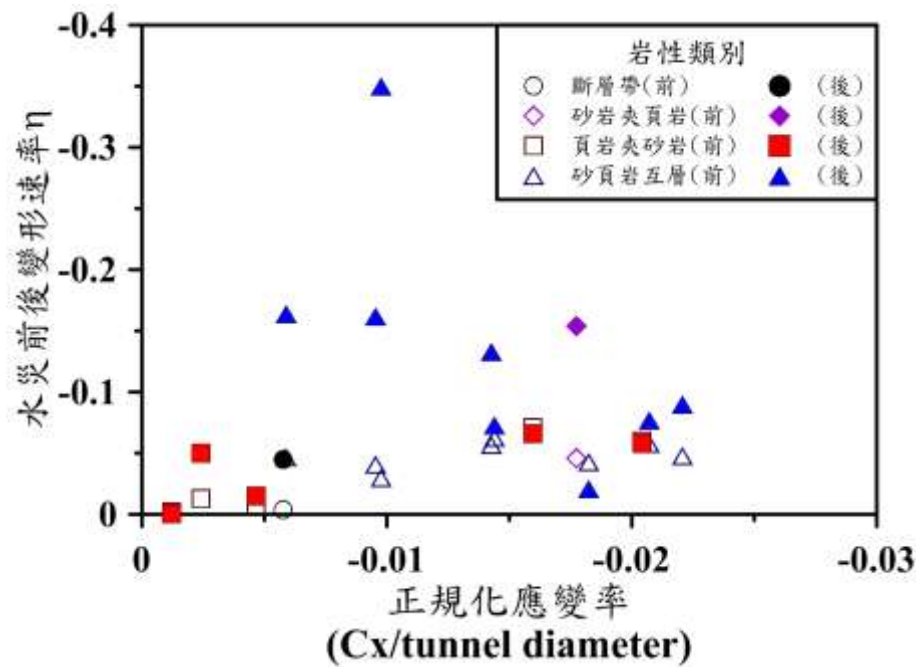


圖 1-2.7：水災前後之收斂應變速率-三民頁岩(詹尚書等人，2012)

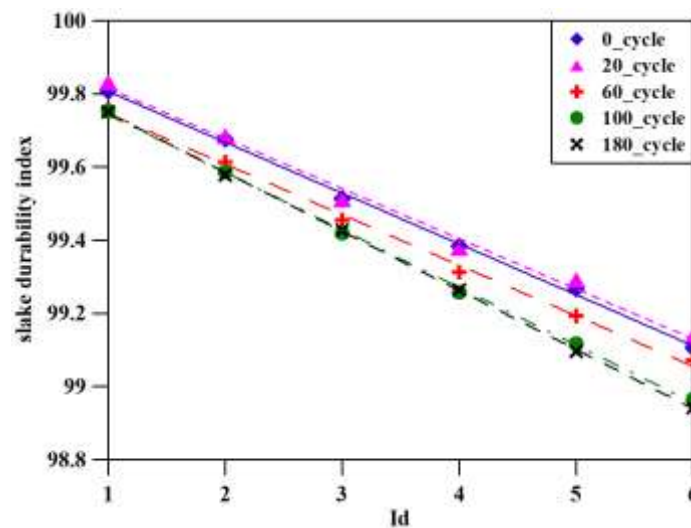


圖 1-2.8(a)：大理岩消散耐久指數圖(郭雅雯，2012)

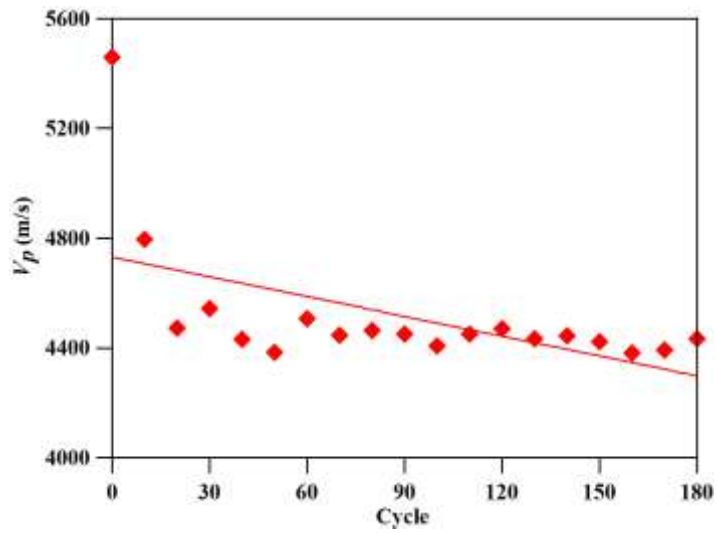


圖 1-2.8(b)：大理岩循環次數與超音波速度關係圖(郭雅雯，2012)

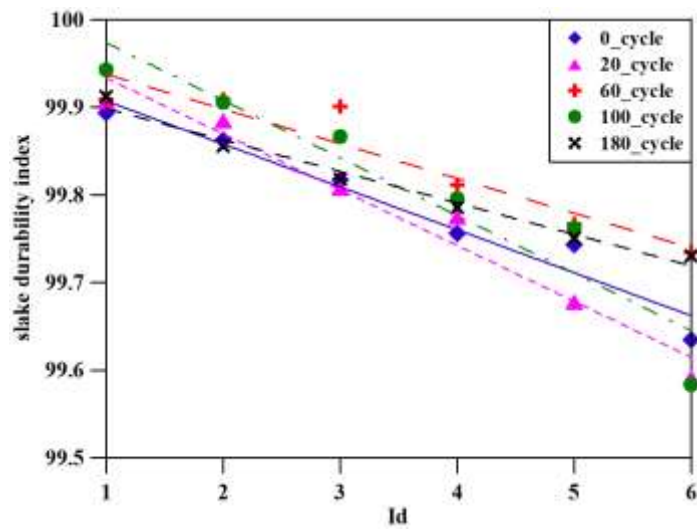


圖 1-2.8(c)：蛇紋岩消散耐久指數圖(郭雅雯，2012)

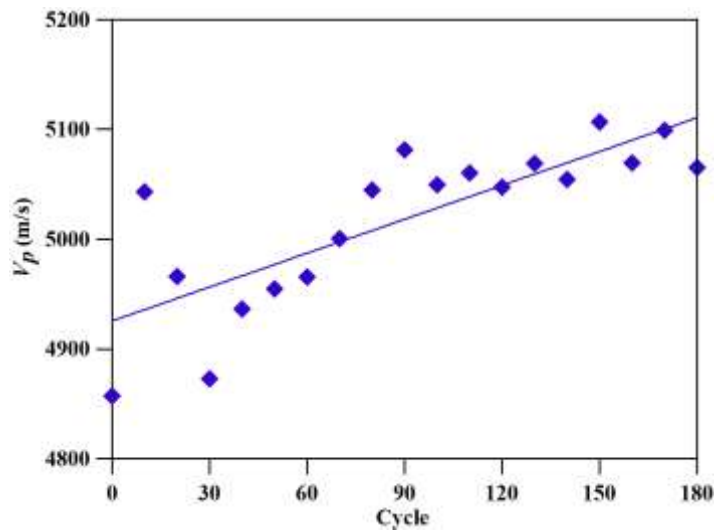


圖 1-2.8(d)：蛇紋岩循環次數與超音波速度關係圖(郭雅雯，2012)

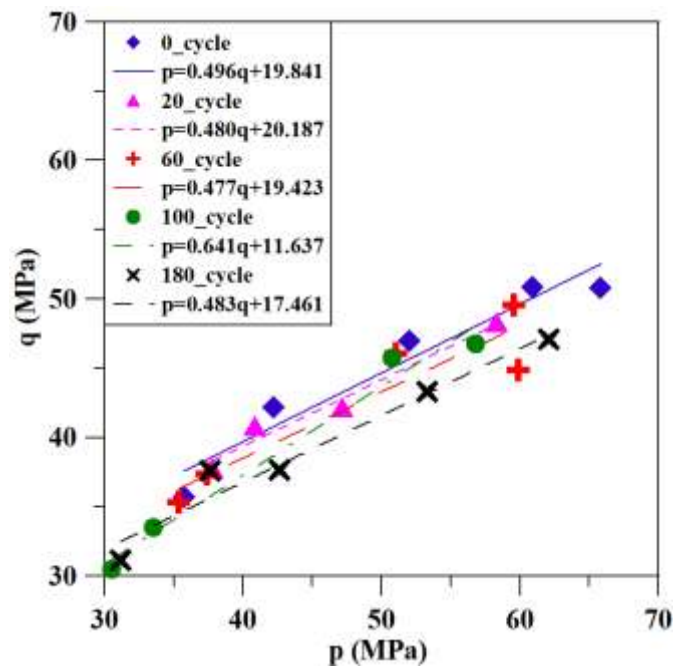


圖 1-2.9(a)：大理岩 p-q 應力空間圖(郭雅雯，2012)

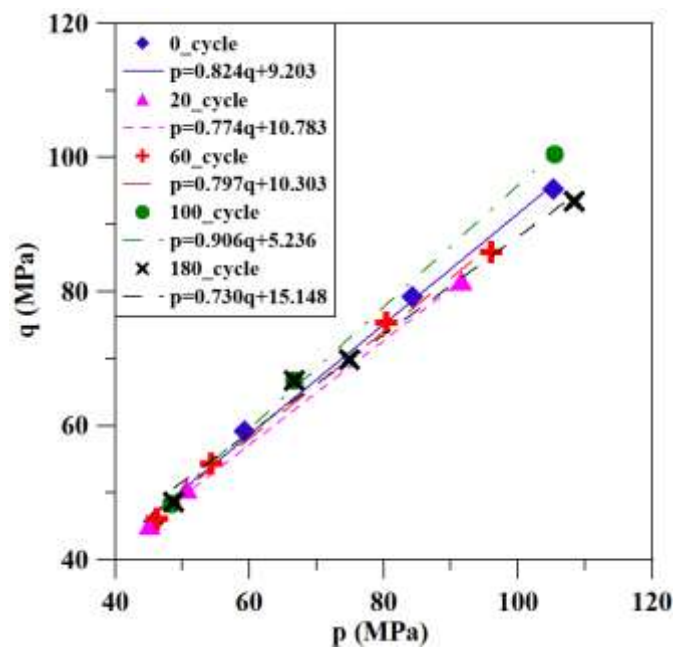


圖 1-2.9(b)：蛇紋岩 p-q 應力空間圖(郭雅雯，2012)

子項計畫 1-2A：低放射性廢棄物處置輻射劑量評估安全審查模式之研究

本計畫藉由蒐集整理美國德州安德魯場址利用 RESRAD 程式分析輻射劑量與風險評估相關報告、輻射劑量風險評估之方法與成果；蒐集與國內處置場址特性與可能處置方式相近之已完成安全審查場址所採用之輻射劑量與風險評估安全審查技術；所使用 RESRAD 程式（ONSITE 及 OFFSITE 兩種模組）使用手冊中文化及案例情境模擬；研析國內放射性廢棄物處置輻射劑量與風險評估安全審查技術發展所面臨問題與精進對策；綜合分析研析成果與我國現行技術規範，研擬「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則（第 0 版）」相關章節之精進建議。將透過國際重要文獻及技術研發重點之蒐集、研析與彙整，以提升輻射劑量評估安全審查管制技術議題之技能與規範的精進。

本項研究工作內容包括：

(1)蒐集整理美國德州 Andrews Site 利用 RESRAD 程式分析輻射劑量與風險評估相關報告、輻射劑量風險評估之方法與成果

蒐集整理美國德州安德魯場址（Andrews Site）利用 RESRAD 程式分析輻射劑量與風險評估相關報告、輻射劑量風險評估之方法與成果。根據 WCS 公司提出的申請書共分 14 節，連同各節附錄 87 項共 34 冊(最終版次 Rev. 12c, May 1, 2007)，內容詳實記錄安德魯處置設施的各項調查與分析紀錄、處置設施設計與安全標準、處置場相關各種工作計畫(運輸、監測、封閉、監管等)、圖件、管理與財務規劃、選址與環評報告、安全評估、品質保證及模式模擬輸入參數及模擬結果原始文字檔案等，該所有技術報告置於網址，<http://www.urs-slc.com/wcs/>（WCS, 2013），其中有關美國德州安德魯場址利用 RESRAD 程式分析輻射劑量與風險評估相關報告、輻射劑量風險評估之方法與成果，包括「卷 2-Section 8: Performance

Assessment」功能評估、「卷 2-Section09-Quality Assurance and Quality Control」品質保證與控制、「卷 31-Appendix 8.0-6: Detailed Pathway Analysis」詳細途徑分析、「卷 31-Appendix 8.0-7: Sensitivity and Uncertainty Analysis」敏感度與不確定分析、「卷 31-Appendix 8.0-8: Computer Outputs」電腦輸出結果。

另 TCEQ 亦出版「Draft Environmental and Safety Analysis of a Proposed Low-Level Radioactive Waste Disposal Facility in Andrews County, Texas」裡面亦有介紹美國德州安德魯場址利用 RESRAD 程式分析輻射劑量與風險評估相關報告、輻射劑量風險評估之方法與成果。本計畫已蒐集該資料，並已整理說明 RESRAD 程式分析輻射劑量與風險評估之方法與成果。

欲瞭解 RESRAD 程式分析輻射劑量與風險評估，必須先掌握分析之廢棄物源強度與分析情境。根據 WCS 公司提出的申請書，有關「卷 2-Section 8: Performance Assessment」功能評估部分，接收德州聯盟廢棄物的聯盟廢棄物設施(Compact Waste Facility, 以下簡稱 CWF)；以及接收美國能源部國防工業低放廢棄物的聯邦廢棄物設施(Federal Waste Facility, 以下簡稱 FWF)，其中，接收美國能源部國防工業產生的 Class A、B、C 類低放廢棄物的 FWF-CDU(Canister Disposal Unit)；另一為接收混合類(Mixed Wastes)低放廢棄物的 FWF-NCDU(Non-Canister Disposal Unit)。

德州安德魯場址應用 RESRAD 程式評估輻射劑量與風險，依據 RESRAD 程式設計，必須先針對核種遷移之環境路徑、暴露路徑先行確立，然後才能利用 RESRAD 程式計畫其輻射劑量與風險。相關 RESRAD 程式設計概念示意圖如圖 16 所示。

依據 WCS 公司提出的申請書，於附冊 8.0-3 列有定量途徑分析文件，該德州安德魯場址應用 RESRAD 程式評估輻射劑量與風險之前，先針對

廢棄物處置作業營運階段及關廠後階段進行時間階段分類，並建立符合 TCEQ 已建立完整的德州行政法規（TAC）§336.724（1）之標題 30 之次章節 D 規定之營運作業，該營運作業之詳細說明可另見 WCS 公司提出的申請書（詳本報告附錄 1）之「卷 2 -Section 5: Operation」。營運階段將建立維持工作者輻射曝露劑量能合理抑低，WCS 輻射安全計畫提供了一個框架計畫，用於控制和限制輻射暴露，並努力保持輻射風險低，且是合理抑低該 ALARA 計畫可另見 WCS 公司提出的申請書之「卷 29-Appendix 5.5.2-2: ALARA Design Features」。

(2)蒐集與國內處置場址特性與可能處置方式相近之已完成安全審查場址所採用之輻射劑量與風險評估安全審查技術。

世界各國對於低放射性廢棄物最終處置場之安全功能設計，皆採「多重障壁」的概念，也就是利用多項的防護措施，隔絕放射性廢棄物於人類生活環境之外。這些多重障壁包括放射性廢棄物固化體障壁、廢棄物容器障壁、工程障壁、填充材料障壁、排水設施及天然障壁等。選擇最終處置場時最重要的考慮是如何避免或減少因地下水等媒介將放射性核種遷移至人類生活圈。最終處置場可藉多重障壁之設計來阻滯放射性核種的遷移，確保長期置放的過程中，不致對環境品質與人類生活安全造成不良之影響。目前美國、法國、日本、西班牙、瑞典、德國、英國、芬蘭、南非等國皆採用此種方式處置低放射性廢棄物，且順利運轉中。迄今各國低放射性廢棄物坑道處置計畫終止、籌備中、運轉中、或已封閉者共 25 個案例。

用於評估由於輻射照射引起健康效應的基本方程式是相當容易，可利用簡單計算或查表即可得到。這些方程式通常可計算所有傳輸路徑的輻射劑量，而且可以添加修改參數。為進行更為複雜的計算，美國開發了幾個電腦模式，如：本計畫主要蒐集的美國 ARGONNE 國家實驗室所開發的

RESRAD 家族程式、美國太平洋西北國家實驗室開發的多介質環境污染物評估系統 (MEPAS) GENII / FRAMES / SUM3、美國 EPA 開發的 MMSOILS、NRC 開發 DandD、美國 EPA 開發的 Presto · EPA · CPG，以及美國 EPA 開發的 PATHRAE · EPA 等。

根據美國核能管制委員會於 2013 年 2 月 25 至 3 月 1 日在美國鳳凰城舉行之 Waste Management 2013 研討會星期四上午舉辦之「Panel: Recent Developments and Trends in Integrated Risk Assessment Methods, Tools and Decision Analysis Support」。提出低放射性廢棄物最終處置輻射劑量評估安全審查模式主要為：GOLDSIM、RESRAD(Onsite) 6.5 and RESRAD-OFFSITE、FRAMES and GENII 及 AMBER 模式。蒐集 GOLDSIM、RESRAD(Onsite) 6.5 and RESRAD-OFFSITE、FRAMES and GENII 及 AMBER 模式之輻射劑量與風險評估安全相關資料，該類模式均可應用於與國內處置場址特性及可能處置方式相近之已完成安全審查場址所採用。

(3)RESRAD 程式 (ONSITE 及 OFFSITE 兩種模組) 使用手冊中文化及案例情境模擬

美國 ARGONNE National Laboratory 為有效評估核種在近場與遠場傳輸之暴露劑量與風險，開發 RESRAD 家族程式，包括：RESRAD(ONSITE) 程式為評估受放射性核種污染土壤之輻射劑量與風險評估；RESRAD-BUILD 程式為評估受放射性核種污染的建築物之輻射劑量與風險評估；RESRAD-CHEM 程式為評估被危險的化學品污染的土壤之劑量與風險評估；RESRAD-BASELINE 程式對擬評估之核種和化學物質，量測其濃度值，並做基本之劑量與風險估計；RESRAD-RECYCL 程式為評估受輻射污染的金屬和設備之再循環和再使用；RESRAD-ECORISK 程式為評估曝露於危險化學品的生物風險；RESRAD-OFFSITE 程式為放射

性核種於近場、遠場至生物圈全系統輻射劑量與風險評估，計算所有路徑之總劑量，與人類受體的輻射劑量及風險；RESRAD-BIOTA 程式為評估非人類生物曝露於核種的劑量。RESRAD 家族程式都是使用者操作方便的界面並能提供線上服務。圖 11 為 RESRAD 風險評估之家族程式示意圖。RESRAD 程式已設計利用模擬評估殘留放射性物質的輻射劑量和風險。已獲得美國核能管制委員會（USNRC）在核能電廠除役及低放射性廢棄物處置安全評估審查之工具，已經在美國和其他國家的使用案例超過 300 餘個，美國環境保護署 EPA 科學顧問委員會依輻射現場清理法規，審查輻射劑量及安全評估係使用 RESRAD 程式進行模型建構。

RESRAD(onsite)程式最初在 1980 年代初期發展出來，為適應各種需求，包括：核電廠除役後廠區土壤之輻射劑量與風險評估，為應用於低放射性廢棄物處置之核種於近場、遠場及生物圈全部傳輸路徑之輻射劑量與風險評估，由於不同狀況、需求、以及使用者之要求，因此在過去 30 年間陸續開發了包括不同模組功能之程式。此整套程式即被稱為 RESRAD 家族程式，過去 30 餘年發展如圖 47 所示。其中 RESRAD(ONSITE)為最初發展之程式模組，可應用於低放射性廢棄物處置則為 RESRAD（OFFSITE）模組。

其中 RESRAD(onsite)、RESRAD-BUILD、RESRAD-OFFSITE 等 3 個程式具有機率分析的能力，允許使用者自行輸入參數。另外 RESRAD(onsite) 、 RESRAD-BUILD 、 RESRAD-RECYCLE 、 RESRAD-OFFSITE、 RESRAD-BIOTA 等 5 程式均定期維護及更新。其它 3 個程式 RESRAD-CHEM 、 RESRAD-BASELINE 和 RESRAD-ECORISK 為測試和評估用的 β 版本，因此較少維修，全部 RESRAD 家族程式都是使用者操作方便的界面並能提供線上服務。圖 13 為 RESRAD-OFFSITE 模組概念模式示意圖。RESRAD 家族程式已經被保

健物理學家和輻防工程師作為輻射風險評估的工具，程式計算場址特有之殘餘放射性物質之法規限值、輻射劑量和現場居民之癌症風險。目前 RESRAD 已經被廣泛地使用在美國和世界各國，並已獲聯邦和州政府核准，包括美國能源部（DOE）和美國核管會（NRC）。許多新特性增加到 RESRAD 家族程式；包括結合 ICRP-38 超過 830 核種的核種資料庫，提升機率分析的特性（在 RESRAD、RESRAD-BUILD、和 RESRAD-OFFSITE），以及明顯地改進使用界面（在 RESRAD-OFFSITE 和 RESRAD-BIOTA），大多數 RESRAD 家族程式會定期更新，全部 RESRAD 程式和文件可以從 RESRAD 網站免費下載。

(4) 研析國內放射性廢棄物處置輻射劑量與風險評估安全審查技術發展所面臨問題與精進對策

針對國內低放處置方式分淺層處置與地質處置兩種。這兩種處置方式均面臨未來造成曝露的可能性，也就是潛在暴露。對於此一潛在暴露，最佳的方法就是訂立低放處置輻射風險標準加以管制。國際輻射防護組織與核能先進國家低放處置輻射風險標準研究對於放射性廢棄物最終處置的安全標準，主要為劑量與風險兩種指標，各國依其國情有不同的法規限值。我國目前訂定低放處置設施對一般人造成之個人年有效劑量，不得超過 0.25 毫西弗，並應合理抑低。（物管局，2011）

國內放射性廢棄物處置輻射劑量與風險評估安全審查技術發展所面臨問題，主要是模式選擇與參數選用。RESRAD-OFFSITE 模式輸入條件，需要：場址區域範圍及地圖介面、核種源點、核種源點釋出與沉降速度、分佈係數、劑量換算與斜率因子、轉移因子、設定釋出途徑、報告及儲存時間、水文物理因子、主要污染區域、農業區域、牲畜飼養區域、遠場住宅區、大氣傳輸、非飽和含水層、飽和含水層、水利用量、地表水、地下水傳輸、攝取率、牲畜攝取飼養因子、植物因子、吸入及外部伽馬、外部

輻射的形狀及面積因子、居住率、氦、碳 14、碳 12 質量分率、氙等，該參數核種劑量換算與斜率因子已建立於 RESRAD 資料庫內，且 RESRAD 已建立參數使用參考手冊，包括如何調查參數及選用參數等。

我國未來可依據 RESRAD 參數使用參考手冊現場調查場址區域範圍、關鍵核種種類、水文物理條件等自然環境，與利用該參考手冊選用參數，可利於國內放射性廢棄物處置輻射劑量與風險評估安全審查進行與技術提昇。並利用 RESRAD 模式已建立完整之輸出結果判斷。作為國內放射性廢棄物處置輻射劑量與風險評估有效決策判斷依據。

(5)綜合分析前述研析成果與我國現行技術規範，研擬「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則（第 0 版）」相關章節之精進建議。

本計畫藉由蒐集整理美國德州安德魯場址利用 RESRAD 程式分析輻射劑量與風險評估相關報告，針對輻射劑量風險評估之方法與成果；蒐集與國內處置場址特性與可能處置方式相近之已完成安全審查場址所採用之輻射劑量與風險評估安全審查技術； RESRAD 程式（ONSITE 及 OFFSITE 兩種模組）案例情境模擬，研析國內放射性廢棄物處置輻射劑量與風險評估安全審查技術發展所面臨問題與精進對策。最後將綜合分析研析成果與我國現行技術規範，研擬「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則（第 0 版）」相關章節之精進建議。本計畫配合「低放射性廢棄物處置場址特性與設施設計審查規範精進之研究」，針對第三章「場址之特性描述：1.社會與經濟 2.地形與地貌 3.氣象 4.地質與地震 5.地表水 6.地下水 7.地球化學 8.天然資源 9.生態 10.輻射背景偵測 11.大地工程特性 12.交通狀況 13.其他」。於 102 年 7 月 8 日、102 年 10 月 8 日、102 年 11 月 12 日召開審查導則修訂之學者專家委員會議，提出建議修正意見，納入本年度修訂之低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則審查導則。

(6)結論與建議

本計畫藉由蒐集整理美國德州安德魯場址利用 RESRAD 程式分析輻射劑量與風險評估相關報告、輻射劑量風險評估之方法與成果；蒐集與國內處置場址特性與可能處置方式相近之已完成安全審查場址所採用之輻射劑量與風險評估安全審查技術；所使用 RESRAD 程式（ONSITE 及 OFFSITE 兩種模組）使用手冊中文化及案例情境模擬；研析國內放射性廢棄物處置輻射劑量與風險評估安全審查技術發展所面臨問題與精進對策；綜合分析研析成果與我國現行技術規範，研擬「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則（第 0 版）」相關章節之精進建議。將透過國際重要文獻及技術研發重點之蒐集、研析與彙整，以提升輻射劑量評估安全審查管制技術議題之技能與規範的精進，目前已依據合約規定完成以上工作，符合工作要求。

我國未來可依據 RESRAD 參數使用參考手冊現場調查場址區域範圍、關鍵核種核種種類、水文物理條件等自然環境，與利用該參考手冊選用參數，可利於國內放射性廢棄物處置輻射劑量與風險評估安全審查進行與技術提昇。並利用 RESRAD 模式已建立完整之輸出結果判斷。作為國內放射性廢棄物處置輻射劑量與風險評估有效決策判斷依據，要求低放處置設施對一般人造成之個人年有效劑量，不得超過 0.25 毫西弗，並應合理抑低。

參考文獻

1. 台電公司，2010，低放射性廢棄物處置關鍵核種篩選報告（A 版），台灣電力公司。
2. 台電公司，2011，低放射性廢棄物最終處置場可行性研究技術服務工作-概念設計（C 版），台灣電力公司。

3. 張柏菁，2005，低放射性廢棄物最終處置場輻射安全評估審查技術之建立，行政院原子能委員會放射性待處理物料管理處 94 年度研究計畫。
4. 張福麟，2005，處置場安全評估程式 INPAG 與 GoldSim 程式聯結之研究，核能研究所 94 年度研究報告。
5. 張福麟，2011，低放射性廢棄物坑道處置安全評估關鍵議題初步探討，行政院原子能委員會放射性待處理物料管理處 100 年度研究計畫。。
6. 行政院原子能委員會放射性物料管理局，2012，國際輻防組織與核能先進國家低放處置輻射風險標準研究報告，行政院原子能委員會放射性物料管理局，P29
7. 劉振宇等，1992 年，地化模式應用於地下水中放射性核種遷移之研究 (第一年)，行政院原子能委員會放射性待處理物料管理局 82 年度研究計畫。
8. 劉振宇等，1993 年，地化模式應用於地下水中放射性核種遷移之研究 (第二年)，行政院原子能委員會放射性待處理物料管理局 83 年度研究計畫。
9. 劉振宇等，1994 年，地化模式應用於地下水中放射性核種遷移之研究 (第三年)，行政院原子能委員會放射性待處理物料管理局 84 年度研究計畫。
10. 劉振宇、林文勝等，1995，應用地化模式於地下水中放射性核種遷移之研究－工程障壁審查技術之建立，行政院原委會物管局 84 年度研究計畫。
11. 劉振宇、林文勝等，1996，應用地化模式於地下水中放射性核種遷移之研究－破碎岩體地化傳輸，行政院原委會物管局 85 年度研究計畫。
12. 行政院原子能委員會放射性物料管理局，參加美國德州安德魯低放射性廢棄物處置場審照研討會報告，行政院原子能委員會放射性物料管

理局，2011，P42

13. Altmann, S., 2008. 'Geo'chemical research: A key building block for nuclear waste disposal safety cases, *Journal of Contaminant Hydrology* 102, p174–179.
14. Dornsife, W. P., Kirk, J. S., and Shaw, C. G., 2012. An updated performance assessment for a new low-level radioactive waste disposal facility in west texas – 12192, WM2012 Conference, February 26 – March 1, 2012, Phoenix, Arizona, USA.
15. GoldSim Technology Group, 1998-2012, User Guide to GoldSim and User Guide to the GoldSim Contaminant Transport Module.
16. Hull, L.C., Schafer A.L., 2008. Accelerated transport of ⁹⁰Sr following a release of high ionic strength solution in vadose zone sediments, *Journal of Contaminant Hydrology* 97, p135–157.
17. TCEQ, 2008, Draft Environmental and Safety Analysis of a Proposed Low-Level Radioactive Waste Disposal Facility in Andrews County, Texas, TEXAS COMMISSION ON ENVIRONMENTAL QUALITY.
18. WCS, 2013. Application For License to Authorize Near-Surface Land Disposal of Low-Level Radioactive Waste, <http://www.urs-slc.com/wcs/>.
19. Yu, C., et al., 2000, Development of Probabilistic RESRAD 6.0 and RESRAD-BUILD 3.0 Computer Codes, NUREG/CR-6697, ANL/EAD/TM-98, prepared by Argonne National Laboratory, Argonne, Ill., for the U.S. Nuclear Regulatory Commission, Office of Nuclear Regulatory Research, Division of Risk Analysis and Applications, Washington, D.C. November 2000.
20. Yu, C., et al., 2001, User's Manual for RESRAD Version 6, ANL/EAD-4, Argonne National Laboratory, Argonne, Ill., July 2001.
21. Yu, C., et al., 2003, User's Manual for RESRAD-BUILD Version 3, ANL/EAD/03-1, Argonne National Laboratory, Argonne, Ill., June 2003.
22. Yu, C., et al., 2007, User's Manual for RESRAD-OFFSITE Version 2,

ANL/EVS/TM/07-1, DOE/HS-0005, NUREG/CR-6937, Argonne National Laboratory, Argonne, Ill., June 2007.

子項計畫 1-2B：低放射性廢棄物處置場址特性與設施設計審查 規範精進之研究

低放射性廢棄物處置計畫之成功，需要完整的安全評估技術以確認建造與運轉之風險。由管制端觀點而言，審核安全評評估報告之審查技術規範建立是極端重要的。原子能委員會已於 100 年度初步完成「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則(第 0 版)」為提升管制技術及持續精進管制規範，本計畫針對場址特性與設施設計，進行國內外技術報告蒐集與分析。基於文獻分析結果，本計畫進一步檢視「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則(第 0 版)」之合宜性，並提出場址特性與設施設計相關章節之修正建議，以做為管制單位後續研定相關審查規範之參考。本計畫亦籌組專家學者委員會，針對安全分析審查規範相關修正提供建議。本計畫相關成果可提供物管局進行「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則(第 0 版)」場址特性描述與處置設施設計章節未來修正依據，以及後續審查導則研修之參考。

本報告第一章為計畫背景說明；第二章則列出蒐集自近期 5 本有關國內低放射性廢棄物處置設施安全分析審查相關研究報告，除了將其精進建議列出供專家委員參考，更進一步將審查導則第 0 版原文與審查導則修正建議彙整成表，方便專家委員於會議上修訂；第三章則整理美國德州 Andrews Site 之審查報告第六章(Effects on a Waterway or Groundwater)之審查重點，根據美國德州 Andrews Site 之審查經驗，作為低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則修正之參考；最後我們預先準備上述相關背景資料，加上申請單位之意見，透過專家學者委員會，以確認審查導則修定項目與原則，以做為下一年度導則修訂之重要參酌依據，相關說明請參閱第四章。最後，本報告第五章為結論與建議，主要提出本計畫重要成果，並針對審查導則精進提出具體建議。

依本計畫各工作項目摘述成果如下：

1. 整理蒐集與分析國內低放射性廢棄物處置設施安全分析審查相關研究報告

蒐集研析「低放射性廢棄物最終處置場址之環境安全因子審查技術規範研議」、「放射性廢棄物處置安全分析模式驗證及場址特性調查審查技術之研究」、「低放射性廢棄物坑道處置設施設計與工程品質審查規範之研擬」及「坑道處置設施設計及其穩定性評估之審查技術發展」等歷年低放處置設施安全分析審查相關研究報告，分析並初步整理審查導則修訂建議資料。

2. 蒐集並整理美國德州 Andrews Site 之審查報告第六章(Effects on a Waterway or Groundwater)之審查重點

蒐集並整理美國德州 Andrews Site 之審查報告第六章(Effects on a Waterway or Groundwater)之審查重點，包括場址之位置與地理關係、氣候與氣象、地質、抗震性能、自然資源、地下水文、地表水、大地工程特性、土壤狀況等。根據美國德州 Andrews Site 之審查經驗，作為低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則修正之參考。

3. 綜合分析前述研析成果與我國現行技術規範，研擬「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則（第0版）」修訂項目，並以場址特性描述與處置設施之設計相關項目為主；並邀集成立審查導則修訂學者專家委員會，針對擬修訂項目提供專家意見

為了修訂「審查導則草案」，本計畫依合約規定邀集成立「審查導則草案修訂學者專家委員會」，針對擬修訂項目提供專家意見，此一工作能有效累積我國低放射性廢棄物處置設施安全分析審查經驗、提供審查導則精進之方向，計畫的成果將可提供行政院原子能委員會放射性物料管理局針對低放射性廢棄物處置設施安全分析審查和未來之設施興建與運轉的

管制參考。本計畫敬邀各領域之菁英成立了專家學者委員會，參與審查導則修訂建議及修改，以下名單為委員會主要參與人員：王泰典教授、林文勝博士、林善文博士、林伯聰經理、李境和教授、李明旭教授、紀立民副研究員、黃慶村前局長、蔡世欽博士、董家鈞教授。

於 102 年 7 月 8 日、10 月 8 日及 11 月 12 日及 11 月 14 日，共計召開 4 次，學者專家委員會。根據專家會議與會專家之建議，修訂「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則」。

4. 結論與建議

- (1) 本計畫蒐集並整理美國德州 Andrews Site 之審查報告第六章(Effects on a Waterway or Groundwater)之審查重點，相關審查重點雖有場址相依性，然而仍然值得做為審查導則修訂之參考。
- (2) 近年來廢棄物處置管制相關計畫，對於審查導則研修已提出許多重要之建議，透過本計畫之彙整，上述與低放射性廢棄物場址特性描述與處置設施設計安全分析審查相關研究報告，確實提供審查導則修訂方向之指引。
- (3) 針對我國「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則(第 0 版)」場址特性描述與處置設施設計相關章節，本計畫透過召開學者專家委員會討論，已確認修定項目與方向，此成果可提供物管局進行「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則(第 0 版)」場址特性描述與處置設施設計章節後續研修參考，同時有助於我國低放射性廢棄物處置安全分析審查規範之精進。
- (4) 「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則(第 0 版)」未來之研修作業，可考慮參考本報告書第四章內容。
- (5) 處置設施設計章節與建造難以分開，建議未來導則修訂納入處置設施之建造相關章節。

- (6)處置設施之設計章節，仍有相當多需進一步精進之處。然考量導則修訂宜漸進推展，建議考慮先嘗試將坑道處置之概念納入，後續再視環境與技術推展逐步修訂。
- (7)正式發布之「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告審查導則」，應與「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則」以及附錄之內容摘要有充分之關聯性，且應相呼應。

參考文獻

1. 吳禮浩、紀立民、陳智隆、陳誠一，2007，低放射性廢棄物坑道處置審查規範草案之研議，物管局委託研究計畫。
2. 周鼎、吳禮浩、王泰典、李宏輝、李佳翰、詹尚書、許珮筠、曹孟真，2012，坑道處置設施設計及其穩定性評估之審查技術發展，物管局委託研究計畫。
3. 李明旭、董家鈞，2012，放射性廢棄物處置安全分析模式驗證及場址特性調查審查技術之研究，物管局委託研究計畫。
4. 環興科技股份有限公司，2012，低放射性廢棄物坑道處置設施設計與工程品質審查規範之研擬，物管局委託研究計畫。
5. 張福麟、童琮樟，2011，低放射性廢棄物坑道處置安全評估關鍵議題初步探討，物管局委託研究計畫。
6. Texas Commission on Environmental Quality，2008，Draft Environmental and Safety Analysis of a Proposed Low-Level Radioactive Waste Disposal Facility in Andrews County, Texas.
7. 行政院原子能委員會，1996，放射性廢料辭彙。

子項計畫 1-2C：低放射性廢棄物處置設施安全評估審查規範精進之研究

低放處置工作之成敗有賴完整的安全評估工作與審查技術之建置，透過充分溝通安全評估成效以釐清民眾疑慮，近年來放射性廢棄物最終處置設施審查之技術發展方向為依安全管制需求，逐步建立相關管制規範及技術，使設施設計、安全評估及施工營運，能確保安全無虞。而安全評估工作在整體處置作業中扮演相當重要角色，為此物管局已於 101 年度初步完成「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告審查導則(第 0 版)」，為持續精進技術規範及提升相關審查技術，本研究針對低放射性廢棄物處置設施之安全評估審查規範議題，主要工作包含透過蒐集、研析國際核能安全管制機關有關最終處置安全分析模式技術導則、美國德州 Andrew Site 有關安全評估審查與國際上與國內處置場址特性與可能處置方式相近之已完成安全審查場址所採用之安全評估審查技術、模式工具與成果，進而釐清安全評估審查作業之關鍵議題與申請者所需提供資料之對應關聯，以提升該項關鍵管制技術與規範的精進。依上述成果將檢視低放處置審查導則第 0 版有關安全評估章節，提出審查導則修正建議，以精進國內在低放射性廢棄物處置安全評估審查技術。

依本計畫各工作項目摘述成果如下：

1. 蒐集整理國際核能安全管制機構有關最終處置安全分析模式技術導則所採用安全分析模式與架構

本報告彙整 IAEA 近年來對最終處置安全分析模式發展現況，並分析其對模式驗證技術之發展趨勢，以提供國內處置工作執行者在安全分析模式選取與驗證工作之參考。主要內容為整理 IAEA 「Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities -Volume 2」(IAEA, 2004) 技術報告之三個假設案例之安全評估工作內容。

由於淺地表處置已被廣泛應用於低階與中階核廢料處置，到 1990 年代雖然處置場址的長期安全評估方法已建立，但往往不同評估方法或模式之結果卻存在明顯差異，IAEA 從 1990 到 1995 執行「Near-Surface Radioactive Waste Disposal safety Assessment Reliability Study (NSARS)」的合作研究計畫(Coordinated Research Project, CRP)，以改善安全評估方法的可信度。1997 年 IAEA 提出一新的合作研究計畫開始被執行，稱為「Improvement of Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities (ISAM)」。ISAM 計畫以 NSARS 經驗為基礎加以發展，並致力於設施封閉後安全評估方法與工具的關鍵性評核（李境和，2010）。CRP 計畫的成果最後產出為 2004 年之「Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities」(IAEA, 2004a, 2004b)，共有 2 冊，Volume 1 主要針對安全評估方法與工具之回顧與強化進行探討，Volume 2 主要以三個假設案例進行安全評估工作完整說明。

根據 ISAM 的建議，執行者在申請設置低放射性廢棄物最終處置設施時，必須提出該設施的安全評估報告。安全評估工作前須確認下列事項：

- (1) 影響處置場長期功能的特徵(feature)、事件(events)及過程(processes) (FEPs)。
- (2) 影響處置場的可能發生情節。
- (3) 核種可能遷移至人類與環境之各種途徑。
- (4) 廢棄物、場址特性及工程材料與結構之資料正確性。
- (5) 處置概念及數學模式之合理性與正確性。

為測試 ISAM 計畫方法，IAEA 提出三個案例測試：現在的設施(地窖設施 Vault Test Case)、已存在設施(1960 年代建立的處置窖、豎井及地窖，Radon Test Case)及未來為報廢密封射源的處置設施(豎井設施 Borehole Test Case)。所有三個案例分析重點皆僅為評估對人類之輻射衝擊，並不探

討化學或生物毒性危害，且僅針對處置場址封閉後之安全評估，並不包含運轉階段之安全評估。以下針對此三個案例進行整理說明。

2. 蒐集整理美國德州 Andrews Site 有關安全評估審查相關報告，所採用安全分析模式、架構、方法與成果

本報告蒐集整理美國德州 Andrews Site 有關安全評估審查相關報告，所採用安全分析模式、架構、方法與成果。該場址的執照送審工作為由 WCS (Waste Control Specialists)公司於 2004 年 8 月向德州 TCEQ (Texas Commission on Environmental Quality)提送，於 2009 年 9 月通過取得最終執照(final license)，DOE 於 2010 年 1 月簽署聯邦回填(federal landfill)協議的所有權，TCEQ 擁有小型回填(compact landfill)的所有權，再由 WCS 租賃使用作為低階核廢料處置運轉，相關資料網址為 <http://1069712.sites.myregisteredsite.com/wcs/>，共分 14 節連同各節附錄 87 項共有 34 大冊(最終版次 Rev. 12c, May 1, 2007)的電子檔可下載，資料相當多且完整，本章針對安全評估相關工作進行整理。

3. 蒐集整理國際上與國內處置場址特性與可能處置方式相近之已完成安全審查場址所採用之安全評估審查技術、模式工具與成果

除美國德州 Andrew site 外，本研究亦嘗試蒐集整理國際上與國內處置場址特性與可能處置方式相近之已完成安全審查場址所採用之安全評估審查技術、模式工具與成果。目前已初步完成加拿大 DGR 場址之相關資料整理，後續將進一步研析芬蘭之相關安全評估審查進展，由於 Posiva Oy 於 2012 向芬蘭 Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK)提出高放場址申請，若可通過審查將於 2015 開始建造，芬蘭之相關安全評估工作，亦是本項工作重要參考依據。

4. 研析處置設施安全評估審查作業之關鍵議題與申請者所需提供資料之對應關聯

由於安全評估審查所涉及工作項目眾多且涵蓋許多專業領域，審查導則雖提供較詳細之敘述，指引資料提供與審查作業原則，但針對低放射性廢棄物處置設施安全評估審查工作而言，關鍵的審查議題與要項要從目前審查導則所呈現的架構與形式，並不容易見到清楚的脈絡，因此本報告先嘗試從現有審查導則內容整理出安全評估審查關鍵議題，並以表格方式呈現，除可以提供做為勾稽與釐清申請者所提供之資料是否充分，也可進一步探討目前審查導則之架構與內容需進一步提升之要項。

針對審查導則第七章安全處置設施之安全評估內容概要共有四大點，分別為「輻射劑量評估」、「設備操作」、「闖入者防護」與「長期穩定性」，其中針對輻射劑量評估之評估項目另有 6 小點說明。

5. 綜合分析前述研析成果與我國現行技術規範，研擬「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則（第 0 版）」處置設施安全評估相關章節之精進建議

本報告綜合分析前述研析成果與我國現行技術規範，針對「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則（第 0 版）」中第七章處置設施之安全評估提出精進建議。

6. 結論與建議

- (1) IAEA 「Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities -Volume 2」(IAEA, 2004)技術報告之三個假設案例之安全評估工作主要內容整理於本報告第二章。
- (2) IAEA 目前編寫中之「Mathematical Models for Assessing Remediation of Radioactively Contaminated Sites」，目前尚未有完整版本定稿，因此今年度工作尚不及進行該報告有關評估模式的整理研析工作。
- (3) 美國德州 Andrews Site 所採用安全分析模式架構與成果，整理於本報告第三章，相關資料網址為

<http://1069712.sites.myregisteredsite.com/wcs/>，共分 14 節連同各節附錄 87 項共有 34 大冊(最終版次 Rev. 12c, May 1, 2007)的電子檔可下載。

Andrew site 審照過程採用層級審查步驟，由 TCEQ 幕僚進行執照申請的實質審查。包含第一部分為行政審查(Administrative Review)，目的在確認執照申請的行政程序上是否完備，是否可以進一步進行細部審查所需的所有資訊；第二部分為評估審查(Evaluation Review)共有 4 個層級，目的在實質審查評估執照申請的內容與優缺點。

- (4) 針對國際上與國內處置場址特性與可能處置方式相近之已完成安全審查場址所採用之安全評估審查技術、模式工具與成果部分，完成(1)加拿大中低放射設性廢棄物處置設施 DGR 場址、(2)瑞典中低放射設性廢棄物處置設施 SFR 處置方式與(3)日本高放射性廢棄物處置 H12 報告安全評估技術要項之相關資料整理於本報告第四章。
- (5) 本報告第六章整理審查導則安全評估章節中，處置設施安全評估審查作業之關鍵議題與申請者所需提供資料之對應關聯，主要目的在提供釐清關鍵議題是否建立與其所需資料為何，以協助釐清目前敘述式之架構有可能疏漏之關鍵議題，未來審查作業將可利用相關表格作為審查過程之檢核勾稽表格，以確認申請者所提供資料是否完備，然實質內容是否充足仍有待專業審照人員之專業建議。
- (6) 針對審查導則修訂建議部分，除綜整參考物管局歷年相關研究成果報告外，本計畫除提出部分文字修訂建議事項，尤其是在審查導則 7.1 中第二小節之核種傳輸特性內容僅針對核種在地下水的傳輸特性提供資料有規範，然對應於後續第三、四、五小節其他傳輸路徑(如地表水、空氣等) 評估所需核種傳輸參數並未有任何說明，此部分應是未來優先考慮修改之處。疏漏原因應是原安全分析報告導則亦僅針對地下水體傳輸有規範。

- (7) 現有之安全分析報告審查導則(第 0 版)相較於安全分析報告導則，在內容上依循安全分析報告導則架構，針對各章節提供較詳細之敘述，包含所需提供資料細項與審查作業細部說明，架構上安全分析報告審查導則形同安全分析報告導則的參考書，雖然在定位上前者為提供審查者之參考，後者為提供申請者之申請低放射性廢棄物最終處置設施建造執照時所附安全分析報告編撰之依循。未來待審查導則修訂完成且定案後，由於審查導則為審查作業參照依據，申請者有可能直接參考該審查導則據以準備其安全分析報告，如此除不易凸顯安全分析報告導則的上位功能，也使得審查導則未規範的審查要項，勢必不會出現在申請者送審之安全分析報告中。
- (8) 目前不管是在安全分析報告導則或是安全分析報告審查導則之安全評估章節，雖已將主要評估要項納入說明，但在架構上似乎過於鬆散，欠缺整體系統化組織架構，參考 IAEA 與國外安全分析案例可以發現，系統化的安全評估先要建立 FEPs，篩選主要路徑、建立概念化模式、再建構或選用評估模式並配合完整與充分的場址調查資料，以進行系統化之安全評估，因此未來應思考在架構上如何使安全分析報告導則與安全分析報告審查導則更具系統化架構以符合未來實質處置工作與審查所需。
- (9) 建議未來審查導則修訂方向，除了精實現有審查導則內涵外，應要加強不同章節內容間的關聯與對應，如第三章場址之特性描述與第四章處置設施之設計中所描述與論述的內容，是否足以呼應第七章處置設施之安全評估所需的資料並避免重複或不一致之處，特別是審查導則中安全評估章節應建立類似魚骨圖的架構圖，釐清安全評估之關鍵議題與資訊流架構，也比較容易檢核申請者提送之相關資料與評估架構是否完整，同時安全全評估章節也可專注在系統性評估的完整性論

述，場址特性與處置設計相關的所需資料論述，雖與安全評估模擬所需相關，但應盡量呈現在場址特性與處置設計章節，安全評估章節應專論在審視系統性安全評估的元件與架構是否完整。

(10)綜合上述結論與建議，本年度計畫之具體成果與貢獻有以下幾點：

- A. 完成 IAEA-ISAM 三個最終處置安全分析案例、美國 Andrew Site、加拿大 DGR、瑞典 SFR 與日本 H12 報告等所採用安全分模式、架構與成果彙整(詳本報告第二、三與四章)，將有助於釐清最終處置所採用之關鍵模式工具與成果，可提供未來國內安全評估工作與審查作業推動之參考。
- B. 針對審查導則安全評估章節，建立審查關鍵議題與申請者提供資料之關聯分析表(詳本報告第五章)，裨益釐清安全評估主要審查要項所需提供關鍵資料之實質內容與組成架構，將有助於提升審查作業效率與品質。
- C. 針對審查導則安全評估章節，提出條文修訂新增建議與整理過去相關報告之修正建議(詳本報告第六章)，可提供未來導則條文修正之參考，以精進管制技術。

參考文獻

1. 行政院原子能委員會放射性物料管理局，低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則(第 0 版)，中華民國 101 年 2 月。
2. 吳禮浩，2012，情節分析審查技術發展，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告，101FCMA006-08。
3. 陳智隆、賴仁杰，2012，設施安全分析源項審查技術發展，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告，101FCMA006-09。
4. 李明旭、董家鈞，2012，放射性廢棄物處置安全分析模式驗證及場址

特性調查審查技術之研究，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告，101FCMA008。

5. 張福麟，2011，低放射性廢棄物坑道處置安全評估關鍵議題初步探討，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告，100FCMA007。
6. 吳禮浩，2009，低放射性廢棄物坑道處置技術審查要項研究，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告，98FCMA001。
7. 任春平，2008，低放射性廢棄物最終處置功能安全評估模式審查技術之建立，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告，97FCMA006。
8. 李境和，2007，低放射性廢棄物最終處置設施安全審查規劃研究，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告，96FCMA001。
9. 李境和，2010，坑道式最終處置設施安全評估審查要項研究，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告，99FCMA003。
10. 吳禮浩，2010，低放射性廢棄物最終處置場址之環境安全因子審查技術規範研議，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告，99FCMA004。
11. 董家鈞、陳瑞昇，2006，低放射性廢棄物隧道處置水文地質模擬技術發展現況與國內隧道工程水文地質模擬案例研究，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告，952006FCMA002。
12. 董家鈞、陳瑞昇，2005，低放射性廢棄物隧道處置水文地質概念模式審查技術之建立，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告，942005FCMA002。
13. 中興工程顧問股份有限公司，2013，低放射性廢棄物最終處置技術可

行性評估報告。

- 14.劉文忠，2001，參加美國德州安德魯低放射性廢棄物處置場審照研討會報告，行政院原子能委員會放射性物料管理局。
- 15.Beach L., 2011, Overview of WCS Licenses and Construction Plans, PPT file presented to Taiwan Delegation &TCEQ.
- 16.DOE 2001 U.S. Department of Energy, “User’ s Manual for RESRAD Version 6,” Argonne National Laboratory, Environmental Assessment Division, ANL/EAD-4, July 2001.
- 17.Grove 1996, Grove Engineering, “MicroShield® Version 5 User’ s Manual,” October 1996.
- 18.IAEA, 1999, Derivation of Quantitative Acceptance Criteria for Disposal of Radioactive Waste to Near Surface Facilities: Development and Implementation of an Approach. Draft Safety Report Working Document, IAEA, Vienna.
- 19.IAEA, 2004a, Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities-results of a co-ordinated research project, volume 1: Review and enhancement of safety assessment approaches and tools.
- 20.IAEA,2004b , Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities-results of a co-ordinated research project, volume 2: Test cases.
- 21.IAEA, 2009, Remediation of Land Affected by Radioactive Residues, Proceedings of an International Conference on the Remediation of Land Affected by Radioactive Residues Organized by the IAEA, Hosted by the Government of Kazakhstan and held in Astana, 18-22 May 2009.
- 22.IAEA, 2013, Mathematical Models for Assessing Remediation of Radioactively Contaminated Sites (draft), edited by R, Avila, H. Monken-Fernandes, D. Jacques, B. Newman, J. Simunek, G. Yeh, C. Yu, M. Zhu.
- 23.IAEA, 2012, The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of

Radioactive Waste, IAEA Safety Standards.

24. Japan Nuclear Cycle Development Institute, 2000, H12: Project to Establish the Scientific and Technical Basis for HLW Disposal in Japan, Supporting Report 3: Safety Assessment of the Geological Disposal System, JNC-TN1410 2000-04, 458 pp.
25. Kozak, M.W., Stenhouse, M.J., Van Blerk, J.J., Heard, R.G., 1999, Borehole Disposal of Spent Sources - Volume 2: Initial Safety Assessment and Evaluation of the Disposal Concept, Atomic Energy Corporation of South Africa, Report GEA-1353.
26. Little, R. et al, 'Postclosure Safety Assessment, " NWMO DGR-TR-2011-25, 2011.
27. Napie, B.A., Peloquin, R.A., Streng, D.L., Ramsdell, J.V., GENII - The Hanford Environmental Radiation Dosimetry Software System. Volume 1: Conceptual Representation. Pacific Northwest Laboratory. Washington (1988).
28. National Academic Press, 1996, The Waste Isolation Pilot Plant-The Potential Solution for the Disposal of Transuranic Waste, 169pp.
29. Neitsch, S.L., J.G. Arnold, J.R. Kiniry, R. Srinivasan, J.R. Williams, 2002, Soil and Water Assessment Tool-2000 User's Manual, Grassland, Soil and Water Research Laboratory of Agricultural Research Service and Blackland Research Center of Agricultural Experiment Station, Texas.
30. NRC, 1991, Standard Format and Content of a License Application for a Low-Level Radioactive Waste Disposal Facility. NUREG-1199, Revision 2. Washington, DC, January 1991.
31. NRC, 1998, Standard Review Plan for the Review of a License Application for a Low-Level Radioactive Waste Disposal Facility. NUREG-1200, Rev. 3. Washington, DC, September 1998.
32. NRC, 2000, A Performance Assessment Methodology for Low-Level Radioactive Waste Disposal Facilities, NUREG- 1573, Division of Waste

- Management, Office of Nuclear Material Safety and Safeguards, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC 20555-0001.
- 33.NRC, 2006, Proceedings of the International Workshop on Conceptual Model Development for Subsurface Reactive Transport Modeling of Inorganic Contaminants, Radionuclides, and Nutrients, NUREG/CP-0193, Division of Systems Analysis and Regulatory Effectiveness, Office of Nuclear Regulatory Research, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC 20555-0001.
- 34.NRC, 2012, Regulatory Analysis for Proposed Revisions to Low Level Waste Disposal Requirements (10 CFR PART 61).
- 35.QuantiSci, 1998, AMBER 4.0 Reference Guide, Scientific Software & Modelling Solutions. QSL-5046A-1, Version 1.0, Enviros Software Solutions.
- 36.TCEQ (Texas Commission on Environmental Quality), 2008, Draft Environmental and Safety Analysis of a Proposed Low-Level Radioactive Waste Disposal Facility in Andrews County, Texas, 403pp.
- 37.USAE 1997 U.S. Army Corps of Engineers, “The Hydrologic Evaluation of Landfill Performance (HELP) Model,” Version 3.07, November 1, 1997.
- 38.WCS, 2007, Application For License to Authorize Near-Surface Land Disposal of Low-Level Radioactive Waste,
<http://1069712.sites.myregisteredsite.com/wcs/>

子項計畫 2-1：用過核子燃料貯存安全管制技術發展

本項研究年度工作內容與執行方法說明如下：

(1) 美國除役電廠用過核子燃料貯存安全管制

研析美國核管會對於除役電廠乾式貯存管制規範、用過燃料池貯存安全研究報告及用過核子燃料運送風險評估報告，比對國內環境與法規，提供權責機關後續管制電廠除役計畫之參考。

(2) 國際除役電廠用過核子燃料管理案例蒐集分析

蒐集國際主要核能國家除役電廠之用過核子燃料管理方案案例，加以分析研究，以美國除役電廠為主，輔以其他國家經驗，分析其管理方案技術基礎，提供後續管制單位或研究計畫訂定之參考。

(3) 國際用過核子燃料循環管理方案最新發展蒐集與分析

蒐集國際重要組織及各國之用過核子燃料循環管理方案最新發展動向等資訊；以國際核能機構技術報告、國際會議期刊及資訊蒐集彙整為主要方法，探討分析世界各國對於用過核子燃料用過核子燃料循環最新資訊及乾式貯存技術研究發展。

本項研究年度工作執行成果說明如下：

1. 美國除役電廠用過核子燃料貯存安全管制

(A) 除役電廠乾式貯存設施管制規範

美國已除役電廠或待除役電廠用過核子燃料大多採乾式貯存方式，目前已有 6 個機組原址僅剩下獨立式乾式貯存設施(ISFSI)。核能電廠完成除役後，廠房皆已拆除，乾式貯存設施之緊急應變計畫、保安計畫、保防計畫以及用過核燃料安全再取出等安全管制變得非常重要，本章節將詳細說明美國核管會相關管制法規。

(a) 乾式貯存設施緊急應變計畫

依據美國聯邦法規 10 CFR Part 72.32 規定，若建造之乾式貯存設施並未位於核電廠內，或未位於 10 CFR 50 part 100 規定之核電廠禁區內，或位於一個沒有運轉執照或未准許運轉之核電廠內時，應提出緊急應變計畫，其內容應包含下述資訊，因此電廠除役後之獨立乾式貯存設施之緊急應變計畫亦應符合此規定。

- (1) 設施描述。簡要說明乾式貯存設施及附近區域
- (2) 事故類型。定義不同放射性物質的事故。
- (3) 事故分類。事故警報分類分級制度
- (4) 檢測事故。說明查明事故狀態的檢測裝置。
- (5) 減緩事故後果。簡要說明用來減緩每種類型事故後果的方法及相關設備，其中包括對現場工人提供保護和對維護相關設備的計畫描述。
- (6) 評估放射性物質外釋。簡要描述評估放射性物質外釋的方法及設備。
- (7) 責任。簡要描述申請人於意外發生時的責任，包括確認對於及時通報異地備援組織和美國核管會，與負責開發，維護和更新此計劃的人員。
- (8) 通知和協調。承諾與簡要說明及時通報異地備援組織及要求異地援助的方式，包含對於現場受污染受傷工人的適當醫療處置。必須建立一個控制點以避免事故發生時某些人員或設備的不可用性造成通報的延誤。另外，申請人須保證在事故確認發生一小時內通報美國核管會營運中心。
- (9) 傳遞資訊。簡要說明對於設施狀況、放射性物質外釋及建議防護措施等資訊，如有必要，應提供美國核管會異地備援組織資

訊。

- (10) 訓練。簡要說明申請者對於現場工人應對緊急情況與特殊指引的訓練，及對於持牌消防，警察，醫療人員和其他緊急救援人員提供廠區方向訓練。
- (11) 安全條件。簡要描述事故發生後，設施恢復到安全狀態的方式。
- (12) 演習。
 - i. 每半年一次執行與異地備援組織的通信檢查和每兩年執行現場演習，以測試模擬事故發生時的應急準備。每年執行一次放射/保健物理，醫療，衛生和消防演習。半年通信檢查應包括所有必要的電話號碼，檢查和更新。申請人應邀請異地備援組織參加每兩年舉辦之演習。
 - ii. 建議參與異地備援組織每兩年舉辦一次的演習(非強制性)。
- (13) 危險化學品。申請人應確保該設施內的危險化學品符合 the Emergency Planning and Community Right-to-Know Act of 1986, Title III, Pub. L. 99-499 之認證。
- (14) 緊急應變計畫之評論。申請者應允許異地備援組織於意外發生 60 天內對於緊急應變計畫提出評論。後續計畫的修改除非與異地備援組織有關，否則無須再度知會。申請人應於 60 天內將修正的緊急應變計畫送交美國核管會。
- (15) 異地援助。申請人的緊急應變計劃應包含對於異地援助的請求及有效利用現場的安排說明，及利用現場其他組織來增強此計畫。
- (16) 對公眾提供信息之安排。

(b) 獨立乾式貯存設施保安計畫

依據美國聯邦法規 10 CFR 73.51 規定，獨立式乾式貯存措施應建立且維持一個實體保安系統，以確保用過核子燃料及高放射性廢棄物貯存之高度安全性，而不會構成對於公眾健康安全不合理的危險性。

此系統必須滿足下述保防能力要求 (10 CFR 73.51 (b)(2)規定)，且其設計必須為可預防因設施監控失效，以致於導致發生輻射外洩，使其劑量足以超過 10CFR72.106 之敘述規定

- (1) 貯存設施只能放置在保護區內
- (2) 須獲得授權後，方可允許進入保護區
- (3) 偵測並發覺保護區內未獲授權之入侵行為或活動
- (4) 提供即時的通訊能力，當有需要時可即時顯示給指定之應變處理人員
- (5) (v) 確保有效地管理實體保安組織。

設施持牌者應保存有效保安計畫之副本至少三年或直到執照終止為止。

(c) 保防應變計畫(Safeguards Contingency Plan)

依據美國聯邦法規 10CFR 72.184 規定，獨立式乾式貯存措施應針對外來威脅或放射性破換，設置一個符合 10 CFR 73 Appendix C 規定之保防應變計畫(Safeguards Contingency Plan)。而 10 CFR 73 Appendix C 則說明此保防應變計畫是對於特定核子材料或核子設施遭受威脅、竊盜、或放射性破壞時，給予電廠人員處理方式之文件化導則。

保防應變計畫應涵蓋下列內容：

- (1) 一組預先決定的決策與行動以滿足特定目標。
- (2) 有效執行上述決策所必要的資料、標準、程序及機制。

(3) 負責每一個決策與行動的特定個人、團體或組織。

一個保防應變計畫應包含下列 5 類資訊：背景說明 (Background)、一般通用規劃基礎 (Generic Planning Base)、持牌者規劃基礎 (Licensee Planning Base)、責任矩陣 (Responsibility Matrix) 及程序 (Procedures)。其中雖然第 5 類的執行“程序”資訊為整個計畫中最關鍵與重要的一環，然而由於此類別詳細運轉資訊經常在改變，因此無須送委員會審核，而是由美國核管會員工定期檢查來評估。

(d) 乾式貯存設施之用過核燃料安全再取出

依據美國聯邦法規 10 CFR 72.122(l) 規定，無論是特定場址執照或通用執照之乾式貯存設施，其系統設計都必須允許用過核子燃料在執照有效期限內可再取出進行後續再處理或最終處置作業。但美國核管會對於除役電廠之乾式貯存設施並未有另外規定其再取出作業規範，對於用過核子燃料再取出方面則是依據相關法規訂定過渡時期專家審查指導方針 (Interim Staff Guidance Document, ISG) -2 Rev.1 來判斷申請的乾式貯存系統能否依據 10 CFR 72 的規定確保用過核子燃料之再取出性，用以決定是否核發申請執照的文件。

用過核子燃料隨時再取出性可分兩方面討論：1) 自乾貯護箱傳送一個已封焊之密封鋼筒至 a) 無須移出用過核子燃料至運送包裝設備或 b) 一個用過燃料池或其他可用來移出與轉換的設施；2) 如果無法確認用過核子燃料狀態是否可執行運送作業，則需考量將其由貯存護箱移出並重新裝載用過核子燃料至一個可傳送的配置或將用過核子燃料裝載入一個與原本不同但適合後續運送之貯存護箱。上述兩種方式皆必須滿足法規 10 CFR 72.122(l) 與 10 CFR 72.236(m) 的規定。。

(B) 研究報告

(a) 用過核子燃料運送風險評估報告初稿(NUREG-2125)

此份報告分析了三種 NRC 核准之運送罐在例行運輸及交通意外情況下的風險評估，其中兩種運送罐為鐵道運輸，一種為公路運送。分析結果得知在例行運輸情況下，用過核子燃料運送所造成的集體輻射劑量是微乎其微，大約僅是集體背景輻射劑量的 4~5 倍。若用過核子燃料運送期間發生事故，大約只有十億分之一的機會導致放射性物質外釋，造成的個人最大暴露劑量(maximally exposed individual, MEI)小於 2 Sv，且僅有在鐵路運送無內圈焊接運送罐設計有可能在特別嚴重的意外事故下發生。

另外，兩種特別嚴重的事故(包含放射性物質外釋及屏蔽喪失意外)造成的集體劑量風險相較於一個沒有外釋與沒有屏蔽喪失的事故是可被忽略的。另外，在或火災事故分析中，火災導致 Gamma 屏蔽喪失的風險是可忽略的且分析結果亦無造成放射性物質外釋。

(b)除役電廠用過燃料池潛在事件風險評估報告(NUREG-1738)

此報告主要採用安全度評估方法 (Probabilistic Risk Assessment, PRA)，搭配熱工水力學、反應率、系統分析、人員可靠度分析、地震與結構分析、外部危害評估及異地放射性後果)等分析結果來進行研究。安全度評估主要在辨別除役電廠中潛在嚴重事故情境，並估計這些情境發生的可能性與後果。研究人員亦根據管制導則 RG1.174 之分析策略來檢驗異地緊急應變計畫。

此報告之結論為在除役電廠用過燃料池發生鋁合金火災及嚴重意外的機率很低且能符合美國核管會之安全要求，該報告亦提到空氣環境中用過核子燃料源項(source term)生成的研究將有助於減少分析中之不確定性。。

2. 國際除役電廠用過核子燃料管理案例蒐集分析

(A)美國除役電廠案例

(a) Zion 核電廠

美國 Zion 核電廠自 2010 年開始執行除役工作，預計 2020 年原廠址的土地除了乾式貯存設施預定地外，除役並復育完成後再還給 Exelon 公司。其機組設計為西屋壓水式 4 環路反應器，累積產生 2,226 束用過核子燃料暫貯在用過燃料池中。因應其除役計畫，將於 2014 年底前全數轉移至 NAC MAGNASTOR® 乾貯系統。

用過核子燃料在進行燃料移轉作業前，需進行燃料特性調查與完整性評估工作，評估方式首先先調查燃料設計參數及運轉歷史，蒐集 Zion 核電廠運轉歷史資料，接著執行 2,226 束 PWR 燃料目視檢驗(1000 束約耗時 2 個月)，搭配判斷規則決定進行真空啜吸的燃料數目。

根據調查與評估結果：8 束為運轉歷史紀錄記載有破損、6 束為超音波檢驗有疑慮者、43 束為燃料池真空啜吸檢驗發現、2 組燃料束外包覆有損傷。這些疑似或確認燃料破損者應放置入破損燃料貯存罐(DFC)後，再用特定的燃料貯存鋼筒密封貯存。

Zion 電廠共有 36 束燃耗超過 45Gwd/MTU 的用過核子燃料，由於評估結果無法透過 MAGNATRAN 系統進行運輸工作，放置於破損燃料貯存罐再放置入乾式貯存鋼筒中貯存。201 束未耗乏(under-burned)用過核子燃料，依據分析結果，MAGNATRAN 乾式運送系統燃料運輸分析無法通過運送意外事件臨界度分析計算，故每一束未耗乏燃料將會與一束 RCCA 放置於貯存鋼筒內。

截至 2013 年 2 月止，Zion 電廠已完成燃料特性調查、周邊吊運輸送裝置準備、路線整頓、乾式貯存鋼筒與混凝土護箱及乾式

貯存場之建設等準備工作，預計 2013 年下半年至 2014 年八月執行燃料裝填及轉移至乾式貯存場工作。

(b) Kewaunee 電廠

Kewaunee 電廠屬於 Dominion 電力公司旗下之一座核能電廠，配置一部西屋壓水式反應器，2012 年 10 月，Dominion Energy Kewaunee 公司(DEK)宣布 Kewaunee 電廠將提前於 2013 年 5 月 7 日永久停機。

2013 年 2 月 26 日，DEK 送交一份更新版的用過核子燃料管理方案給美國核管會(NRC)，內容包含了 4 個階段，第一階段是自 2013 年 7 月 1 日自 2020 年 7 月 1 日，電廠須將所有的用過核子燃料自爐心移出至用過燃料池(總數為 1335 束)，經適度冷卻之後再轉移至乾式貯存設施(ISFSI)，其採用 Transnuclear NUHOMS 設計。第二階段是在所有用過核子燃料移出後，將電廠處於 SAFSTOR，期間大約是 6 個月；第三階段預計由 2020 年起至 2050 年底，用過核子燃料將自乾式貯存設施(ISFSI)移自 DOE 場所；第四階段則是乾式貯存設施(ISFSI)的除役工作。

(c) Connecticut Yankee 電廠

Connecticut Yankee 電廠擁有一部西屋壓水式反應器，自 1968 年開始運轉，1996 年永久停機，1998~2007 年除役完成，目前廠址僅存乾式貯存設施(ISFSI)。

在除役開始之前，Connecticut Yankee 電廠先進行用過燃料池廠房改善作業，於 1998 年完成安裝氣冷式冷卻系統(將冷卻系統與其他廠房獨立隔開)、用過燃料池清理離子交換器、柴油緊急發電機(確保備用電源)、改善通風、輻射監控及備用水源。

接著執行用過核子燃料長期貯存評估工作，經比較後決定採

用乾式貯存，2002 年 NAC-MPC 乾貯罐製造完成，2004 年第一季開始進行燃料移轉，2005 年 3 月完成 40 罐 1019 束用過核子燃料及 3 罐 GTCC 廢棄物裝填作業。CY 電廠預估後續 ISFSI 維護費用約為每年 8 百萬美元。

(d) Maine Yankee 電廠

Maine Yankee 電廠擁有一部壓水式反應器，自 1972 年開始運轉，1997 年永久停機，1997~2005 年除役完成，目前廠址僅存乾式貯存設施(ISFSI)。

Maine Yankee 電廠在除役初期亦針對用過燃料池進行了一連串的改善作業，包含冷卻系統、過濾系統、控制系統、監控系統及電力系統，主要是將用過燃料池獨立出來成為一個核島區，以方便進行電廠其他區域的除役工作。

接著執行用過核子燃料長期貯存評估工作，經比較經濟成本、除役時程及 DOE 於 2023 年可能無法接收燃料等因素後決定採行乾式貯存方式並選定 NAC-UMS 系統，2004 年 2 月完成 60 罐 1434 束用過核子燃料及 4 罐 GTCC 廢棄物裝填作業。

另外，由於 Maine Yankee 電廠運轉初期有燃料破損情況發生，因此對於每個貯存罐裝填燃料都須經過確認工作。1434 束移轉至乾式貯存設施(ISFSI)的用過燃料中約有 300 束由於實際或潛在的燃料缺陷而定義成”非標準處理”燃料，在燃料裝填之後須經過特別審查工作。

(e) Oyster Creek 電廠

Oyster Creek 電廠屬於 Exelon 電力公司旗下之一座核能電廠，配置一部沸水式反應器，2010 年 12 月，Exelon 電力公司宣布 Oyster Creek 電廠將提前於 2019 年底永久停機。

該電廠於 2000 年曾與美國電力研究所(EPRI)合作進行除役前置規畫工作，並提出技術報告，於用過核子燃料長期貯存方面除了已知的場內濕式及乾式貯存外，還提到異地乾式貯存(Off-Site Interim Dry Storage)，其中 Private Fuel Storage, LLC 雖然於 2006 年取得 NRC 核可設置於猶他州的私人乾式貯存場執照，但由於猶他州政府及其他團體的反對提出聯邦訴訟而暫置中。

(f) La Crosse 電廠

La Crosse 電廠屬於 Dairyland 電力公司之核能電廠，配置一部沸水式反應器，功率僅為 50MW，此電廠為美國當時原子能委員會(AEC)所資助的示範電廠之一，自 1969 年 11 月 7 日開始商轉，1987 年 4 月 30 永久停機。。

停機後除役活動報告，規劃於 2011 年電廠原址建置一個獨立式乾式貯存設施，將用過核子燃料移至乾式貯存以利進行後續除役作業

(B) 日本

日本福島一廠除役計畫目前已進入第二階段，於 2013 年 11 月開始移出福島一廠四號機用過燃料池之核子燃料，2014 年開始移出三號機用過燃料池之核子燃料，預計最快 2020 年開始移除 1、2 號機的燃料爐屑，2040~2050 年間完成除役工作，目前各項工作皆按照進度執行中。

為接收及貯存由各部機組用過燃料池移出之核子燃料，東京電力公司規劃為將原先貯存於共用燃料池內且未破損之燃料將移出至乾式貯存設施，並且將破損燃料與未破損燃料分開存放。

四號機燃料移出作業已於 2013 年 11 月 18 日順利展開，如圖所示，燃料運輸採用 NFT-22B 燃料運送罐，後續將採用新的運送罐設

計以確保運送安全，目前尚未確認要使用何種運送罐。

在執行四號機燃料移出作業前，為確認貯存於四號機之燃料狀況及其完整性，東京電力公司於 2012 年 7 月 18/19 日吊出兩束未使用之燃料束，進行目視檢驗，檢查結果顯示：燃料元件無變形、燃料吊運未造成破損、少數瓦礫掉落燃料束內部、鐵基化學複合物附著於燃料棒上，整體來看燃料束維持完整性。

(C) 德國

Greifswald 電廠位於德國東部，共擁有 4 部 VVER-440/230 機組，1 部 VVER-440/213 機組，自 1973 年開始運轉至 1990 年停機，電廠除役工作自 1995 年開始實施。

當 Greifswald 電廠停機時，共有 5037 束用過核子燃料存放於濕式貯存池(ZAB)及 1~5 號機內與 860 束全新核燃料。新燃料販售給古巴與美國，而部分的用過核子燃料則販售給匈牙利，其他剩餘的用過核子燃料則於 1999 年開始裝載於 TLB CASTOR® 440/84 乾式貯存護箱，並於 2006 年裝載完成。

3. 國際用過核子燃料循環管理方案最新發展蒐集與分析

(A) 美國

美國能源部根據藍帶委員會的建議提出更新版的“用過核子燃料與高放射性廢棄物管理與處置政策”，內容包含下列項目，時程如圖 4.1.2 所示：

(1) 先導中期貯存設施：於 2021 年前完成選址、設計與申照、建造與開始運轉，主要目的為接收除役電廠之用過核子燃料。

(2) 大型集中式中期貯存設施：預計於 2025 年前完成大型集中式中期貯存設施之選址及發照作業，其容量能夠提供美國用過核子

燃料管理更多彈性且能夠接收足夠的用過核子燃料以減低政府財政負擔，其場址可能與先導中期貯存施設場址相同。

(3) 最終處置設施：美國政府目標在 2026 年完成選址工作，2042 年完成場址特性調查、最終處置系統設計與申照作業，2048 年開始運轉。

美國放射性廢棄物信心法案(Waste Confidence Decision, WCD)更新

2013 年 9 月完成環境影響評估(EIS)草案並提出放射性廢棄物信心決策(Waste Confidence Decision, WCD)；9 月至 10 月間，規劃於美國各地舉行了 8 次會議，及 2 次 NRC 總部之網絡直播會議；並舉行 75 天之公聽(public comment)；而定稿版之環境影響評估及放射性廢棄物信心法案則規劃於 2014 年 9 月正式公布。NRC 將於環境影響評估及放射性廢棄物信心法案公布後，儘速開始恢復原已中止之相關執照申請審查。

乾式貯存技術發展

美國電力研究所(EPRI)於 2009 年歐巴馬總統宣布暫停雅卡山最終處置場計畫後，有感美國用過核子燃料乾式貯存期限將可能超過現在執照年限，於當(2009)年 11 月召集美國燃料及護箱供應商、管制單位、政府機關、核電業者等單位成立延期貯存合作計畫(ESCP)計畫，此計畫成立宗旨為“提供技術基礎，以確保用過核子燃料長期貯存及未來運送時之安全”，並分 3 階段執行下列任務：

第 1 階段：與會者將檢討當前用過核子燃料儲存技術基礎，並進行差距分析(gap analysis)，獲得現有儲存系統分析涵蓋期間的通盤了解；確認現有的資料和運轉議題；確認“open”議題並提供填補差距的建議途徑。

此階段工作已於 2012 年完成，三個政府機構(美國能源部、美國

核廢料技術審查委員會與美國核管會)及美國電力研究所分別提出差異分析報告(gap analysis)，同意下列三項為延期貯存與後續運送最重要之技術研發。

- (1) 潛變及氫化物重排對高燃耗用過核子燃料護套長期劣化影響
- (2) 不銹鋼銲接貯存罐之腐蝕
- (3) 屏蔽及結構混凝土之劣化

第 2 階段：針對以確認所需解決的差距來進行協調實驗，實地研究與進一步分析。

第 3 階段：統籌執行高燃耗燃料(> 45 GWD/MTU)乾式貯存之研究及彙整編寫相關研究結果報告。

(B) 日本乾式貯存技術發展

PWR 乾式貯存示範測試計畫由關西電力公司、日本原子力電力公司及九州電力公司共同執行，預計在研究設施擺置一金屬乾貯護箱，內部貯存 2 束 PWR 用過核子燃料(17x17 type)，燃耗分別為 48GWd/t 與 55GWd/t，首先放入第一束 48GWd/t 的燃料束，10 年後再置入另一束。

計畫內容包含開始與結束時進行燃料束的目視檢查，貯存期間進行外表面溫度及邊界壓力監控，每 5 年進行 Kr-85 放射性核種分析、氣體抽樣分析，若有 Kr-85 濃度增加情況，此測試計畫將會先暫停進行肇因分析。

(C) 西班牙

2012 年 12 月，西班牙政府選定 Villar de Cañas 為其集中式貯存場址(如圖 13)，預計將接收目前貯存於西班牙各電廠之用過核子燃料傳送護箱(transport casks)及暫存於法國之 Vandellós 電廠用過核子燃

料再處理後的玻璃固化廢棄物。

本項研究年度結論與後續工作說明如下：

- (1) 本子項計畫依原訂計畫執行工作，年度進度符合規劃。
- (2) 研究成果顯示國際間對於除役電廠用過核子燃料管理多採用乾式貯存方式，雖然乾式貯存的初始費用較高，但其後續維護及管理費用相對較低，長期來看(20~30 年)整體費用仍較濕式貯存低。且將用過核子燃料移出至乾式貯存系統可使電廠除役時程規劃更加明確且易於執行除役工作。
- (3) 日本各核能電廠在福島事件後亦積極補強，與增加防災改善措施，目前已有 5 家電力公司向管制單位提出機組重新運轉的申請。依據日本經驗，對於天然資源匱乏的國家，為確保國家競爭力，同時壓低碳排放以避免溫室效應惡化，核能發電仍是不可或缺的選項之一。
- (4) 美國能源部於今年提出的新核廢棄物處置計畫，建置最終處置場最樂觀之時間為 2048 年，但前提需在美國民眾同意的場址上。綜上所述，乾式貯存應是最終處置過渡時期的最佳選項，因此各主要核能國家對於用過核子燃料乾式貯存之行為分析與各項研發工作皆持續進行
- (3) 已於 11 月底前完成「用過核子燃料循環管理方案技術可行性研究(102 年度成果)」報告。

參考文獻

23. USNRC，2001，NUREG-1738，Technical Study of Spent Fuel Pool Accident Risk at Decommissioning Nuclear Power Plants
24. USNRC，2011，ISG-1 Rev2，Classifying the Condition of Spent Nuclear Fuel for Interim Storage and Transportation Based on Function
25. USNRC，2005，10 CFR 72，Licensing Requirements for the Independent

Storage of Spent Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Waste

26. EPRI, 2006, 1013511 Connecticut Yankee Decommissioning Experience Report 1996-2006
27. EPRI, 2004, Maine Yankee Decommissioning Experience Report 1997-2004
28. EPRI, 2000, 1000093, Preparing for Decommissioning: The Oyster Creek Experience
29. SpentxFuel, 2013 March, Vol. 20 No. 953

附圖與附表

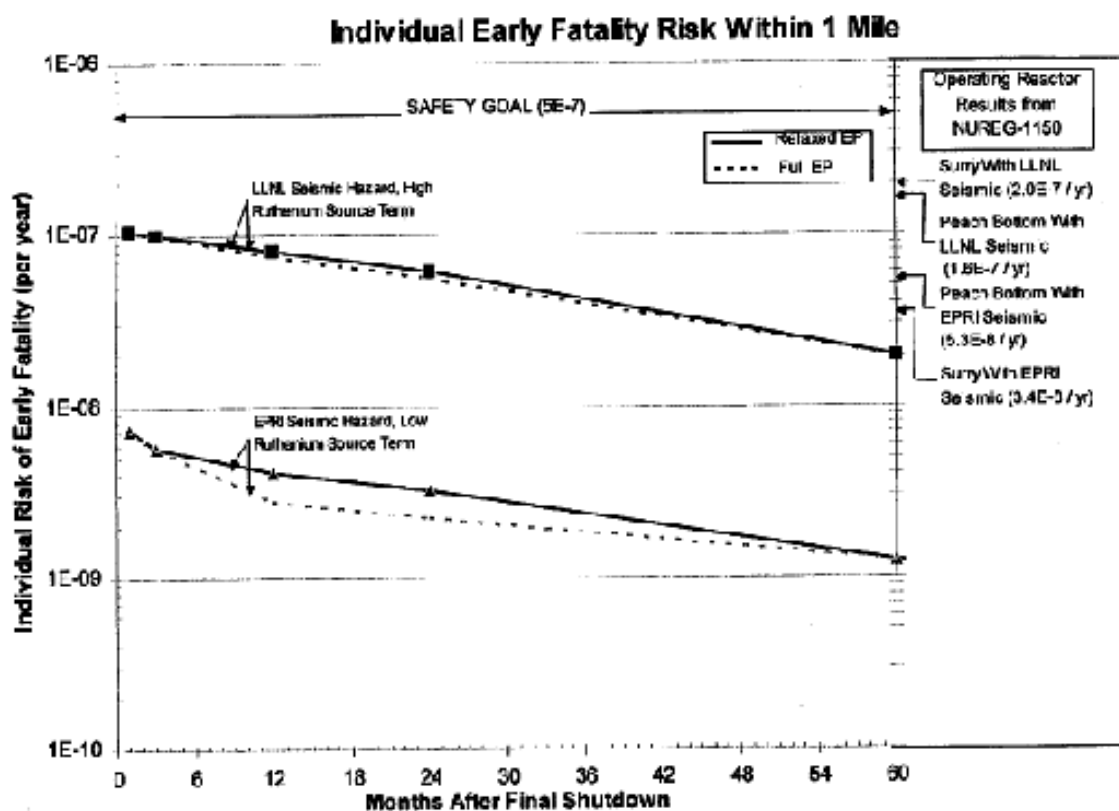


圖 2-1.1：除役電廠用過燃料池意外事故分析結果

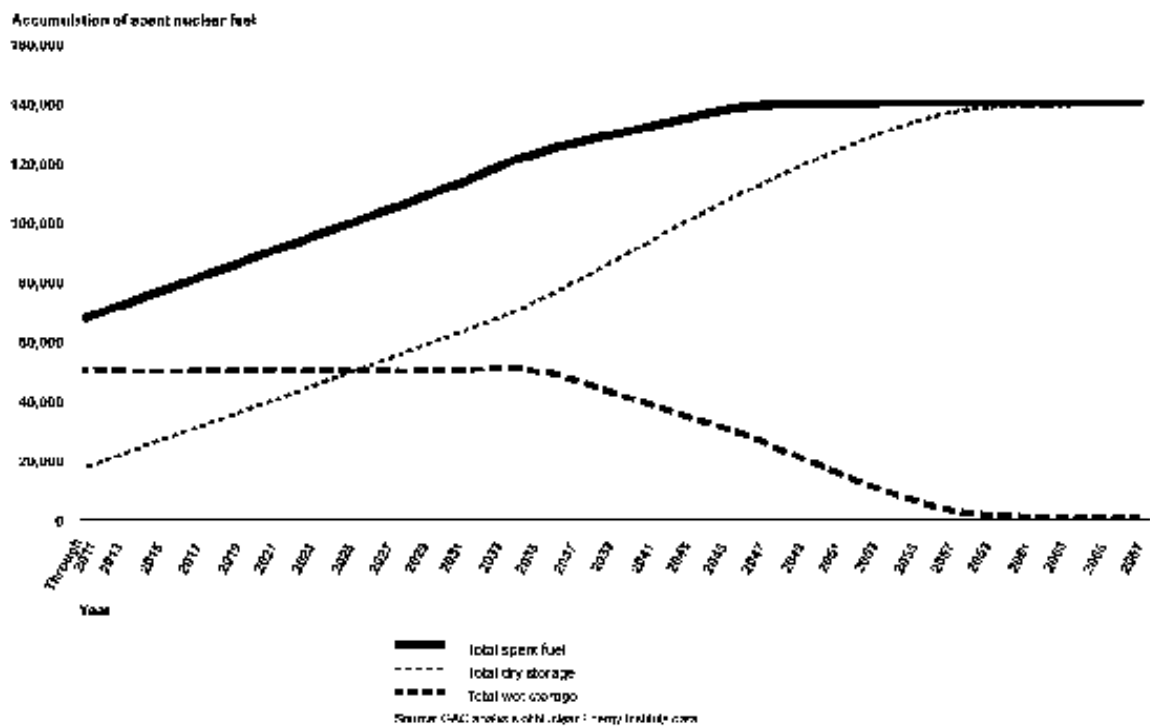


圖 2-1.2：美國電廠用過核子燃料乾濕式貯存趨勢

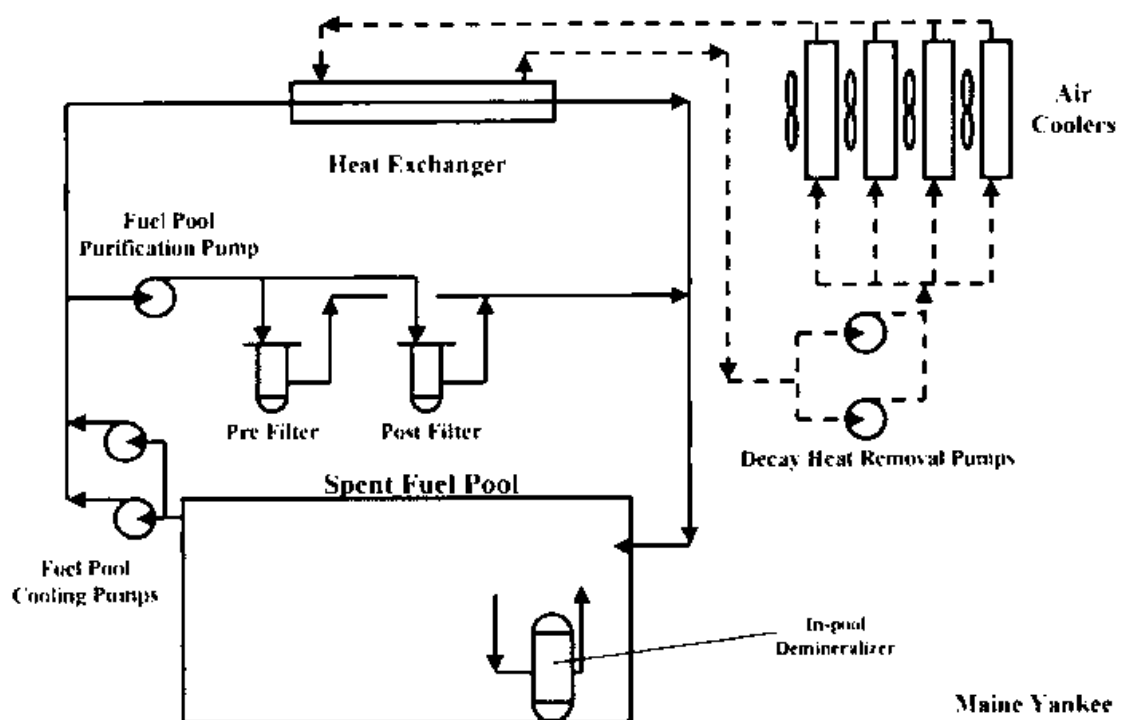


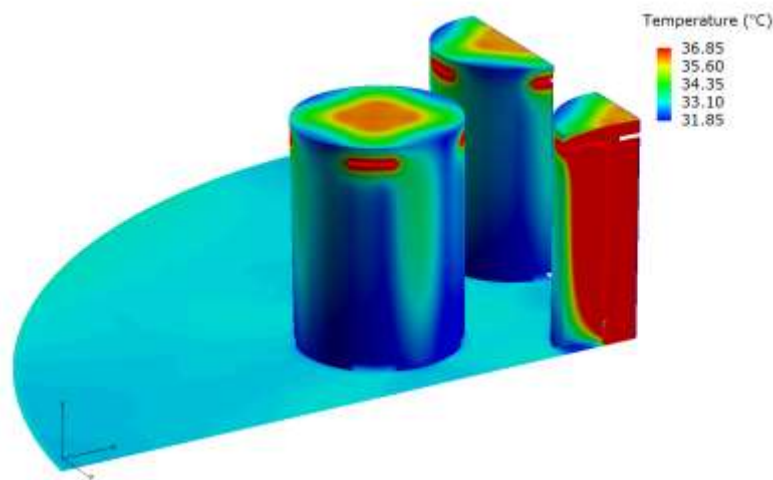
圖 2-1.3：Maine Yankee 電廠用過燃料池核島區示意圖

子項計畫 2-1A：乾貯系統於假設複合式災害情節之熱流分析研究

乾貯設施於位移事故之溫度場分佈如圖一所示，不同位移程度下乾貯系統進氣口流量與進氣口溫度分析結果如表一所示。

當護箱間最小距離接近 0.5 個護箱直徑時，外側護箱間將因為擺置方式之故直接獲得較多新鮮空氣的灌注，這些由外向中央護箱流動的新鮮空氣，更將於流動的過程中逐漸地受護箱的加熱而向上流動。此外，由於護箱聚集時所形成的自然對流效應，使得流體會流經較外側的護箱，並於中央護箱附近沿著護箱表面上升。顯示中央護箱所有進氣口，會因為外側護箱對空氣的吸抽作用而導致新鮮空氣的減少(如表一)；但由於護箱的加熱效果並不明顯，故各個護箱彼此間的進口溫度在此間距下並無明顯差異。

若假設事故進一步造成更為緊密的位移現象(間距=0.25D)，雖使中央護箱只能藉由更狹小的間隙取得冷空氣以進行散熱，但並未明顯影響各個護箱間的進口流量(如表一)，但由於間隙縮小，使得空氣流經設箱表面的加熱效果更為明顯，而使得中央護箱的進口溫度略為提升。



圖一、乾貯設施位移事故之溫度場分佈

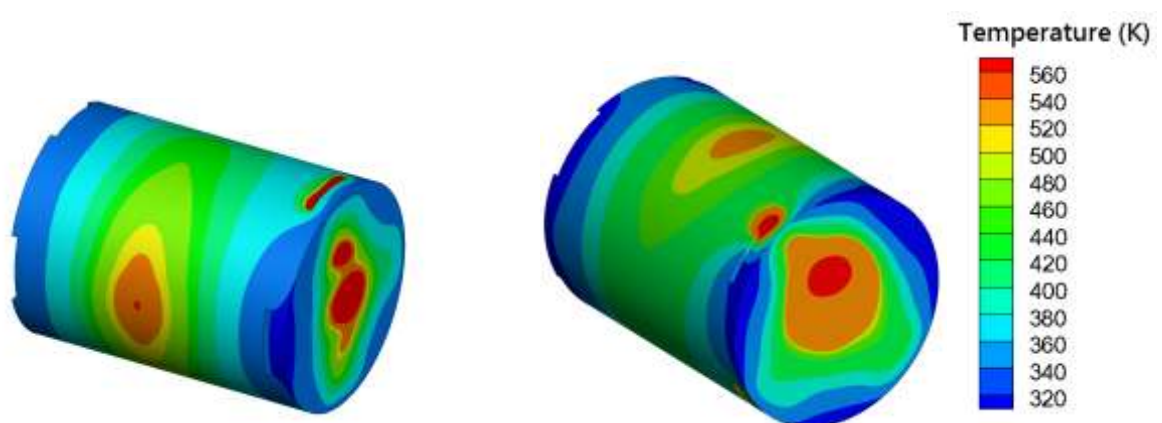
表一、不同位移程度下乾貯系統進氣口流量與溫度

護箱 間距	進氣口流量(kg/s)		進氣口溫度(°C)	
	外圍 護箱	中央 護箱	外圍 護箱	中央 護箱
0.05D	0.622	0.358	35.78	35.34
0.25D	0.634	0.338	35.54	35.47
0.5D	0.638	0.338	34.98	34.92

乾貯系統於不同傾倒事故下之護箱溫度分佈模擬結果如圖二所示。在傾倒事故下，原垂直擺置的空氣通道，將因傾倒而成為水平擺置，使得燃料所具有的衰變熱將難以直接的受到流入空氣的冷卻，而使得 TSC 中段因受迴流區的影響，使得流移熱效應減低。這樣的改變造成大部分零組件的溫度增加(如表二)，僅有 TSC 上蓋等少數元件因為不再受到出口高溫空氣的壟罩而使溫度得以下降。

(a)

(b)



圖二、出口中心線與重力方向(a) 0° 夾角、(b) 45° 夾角時之護箱溫度分佈

表二、KSDSS 乾貯系統於傾倒事故下之乾貯系統溫度分佈

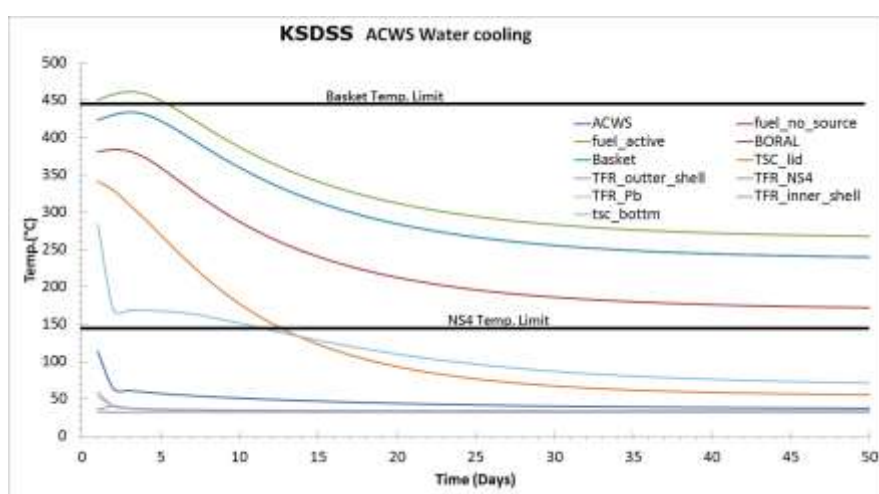
元件	出口中線與重力場之夾角				正常 案例	溫度 限值
	(0°)	(15°)	(30°)	(45°)		
燃料束	305°C	310°C	306°C	301°C	289.25°C	570°C
燃料提籃	298°C	305°C	300°C	296°C	278.85°C	537.7°C
TSC 上蓋	120°C	127°C	137°C	138°C	191.85°C	426.6°C
TSC 鋼筒	206°C	214°C	215°C	211°C	160.85°C	426.6°C
內襯	176°C	182°C	183°C	178°C	121.85°C	371.1°C
VCC	172°C	178°C	179°C	174°C	134.85°C	176.6°C

乾貯系統在經過充分的外部冷卻後，其內部元件將趨於穩定。此時再取出作業之工作人員即可進行相關的封焊移除作業，以拆除封住取水口與注水口的封焊，並執行 TSC 內部注水，使燃料溫度降低至與冷卻水相近。然而，由於內部注水作業將使冷卻水直接與燃料護套接觸，故需進行相關的溫度評估，以增進作業之嚴謹性。為達此一目的，此分析採用常溫水(32°C)並以較大的假設流量(38GPM)進行內部注水作業，以期瞭解注水作業期間燃料束與水溫之狀況。INER-HPS 與 KSDSS 系統進行 38GPM 外部冷卻作業之溫度變化如圖三所示。

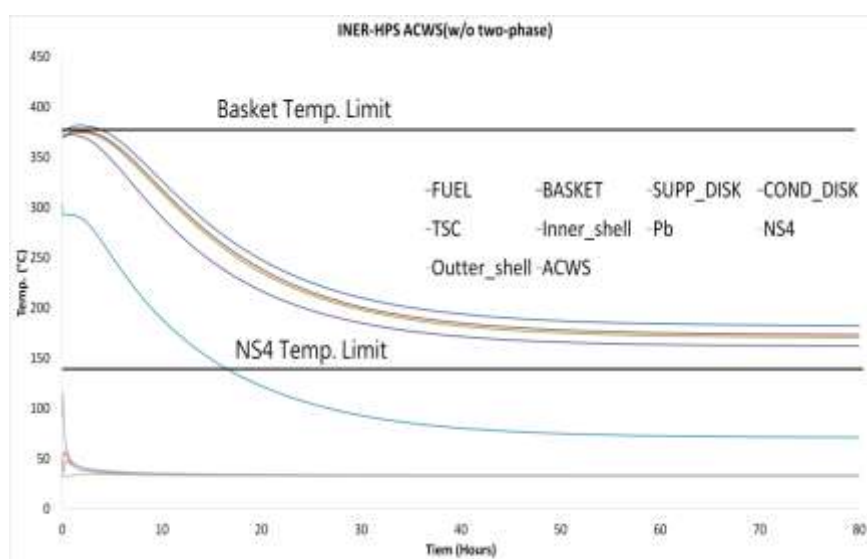
冷卻作業結果則顯示，在採用流量為 38GPM 左右之 ACWS 系統進行移熱 48 小時後，INER-HPS 與 KSDSS 之燃料局部最高溫度分別約為 180°C 與 260°C 左右，且受冷卻水流量減少而造成之影響有限。最後，分析結果更顯示，由於燃料束的軸向傳導能力之故，燃料束並不會形成快速降溫而淬火的狀況，且其降溫速率可進一步的由內部注水流量與水溫之控制而進行抑低。

根據本團隊針對各式超越設計基準事故之研究成果可以得知，乾貯系

統於各種設計基準與超越設計基準事故下，因為設計餘裕與極大系統熱質量之故，而具有極長的救援處置時間。以最為嚴重且有熱流處置時限之全掩埋事故而言，其可逕行執行再取出處置(TSC 過熱前)的時限約為三星期以上，較用採用溼式貯存時，燃料池於事故下發生裸露的時限(3.3 天)高出數倍有餘，且其救援措施中無需動用大量水源重新填滿燃料池，故善用乾式貯存對於核電廠之整體救災資源整合與應用有絕對正面之助益。



(a) INER-HPS 系統

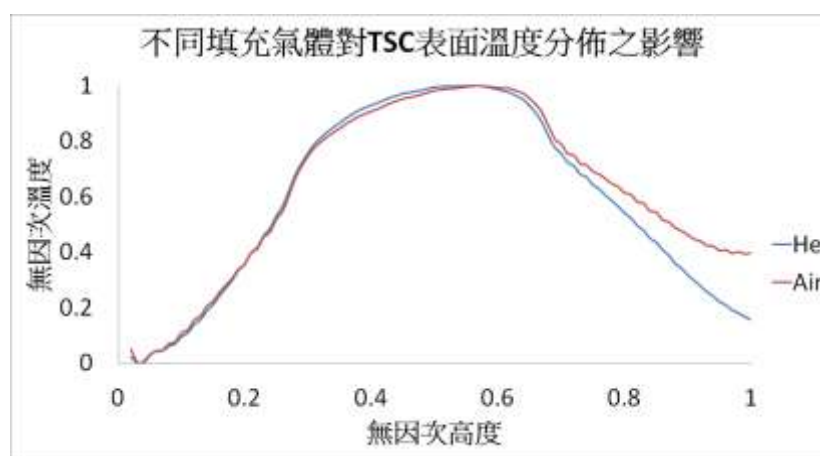


(b) KSDSS 系統

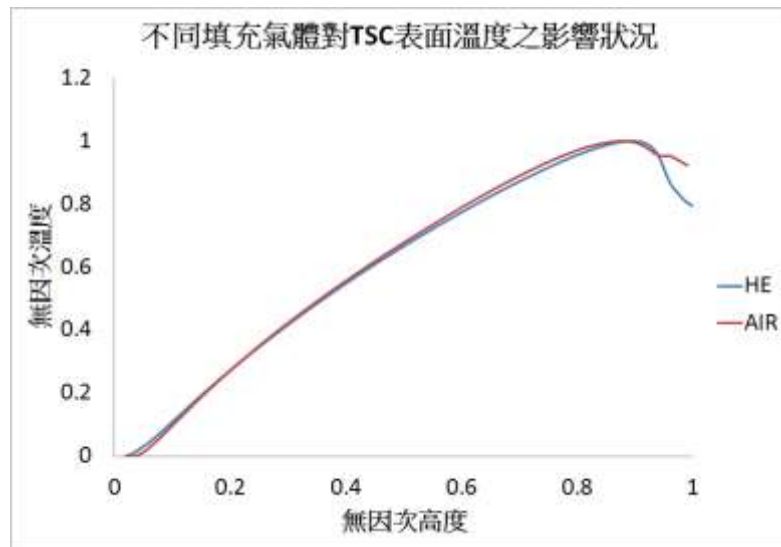
圖三 INER-HPS 與 KSDSS 系統進行 38GPM 外部冷卻作業之溫度變化

本計畫另對乾貯系統內部熱傳機制(尤其是自然對流)發生改變時，對整體熱傳效應與移熱能力進行探討，就正常、全阻塞以及氦氣洩露等案例進行探討。系統內部氣體性質改變對 TSC 表面溫度之影響如圖四及圖五所示。

分析結果顯示，內部對流不僅有助於減低內部溫度之最大值，更有助於改善系統的均溫性並延後事故的發展狀況，藉由分析結果顯示，乾貯系統之安全性與處置時限具有充足的保守性與餘裕。另一方面，在探討內部氦氣流失並被置換為空氣時對系統之熱流影響部分，結果顯示自然對流機制將因為氦氣流失所導致的溫昇而獲致更強的驅動力，因此即使發生了氦氣洩露並被置換為空氣時，仍不致對內部的散熱機制造成影響。分析結果可充分化解民眾對乾貯系統氦氣流失，可能導致之系統整體安全疑慮。



圖四、INER-HPS 系統內部氣體性質改變對 TSC 表面溫度之影響



圖五、KSDSS 系統內部氣體性質改變對 TSC 表面溫度之影響

參考文獻：

- 1 台灣電力公司，“核一廠用過燃料式貯存設施安全分析報告-第六章第三節 熱傳分析，”民國 97 年 1 月。
- 2 台灣電力公司，“核二廠用過燃料式貯存設施安全分析報告-第六章第三節 熱傳分析，”民國 101 年 3 月。
- 3 施純寬、曾永信，“假設複合式災害情節對乾式貯存設施營運影響分析報告，”101 年 12 月`
- 4 ANSYS, “FLUENT V12 Theoretical Manual,” ANSYS Inc., 2009.
- 5 Pacific Northwest Laboratory and Idaho National Engineering Laboratory, “Performance Testing and Analyses of the VSC-17 Ventilated Concrete Cask”, EPRI TR-100305, Final Report, May 1992.
- 6 F. R. Menter, M. Kuntz, and R. Langtry, “Two-Equation Eddy-Viscosity Turbulence Models for Engineering Applications.,” AIAA Journal, Issue 32Vol. 8, p.:1598-1605, 1994.
- 7 In K. Hanjalic, Y. Nagano, and M. Tummers, “Ten Years of Experience with the SST Turbulence Model.,” Begell House Inc., Heat and Mass Transfer Vol. 4, p.p. 625-632., 2003.

子項計畫 2-1B：不銹鋼材料應力腐蝕劣化機制研析與對策研究

本項研究工作內容與執行方法說明如下：

- (1)蒐集與整理包括美國及日本等國外對於不銹鋼材料應力腐蝕劣化的研究發展，並研析國外對於應力腐蝕劣化研究可能對策。
- (2)彙整國內可能發生應力腐蝕劣化的本土環境條件及材料特性後，規劃進行國內應力腐蝕劣化環境分析與加速腐蝕試驗。
- (3)根據以上成果，提出國內乾貯設施不銹鋼筒監測與維護計畫(草案)，與提出本土化應力腐蝕劣化長程研究規劃(建議)。

本計畫研究成果經國內相關單位與學者專家討論後，已被反映於「用過核子燃料乾式貯存設施營運維護與監測計畫導則(草案)」，並徵詢美國 NRC 專家與日本 CRIEPI 專家之意見，來進行修改。本計畫研究所獲主要結果與建議如下，可以提供台電公司提出用過核子燃料乾式貯存設施營運維護與監測計畫的參考。

- (1)不銹鋼材料 SCC 發生機制與裂縫成長，在現階段仍無法完全由研究來說明或預測。也因此，參考日本原子力基盤安全機構 2004 年期中報告，國內相關單位已從實際設施採樣，準備進行材料分析與機械性質分析等基礎研究，並設計與製作與實際條件相同的不銹鋼材料 (包含鐸道與熱影響區)試片，進行後續問題對策研究。
- (2)不銹鋼材料 SCC 問題對策可以從材料，應力與環境等不同面向來探討。美國 104 座核電廠中已有 60 座在廠內興建乾貯設施，而乾貯設施的主要組件包括 304L 不銹鋼材料製造的密封鋼筒及外部混凝土護箱。美國已將 SCC 評估納入乾貯設施延長管理計畫(最長達 120 年)。日本近年也開始研究採用上述乾貯設施之可能性，並計畫於 2017 年後配合業界作業同步進行實尺寸乾貯設施現地監

測研究。

(3)日本中央電力研究所已根據實際密封鋼筒腐蝕進行加速腐蝕試驗，研究 SCC 裂縫成長評估模式，並綜合判斷 SCC 問題不會影響乾貯設施長期結構完整性。另外，CRIEPI (2013)也公佈兩階段 SCC 監測與維護計畫(修正草案)，以監測海鹽沉積量監視 SCC 發生，並加入鹽分去除部分來避免 SCC 發生的概念。但是上述僅為 CRIEPI 的研究構想，目前日本並未要求乾貯設備須裝設鹽分去除設備。SCC 發生後則依裂縫成長評估結果，來判斷設施是否須進行後續作為。

(4)日本 CRIEPI (2013)公佈的兩階段 SCC 監測與維護計畫(修正草案)，可供參考。除氯離子 (Cl-) 濃度，國內未來研究可納入沿海工業污染物(例如 SO₂-)相關影響。

參考資料:

- 1.Waldrop et al. (2013). Used fuel dry storage stainless canister stress corrosion cracking susceptibility: R&D map leading to identification of canister potentially susceptible to stress corrosion cracking, EPRI Report (No. ML13042A140).
- 2.Shirai et al. (2011). Study on Interim Storage of Spent Nuclear Fuel by Concrete Cask for Practical Use -Feasibility Study on Prevention of Chloride Induced Stress Corrosion Cracking for Type304L Stainless Steel Canister-, CRIEPI Report (Rep. No. N10035) (in Japanese)
- 3.Goto et al. (2013). Study on Interim Storage of Spent Nuclear Fuel by Concrete Cask for Practical Use - Feasibility Study on Prevention of Chloride Induced Stress Corrosion Cracking for Type304L, 316L Stainless Steel Canister-, CRIEPI Report (Rep. No. N12023) (in Japanese)

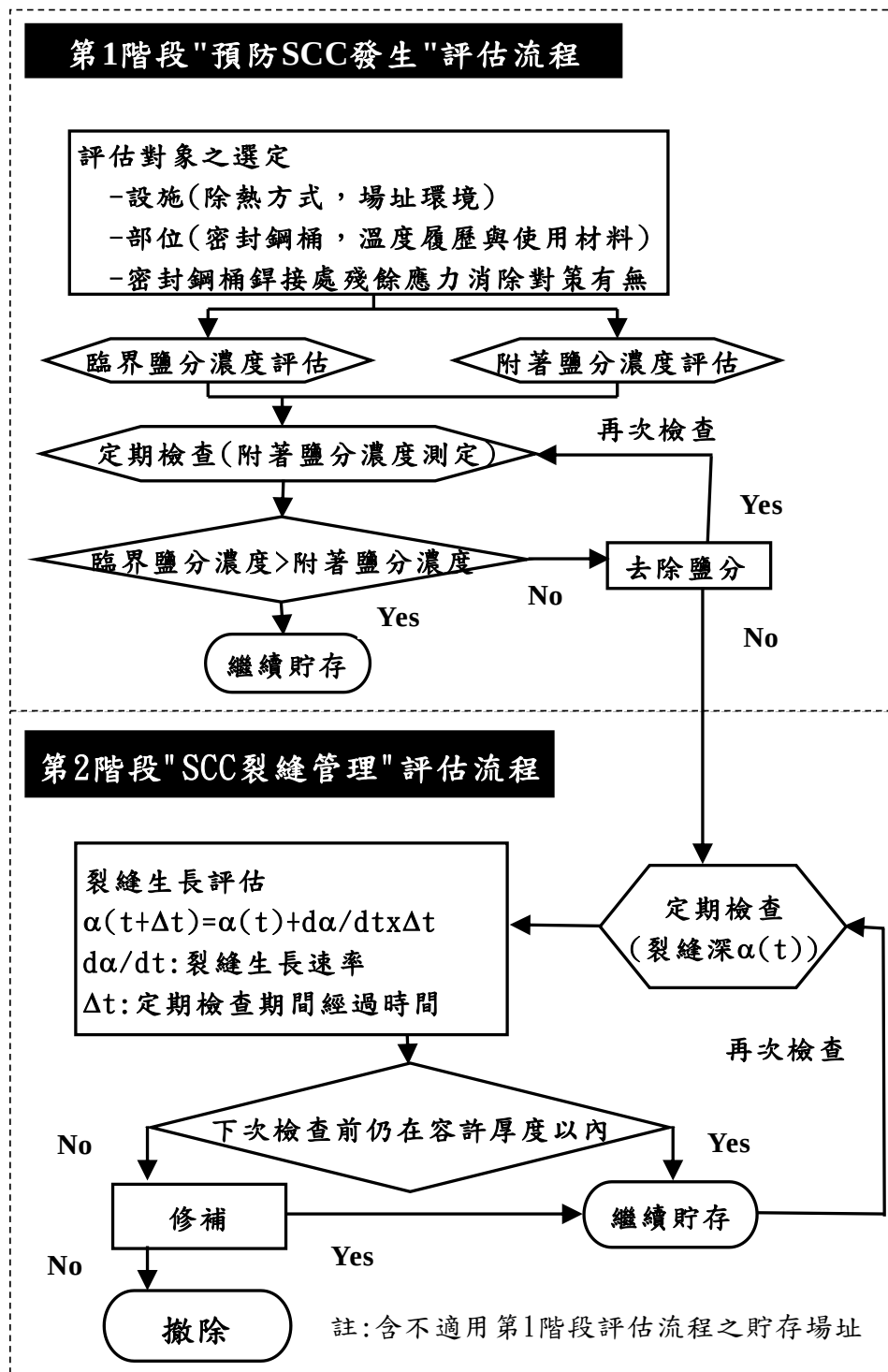


圖 1 日本提議乾貯設施不銹鋼筒 SCC 兩階段監測與維護計畫(修正草案)
 (取自 CRIEPI(2013)報告，本計畫研究重新編譯整理)

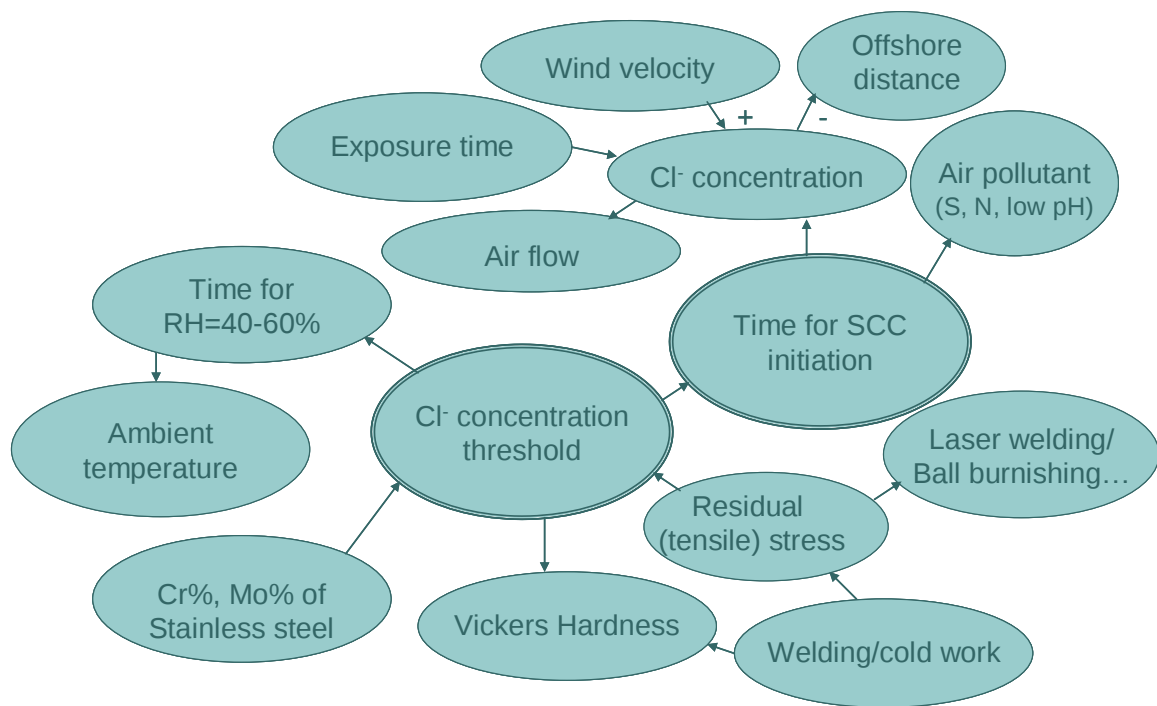


圖 2 不銹鋼材料 SCC 初使發生時間影響因子之交互關係圖

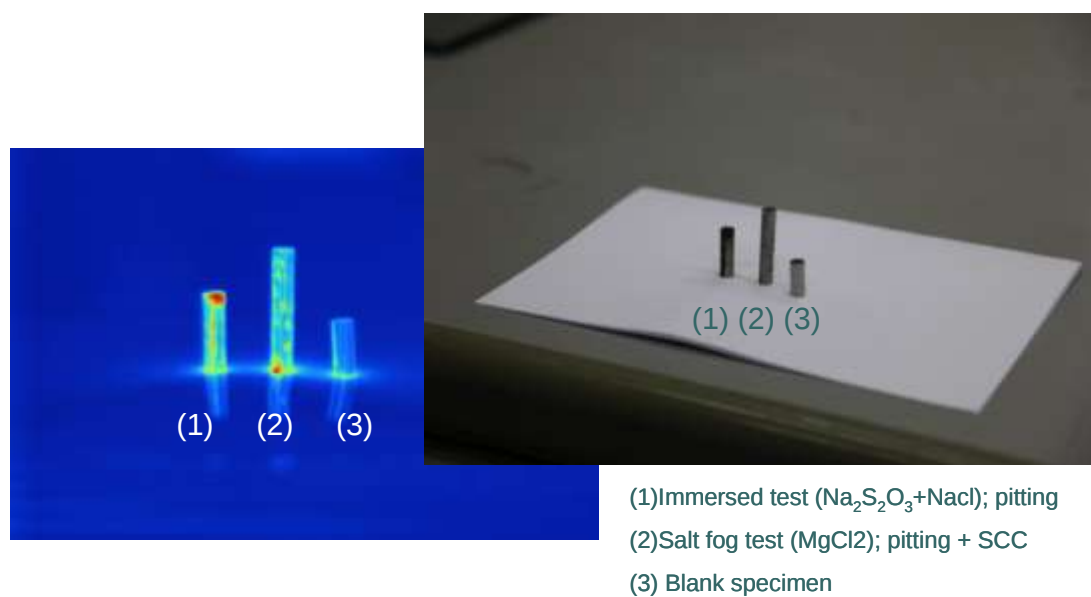


圖 3 應用紅外線熱攝儀於不銹鋼材料腐蝕監測試驗

子項計畫 2-2：核子反應器設施除役技術研究

1.核子反應器設施除役安全策略研究

原子能委員會放射性物料管理局依據「核子反應器設施除役許可申請審核辦法」訂定「核子反應器設施除役計畫導則」(以下簡稱除役計畫導則)。本篇報告係參考除役計畫導則，俾作為進行審查作業之技術基準。本報告旨在提供核子反應器設施除役計畫審查之技術規範，俾使審查人員進行審查工作時有所依循，亦得使核子反應器設施除役計畫申請者(以下簡稱申請者)瞭解審查的要點。此外，亦可供社會公眾瞭解除役計畫申請案通過與否的定量及/或定性安全審查條件。

國際原子能總署定義除役為允許拆除核設施的部分或全部監管控制所採取的行政及技術行動。除役也意味著未來不再使用現有設施。

除役所採取的行動為確保保護的工作力及長期保護公眾、環境及包含減少殘留的放射性核種的水平，使材料和建築物可以安全的外釋及再利用。除役活動也需要建立放射性廢料的適當管理，使公眾免受相關的輻射危害。從大型的核反應器到複雜的再處理場，小至研究實驗室及製造工廠，全世界有大量的核設施最終將需要除役。涵蓋與除役相關的任務很廣泛，對於核設施可以包含大型除汙，及大體積混凝土結構的破壞，而對於放射性同位素實驗室則只有一些溫和清潔及除汙的需要。

在除役計畫開始之前，除役過程中呈現了許多安全挑戰，這些挑戰是可以被預見，評估及找到滿意的答案。在所有情況下，必須精心策劃除役過程，以確保有足夠的資源在需要的時候可以使用。若沒有做出妥善的除役規劃，隨著時間推移，最終除非得到適當的保養，設施的關閉將會惡化，

輻射或放射性物質外釋到環境，附近的人可能因直接暴露而造成輻射危害。

美國 NRC(Nuclear Regulatory Commission)的 NMSS(Nuclear Material Safety and Safeguards)綜合並更新了許多的除役指導文件，發表 NUREG1757 號報告，為除役審查提供了參考。本報告依據核子反應器設施除役計畫導則及其 NUREG1757 號報告加以修訂，提供審查人員進行除役計畫審查時的技術指引與基準。

依據原能會於民國 101 年 12 月 07 日發布之「核子反應器設施除役計畫導則」，並參考國際主要國家的核子反應器反應器設施除役相關法規、導則、規範等相關資訊，並藉以瞭解國際實際除役案例的審查經驗與經驗回饋，完成我國核子反應器設施除役安全策略研究，以確保未來除役許可審查可符合安全要求的品質與一致性，同時也可使民眾及相關業者更能了解審查要求及過程，落實未來核電廠除役之安全及目標。

參考文獻

1. 核能電廠除役之安全管理規劃。
2. 核子反應器設施管制法。
3. 核子反應器設施管制法施行細則。
4. 核子反應器設施除役許可申請審核辦法。
5. 核子反應器設施除役計畫導則。
6. International Action Plan On The Decommissioning of Nuclear Facilities, IAEA.
7. U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2006, Consolidated

2.國際核設施除役案例經驗回饋探討

本項研究期末工作內容包括：

蒐集國外已除役及正在除役電廠之相關資訊，研析其核設施除役進行時各階段時產生的各項議題，及其相關解決方法，以此為借鏡提出經驗回饋，藉此讓國內核設施除役安全且順利地執行，並供權責機關審查核子反應器設施除役計畫之基礎與參考。已蒐集到 Maine Yankee、Connecticut Yankee、Oyster Creek 等電廠除役技術、經驗相關研究報告。

本項研究期末工作執行成果說明如下：

民國 100 年 11 月 3 日，馬總統於總統府開「能源政策」記者會，宣佈核一、核二與核三廠將不再延役，興建中之龍門電廠則必須在「確保安全」的基礎下，才會進行商轉，且若龍門電廠 2 部機組均能於 2016 年前穩定商轉，核一廠將配合提前停止運轉。

核一廠一號機自 67 年 12 月 5 日開始商業運轉，至 107 年 12 月就達到機組 40 年設計運轉年限，依據「核子反應器設施管制法」第 23 條之規定，應於永久停止運轉前三年檢附除役計畫，向主管機關提出除役申請；並依該法施行細則第 16 條之規定，採取拆除之方式，於取得主管機關核發之除役許可後二十五年內完成除役。

核能電廠除役步驟包括主環路除污、非活化組件拆除、拆除污染組件、遙控拆除活化組件、拆除生物屏蔽與活化建物結構、建物除污與外釋、及設施外釋與傳統拆除。核能電廠設備除役拆除工程是一個十分複雜的系統工程，需要大量的人力、物力與財力，而且工作區域具有較高的輻射，國外核能電廠成功的除役經驗可供我們借鏡。

(1)Oyster Creek 核能電廠之除役先期規畫經驗

GPU (General Public Utilities)公司在 1997 年中期宣佈 Oyster Creek 電廠將可能在 2000 年 12 月提早停機退休。主要的停機原因是電力事業的競爭，當 New Jersey 州之政策開始傾向解除管制時，Oyster Creek 電廠就無法在競爭市場上與同業競爭。

Oyster Creek 電廠僅有單一機組且僅能產生 620 MWe 之沸水式反應器。因此，很難與大型、多機組核能電廠及低運轉、低維護費用之大型火力電廠競爭。在 1990 年代，電廠效率明顯提升，尤其在發電量、人員輻射劑量、維修週期、人員效率、安全性及可靠度上；故 Oyster Creek 電廠之停機除役是基於經濟的考量而非電廠運轉操作之效率。

在 1997 年 八月，GPU 公司宣佈有買家 AmerGen Energy 已同意購買電廠，同年十月簽約，契約並希望於在 1997 年 五月關廠；同時他們也買下 TMI-1，並決定在 1999 年 十二月關閉。

但是在 2003 年 AmerGen Energy 被 Exelon 收購並且由於其它發電成本開始上揚，Oyster Creek 電廠繼續運轉，原本 40 年的運轉執照於 2009 年到期，Exelon 於 2005 年申請延役 20 年，2009 年 4 月 8 日獲准延役至 2029 年 4 月 9 日。

在獲准延役後的一週，工作人員發現由於 1991 年埋管時未適當地隔絕，導致氙外洩，並污染地下水及進入河川中。2010 年 12 月，Exelon 宣布將於 2019 年關廠，比預計的延役時間早 10 年。

雖然 Oyster Creek 電廠目前仍在營運，但 GPU 在預計的最後停機前即進行除役規畫，並備妥許多合理計畫，能讓電廠由運轉至除役有秩序及循序漸進的轉換。

Oyster Creek 電廠的除役計畫均為有秩序、有目標，以作為將來使用而努力；本報告的目的是記錄這個除役過程，並期望能夠作為將來其他電

廠除役的模範；報告包含有關工程、輻射與環境控制、低放射性廢料處理、用過燃料管理和通訊等領域的專案、學習與策略計畫的討論；同時提及電廠處理有關員工這主題及與社區的關係。

Oyster Creek 電廠的除役經驗記錄成文件，提供給工業界以作為準備除役的工作指導原則。

(2)Maine Yankee 核電廠除役經驗

Maine Yankee 除役專案的成功經驗，2005 年初 Maine Yankee 核電廠已完成大部分必需的除污和整治工作，2005 年 10 月結束全部除役計畫，為了將來的除役計畫能夠獲取必要的經驗，在除役的最後階段，EPRI 綜合整理了核電廠除役的經驗，提供經驗及借鏡給未來將除役的核電廠。

報告中描述了過渡期的活動、除役承包商的選用、用過燃料貯存、與主管機關和利害關係者的互動、工程及技術的使用、廠址關閉議題等...，這些議題都是除役的過程中會遭遇到且無可避免的。

EPRI 發展及出版一些除役相關值得借鏡的文件和研討會議題。這些值得借鏡的文件和研討會議題，提供反應器設施最終將除役健全的參考基礎。許多這些經驗報告和研討會的發展，結合了現今美國核電廠不同的除役階段。

截至 2004 年，這些反應器設施許多已完成了大部份所需的除污和整治，並預期在短期內有除役計畫完整結果。根據目前公布或提交的執照延期申請，至 2020 年，美國只有再 5 個反應器將開始除役，且到 2011 年前，將不會有任何一個核電廠預計關閉。

為了將來除役計畫能獲得更多必要的經驗，EPRI 開始了先行工作，收集從當前場址除役後期選定的詳細資訊。由收集清單中的“重要資訊”逐漸展開。附錄 A 提供初始清單的項目。為了驗證這個清單，分別地從兩個目前正處於除役階段的設施，要求他們評價、分類資料的議題對未來除

設計畫的相對效益。

本報告其餘部分提供 MYAPC 除役計畫的簡短摘要，接續為訪談成果和文獻回顧以下為其個別的主題：

- 關廠前的議題
- 過渡期的動作
- 除役作業承包商的使用(DOC)
- 燃料貯存的選項
- 監管機關和利害關係人之互動
- 工程和技術的使用
- 場址關閉的議題

(3)Connecticut Yankee 核電廠除役經驗

為了輕易的比較 Maine Yankee 核電廠、Connecticut Yankee 核電廠兩廠的除役經驗，在後續的 CY 除役經驗報告的主題格式和排列順序與 Maine Yankee 的報告相同。CY 除役相關資料是從這份報告的主要研究者的個人檔案獲得。CY 電廠在 2006 年中進行了廠址調查，受訪者包括工程經理，和 RCRA(資源保護和恢復法)計劃經理。除了調查之外，其他的 CYAPCO 人員也提供了某些文件，以及從其他來源收集資料。

這篇報告 CYAPCO 除役計劃，簡要的敘述以下的主題：

- 停機前的議題
- 過渡期的活動
- 除役分包商(包括除役操作承包商(DOC))
- 燃料儲存的選項
- 與主關機關和利害關係人者的互動
- 工程和技術的使用
- 廠址關閉的議題

- 地下水污染的整治

本項研究期末結論說明如下：

核能電廠除役步驟包括主環路除污、非活化組件拆除、拆除污染組件、遙控拆除活化組件、拆除生物屏蔽與活化建物結構、建物除污與外釋、及設施外釋與傳統拆除。核能電廠設備除役拆除工程是一個十分複雜的系統工程，需要大量的人力、物力與財力，而且工作區域具有較高的輻射。過渡期的活動、除役承包商的選用、用過燃料貯存、與主管機關和利害關係者的互動、工程及技術的使用、廠址關閉議題、地下水的整治這些議題都是除役的過程中會遭遇到且無可避的，國外成功的除役經驗可供我們借鏡。

Oyster Creek 核能電廠之除役前規畫經驗，備妥許多合理計畫，能讓電廠由運轉至除役有秩序及循序漸進的轉換，雖因故沒有實際執行，但因規劃詳盡，頗具參考價值；Maine Yankee 及 Connecticut Yankee 除役經驗是非常具有參考價值的，過渡期的活動、除役承包商的選用、用過燃料貯存、與主管機關和利害關係者的互動、工程及技術的使用、廠址關閉議題、地下水的整治這些議題都是將來除役一定會面臨的問題，吸取這兩個核電廠除役經驗，及早思考可能面對的問題，可讓國內的除役工作安全、順利、經濟及高效率地進行，不致於面對突發的事件而措手不及。

其中的”軟領域”，包括利益相關者的互動、與主管機關互動、專案決定的方法(例如，是否使用除役作業承包商、濕式或乾式的用過燃料貯存、或是除役的方法)等在除役中所扮演的角色比”硬領域”不遑多讓，會影響整體除役計畫的有效進行，千萬不要只重視技術方面”硬領域”，而忽略了”軟領域”的影響。

參考文獻

- Code of Federal Regulations, Title 10, Part 20.1402, Radiological Criteria for Unrestricted Use.
- Code of Federal Regulations, Title 10, Part 50.82, Termination of License.
- EPRI, 2000, Preparing for Decommissioning: The Oyster Creek Experience.
- EPRI, 2005, Report, Maine Yankee Decommissioning - Experience Report, Detailed Experiences 1997–2004.
- EPRI, 2006, Connecticut Yankee Decommissioning Experience Report - Detailed Experiences 1996-2006.
- Federal Register, 1999, Generic Radionuclide Screening Values, Volume 64, No. 234.
- NRC, 1988, Final Generic Environmental Impact Statement on Decommissioning of Nuclear Facilities, NUREG-0586.
- NRC, 1997, Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM), NUREG-1575.

附圖與附表



圖 2-2.1：Oyster Creek 空照圖



圖 2-2.2：Maine Yankee 除役前空照圖



圖 2-2.3：Maine Yankee 除役後空照圖



圖 2-2.4：Maine Yankee ISFSI



圖 2-2.5：Connecticut Yankee 除役前空照圖



圖 2-2.6：Connecticut Yankee 除役後空照圖

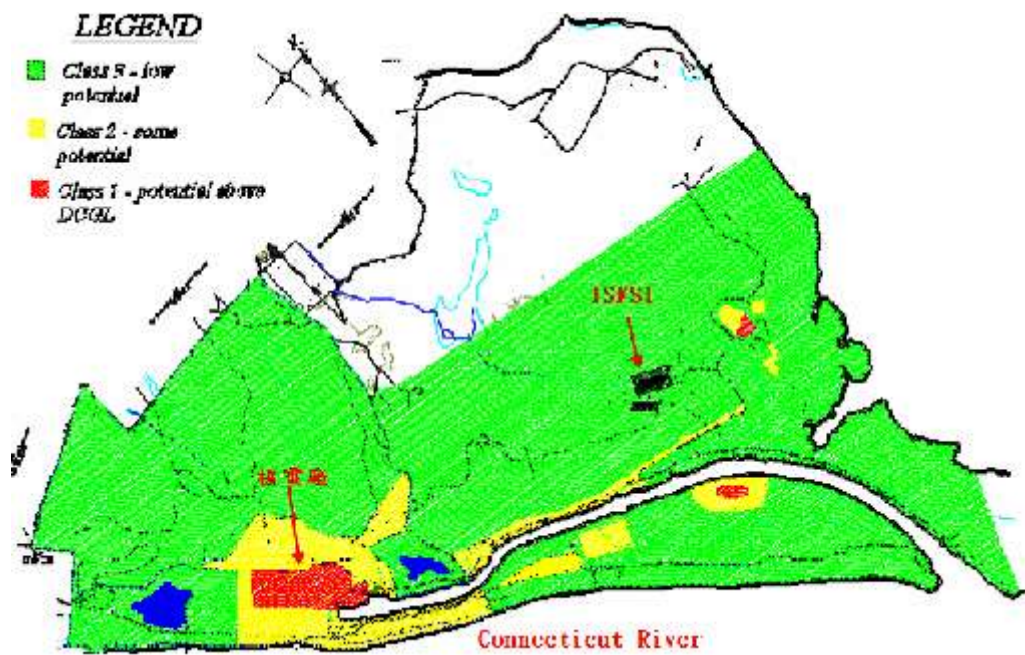


圖 2-2.7：Connecticut Yankee 土地區域 MARSSIM 分類



圖 2-2.8：Connecticut Yankee ISFSI

3.拆除方式及技術發展之國際資訊研究

本項研究期末工作內容：蒐集各國核子反應器除役所採用一般金屬、一般混凝土、反應器壓力容器(RPV)及生物屏蔽拆除方式及技術，以建立拆除技術審查能力。

本項研究期末工作執行成果說明如下：

拆除方式

廣義的拆除作業其範圍包括：組件和結構的去污/移除、廢棄物包裝、包裝物運送，及在受管制的處置設施中進行處置。因此拆除方式及技術的選用也受不僅需考上述各項作業技術本身影響，各項作業相關的法規、公眾的參與等皆需納入考量。

在大型組件拆除管理中，大型組件選擇合適的拆除方式的主要驅動力，主要是：

- 國家解除管制（或分類）和回收策略；
- 處理設施、廢棄物貯存設施，能容納大型組件的可用性；
- 處置設施容納大型組件的能力；
- 運輸的可行性；
- 經濟問題，包括成本效益分析，
- 足夠的拆解程序/工具的可用性。

應發展整體最佳化，解決所有關鍵因素（風險/效益分析）。應評估所有廢棄物管理階段和比較不同的可用選項。結果包括每個階段的具體問題，根可以進行比較的不同的可能的備選方案（即，切割或單一組件移除、貯存或處置），藉以選擇合適大型組件的拆除方式。

拆除技術

在規劃拆除作業時，應採用相反的順序進行。也就是先確定廢棄物物流（waste streams）的特性之後，接著就是聯繫未來處置廢棄物的設施，探詢和瞭解廢棄物的接收標準，包括可接受的包裝形式及其內含放射性強度（貝克活度和劑量），包裝尺寸和重量要求，以及相關文書作業。如果廢棄物形式或內容不被該設施所接受，則必須採取替代方案。當包裝尺寸、重量和放射性等限制已決定，就可以確定運輸模式和運送數量（如卡車、鐵路或駁船）。

計劃人員須配合包裝的形式，對於管路、設備和結構等物件，選擇最符合成本效益的切割技術。對於每種可能的技術評估其切割/移除率（噸/天），以決定每天或每週的貨運量，進而設定的總體進度。若有其他技術的經證實可提高產量，則隨時進行調整。

可使用手動或遙控操作的設備執行這些技術，技術的選用則必須加以評估：

- 切割速度，牽涉工作人員在輻射環境下可能遭受的暴露；
- 維護頻率，在擁擠狹窄區域的可接近性將受到限制；
- 粉塵散佈，可能造成污染擴散；
- 二次廢棄物的產生；
- 嚴格的吊裝要求；
- 高空作業的工業安全問題。

經過多年的工作經驗，這些技術已獲得了有效地處理這些問題的方法，而且計畫間彼此分享經驗可提高效能。

新技術往往意味著舊程序及可用設備的改變。以遙控操作為例，當遙控操作增加時，將增進工作安全和減少操作危險物質的風險。使用遙控技術的時機並不僅限於廢棄物的移除，對於其他方面的機械操作也是有幫助的。

一般而言，核設施堅固的主建築結構，可承受外部和內部的危害，但通常由於其建築結構的獨特性，因此並無單一旦萬能的方法可以進行拆除和破壞，不過也有一些原則可能會有所幫助。當拆解的工具或設備必須用於狹窄空間時，運輸的機動性和便利性常扮演重要角色。工具的可達範圍也是重要的，例如某些建築的拆除設備可能只能涵蓋兩層樓的工作範圍，但工作範圍較廣闊時，必須使用其他的技術，例如控制性爆破，這方法對於結構的迅速拆除已被證明是有效的。

拆卸的方法分為分解和切割這兩種類型。分解通常是依順序移除扣件與組件，屬於非破壞性的方式（為組裝的反向操作）。切割包括火焰切割、研磨切割及冷切割。火焰切割技術包括氧乙炔和其他氣體火炬、碳電弧火炬、空氣或氧氣電弧火炬、電漿火炬和切割電極，大多數的火炬可以採用遙控或手動方式操作。

研磨切割技術，包括磨床、砂輪鋸、鑽孔機。冷切割技術，包括壓穿式電剪、剪床，及螺栓及大小管件之切割機，可依據不同的應用選擇最佳的工法。研磨切割技術，包括磨床、砂輪鋸、鑽孔機。冷切割技術，包括壓穿式電剪、剪床，及螺栓及大小管件之切割機，可依據不同的應用選擇最佳的工法。

反應器內部組件切割

反應器內部的高放射性零組件的移除和最後封存，無論是在技術、計畫管理和人員劑量等各方面都是重大的挑戰。同樣的問題可能出現在國內電廠除役時，唯有參考國外的經驗及教訓，方可提高類似工作成功的可能性。整理出幾點反應器內部組件切割的重點：

- (1) 早期的切割專案選擇電漿為主要的切割方法，近期則是選用磨料水刀，磨料水刀的優點是合理的切割速度、需要的能量較少、

不需要廢氣收集系統；缺點是破碎磨料造成的膠狀懸浮不易移除。

- (2) 設備整合性的"高擬真"測試將是絕對關鍵，也就是以全尺寸模型的方式盡可能的複製預期中的現場條件並進行測試。
- (3) 在現場切割工作實施前，應進行廣泛的事前規劃、模擬及測試。
- (4) 若能達到切割次數最小化及切割件尺寸最大化，則二次廢料的產量、人員劑量及成本都將減少。早期的切割專案的 GTCC 密封罐尺寸類似於燃料組件，切割件的尺寸較小；近期則是採用較大密封罐，以達到減少切割次數的目的。
- (5) 切割過程中水質清晰度及切割碎屑的移除是個大挑戰，可靠且易維修的過濾系統是專案成功的關鍵，過濾系統需有足夠大的流量。
- (6) 機械手駕駛台和控制站的設置盡可能地遠離輻射工作區，以避免輻射造成人員劑量的大幅增加。

Rancho Seco 電廠 RPV 爐體除役經驗，相當具備參考價值，以下分別以四個面向探討。

(1) RPV 爐體除役策略

美國除役電廠經驗顯示，將 RPV 爐體視同單一廢棄物包件進行最終處置，為最具經濟效益之方式，Rancho Seco 電廠因其廠址地理位置與南卡羅萊納州 Barnwell 處置場間運輸條件限制，RPV 爐體切割後再運送到處置場為唯一可行方案。國內目前尚無放射性廢棄物永久處置場，處置場廢棄物接收準則尚未確定，且以核一廠為例，RPV 爐體連同外加屏蔽，廢棄物包件外觀尺寸相當可觀，整體重量可能高達千噸，將 RPV 爐體視同單一廢棄物包件進行最終處置，必須克服大型重件吊運技術限制條件、運輸時必須面臨運輸工具及其對應運輸條件限制，如道路、橋樑乘載條件，以

及駁船、港口設施是否足夠等因素，都必須預先考量，且若大型放射性廢棄物運輸時，極可能成為社會關注及新聞報導焦點，甚至可能引起電廠與處置場甚至運輸路徑附近居民抗議阻攔。Rancho Seco 電廠爐體切割經驗已驗證 RPV 爐體切割工程技術之可行性，以國內而言，RPV 爐體切割後處置可能是較佳的除役策略。

(2) RPV 爐體切割工法

參考 EPRI 出版相關報告，美國幾個除役之大型核能電廠，反應器爐內組件切割經驗顯示，較為成功的例證大多採用高壓磨料水刀 (Abrasive Water Jet, AWJ) 為主要切割技術工法，如 Connecticut Yankee(PWR-565MWe)、Maine Yankee(PWR-810 Mwe)、San Onofre 1(PWR-463Mwe)等電廠，本報告 Rancho Seco 電廠 RPV 爐體切割，為 AWJ 技術應用另一個成功案例。相較於其他切割工法，如機械式切割、電將切割(plasma)等技術，從目前 EPRI 相關技術報告資料研判，無論從切割機械設計與維修、輻防管制(空浮議題與工作人員集體劑量)、甚至二次廢棄物處理，AWJ 應具備較為整體的技術優勢。

(3) RPV 爐體切割件容器與輻射防護

參考 EPRI 出版相關報告，RPV 爐體或其切割件應不至於歸類為超 C 類放射性廢棄物(GTCC)。爐體切割件容器為爐體切割計劃之關鍵環節，依據「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第九條規定，放射性廢棄物處盛裝容器需經主管機關核准後始可使用，盛裝容器之設計、製造、測試、檢驗與其相關核能品保規範，應在電廠停役前即早投入研究能量。

Rancho Seco 電廠累積全功率運轉時間僅有 5.9 年，國內電廠 40 年壽命累積全功率運轉時間保守估算至少為 36 年(以平均功率因素 0.9 估算)，國內電廠 RPV 爐體活化後的輻射劑量率勢必遠高於 Rancho Seco 電廠，本

報告中採用大塊切割、直接在空氣中吊運裝入廢棄物容器之處理方式，未必能適用於國內電廠，切割件尺寸選擇、或吊運時採取額外屏蔽，或是切割件在水下裝載進入容器之特殊方式，都是可能之工程選項。建立反應器及其內部組件輻射特性評估與輻射劑量率估算技術，切割計畫之規劃才能完整具備可行性，才能符合 ALARA 輻防管制原則。

(4) 廠區內建立放射性廢棄物中期貯存廠房

美國其他已完成除役之核能電廠，原廠址內僅留存用過燃料貯存場 (ISFSI only)，但 Rancho Seco 電廠在廠區內建立中期貯存廠房 (Interim Onsite Storage Building, IOSB)，用以容納除役產出的 Class B、C 放射性廢棄物。在美國核管會官方網站上，Rancho Seco 電廠除役現況加註 Rancho Seco has a low-level waste storage facility in addition to its ISFSI，但仍歸類為完成除役之電廠(請參閱 Fact Sheet on Decommissioning Nuclear Power Plants，<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/decommissioning.html>)。國內低階放射性廢棄物永久處置場設置困難重重，假設核一廠開始除役後，仍無永久處置場容納運轉與除役產生之廢棄物，在廠區內預先規劃中期貯存廠房，可能是電廠除役策略必須思考的方向。所謂放射性廢棄物延長貯存(extended storage)之觀念與作為，及其衍生的相關技術議題，如法規要求、廢棄物數量估算、長期儲存容器需求等，都必須提前規劃研究。

大型桶槽拆除

核能電廠在廠房內、外設置大量液體桶槽，切割作業之輻防管制及工法選擇相當重要，Trojan 電廠大型桶槽處理技術與工法，可供國內電廠日後除役之借鏡，其主要工法特色有，高污染高劑量先行除污降低輻射劑量率、桶槽內部以塗漆方式固著污染、建立 HEPA 通風系統以克服空浮問題、採用由下而上切割方式避免高架作業、採用較高效率的高溫切割(如

電漿、火焰)技術。Rancho Seco 電廠為避免輻射污染物及含鉛油漆等毒性物質空浮疑慮，桶槽拆除採用低溫切割技術，但是合作廠商必須具備特殊機械機具開發能力。此外，桶槽切割後廢棄物之盛裝容器，如報告中提及的低比活度廢棄物箱(LAS Box)，其尺寸必須先確定，後續才能據以規劃桶槽切割尺寸。

大型桶槽由下而上切除方式，可以減少大量工作鷹架搭建費用，工作人員主要在地面工作，降低作業安全疑慮，且帳篷搭建以及負壓通風系統建立較容易。

視需要先進行桶槽內部除污、建立 HEPA 通風系統、桶槽內部塗漆固著污染、採用效率較高的高溫切割技術，採用由下而上的切割工法，應是大型桶槽除役切割可參考引用之借鏡與原則，但部分特殊有塑膠內襯的桶槽可能不適用高溫切割作業，則必須先去除其內襯易燃物，或改用低溫機械式切割工法。

桶槽升降控制可以採用多組活動式油壓升降系統取代大型鋼構支架，油壓升降系統應可安全支撐桶槽重量，再配合機械式支撐導引系統，應可滿足工業安全需求，且油壓升降系統可重複應用在不同尺寸桶槽，應可以節省大量經費。

污染廢棄物箱容器尺寸必須先確定，才能據以規劃桶槽切割尺寸，國內目前合法放射性廢棄物容器僅有 55 加侖桶，並不適用於裝載大型桶槽切割後廢棄物。依據原子能委員會頒布「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第九條之規定，放射性廢棄物之盛裝容器需經主管機關核准後始可使用，即使在國外合法使用之合格容器，亦須在國內依法申請審查合格。日後電廠除役作業，放射性廢棄物容器之設計、分析、測試、建造與執照申請應先行投入研究能量，才能滿足電廠除役需求。

本項研究期末結論說明如下：

廣義的拆除作業其範圍包括：組件和結構的去污/移除、廢棄物包裝、包裝物運送，及在受管制的處置設施中進行處置。因此拆除方式及技術的選用也受不僅需考上述各項作業技術本身影響，各項作業相關的法規、公眾的參與等皆需納入考量。

在核設施除役作業或在運轉中核設施的維護作業時，拆除組件可以切割（例如，減少尺寸），以便把切割件放置在標準的容器中，或當作單一個或多個大型組件處理或運送至處置設施。導致如此決定的考慮因素和標準是多方面的，既包括法律和監管方面，尤其是處理、運輸、處置和廢棄物接收標準（WAC），以及運輸容器和劑量限制的可用性和可接受性。

在規劃拆除作業時，應採用相反的順序進行。也就是先確定廢棄物物流（waste streams）的特性之後，接著就是聯繫未來處置廢棄物的設施，探詢和瞭解廢棄物的接收標準，包括可接受的包裝形式及其內含放射性強度（貝克活度和劑量），包裝尺寸和重量要求，以及相關文書作業。如果廢棄物形式或內容不被該設施所接受，則必須採取替代方案。當包裝尺寸、重量和放射性等限制已決定，就可以確定運輸模式和運送數量（如卡車、鐵路或駁船）。

反應器內部的高放射性零組件的移除和最後封存，無論是在技術、計畫管理和人員劑量等各方面都是重大的挑戰。同樣的問題可能出現在國內電廠除役時，唯有參考國外的經驗及教訓，方可提高類似工作成功的可能性。

放射性廢棄物之盛裝容器需經主管機關核准後始可使用，即使在國外合法使用之合格容器，亦須在國內依法申請審查合格。日後電廠除役作業，放射性廢棄物容器之設計、分析、測試、建製造與執照申請應先行投入研究能量，才能滿足電廠除役需求。

附圖與附表

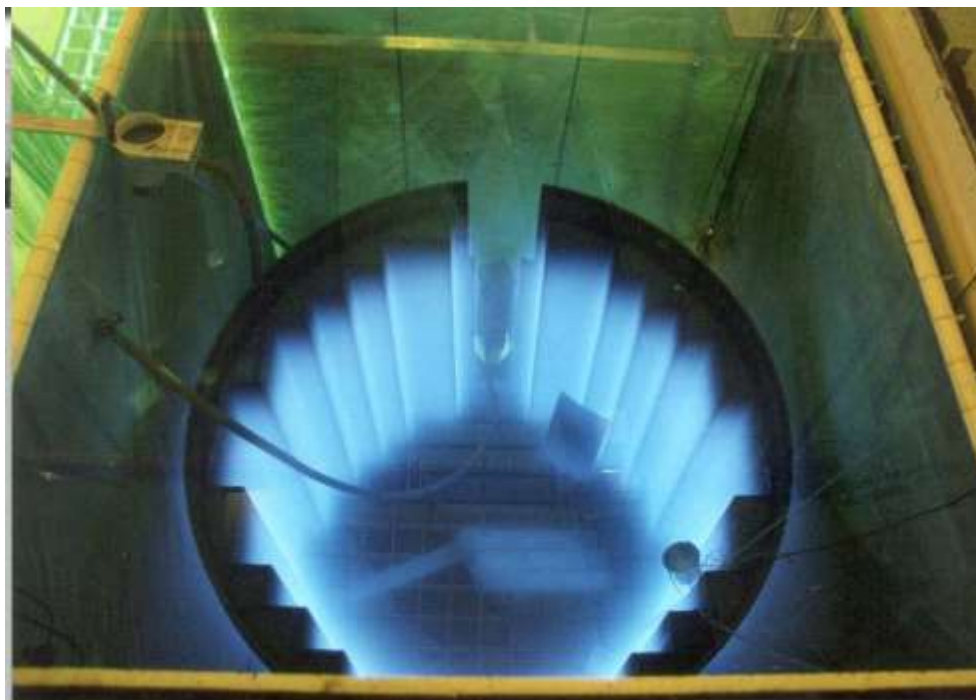


圖 2-2.9 Connecticut Yankee 爐心擋板組件

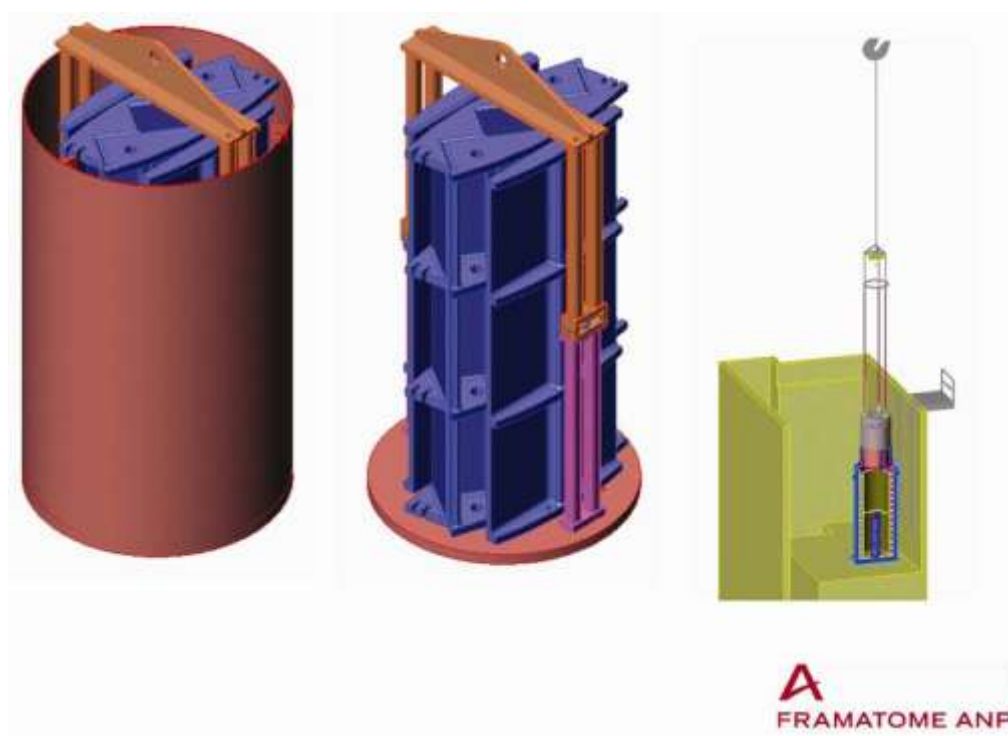


圖 2-2.10 GTCC 切片之運送及包裝(Connecticut Yankee)



圖 2-2.11 往復式工具機實物模型測試(Rancho Seco)



圖 2-2.12 上法蘭切割(Rancho Seco)



圖 2-2.13 一次側爐水儲存槽拆除作業(Trojan)

參考文獻

Dismantling Techniques, Decontamination Techniques, Dissemination of Best Practice, Experience and Know-how, Final Report, June 2009

Decommissioning Technology Experience Reports, EPRI, Palo Alto, CA:2000, 1000884

Rancho Seco Reactor Vessel Segmentation Experience Report, EPRI 1015501, 2008.

Decommissioning: Reactor Pressure Vessel Internals Segmentation, EPRI 1003029, 2001.

Reactor Internals Segmentation Experience Report: Detailed Experiences 1993—2006, EPRI 1015122, 2007.

4.除役場址內殘留輻射之劑量評估技術研究

本項研究期末工作內容：利用劑量評估程式(DandD)，進行除役場址內殘留輻射之劑量評估技術研究。

本項研究期末工作執行成果說明如下：

當核設施決定永久停止運轉時，需先對場址進行劑量評估研究，確保未來場址內殘留輻射對一般人所造成輻射劑量，一年內不超過 0.25 毫西弗(針對場址無條件外釋)，以符合美國核能管制委員會(NRC)於 1998 年所提出的輻射安全標準(10 CFR Part 20 Subpart E)之規定，並保障人員及環境之安全。場址中殘留輻射所造成之劑量，係由美國 NRC 針對除役後場址內土地與建築，所建構出未來可能之曝露情節及曝露途徑，來進行推估；並接著利用模擬程式評估輻射劑量之大小。在此決策過程中模擬方式與情節假設之複雜程度，主要受模擬過程中所需詳細程度與複雜度所決定。為輔助場址執照終止工作進行，因而開發相關方法論與分析工具。

DandD 係於 1998 年由美國 NRC 委託桑迪亞國家實驗室開發的劑量評估程式，為核發除役許可之篩選工具，已應用於核能工業數年。DanD 程式中含有兩種情節假設：房屋佔用(building occupancy)與居住(residential)情節。房屋佔用情節(如圖 2-2.9)係用來評估，當現存的建築物外釋供商業或輕工業使用時，關鍵群體在一年中因建物表面殘餘放射性，所接受的總有效等效劑量(TEDE)。此情節中的曝露途徑包含體外、吸入與間接嚥入途徑。

更複雜的居住情節(如圖 2-2.10)，則是考慮場址中土壤具放射性污染之部分。此居住情節考慮較複雜的曝露途徑，除了體外曝露與吸入途徑之

外，嚥入部分包含飲用水、灌溉之農作物(food grown from irrigation water)、地面長成之食物、土壤與魚。其中地面長成之食物分成葉菜類、其他根莖蔬菜、水果、穀類、牛、家禽、牛奶與雞蛋。動物之飲食則考慮飼料、儲存之穀類與儲存之乾草三種。

DandD 程式中包含每個曝露情節下，放射性核種之遷移模式與曝露途徑之假設，以及大部分模擬參數之預設值。使用者只需輸入射源濃度，此軟體便可進行運算。另外在合理的條件下，使用者亦可使用場址特定參數進行運算，或修改與刪除其中的曝露途徑。

美國 NRC 於 1998 年發布與執照終止法規相關指引(NUREG-1549)，此指引可協助設施執照持有者使用 DandD 劑量模擬程式，完成除役過程中劑量評估之工作。NUREG-1549 文件中敘述，如何利用決策架構(如圖 2-2.11)，以階段性方式完成劑量評估。整個除役與執照終止過程，皆可使用決策架構。此架構可依據主管機關之決策，疊代(階段性)發展與處理其中的不確定度，以逐漸降低評估劑量之不確定度。因此，持照者可就其手邊現有場址有限資訊，著手進行篩選劑量評估，並依據場址特定資料更新場址資訊，並且必要時精簡篩選評估結果。依循此架構所提供之方法，持照者在場址特性、補救行動與土地未來使用限制等方面，有效運用資源並制定有效決策。

【案例分析】

一個處理 ^{90}Sr 與 ^{241}Am 射源之場址，欲申請執照終止，此場址位於都會區、土質以砂石為主，初步偵檢結果、場址運轉歷史與射源洩漏紀錄顯示，場址內土壤有區域性污染，且污染分散在不同位置；另外射源已移轉給其他執照持有者，廢棄物已清除並完成除污，除污後場址偵測結果顯示：

✓ ^{90}Sr ：樣品比活度均於分佈於 100 ~ 500 pCi/g。

✓ ^{241}Am : 80 pCi/g , 污染區域面積 40 m²。

步驟 1：了解現有數據數據與場址資訊，如題目所述。

步驟 2：決定曝露情節與途徑。此場址發現污染外洩至土壤中，故採用居住情節；另外由於場址位於都會區，且土質為砂石，故不考慮採用農耕、灌溉與地表水曝露途徑。

步驟 3：系統概念化。DandD 程式已建立數學模式、與參數不確定度分析功能，此階段僅需輸入污染核種、核種活度與污染面積即可； ^{90}Sr 之活度分佈選擇「Uniform」，上限為 500 pCi/g，下限為 100 pCi/g，污染面積選擇「Unlimited Area」。 ^{241}Am 活度為 80 pCi/g，污染面積選擇「Limited Area」，大小為 40 m²。

步驟 4：執行劑量分析，結果顯示 90%之 TEDE 小於 4.41E-01 mSv/y，且 95%信賴區間內劑量範圍為 1.31E-01 mSv/y ~ 2.88 mSv/y。

步驟 5：由於劑量分析結果，4.41E-01 mSv/y 高於 10 CFR Part 20, sub E 中規定之劑量限值(0.25 mSv/y)，故此場址不可進行外釋。

步驟 8：當劑量評估結果高於劑量標準時，可透過取得更多場址或源項相關數據或資訊，以減低預設曝露途徑、模型假設與參數之不確定度，進而降低評估之劑量值；透過補救(remediation)行動降低場址放射性污染；或限制土地使用方式，減低接受輻射曝露之機率，如表 2-2.1 所示。

步驟 9：分析步驟 8 中各個選項，所需成本與成功之可能性，如表 2-2.2 所示。本案例中，選項 1 可用 DandD 之參數靈敏度分析功能，評估是否有蒐集新資料之必要，結果發現即使減少參數之不確定度，對於劑量分佈並無顯著影響。

步驟 10 與 11：選擇步驟 8 中所討論之選項，並執行之。本案例假設選擇執行選項 3。

步驟 12：假設再次除污後，測得 ^{90}Sr 樣品之比活度均勻分佈於 100 ~ 250 pCi/g，污染面積為 30 m²； ^{241}Am 濃度活度為 25 pCi，污染區域大小 20 m²。

步驟 2 與 3(第二輪)：利用步驟 12 中，除污後之數據作為程式輸入參數。

步驟 4(第二輪)：執行劑量分析，結果顯示 90%之 TEDE 小於 6.89E-02 mSv/y，且 95%信賴區間上限為 5.14E-01 mSv/y，超過 0.25 mSv/y 之劑量限值。如果增加模擬次數至 550 次，可得到 90%之 TEDE 小於 10.2E-02 mSv/y，以及 95%信賴區間上限為 2.25E-01 mSv/y，可符合 NRC 之劑量標準。

步驟 5(第二輪)：假設場所執照持有者，與主管機關皆認同上一步驟增加模擬次數後之結果，此結果符合 10 CFR Part 20, Subpart E 之規定。

步驟 6 與 7(第二輪)：申請終止執照業者必須與 NRC 協商，是否需要增加除污工作，以符合合理抑低之需求，其餘事項如一般申請執照終止程序。

本項研究期末結論說明如下：

使用 DanD 程式進行初始劑量篩選分析，當結果顯示超過法規劑量標準時，則執照持有者需進行靈敏度分析，以確認出其中重要參數，並進一步獲取更多場址或源項相關數據或資訊，以減低預設曝露途徑、模型假設與參數之不確定度，進而降低評估劑量值，以達到場址外釋之需求。

參考文獻

- U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Decision Methods for Dose Assessment to Comply with Radiological Criteria for License Termination,” NUREG/-1549, Washington, DC (1998)
- W. E. Kennedy, Jr., and D. L. Streng, “Residual Radioactive Contamination from Decommissioning: Technical Basis for Translating Contamination Levels to annual Effective Dose Equivalent,” Vol. 1, NUREG/CR-5512, PNL-7994. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC (1992).
- K. McFadden, D. A. Brosseau, W. E. Beyeler, and C. D. Updegraff, “Residual Radioactive Contamination from Decommissioning: User’s Manual DandD Version 2.1,” Vol. 2, NUREG/CR-5512, SAND2001-0822P. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC (2001).

附圖與附表

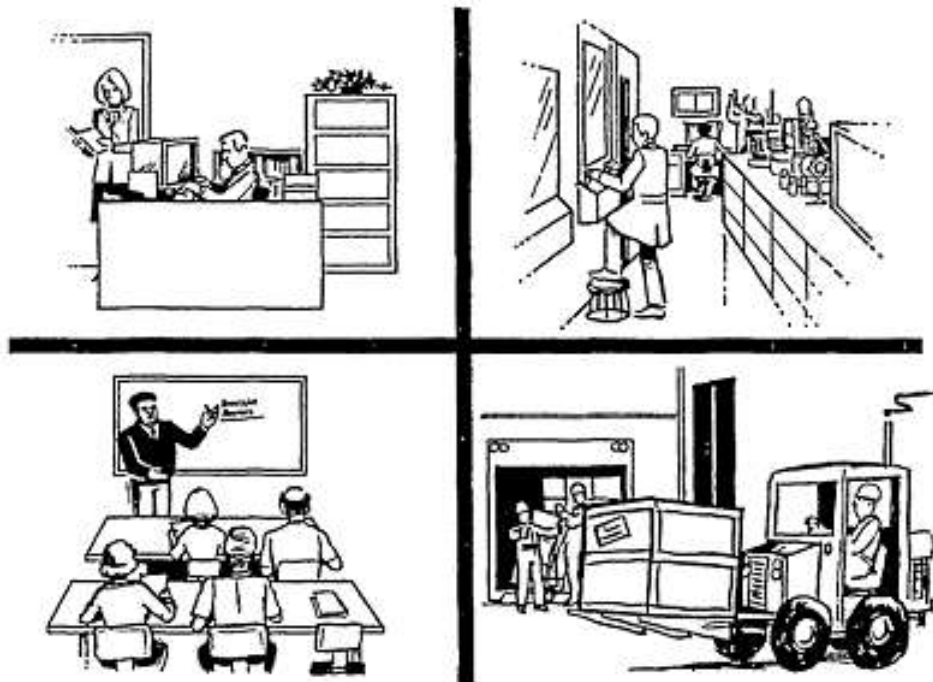


圖 2-2.9：房屋佔用情節

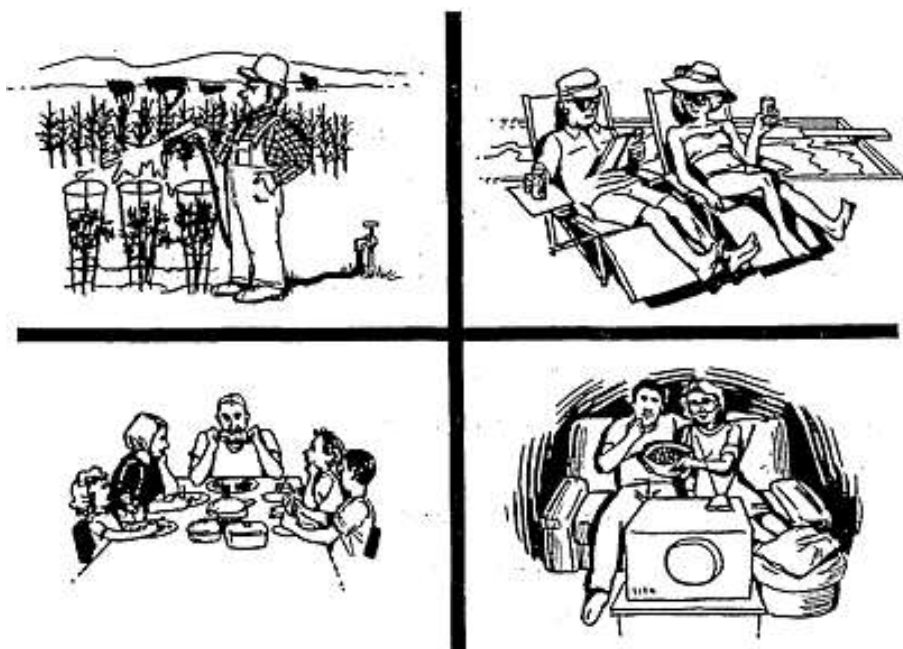


圖 2-2.10：居住情節

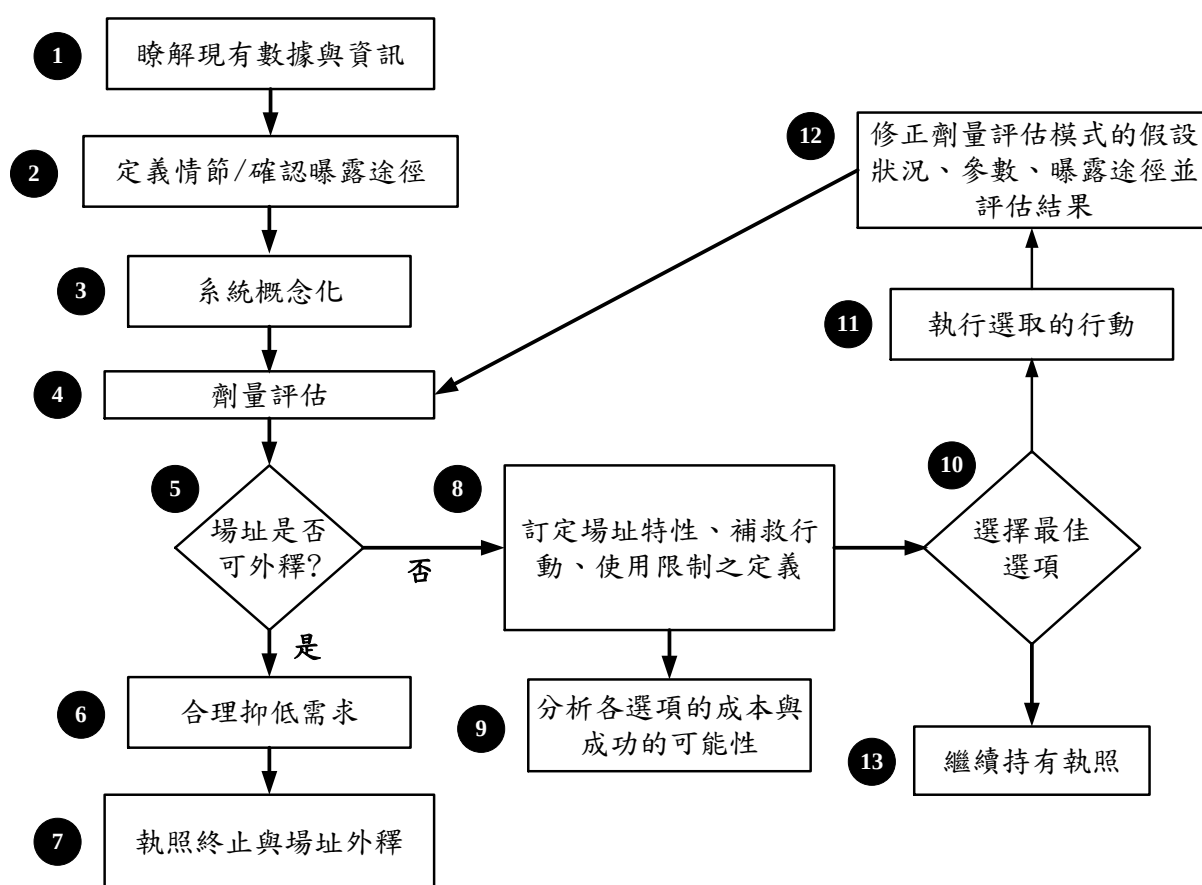


圖 2-2.11：除役決策架構

表 2-2.1 決策架構：步驟 8

選項	期望	對劑量之影響	行動
1	射源活度濃度低於原先模擬所採用之數值	射源活度濃度降低，劑量降低	收集場址相關資訊，取得更詳細射源濃度活度分佈資訊
2	場址內土壤為黏土，有較高之分佈係數	放射性核種較傾向於滯留於土壤中，使個體接收曝露降低	收集文獻證明土質為黏土
3	部分污染土壤被移除，射源活度濃度降低	污染物減少，劑量降低	施行補救行動，移除污染土壤
4	場址有條件外釋(控管)	限制場址用途，減少部分曝露途徑，劑量降低	設定場址限制條件，採有條件外釋

表 2-2.2 決策架構：步驟 9 之分析範例

選項	成本 (成功)	成本 (失敗)	成功機率	結果需求
1	\$\$	\$\$	中	劑量小於 0.25 mSv
2	\$	\$	中	劑量小於 0.25 mSv
3	\$\$\$	\$\$\$	高	劑量小於 0.25 mSv
4				劑量小於 0.25 mSv，若場址控管失敗，則劑量小於 1 mSv。

子項計畫 2-2A：核能電廠除役廢棄物審查技術之研究

放射性廢棄物（含運轉中會產生的物質）必須依照其性質及輻射等級，進行容積減少、固化等處理後，先臨時保管於貯存庫，待除役結束前再搬出廢棄設施；另外，必須在開始進行反應器區域解體拆除工程前，先確定棄置地點，若無法確定時，則應延長安全貯存期間，而不需以放射性物質處置的物質及非放射性的廢棄物，則應盡可能再次利用。

除役產生大量各式各樣物質類型，這些物質能被以放射性廢棄物處理與處置或能被除污後作為非放射性物質釋出，因此核設施除役階段廢棄物管理比運轉階段更具有挑戰性。

缺乏低放射性廢棄物最終處置場時有兩種選擇方案，第一個方案是維持設施在安全封閉模式，第二方案是解體設施、整備廢棄物與貯存於廠內適當設施，美國 Rancho Seco 核能電廠、德國 Greifswald 核能電廠及西班牙 Vandellós 核能電廠便是將除役所產生的低放射性廢棄物貯存於廠內貯存設施。

任何核設施類型整個生命週期所產生的放射性物質與放射性廢棄物可區分為三大類，分別為運轉廢棄物、維護廢棄物及除役廢棄物，前二者可利用既有處理設施處理，而除役廢棄物則需小心管理，以確保在環境與經濟適當條件下能夠供再利用、貯存或處置。

從輻射觀點而言，核設施除役程序所產生的物質除少量為高放射性和/或活化物質外，其餘大部分為非放射性，質量上亦相對大量與核種濃度解除管制基準接近，僅約 2~6% 需進行放射性廢棄物最終處置。

一、廢棄物主要來源類型

廢棄物主要來源類型包括反應器內部與組件、中子活化組件、生物屏蔽壁、結構材料(如混凝土)、燃料池結構/系統、桶槽與熱交換器、機械/電氣設備、地面洩水溝與污水坑、上方與下方蓄水池、污染泥土等。

廢棄物主要來源類型多樣化，存在移除、包裝、減容與處置等挑戰。

源自輕水式反應器除役的物質類型如下所示：

- 1.反應器壓力槽與其內構物的活化與污染不銹鋼；
- 2.環路、系統與組件的污染不銹鋼；
- 3.組件與結構元素的碳鋼；
- 4.生物屏蔽與鄰近混凝土結構的活化與污染混凝土；
- 5.建物結構的污染混凝土；
- 6.電氣裝置與纜線；
- 7.絕緣材料；
- 8.各式各樣其他物質。

二、二次廢棄物類型

二次廢棄物類型包含：岩心鑽孔；土壤與水樣品；過濾器介質；潤滑油、流體與油；屏蔽材料；輻射控制帳篷；防護衣；污染的設備/工具；除污廢棄物流；除污設備；鷹架(scaffolding)/升降機；吊裝/索具項目；廢棄物包裝容器與其他殘留物質等。最小化二次廢棄物流產生的過程是減少總廢棄物體積重要部分。

三、除役廢棄物減量策略

除役廢棄物減量策略包括來源減量、防止污染擴散、循環與再利用及廢棄物管理最適化。任何廢棄物減量策略第一個步驟是使放射性廢棄物產生最小化，當產生放射性廢棄物無法避免時，應用適當廢棄物管理技術是最後一個步驟。放射性產生與擴散機會最小化可使放射性廢棄物產生最小化，減廢是核設施整個生命週期必須維持的活動，建立適當政策與文化以達到廢棄物減廢是電廠管理的主要責任。

放射性廢棄物管理優先順序依序為避免產生、減廢、再利用、循環、能源回收及最終處置。物質或廢棄物管理主要著重於隔離、除污及解除管

制程序，若隔離、除污及解除管制程序適當作好，除役程序所產生的放射性物質需處理與處置於放射性廢棄物處置場的數量可大幅降低。

四、除役廢棄物減容

對可燃性廢棄物可利用焚化來減容。核設施運轉期間及除役時會產生放射性污染金屬零組件，尤其是除役時產生的量更大，一般採用的處理方法有化學除污、熔融、超高壓壓縮裝桶處置及切割裝桶安定化後處置等，經化學除污或熔融的金屬零組件，視殘留放射性比活度大小決定再利用或進行處置，其中再利用可依殘留放射性比活度是否符合無條件釋出標準，再區分為限制再利用及無條件釋出再利用。污染金屬熔融一方面可以減小體積，另一方面又可以去除一些污染的放射性核種，或將金屬表面的污染物「均勻化」到金屬錠中。

五、大型組件

美國早期可利用的商業化處置場允許大型組件如反應器壓力槽與蒸汽產生器完整移除。大型組件處置方式或切割裝桶處置或整體直接處置。美國部分除役中核能電廠為大幅降低職業輻射曝露、低放射性廢棄物體積、運輸期間民眾曝露及費用，將大型組件在不切割情況下直接運送至低放射性廢棄物處置場處置。

各核能電廠對反應器壓力槽作法不盡相同，Yankee Rowe 與 Saxton 核能電廠先將反應器壓力槽內部組件先移除再運送至處置場處置；Big Point Rock 核能電廠移除部分反應器壓力槽內部組件再運送至處置場處置；Trojan 核能電廠未將反應器壓力槽內部組件移除直接運送至處置場處置。

六、用過核子燃料管理

於反應器除役另一常常被忽略的基礎設施組件是用過核子燃料管理，自反應器移除燃料不是例行操作，停止運轉後移除燃料極可能屬於關

鍵路徑，用過核子燃料管理路徑常常不是可立即利用，這可能導致用過核子燃料存在反應器一段很長時間。

目前全球尚無用過核子燃料或高放射性廢棄物深層地質處置場在運轉，除有些國家採用再處理外，大多數國家利用廠內乾式中期貯存設施貯存用過核子燃料，美國有 7 座已核准執照終止的核能電廠採用獨立用過核子燃料中期貯存設施貯存用過核子燃料。

七、解除管制

解除管制是放射性物質自法規管制移除，是除役重要層面，此乃因其會影響必須處置的廢棄物體積。

國際原子能總署於 2004 年 8 月出版安全標準系列第 RS-G-1.7 號報告，報告中公布解除管制基準，劑量標準為對民眾個人有效劑量低於 $10 \mu\text{Sv/yr}$ 。德國與日本依循國際原子能總署方式，均訂定法律規定解除管制基準。日本管制機關於 2005 年決定採用該基準作為立法依據。

廢棄物產生前應已進行輻射及污染狀況的調查與偵測，以確定各物件的放射性存量，且可能已進行先期的除污或輻射熱點拆除，俾使拆除的廢棄物可經輻射偵檢後，符合輻防計畫的「放行標準」者可視為「一般事業廢棄物」。

核種清潔標準的訂定主要關鍵有二個：劑量限值與核種曝露途徑的劑量轉換係數。目前世界各國多以關鍵群體中個人有效等效劑量不超過 $10 \mu\text{Sv/yr}$ 為清潔標準評估的劑量建議值，另一方面日本也有建議採用自然背景輻射可接受的變動率(約為 1%)為劑量限度。若以我國背景輻射劑量年平均 2 mSv 而言，對應到清潔標準劑量限值可以考慮 $20 \mu\text{Sv/yr}$ 。因此，對於除役放射性廢棄物的回收再使用作業，選擇與其他各國相同以 $10 \mu\text{Sv/yr}$ 作為無條件清潔標準，完整的申請程序與良好的作業要求，另以 $30 \mu\text{Sv/yr}$ 作為有條件清潔標準，應該是適當的選擇。ICRP 建議書的

劑量分級 $30 \mu\text{Sv/yr}$ 終身致死癌危險度 10^{-5} - 10^{-6} 對個人僅有極低微的危險。ICRP 103 建議書中最優化的輻射防護有排除(exclusion)和豁免(exemption)兩個概念。前者為不可限制的狀況，後者為不必限制的狀況。

八、放射性固體廢棄物的處理及處置方法

依物管法的放射性廢棄物分類，分為高、低放射性廢棄物二種。

高放射性廢棄物係指備供處置之用過核子燃料。核子反應器設施永久停止運轉後，用過核子燃料將從反應器移至燃料池內貯放，之後再移至「用過核子燃料乾式貯存設施」作中期貯存，最後才運至「高放射性廢棄物最終處置場」作永久處置。

低放射性廢棄物係指高放射性廢棄物以外的放射性廢棄物，依「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第3條規定，依其放射性核種濃度分類為：A類、B類、C類、超C類。

有關「低放射性廢棄物」的分類，廢棄物產生前應已進行輻射及污染狀況的調查、偵測或取樣分析，以確定各物件的放射性存量，作為分類(A類、B類等)的判定與管理依據。依分類的不同，對廢棄物固化、盛裝容器的要求亦有所不同。又「低放射性廢棄物」分類的關鍵在於「難測核種」的活度濃度，因此，如何決定各廢料源(Waste Stream)的射源項(Source Term)，或是如何運用比例因數(Scaling Factor)作估算，在核能電廠的除役計畫內必須有所交代。

其內容包括：

- 放射性固體廢棄物應根據相關法令等，依輻射等級及性質區分，利用適當方法進行處理，並且應在除役作業結束前，根據反應器等條例，在持有廢棄事業許可的廢棄設施進行廢棄。
- 進行放射性廢棄物的處理時，應透過分類、減少容積、除汙等廢棄物處理裝置等，努力且合理地減少放射性廢棄物之發生量，並應導

入必要裝置，適當處理、管理解體拆除物及放射性廢棄物。

- 放射性固體廢棄物會隨著解體拆除的進行而產生，在廢棄物搬出廢棄設施的必要時期之前，應先確定棄置地點。
- 不需以放射性物質處理的物質，應經過反應器等條例所規定的指定手續及確認從設施搬出，並盡可能再利用。
- 非放射性廢棄物的廢棄物，以產業廢棄物進行適當廢棄的同時，應盡可能致力於再利用。

九、除役除污

除污是利用清洗、加熱、化學或電化學作用、機械清洗或其他方法自設施或設備區域或表面將污染移除。於除役計畫，除污的目的如下所示：

- 1.降低輻射曝露；
- 2.挽救設備與物質；
- 3.減少需貯存與在有執照處置場處置的物質體積；
- 4.恢復廠址與設施或者因此部分至無條件使用狀況；
- 5.移除鬆散污染物與固定殘留污染於準備保護貯存或永久處置工作活動的地方；
- 6.降低殘留放射性的源項大小於保護貯存模式以確保民眾健康與安全，減少保護貯存期間或最小化長期監測與監管要求。

在選擇除污技術之前，必須進行其有效性及減少總曝露可能性評估，安全相關系統及結構必須評估其與除污溶液相容性，所採用除污程序必須確保不會降解及變成無效性，評估時所包括項目如下所示：

- 1.可能包含輻射劑量。
- 2.欲達到除污因素。
- 3.在期望費用下執行除污之輻射效益與廢棄物管理效益比較之成本與效益分析。

- 4.對有興趣組件達到目標除污因素現有技術可能性。
- 5.目標除污因素達到之量測能力示範。
- 6.對工作人員與環境可能衝擊評估。
- 7.除污產生一次與二次廢棄物評估，包括其處理體積、天然性及活度。

維護除污操作與除役除污操作不能混為一談，除役除污可採用更具破壞性技術，對組件破壞不是很重要，然而維護除污則不能採用會造成組件損壞的技術。選擇除污技術時須考量因素包括安全性、效率、成本效益、廢棄物處理及應用可行性。

除役除污技術可分為解體前除污、解體後除污及建物除污。解體前除污之目的是降低職業曝露。解體後除污之目的為污染金屬循環及減少放射性廢棄物體積。建物混凝土除污之目的為無條件釋出及減少放射性混凝土廢棄物體積，主要是針對混凝土表面。

美國 Yankee Rowe 核能電廠除役規劃在 1995 年費用預估時，假設蒸汽產生器混凝土表面污染只有 25%且其深度只有 1/4 吋，其他表面可用擦拭清潔。由於塗料與混凝土輻射污染比預期嚴重，蒸汽容器內混凝土表面 100%污染且深度為 1/4 吋，25%混凝土表面污染深度達 4 吋，此範圍改變估算影響約為 2,310 萬美元。

在解體工程準備期間，以再循環系統、反應器冷卻淨化系統、餘熱移除系統及反應器爐槽為對象，實施系統除汙。在系統除汙相關的安全確保對策方面，應採取放射性物質設施內外的洩漏與擴散防止對策、曝露降低對策等，除汙方法應有效運用在反應器運轉中的定期檢查，作為曝露降低對策的經驗與實際成果，並應用化學性除汙法或符合需要的機械性除汙法。

解體工程準備期間所產生的放射性廢棄物（氣體、液體及固體）與運

轉中相同，應視廢棄物的種類、性質等，進行適當的處理。反應器區域設備解體拆除期間之後所產生的放射性廢棄物（氣體、液體及固體），應在反應器區域設備著手解體拆除之前，制定處理的方法。放射性固體廢棄物應依輻射等級及性質區分及處理，並在除役結束前進行廢棄，且應於反應器區域設備著手進行解體拆除之前確定棄置場所。不需以放射性物質處理的物質應盡可能再生利用，非放射性的廢棄物應盡可能再生利用，或以產業廢棄物進行適當的廢棄。

十、除役廢棄物審查技術之結論與建議

國內核能電廠很快將面臨除役作業，因此進行除役廢棄物回收再使用之相關技術標準與法規研究是一重要課題。本研究之結論與建議主要包括：

- （一）核種清潔標準的訂定主要關鍵有二個：劑量限值與核種曝露途徑的劑量轉換係數。目前世界各國多以關鍵群體中，個人有效等效劑量不超過 $10\ \mu\text{Sv/y}$ 為清潔標準評估的劑量建議值，不過也有建議採用自然背景輻射可接受的變動率（約為 1%）為劑量限值。若以我國背景輻射劑量年平均 $2\ \text{mSv}$ 而言，對應到清潔標準劑量限值可以考慮 $20\ \mu\text{Sv/y}$ 。因此，對於除役放射性廢棄物的回收再使用作業，選擇與其他各國相同以 $10\ \mu\text{Sv/y}$ 作為無條件清潔標準，另以 $30\ \mu\text{Sv/y}$ 作為有條件清潔標準，應該是適當的選擇。
- （二）低放射性廢棄物係指高放射性廢棄物以外的放射性廢棄物，依「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第 3 條規定，依其放射性核種濃度分類為：A 類、B 類、C 類、超 C 類。
- （三）放射性廢棄物掩埋的執照要求中 10 CFR 61.55 的現行放射性廢棄物分類準則最為重要，合法強制監管期間須建立運轉限制濃度值，以達成 ALARA 目標。

子項計畫 2-2B：除役核能電廠特性調查之審查技術研究

廠址輻射特性調查有三個主要任務和目的：

1. 量測調查結果之描述及判定（範圍、方法）
2. 殘留核種濃度量測結果之統計圖表（量測結果）
3. 廠區、建築之圖及說明顯示分類判定及判定之考量（安全評估）

主管機關進行除役計畫相關章節之審查時，應著重於上述三項任務與目的是否達成。

一、審查範圍

就審查範圍來說，應從特性調查範圍的描述、輻射特性調查的過程與步驟、放射性存量評估的結果等三個部分加以逐步進行審查。

（1）調查範圍

說明輻射特性調查的範圍，包括廠址環境（如土壤、地表水及地下水等）及設施（如建築結構、系統、設備與重要組件等）。

（2）輻射特性調查

說明調查項目、評估方法及使用儀器。調查項目包括：廠址環境（如土壤、地表水及地下水等）及設施（如建築結構、系統、設備與重要組件等）；調查方法包括：歷史廠址評估、污染活度偵測、中子活化評估、輻射劑量推估等。

（3）放射性存量評估結果

提供廠址環境（如土壤、地表水及地下水等）及設施（如建築結構、系統、設備與重要組件等）污染或活化之程度及範圍的評估結果。

二、審查要點

在審查要點方面，條文撰寫原則：先審有沒有/夠不夠，再審對不對/好不好=充份完整，正確合理，除役計畫對應的章節內容應符合以下要求，方能審查同意：

（1）調查範圍

- A. 審查是否詳實說明輻射特性調查的範圍，包括廠區環境（如土壤、地表水及地下水等）及設施（如建築結構、系統、設備與重要組件等）。
- B. 調查範圍為評估曾經污染、仍有污染、或有潛在污染之廠區設施範圍，宜至少包括廠區建築結構、系統、組件、殘留物、土壤、地表及地下水。

（2）輻射特性調查

- A. 審查是否詳實說明調查項目、評估方法及使用儀器。調查項目包括：廠區環境（如土壤、地表水及地下水等）及設施（如建築結構、系統、設備與重要組件等）；調查方法包括：歷史廠址評估、污染活度偵測、中子活化評估、輻射劑量推估等。
- B. 前項調查為考慮潛在的危險，如有些設施或結構、管路、水泵其污染程度可能被錯估，某些滲入性的深度污染宜作特殊的調查。

(3) 放射性存量評估結果

- A. 審查是否詳實說明廠區環境（如土壤、地表水及地下水等）及設施（如建築結構、系統、設備與重要組件等）污染或活化之程度及範圍的評估結果。
- B. 設施場地輻射背景值調查方面，宜包含（a）最大及平均輻射核種之活度、（b）放射性核種之比例。
- C. 結構、系統、設備輻射污染調查，宜包含（a）超出背景值之運轉產出殘留放射性物質說明、（b）已判定不受運轉影響之結構、系統、設備及其評估理由、（c）受污染結構中每個房間、區域、設備之說明、（d）受污染之工作區域或房間之圖件及說明、（e）表面污染模式及滲透情形。
- D. 廠址輻射特性評估方面，宜包含（a）量測調查結果之描述及評估、（b）殘留核種濃度量測結果之統計圖表、（c）廠區、（d）建築之圖件及說明顯示分類判定及判定之考量。
- E. 表面及次表面土壤污染方面，宜包含（a）列示說明含有超出輻射背景值殘留放射性物質之表面及次表面土壤位置、（b）地圖以顯示表面及次表面污染土壤之位置。
- F. 地表及地下水方面，宜包含殘留放射性物質超過輻射背景值之地表及含水土層。

G. 前述說明宜檢附圖表以利審查。

三、相關法規與技術規範

(列審查委員可參考的法規與規範為原則，含 IAEA、NEA、NRC 等的技術報告。但電廠的安全分析報告 (Safety Analysis Report, SAR)、竣工報告等不予列入。)

- (1) 核子反應器設施管制法。
- (2) 核子反應器設施管制法施行細則，第 17 條輻射劑量限值之規定。
- (3) 核子反應器設施除役許可申請審核辦法。
- (4) 核子反應器設施除役計畫導則 (研議中)。
- (5) 10 CFR 20 Subpart E.
- (6) 10 CFR 50.83 Release of part of a power reactor facility or site for unrestricted use.
- (7) NUREG-1575, Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM), Revision 1.
- (8) NUREG-1575, Supplement 1, Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment Manual (MARSAME) .
- (9) NUREG- 1700, “Standard Review Plan for Evaluating Nuclear Power Reactor License Termination Plans”.
- (10) NUREG-1757, “Consolidated NMSS Decommissioning Guidance,” Vols. 1 and 2, September 2002) .

(11) EPRI TR-111277, 1999.

(12) EPRI 1000908, 2000.

四、審查導則與接受基準

經營者必須在除役計畫中明確具體說明或承諾下列事項，方能審查同意：

(1) 調查範圍：

設施經營者必須詳實說明輻射特性調查的範圍，包括廠區環境（如土壤、地表水及地下水等）及設施（如建築結構、系統、設備與重要組件等）。

(2) 輻射特性調查：

設施經營者必須提供有關以下項目的詳細資訊（可參照 MARSSIM 第 5.3 節）：

A. 調查項目

宜至少包括廠區建築結構、系統、組件、殘留物、土壤、地表及地下水的資訊，也應有足夠的廠址物理特性資料，包括表面形態、天候與氣象、地表水文、地質、人口統計、土地利用狀況與水文等資料。

B. 評估方法

歷史廠址評估、污染活度偵測、中子活化評估、輻射劑量推估等，其輸入資料應根據廠址特性調查資訊。

C. 使用儀器

說明現場及實驗室量測所使用到的儀器和方法，並提供這些儀器和方法的敏感度資料。此部分可參照 MARSSIM 第 6 章、附錄 E 及附錄 H。

對於某些設施或結構、管路、水泵，宜對滲入性的深度作特殊的調查。

(3) 放射性存量評估結果：

設施經營者必須對下列項目的污染或活化之程度及範圍作詳實說明：

A. 對於設施場地輻射背景值的調查，宜說明：

- a、放射性核種的最大活度、平均活度。
- b、放射性核種的比例。
- c、背景放射性核種濃度的變異性（MARSSIM 第 4.5 節、NUREG-1501）。
- d、曝露率。

B. 對於結構、系統、設備輻射污染的調查，宜提供：

- a、超出背景值之運轉產出殘留放射性物質的說明。
- b、判定不受運轉影響之結構、系統、設備及其評估理由。
- c、受污染結構中的各房間、區域及設備的說明。
- d、受污染之工作區域或房間的圖件及說明。
- e、表面污染模式及滲透情形。

C. 對於廠址輻射特性評估，宜提供：

- a、量測調查結果之描述及評估。
- b、殘留核種濃度量測結果之統計圖表。

c、廠區建築圖件。

d、顯示分類判定及判定考量的說明。

D. 對於表面及次表面土壤污染，宜包含：

a、列式說明含有超出輻射背景值殘留放射性物質之表土及亞表土位置、深度與形式。

b、受污染之表土與亞表土的位置圖示。

E. 對於地表及地下水及沉積物，宜包含：

a、地表水與底泥是否可能受到污染的幾項考量因素（包括地表水體到廠址的距離、排水流域的大小、總年降雨量、地表水流動速率與體積、與其在空間與時間的變異性）。

b、經混合而具代表性的地表水分析數據；底泥的污染垂直分佈，以及懸浮性沉積物與河床底沉積物的成份與比例關係。

c、以參考座標系統或地表水體、觀測井的比例圖標示的取樣位置。應提供觀測景的施工規格（例如海平面高度、內徑與外徑、護套形式、濾網形式、位置、鑿孔尺寸等資料）。

F. 可提供其它環境介質（如蔬菜、空氣樣品）的分析資料。

上述項目要轉換成與 DCGL 表示的相同單位，且宜檢附圖表以利審查。

五、建議事項與總結

除役核能電廠特性調查之審查，範圍較大且多與除役計畫書其他部分相互重疊，在審查過程中常因範圍未能明確界定，造成事倍功半或重覆消耗資源，經研讀國內外相關資訊後，我們認為特性調查的範圍應明確加以界定，再由此明確界定之範圍下，一步步處理其中的分項事務。

藉由本計畫蒐集國外電廠的除役經驗，可以瞭解各國在審查方面都各有不同的組織、程序和作法，又因民情、時機之不同，較難一概而論，經彙整及內部討論後，初步針對未來國內管制單位進行核能電廠除役計畫在審查方面的初步建議，有下列數點：

- (一) 國際間進行除役核能電廠之工程公司或相關組織具有特定的專業技術，其中不乏商業機密或不公開之消息，此部分有不少是相當寶貴之除役經驗，由於國內從未有過核能電廠除役的相關實務作業，在技術上勢必仰賴國外專家學者，不只是台電經營團隊方面需如此，在主管機關進行審查時，也可能因資料之缺乏而有所遺漏，此部分建請納入國外專家與國內學者共同進行審查，以增進審查之效益，並能更加確保除役過程之安全性。
- (二) 除役時程的規劃通常為 30 年以上的長期規劃，然而依照現行法規，除役計畫書的提出為預定除役之 3 年前，在除役開始時，可能因為技術之改善或時局之演變，導致計畫書的內容有更動之必要，國外核電廠的除役有很多案例是透過受政府委託的第三方公正集

團加以監督，以台灣的狀況來說原能會是主要的主管機關與監督機構，對於未來各項工程與施作方式的改動，應可考慮商請專業人員協助進行評估，建請主管機關進行相關研究，釐清未來除役進行中時除役計畫書更動的檢討時機與頻率，並設定相關審查機制，以減輕主管機關之負擔。

(三) 自日本福島事件發生後，民眾對於核電廠的關心已與日俱增，清大原科中心的研究用反應器繼 2010 年開放辦理公眾參訪之業務以來，申請前往參觀的人數與日俱增，其中不乏對核子反應器完全沒有概念的一般民眾，中心接待人員乃一一對其進行導覽與基礎核能教育，成果相當不錯。在社群網路上，常常有看到錯誤的核能/輻射相關資訊在大量流傳，其實有必要讓民眾對核能電廠的運作與除役有基礎或更進一步的正確認識，建請主管機關能藉著此次核能電廠的除役，保留或歸納一部分資料公開給民眾取用，減低民眾對除役電廠的疑慮，也能更客觀看待未來電廠的興建或拆除，減少不必要之紛擾。

(四) 原能會的委託研究計畫有不少由清大原科院相關單位(工科/核工/原科中心)執行，某些計畫執行人以往曾與台電方面有合作計畫，為顧及學術中立性及避免球員兼裁判等不必要之問題，多半不會同時執行原能會與台電的委託案，同理，管制單位所組成的審查團隊

應除了專業代表性之外，亦應考量其立場的客觀性，才能確保審查過程的合理與公正。

参考文献

1. “Final Generic Environmental Impact Statement (GEIS) on Decommissioning of Nuclear Facilities” , NUREG-0586
2. “Standard Format and Content of License Termination Plans for Nuclear Power Reactors” , Regulatory Guide 1.179
3. “Standard Review Plan for Evaluating Nuclear Power Reactor License Termination Plans” , NUREG-1700
4. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Principles of Radioactive Waste Management, Safety Series No. 111-F, IAEA, Vienna (1995)
5. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Predisposal Management of Radioactive Waste Including Decommissioning, Safety Standards Series No. WS-R-2, IAEA, Vienna (1999)
6. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Legal and Governmental Infrastructure for Nuclear, Radiation, Radioactive Waste and Transport Safety, Safety Standards Series No. GS-R-1, IAEA, Vienna (1999)
7. FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANISATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, International Basic Safety

Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources, Safety Series No. 115, IAEA, Vienna (1996)

8. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Design, Safety Standards Series No. NS-R-2, IAEA, Vienna (1999)
9. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Operation, Safety Standards Series No. NS-R-1, IAEA, Vienna (1999)
10. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Quality Assurance for Safety in Nuclear Power Plants and Other Nuclear Installations, Safety Series No. 50-C/SG-Q, IAEA, Vienna (1996)
11. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Code on the Safety of Nuclear Research Reactors: Design, Safety Series No. 35-S1, IAEA, Vienna (1992) °
12. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Code on the Safety of Nuclear Research Reactors: Operation, Safety Series No. 35-S2, IAEA, Vienna (1992) °
13. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Decommissioning of Medical, Industrial and Research Facilities, Safety Standards Series No. WS-G-2.2, IAEA, Vienna (1999)
14. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Principles for Limiting Releases of Radioactive Effluents into the Environment, Safety Series No. 77, IAEA, Vienna (1986)

15. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Regulatory Control of Radioactive Discharges to the Environment, Safety Standards Series No. RS-G-1.5, IAEA, Vienna (1999)
16. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Decontamination of Nuclear Facilities to Permit Operation, Inspection, Maintenance, Modification or Plant Decommissioning, Technical Reports Series No. 249, IAEA, Vienna (1985) °
17. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Methods for Reducing Occupational Exposures During the Decommissioning of Nuclear Facilities, Technical Reports Series No. 278, IAEA, Vienna (1987) °
18. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Decommissioning of Nuclear Facilities: Decontamination, Disassembly and Waste Management, Technical Reports Series No. 230, IAEA, Vienna (1983) °
19. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of Remotely Operated Handling Equipment in the Decommissioning of Nuclear Facilities, Technical Reports Series No. 348, IAEA, Vienna (1993) °
20. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Monitoring Programmes for Unrestricted Release Related to Decommissioning of Nuclear Facilities, Technical Reports Series No. 334, IAEA, Vienna (1992) °
21. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Periodic Safety Review of Operational Nuclear Power Plants, Safety Series: A Safety Guide, No.

- 50-SG-O12, IAEA, Vienna (1994)。
- 22.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Safety of Nuclear Power, Safety Series No. 75-INSAG-5, IAEA, Vienna (1992)
- 23.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Defence in Depth in Nuclear Safety, INSAG Series No. 10, IAEA, Vienna (1996)
- 24.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Staffing of Nuclear Power Plants and the Recruitment, Training and Authorization of Operating Personnel: A Safety Guide, Safety Series No. 50-SG-O1 (Rev. 1) , IAEA, Vienna (1991)。
- 25.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Operational Management for Radioactive Effluents and Wastes Arising in Nuclear Power Plants, Safety Series No. 50-SG-O11, IAEA, Vienna (1986)。
- 26.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials, Safety Standards Series No. ST-1, IAEA, Vienna (1996)
- 27.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Physical Protection of Nuclear Material, INFCIRC/225/Rev. 2, IAEA, Vienna (1989)。
- 28.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Agency's Safeguards System (1965, as provisionally extended in 1966 and 1968) , INFCIRC/66/Rev. 2, IAEA, Vienna (1968)。
- 29.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Structure and

Contents of Agreements Between the Agency and States Required in Connection with the Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons, INFCIRC/153 (corrected), IAEA, Vienna (1972)。

30.核子反應器設施管制法。

31.核子反應器設施管制法施行細則，第 17 條輻射劑量限值之規定。

32.核子反應器設施除役許可申請審核辦法。

33.核子反應器設施除役計畫導則（研議中）。

34.“核子反應器設施除役廠址特性調查研究”，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告，計畫編號：101FCMA006，民國 101 年 12 月。

35.“核能電廠除役計畫審查技術之研究”，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告，計畫編號：101FCMA007，民國 101 年 12 月。

36.“核子反應器設施除役審查規範技術建立” 行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告，計畫編號：932004FCMA001，民國 93 年 12 月。

37.邱太銘，“國外核子動力反應器設施除役概況”，行政院原子能委員會核能研究所，民國 100 年 8 月 3 日。

子項計畫 2-2C:核能電廠除役作業意外事故安全評估之審查技術研究

核能電廠終其服務年限，最後之重要課題乃除役，使核能電廠廠址回復到建廠前之規貌。核能電廠除役作業過程可能發生之意外事故大致上可分類為輻安相關事故及非輻安事故，均與除役作業之施工技術息息相關。而除役作業施工技術包含汙染檢測評估技術、除汙技術、清理技術、拆除技術、廢棄物處理技術及工安作業技術等，在使用這些技術的過程中，稍有不慎就可能發生意外事故。例如由較輕微的放射線暴露、高處跌倒、掉落物、電擊、機器、重物、火災、爆炸，以及更嚴重反應器臨界、保護體失效、大量吸入放射線物質、以及造成環境汙染等。因此，除役計畫書應涵蓋各項假想事故之發生因果關係及其應變作業流程，進行除役計畫審查時更須審慎對待此一部份，確保除役作業能避免並預防重大事故之發生，所以除役作業意外事故安全評估之審查技術，實有必要進行檢討與研議，進行分類與歸納，讓審查作業更完備且有效率。由各國對除役時發生意外事故之經驗，收集各國對事故之安全評估及審核技術之建立，以有效之防止事故之產生。此類之研究與經驗，當為此研究吸取之重點，並將各國對於除役時發生事故之安全措施做出審慎之比較，並考量台灣之核能環境，建議出較適合之審查技術。本計畫乃針對核能電廠除役作業過程中可能發生之意外事故，對於電廠所提出之預防與處置之安全評估，管制機構之審查技術，提出初步建議。本研究內容分為：

- 一、國外相關之研究報告資料收集
- 二、國外電廠實際經驗案例
- 三、人為因素對除役安全之影響
- 四、建議計畫建立國內對除役意外安全評估之審查技術

一、 國外相關之研究報告資料收集

國外除役技術方面，已有非常成熟之經驗，在安全評估(safety assessment)的研究與技術方面，也建立非常嚴謹之審查機制。然其安全評估多界定於對於電廠除役時各項工程運行之安全規範，而對除役時意外事故之安全評估與規範著墨較少，甚至於對於”意外事故”之定義也與國內之定義不完全相同。我國所定義之意外事故較偏向於(accidents)，一般即在平時考慮之外之有關安全事故，而國外對於意外事故偏向於災變或職災(hazards)，而且也注重於事前之篩選(screening)、分析、與預防等事項。而其安全分析方法大致分為傳統之決定法(deterministic)，即分析災變所產生之事件演變及影響，與考慮其發生概率之概率法(probabilistic)，即將發生事故之起始事件(initiating events)之概率以事件樹(event trees)與故障樹(fault trees)之方法得出最終之結果，例如放射線釋放量等資料，以供電廠有效之運用資源以預防事故與改善安全之參考。

本計畫收集國外之資料機構，包括國際性的原子能總署(IAEA)，以歐洲國家為主及美加日韓等國之國際經發合作組織(OECD)之核能署(NEA)，美國的核能管制署(NRC)，能源部(DOE)，電力研究中心(EPRI)，以及以個人名義發表之研究論文等，精要敘述於下。

IAEA

IAEA在1980年初開始進行除役相關活動，主要內容是除役計畫及除役所需技術開發的相關資訊交換。其所推動提出之除役及放射性廢棄物處理處置相關的主要課題，透過各國專家的討論及國際會議上的議論，彙整成各種報告書，例如DeSa (Evaluation and Demonstration of Safety during decommissioning)計畫及FaSa (Use of SaFety Assessment in Planning and Implementation of DecommiSsioning of Facilities Using Radioactive Material)計畫，是針對除役的安全評估手法，進行國際性交流以加強與實證。DeSa為”核能設施除役上的安全評估手法之加強與實證的

計畫，加強除役安全評估上之”階層漸進式”(Graded Approach)應用的相關報告，以及加強除役安全評估之管理當局的審查程序。FaSa為”使用安全評估於核子設施除役時之預備與執行的計畫。以下就IAEA之研究，做一整合式的精簡敘述[1-8]。

IAEA之意外事故安全架構乃安全評估之一部分，而安全評估為整個除役計畫之重要一部分。在安全評估之架構下，去鑑別認定正常除役以及潛在事故發生時產生之災變，並擬定從工程技術層面及組織管理層面之控制方法，進而預防、避免、減弱災變及其產生之影響，達到ALARA之目標，以確保人員、大眾、及環境的安全。所有之安全評估作業都經由八個步驟以疊代方式(iterative methodology)完成。簡述於下：

1. 安全評估架構

此第一步驟設定除役中各種符合法規、安全需要之各種條件，在除役進行之任何階段皆須符合此架構。

2. 設備與活動敘述

設備敘述包括設備地點、氣候、水文、附近居民分布，以及設備之設計、安全系統、結構、零件(次結構)、營運紀錄、及輻射線含量。除役活動之敘述應詳細以連接至各種現有之資料檔案供進行中與預期之除役參考，除役使用之技術，支援器具等均應敘述。

3. 災害認定與篩選

正常除役活動與意外發生時，各種具輻射或不具輻射，對人員，大眾，及環境造成威脅之災害均需辨別認定。各種可預測之誘發起始事件而導致災害，以及災害造成之事件演變均須認定。篩選的目的乃辨別會造成對安全有重要影響之災害。各種災害與事件演變隊人員與大眾遭受之輻射劑量均須量化。使輻射劑量達到安全標準之下所需之控制機構、條件、及其限制均需鑑定。各種預防及減低人員與大眾傷害之方

法均應鑑定。

4. 災害分析

由災害發生到結果之分析均應用除役時電廠當時之狀況而改變。事件之時間演變、實際之輻射劑量，以及除役時可用之器具均應考慮。此階段中將初步鑑定達到安全作用所需之工程技術與組織管理方法。所使用之分析方法通常以決定法(deterministic methodology)進行，但依除役工作之複雜度亦可用概率法(probabilistic methodology)進行。

5. 工程分析

前一步驟中之災害演變中安全措施所需之工程方法，在此步驟中詳細鑑定。除役時與安全有關之系統、結構、與器具均需評估其是否能達到要求。

6. 鑑定結果與鑑定安全措施

安全評估將符合法規需求，並確認此類控制安全措施確保危機降至可接受程度，以利除役之進行，故安全評估之結果需適當地修改。每一安全措施均須確保任一起始災害事件都不能達到危及安全的結果。此一安全措施均須獨力達成其安全作用，任一獨立安全措施可包括多項器具與指令動作。在此階段之研究應包含不確定性(uncertainty)與靈敏度(sensitivity)分析，不確定性與靈敏過高之災害與事件，則安全評估將重複執行以降低不確定性，此結果亦將於法規中詳列之。此除役安全評估步驟建議使用”階梯漸進式”(graded approach)方法，階梯漸進式之定義為：分析過程中其詳細度、複雜度、檔案紀錄、以及其他需符合法規與安全之要求將依下列因素調整：(1) 災害之強度，(2) 除役設備之特殊性質，(3) 進行中之除役過程，及(4) 在具幅設與不具輻射災害間之考量。

7. 與規範條件吻合

若安全評估之結果與安全要求或管制法規條件不合，則評估步驟將重新修改。其結果乃鑑定在現有之除役計畫中需增加計畫、行動、以及工程方法以確保安全措施，並發掘其他安全措施已達成安全要求。除役工程若修改，安全評估亦需檢驗與修改以符合最新之除役計畫。

8. 獨立審查

安全評估在完成交付管制單位前需由運行設備者(電廠)或其代表做最後之審查，運行設備者應確保其安全評估之輸入資料、所用假設等均符合除役時設備之現狀，而所建議之安全方法適合當前之除役作業。

在災害認定方面，宜由有經驗之各方人員行之，例如反應器控制員、控制工程師、幅防安全人員、核安人員、人均因素專家、以及除役人員。此部分認定方面宜由組織與系統兩方面進行之，進行中應瞭解電廠運作歷史、期間重要發生事件、與當事人瞭解等。鑑定中符合人體工學(ergonomic)之現場巡禮乃必要手段。初步之災害與起始誘發事件清單可能包括如下：場內誘發事件：

(輻射有關)：

放射線物質丟棄、建築物清洗、身體接受輻射(活化之物質與器具)、直接放射源、汙染物質、液體與氣體排放、不當移去屏蔽物。

(與輻射無關)：

火災(熱切割，例如zircaloy、除污過程例如以化學、機械、電力方式清除金屬、水泥等表面、可燃物品之堆積、可燃氣體與液體)、爆炸(氧氣、液態鈉、氫氣、火炬可燃氣體、除污過程、石磨、鋸合金粉末、壓縮之氣體、可爆炸物質)、淹水(液體槽漏洩、管路漏洩)、有毒及危險物品(隔熱之石棉與玻璃棉、油漆中之鉛、鈹(beryllium)、PCBs、機油、除蟲劑)、與電有關災害(失去電源，此會失去通風，造成場內劑量微幅上升、高壓、雷射、負載過重、

短路)、造成身體傷害(重物掉落、重物掉落於安全系統、重物掉落於含放射線物質上、老舊建築崩落、拆除工作、高處工作、挖掘工作、高噪音區、尖銳物品、通路或出口障礙物、轉動滾動物、彈簧能、退化之器具、系統、結構、高溫蒸氣、高溫表面、冷凍劑、高壓系統、壓縮氣體、吊車、人工搬動、提高重物、照明不良、通風不良、灰塵、夾小空間、操作危險工具)、人為與組織(行為疏失、違反工作程序、不慎進入高劑量區、錯誤辨別、不熟廠區之包工與下游人員、進行與除役無關之工作、關閉其他工作所需之器具、不良工作文化、訓練不足、保護措施不足)。

場外誘發事件:

地震、淹水(河流、海嘯、地下水滲透)、外界火災(油庫、森林、化學工廠)、外界天氣(溫度、颱風、雨雪、冰暴、龍捲風、閃電、乾旱、高壓、高濕度、濃霧、霜害、土石流、山崩、火山)、飛機撞擊等、恐怖攻擊、電磁干擾等。

在管制單位之審查方面，IAEA的立場是，安全評估之管制規範屬於整體除役計畫之一部分，審核不應侷限於災害產生之輻射劑量等指標，在除役時能有效之安全執行還是要依靠電廠平時之安全管理計畫。安全評估及其品質乃電廠安全管理之指標，審查應檢視所有安全評估之過程，而非光是結果。審查之深度應為階級層次性(graded)的，以將有限之審查資源用於最需要的地方。審查進行中，應將可能之審查問題以檢查表(check list)進行之，初期審查以概括性問題為主，有關除役器具、活動、災害認定與篩選、災害分析、工程分析、分析結果與安全措施、電廠品管管理及獨立審核等項目應個別深入審核之。

另外IAEA也提出對於電廠在轉換除役之過渡時期應注意之安全與預防意外之看法，茲敘述於下:

電廠由運轉到除役間之過渡時期，主要影響安全之主要工作為

- 處理與暫時儲藏核燃料
- 儲水系統之洩水
- 清潔與除污
- 放射性總量估計
- 運轉時產生之廢料處理
- 除役之新電廠狀態與規劃
- 任何輻射阻擋物之移除

其中對安全與意外事故影響最大乃燃料之處理與儲存，因為核燃料乃最大輻射與熱之來源，與燃料有關之意外也會對人員、大眾、及環境造成極大的威脅，進而對將來除役及除役後場址維護造成困難。故應絕對禁止在燃料棒附近抬高重物，其他意外事件導致有關燃料之災害與誘發事件均需考慮，意外事件例如：

- 重物破壞燃料
- 喪失燃料池冷卻功能
- 喪失燃料池水
- 喪失場內或場外電源
- 燃料產生臨界

其他可能產生意外並造成人員威脅之工作有清潔或除污時輻射污染源之擴散，均值得列入意外事故之安全考量。

NEA/OECD

OECD/NEA（經濟合作開發機構／核能機關）是以相互交換各國所進行的各種核能設施除役計畫所獲得的技術資訊與經驗為目的，於1985年9月簽訂為期5年的「核能設施除役計畫相關的科學技術資訊交換協助計畫協定」（Cooperative Program on Decommissioning: CPD）所開始的活動。當初的

參加成員有8個國家，主要有試驗研究階段的核能發電廠及再處理設施的除役計畫10件參與活動。之後，協助協定每隔5年延長一次，截至2007年9月共有43個計畫（27座原子爐與16座核燃料循環設施）、11個NEA加盟國與1個非加盟地區（台灣）參加，進行範圍更廣的資訊交換。參加計畫當中，包含研究用核能設施、商業用核能發電廠、因事故而提早除役的設施、舊蘇聯製的核能設施等各種計劃。另外，為了深入具體性技術課題方面的討論，還設置了作業部會，由各國的專家進行技術性的探討。最近，與WPDD合作的具體性探討則移往WPDD。除役的政策、規範、技術等相關綜合性探討為目的，在OECD/NEA的放射性廢棄物管理委員會（RWMC）旗下，於2001年設立了除役及解體工作小組（Working Party on Decommissioning and Dismantling：WPDD）。成員由管理者、事業者、研究者等所構成，IAEA也有參與計畫。以下就NEA/OECD及WPDD之研究，做一整合式的精簡敘述[9-12]。

WPDD 研究結論為，核電廠除役過程中之關鍵議題為 - 漸進式地消除意外災害之發生 - 而使得階梯式(step-wise)之除役與拆除工作能在一個經過認可之”安全箱” - safety case 內安全進行。此安全箱之概念乃WPDD 對除役安全最主要論點。除役之安全箱乃是一個電廠發展出之策略性文件，此文件主要是專門設計用來分析除役時可能發生的意外災害，以及消除災害之個別階段，在此安全箱內，每一個器具或每一個除役活動，均有可驗證之安全分析與評估。此安全箱之法規條款乃為三個除役安全要素之一，其他兩個要素為預先評估災害，以及使用科技與管理方法消除災害。除役之安全箱與運轉所需之安全箱(如果存在)最大不同在於，它必須隨時保持更新狀態，例如考慮到除役活動進行與電廠現狀、以及管理階層之改變與發展等因素。

建構安全箱之第一步驟為將意外災害與其相關之設備特徵化

(characterization)，其中包括收集在除役時各種可能發生之災變情況，分析各種設備之結構及其對人員安全與保護之影響，以及事故產生所導致之輻射劑量多寡、分布、與性質。WPDD 中所認定之災害與 IAEA 之所列災害大同小異。

建構安全箱之第二步驟為收集資料與災害分析，收集之資料包括：對每一個情況所產生之安全挑戰、消除或降低潛在災害危害之技術、驗證災害消弭之方法、以及預期產生之廢料與輻射劑量。其中所使用之災害分類、嚴重性排列、以及篩選等步驟均與 DOE 之研究類似。其他包含在安全箱之內容包括技術、管理及組織之調整，但一個完備可茲意外發生時使用之安全箱，取決於電廠平時之安全文化與周詳之管理才能達成，例如電廠平時之 EH&S(environment health & safety)執行與管理。

US/NRC

美國核能管制的聯邦法規是將權限授予各州的聯邦政府及機關，以一般規定的形式，通過立法(聯邦規定)施行法令。核物質處理與利用之相關的聯邦法規，即核能法(AEA)是將許可權限授予核能管制委員會(NRC)，其遵照聯邦規定法令之第 10 項(10 CFR：NRC 規定)，經由各項管制的實施，施行法令。這些 NRC 規定並透過 NRC 所出版的法規指引(RG)、NUREG 等管制導則，以及業界出版的國家工業規格等，進行了內容上的補全。

美國聯邦規定中與核能發電設施除役有關的法規包含：第 10 項(10 CFR：能源)、第 29 項(29 CFR：勞工)、第 40 項(40 CFR：環境保護)，以及第 49 項(49 CFR：運輸)。10 CFR，一般稱作 NRC 規定，是規定許認可基準(含安全基準)的施行法。核能法依此規定，透過 NRC 所進行的諸多管制，施行法令。

這些規定中確立了所有與除役相關的規定，包括：除役許可、輻射防護、副產物物質許可、低放射性廢棄物的包裝、運送及處置等。然對於

意外災害之安全評估方面，則甚少著墨，個人認為此原因為，美國在三哩島事故後，要求各電廠研究 IPE (Individual Plant Evaluation)，以及之後包括外在環境因素之 IPEEE (Individual Plant Evaluation of External Events)，概率分析方法求出各種起始事件(意外)而導致爐心熔毀之概率。此研究大大提升美國核電廠之安全度，美國同時亦大量且深入的研究”嚴重事故”(severe accidents)分析，即所謂之 DBAs (Design Based Accidents)，其中大部分之研究結果都趨於過度保守，一般電廠之設計大多均能有效之消弭嚴重事故所帶來對電廠產生類似三哩島之事故，也許此乃美國在除役之意外事故研究上，不像歐洲國家積極。但 NRC 唯獨對除役時用過燃料池 (Spent Fuel Pool) 及其相關系統之安全相當重視，因其認為當意外發生時其對人員、大眾、及環境有極大影響，此部分亦為原能會下年度之研究項目之一。以下就 NRC 對除役意外事故之法規部分簡述於下[13-16]:

NRC 首先對除役時潛在輻射意外的事件，列出下列數點：燃料移除、組織改變、人員異動、化學污染、大件器具移除、除役與拆除、系統拆卸、掩埋、運輸等。此類事件發生之頻率遠大於電廠運轉時，故除役時意外發生也高於平時。當燃料移至 SFP 後，FSAR 中之 DBAs 能適用的只是與 SFP 有關之部分，故 NRC 建立一個適用於除役時超出 SFP 之 DBAs 意外事故機率，事故之起始誘因包括：地質事件(地震)、飛機撞擊、龍捲風與強風、重物掉落撞擊導致 SFP 池水流失等。其他考慮之事故有：除污時液體外洩、場外供電喪失等。其中 NRC 認為除役時最嚴重之事故乃燃料棒因為池水流失而導致燃料棒鋁合金氧化燃燒導致放射線外洩之意外，此意外發生機率非常低，但在日本福島電廠事故中，雖然事件演化不盡相同，但燃料棒失火之結果卻一致，故考慮意外事故永遠沒有過於保守之空間。

NRC 對其他非輻射相關意外研究顯示，其中導至場外最高輻射量之意外事件為處理用過合成樹脂之人為疏失。NRC 並結論出，除了 SFP 之外，

除役時意外產生導致之影響(例如輻射劑量)與電廠運轉時類似，故電廠之”緊急計畫與作業”(Emergency Plans and Procedures)應以足夠保障安全。故 NRC 僅要求電廠在發現或臆測出在除役時異於 10CFR50.59 所列之 DBAs 時，對意外事故分析評估，以及應變之道，而更新電廠之 FSAR (10CFR100)。相反地，與除役無關之 DBAs 亦可從 FSAR 中移除。

二、國外電廠實際經驗案例

國外除役電廠之案例已累積相當多，然對於除役中發生之意外事故(負面消息)及其應變措施，因屬各別電廠之不公開資料，所以可供參考之實例並不多，其中美國 DUKE ENGINEERING & SERVICES, INC.擁有之 YAEC (YANKEE ATOMIC ELECTRIC COMPANY)所運轉之 Yankee Rowe 核電廠，與 EPRI 合作除役工程進行，最後由 EPRI 發表完整之除役經驗分享[17-19]，在除役意外安全事故發生與處理方面，茲概述於下。

Yankee Rowe

在除役第一年，Yankee Rowe 發生 15 件與職安(OSHA)有關之人員受傷意外，其中有 9 件屬於喪失工作時間意外 (LTA, lost time accidents)，因此 YAEC 啟動自我評估機制以發掘意外產生原因與預防再發生之方法，之後 Yankee Rowe 就無任何 LTA 發生。YAEC 發現手部受傷是最常發生，發生主要原因為過度操勞，與 OSHA 有關之受傷主要是背傷。YAEC 在選擇包商時亦以該包商之前之職安意外之紀錄為考量因素之一。

在除役安全方面，YAEC 在下列幾項機制中實行：

1. 建構安全法則。基於除役工程屬於”破壞”性質，電廠之安全手冊以及一些特殊程序必須修改。在除役初期就訓練一批管理人員以熟悉 OSHA 標準，並安排重要人員參加”OSHA 500”等課程，以監督除役工程之安全進行。

2. 人員調整。安排現場安全專業人員監督工程之進行，每一進行之工程都有二至八位安全管理人員協助，尤其是對包商的監督，每一位安全管理人員均有基本之協助人員，包括一至二位的工安技師，一位行政助理，一位部門經理，以及一位職衛護士。
3. 安全訓練。YAEC 開設一系列的瞭解職災之交流課程，此類課程亦包括於提供包商瞭解電廠之訓練課程內。每週舉辦”安全工具箱會議”(Toolbox Safety Meeting)並要求所有現場工作人員參加。除役進行中非關輻射線之意外訓練課程遠多於與輻射相關之意外訓練課程。
4. 工作簡報。YAEC 運用三種工作簡報支援除役安全工作：事前簡報、每日簡報、及事後簡報。事前簡報包括：審查工作性質、地點、與時程，介紹瞭解工作之工程師與工頭，指出電源供給狀況與工作需求，瞭解有關工作之書面記錄與報告，討論除污進行方法，宣布工作需求與防範措施，審查工作有關之意外以及其所需之安全控管，審查與鉛、石棉、燃燒等有關之工作許可，規劃儲存產生廢料之地點，審查放射線安全控管及實施 ALARA。每日簡報包括：當日之工作執行狀況，解決前一日發生之問題，輪班工作之瞭解與交接，審查當日工作可能發生之意外及安全防护。事後簡報包括：工作時程、ALARA、安全、獲得之教訓、工作環境控管、工程進行之控管、工具、材料等之總結。
5. 傷害管理。傷害管理包括：事前損失準備、立即反應與急救、事件評估、討論獲得之教訓、返回工作等事項。強有效之傷害管理是防止 LTA 之最有效地方法。確保每一件意外事故均提報，以及受傷之人員不被排斥，並充分討論獲得之教訓以防止事故再發生。
6. 包商之安全評估計畫納入投標考量。除了價錢、時程、資源、設計、經驗之考量外，決標時更納入包商之安全評估計畫。決標前先讓投標包商了解安全方面之期望值，故包商投標時必須呈送下列資料：包商

前兩年之理賠紀錄、前三年之 LTA 率、前三年 OSHA 有關紀錄、前三年包商在強化 OSHA 之作為、包商現場安全人員規畫、安全手冊或安全政策、傷害管理與及早返回工作崗位計畫、安全檢視與審核程序、及安全委員會組織。

7. 工作意外評估及實際工程控管。意外事故分析主要目的是分辨及衡量意外事故之程度，以達到消除或控制其影響至最低。除役工作進行時，意外事故分析主要是由執行工程之團隊進行現場繞行(walk down)動作，以瞭解現場進行除役工程時潛在之意外。工作意外評估是安全評估的另一層次，其關注焦點為特定之工作與其相關之意外事故與管控以減低傷害，並於每日工作簡報中討論，以提醒人員注意依些細節問題，例如在尖銳物旁、特殊物品之處理、使用適合之工具等。此部分需要書面安全意外事故評估，以及建立一個簡單之查核表(checklist)。
8. 非關輻射線之特殊物質控管。例如石棉、PCB (polychlorinated biphenyl)、鉛、含毒油漆、焊接與切割時產生之金屬微物、噴漆、絕熱、侷限空間之進出、矽化物等。

Fort St. Vrain

對於極端意外事故之量化評估，美國 FSV (Fort St. Vrain)核電廠曾對其廠內與場外之潛在極端事故，例如火災、重物掉落、停電、龍捲風等，對於人員產生之輻射劑量做定量化的分析[20]。FSV 電廠除役工作大致分為三部分:拆除反應器強化水泥容器(Pre-stressed Concrete Reactor Vessel)及其除污，廠區其他部分拆除及除污，以及廠區清潔及最後放射線測量。FSV 除役時意外安全分析與其 FSAR 所作之分析不盡相同，因為除役時之工作、用具、情況等與運轉時不同，FSV 除役時使用之技術為先將 PCRV 注滿水當作屏蔽，然後移除其內件，切割大件水泥乃使用鑽石線切割法

(diamond-wire cutting)，故其考慮之意外事故均與其除役使用之科技有關。故其考慮之意外事故及其分析如下：

- 阻圍體大塊水泥掉落

事故是假設吊車或人為疏失，假設一吊車容量之 10%之 15 公分厚的水泥塊掉落，重量約 3400 公斤，其放射線物質主要為 Fe-55，Co-60，tritium，及 Eu-154。主要放射線傳遞路徑為人體呼吸，假設一成人站在離反應器 100 公尺處停留兩小時，計算出全身與骨頭之劑量為 0.049 mSv 與 0.547 mSv。

- 重物掉落

FSV 假設(不考慮吊送燃料棒時之掉落)最嚴重之重物掉落乃反應器建築內吊送 240 塊石墨中之一塊掉落，掉落高度為 30 公尺，其中釋出之放射性元素主要是 Fe-55，Co-60，tritium，其對人體與肺部之劑量為 0.046 mSv 與 1.33 mSv。

- 火災

FSV 假設 PCRV 內有 1.13 m^3 之柴油燃料燃燒 30 分鐘，並假設 PCRV 內石墨含之氬有 50%氧化而釋出，其對人體與肺部之劑量為 1.21 mSv 與 2.15 mSv。

- PCRV 屏蔽水喪失

FSV 在除役時將 PCRV 凹陷洞穴內注滿水當作輻射防護，並不斷的循環乾淨水以降低水內輻射量。當循環系統遭破壞時，池水內含具有放射線之氬、鐵、鈷等元素將隨水面蒸發而進入反應器建築內，水中氬之濃度為 $6.24\text{E}+5 \text{ Bq/cc}$ ，以及氬洩漏率為 $2.5\text{E}+7 \text{ Bq/sec}$ ，計算出人體劑量為 0.384 mSv。

- 停電

場外供電假設被外在因素停止，當大塊石墨切割時 HVAC(heating,

ventilation, and air conditioning)系統因停電而失效，石墨中釋出 $8.14\text{E}+9$ Bq 之放射線，其對人體與肺部之劑量為 0.015 mSv 與 0.4 mSv。

● 龍捲風

FSV 分析即使風速高達 325 km/h 之龍捲風，對包覆反應器爐心容器之反應器廠房(Reactor Building)都不會造成任何損害，FSV 又假設一個 3.66 m x 0.3 m x 0.1 m 重 48 kg 之物體被龍捲風夾帶撞擊穿透反應器廠房牆壁，擊中其中石墨塊，其總放射線 $2.74\text{E}+13$ Bq 之 1 % 釋放出，其對人體與肺部之劑量為 0.0058 mSv 與 0.158 mSv。

FSV 之除役意外產生之輻射線對人體之劑量，均符合 NRC 與 EPA 之規範，NRC 10CFR100 之輻射劑量規範為 0.25 Sv(身體最高劑量)與 3 Sv(任何器官最高劑量)，EPA 雖然標準更嚴，但亦不構成任何環境考量。FSV 認為其所假設之極端意外，即使不考慮其極低之發生可能率，所產生之人體輻射劑量亦極低，其他較不嚴重之意外事故更不可能造成更嚴重之輻射劑量，故其除役時之安全分析考量，主要是放在非極端之日常意外事故，例如工安意外。

三、人為因素對除役安全之影響

台灣核能界與國外有一非常不同之處為 – 人為因素(human factor)，從各機構為人質疑之”球員兼裁判”之電廠/核能管制單位/研究機構之間關係，到民間與地方上反核趨勢與政治勢力介入等非科技之問題外，台電除役時人事更動產生之人心浮動及不滿，都是除役時應納入之安全考量，尤其由國外除役實際經驗得知，至今尚無類似天災等巨大外力對除役工程產生安全考量之意外發生，反而絕大多數對於除役工程造成安全考量之事件均為類似於職場工安之人為疏忽與意外有關，故本研究計畫亦將人為因素列為研究項目之一。

國外除役研究分析報告非常充足，然而對於人為因素對於電廠除役安全之影響研究則並不多，其中英國 Energy Institute 所提出之”GUIDANCE ON MANAGING HUMAN AND ORGANISATIONAL FACTORS IN DECOMMISSIONING”[21]中對於除役時人員與組織結構對於除役安全考量作出指標性建議。IAEA 發表之”DECOMMISSIONING OF NUCLEAR FACILITIES: TRAINING AND HUMAN RESOURCE CONSIDERATIONS”[22]則對於除役前人員之訓練與人力配置做出規範建議。此類報告可作為台灣電廠除役時之人員訓練與組織架構之參考，但對於實際人為因素在除役時之安全考量應該深入探討。

國外研究報告中已指出，除役工程往往著重於工程技術面，而除役經驗得知，影響除役安全最主要之因素乃”粗略或不適當之事前計畫與管理，包括無法釐清角色與責任”- 此乃人為因素。當電廠達到運轉壽命，或由於政治、經濟、或環境之考量而除役時，電廠基層員工與管理階層均會有一段非常不確定與不安之時期，因為其工作目標已不是發電，而是去除，或拆毀其工作環境，甚至是其事業未來。電廠面臨之考驗，乃是在繼續運轉電廠時還要規劃新的組織架構與其職責以關閉與拆卸此同一電廠，此新組織架構並無(大多數)除役經驗，故電廠人員對於其將來之角色與任務(如果他們還保有職位)將充滿不確定感。由國外資料分析，工作人員對於除役安全方面之影響可細分為四個因素：

1. 對未來之不確定

對未來(職位之保留與將來之職責)之不確定，與其衍發對人員士氣與自發心，乃是影響除役安全進行之一大考量。除役工作對於絕大多數電廠人員是非常抽象的概念，而且其工作目標與其現有工作背道而馳，故對人員心理層面產生之衝擊極大。此不確定感首先會產生對於管理階層之不信任，而先入為主之觀念將使人員對工作產生負面想法，並對嚴苛之安全要求逐漸喪失自我要求。此心態與”只要我工作勤奮，公司就會報償我的

忠心”- 此為正向安全文化之基石 – 背道而馳。而台電本身半公半私之定位，與員工部分有退休制度保障部分無此保障，而使此問題更加複雜。例如有退休保障(尤其年屆退休)人員可能產生怠惰心態，而無退休保障(尤其年紀較輕)人員可能產生茫然、失落、甚至憤恨報復之心。

由經驗案例而知，電廠高層人員對於不確定感最有效之處理方法乃是”消除不確定”，此部分可由建立起明確之溝通管道策略，藉此策略定時且明確地提供員工有關電廠及時與將來除役之相關訊息。此策略不但可消弭一些對電廠不利之耳語，並可適時並雙向的了解員工疑惑及給予適當之解答與情緒安撫。尤其當高層決定有關除役之重要決定時，當及時將此類訊息，例如除役時程、人員調度、甚至資遣人員等訊息傳達給員工，以免更負面之影響擴散。

在除役準備階段，電廠當邀請關鍵幹部參與除役工程之企劃與準備工作，以增加員工之參與感與向心力，員工可藉此機會對於除役工作提出一些建議，此部分對於除役工作之安全非常重要，到底他們才是對電廠每日運作、維護、安全等項目最清楚的人，對於將來之除役工作，他們也對與電廠平時運轉時之改變最瞭解。

2. 保持對除役工作勝任之能力

一般除役工程分為三個時程：(1) 初期工作，包括燃料移除、可移動性之受輻射污染之元件器具，(2) 壓力槽及其他物件之除污與拆卸，(3) 其他廠房建築之剷除。每一時程均需不同之科技、工具、與對電廠之了解度，故對於人員配置當有效地規劃。有些除役工作非常類似平時電廠工作，例如燃料換新、元件移除等工作，此時使用電廠從事此類工作之員工進行除役工作完全合理，但此類人員將因除役工程進行而逐漸減少，尤其除役時第二、第三階段時，除役工程將完全由包商或有經驗、技術的人員進行，此時電廠留置人員當為了解多方技術、科技、與經驗之幹部，如

何管理留置人員與包商以期保持對除役工作勝任之能力，乃除役主其事者重要挑戰之一。除役工作進行時因不同技術要求，人員組織架構將不斷改變，電廠人員亦將更精簡。此時由於組織架構改變而精簡人員，與之前提到的人員對未來不確定感，乃是對除役工作勝任能力之最大破壞力。所以在除役計畫時期，即應選定核心人員，並訓練此批核心人員，以期他們在除役每個階段均保持維持除役工程安全之進行。此不斷且長年之訓練過程，將更清楚讓有人事決定權之高層人員了解應當留置之核心人員，並認清不同除役階段所需科技之不足處，並適時加以養成。此部分之管理階層更應具有策略領導力、計畫執行力、與人員領導力，直到除役工作完成，因除役工程將延續多年，故電廠高層對於此管理階層人員之篩選、訓練、與經驗傳承等，皆要有完善之規劃，故電廠高層與管理階層人員，亦是”人為因素”之重要考量，核能管制單位當思考對台電除役安全監督之方向。

除了電廠人員外，除役時之包商亦應給予適當之訓練，因為因除役進行，可能會有不同包商進行工程，故電廠在計畫除役時，當對包商選取條件規範，建立一定之標準程序，以及對將來包商之訓練(包括所需之外部訓練)等計畫，都應為核能管制單位審查重點之一。

3. 保持正面積極之安全文化

安全文化是核能工業核心文化，是每個核能電廠每日不言而喻之習慣，應深植於電廠管理結構與電廠員工行為思考中，但電廠由發電轉為除役時，此轉變將影響此安全文化。除役時即將離職的人員當然對此安全文化有極大衝擊，即使留置的人員也會產生壓力、方向不明確、對上司喪失信任而使得其對安全之態度變為消極，尤其他們對未來工作動向不明、自己的角色疑惑時。

電廠運行時往往是日常例行公事，而除役工程乃非經常重複之工作，往往需要新的技術與器具，工程進行時有可能發生之前未能預料之事，而

工作人員(電廠人員與包商)可能先入為主認為除役時已無輻射安全考量，工作環境又改變等因素下，人員往往會發生不同形式之錯誤與違反安全規範。在此情況下，電廠平時運行時之一些安全規範、守則、命令等安全文化之實際執行，應隨除役進行不斷地重新評估與更新，以因應當前之實際電廠狀況。此部分可藉由工作前與工作後之工作會報中討論工作計畫、可能發生狀況、與經驗(好的與不好的)分享，而建立起動態式之安全文化。

4. “保留工作組織之記憶”

對於知識之研究可分為”外在”與” 緘默”兩種，外在知識可簡單的解釋、歸檔、與轉移並記錄於各種報告、手冊、步驟等文獻中，然而緘默知識往往深植於員工日常意識與親身經驗累積而成，很難去公式化，去與別人溝通，也很難將其記錄於文獻中。對於除役工程，外在知識，例如電廠之各種歷史紀錄、改變紀錄、圖表、施行步驟、事件紀錄等，在除役前均將審視以保留對除役有關之紀錄。然而緘默知識可能只存留於有經驗之員工而往往無法將其記錄於任何文獻中，存有此類緘默知識之員工往往又是對同僚具影響力之核心人員，此類人員又往往是資深屆齡退休，其對於除役工作之改變無想去適應之心態，故可能在除役前選擇提早退休或離職，故管理階層欲將此人員留置可能遭拒，而具此知識之年輕人員可能亦選擇轉換工作而使得除役時具有緘默知識之員工減少，使得除役工作更困難，有關安全之意外事故更容易發生。故電廠人事高層人員應及早鑑識此類人員，而儘量將其留置為除役之核心人員，使用之方法可為施與其更大之職位、責任、薪水、工作保障等誘因。若種種方式都無法留置此類人員，責管理階層應及早提出獲得此”緘默知識”之策略，可實行之方法有：建立導師制度以監督員工在離職前轉移其為紀錄於文獻之經驗傳承、離職員工在離職前幫忙補足文獻紀錄之不足、或做一些個人私下訪問探討等方式。

由以上之分析中可知，”人為因素”對除役安全之影響，不但包括電廠員工、管理階層、最高決策人員與機構、包商、甚至核能管制單位等，都是嚴峻之考驗與挑戰，其影響不但可能波及除役之安全進行，更可能延誤工程進度，增加除役費用，甚至決定除役工程之成敗，故除役主其事者與核能管制單位不可不慎，並及早做計劃準備。

四、建議計畫建立國內對除役意外安全評估之審查技術

綜觀國外有關除役意外安全評估之研究及經驗，本研究計畫對於國內核能管制機關有關審核技術方面，有下列幾點建議：

1. 雖然各國均將各種外在(external)與內在(internal)意外事故包含於其分析範圍內，但由除役經驗得知，外在(極端)意外事故其發生機率與其產生之人體輻射劑量均遠低於任何標準(此部分當然會因各別電廠設計、建造、及除役方法不同而異)，而真正造成人員傷害最頻繁之意外事故乃與工安有關之職災，故台電及管制單位應加強此方面之研究與應變、防治對策。
2. 因台電核電廠均為美規，核能法規亦主要參考 NRC，故建議審查技術以 NRC 方法為主，並加以修改以及擷取歐洲優點而實行之。在修改 NRC 作法方面包括：更新電廠之 FSAR 以加入台灣特殊之外在因素，如颱風、海嘯、土石流等。對於 plant-specific 之差異處與其他 FSAR 無參考紀錄之意外事故分析，可使用歐洲分析之方法，使用 deterministic 或 probabilistic 方法均可，例如台電各廠均有 IPE 甚至 IPEEE 之研究報告，若將其修改以符合除役狀況，且將最終結果不以爐心熔毀機率表示，而以人體輻射劑量表示。若用 deterministic 方法分析，則可使用 IAEA 之 Graded approach，以節省人力物力。
3. 由 Yankee Rowe 電廠除役經驗可知，除役時發生之意外可由各種方法

降低其發生率，例如人員調動、事前 walk down、事前事後與每日之簡報、到包商之遴選等，均可作為台灣核能界參考。

4. 台灣核能界與國外有一非常不同之處為 – 人為因素(human factor)，從各機構為人質疑之”球員兼裁判”之電廠/核能管制單位/研究機構之間關係，到民間與地方上反核趨勢與政治勢力介入等非科技之問題外，台電除役時人事更動產生之人心浮動及不滿，都是除役時應納入之安全考量，尤其由國外除役實際經驗得知，至今尚無類似天災等巨大外力對除役工程產生安全考量之意外發生，反而絕大多數對於除役工程造成安全考量之事件均為類似於職場工安之人為疏忽與意外有關，故本研究計畫將人為因素列為研究重要項目之一。本研究對於此方面之建議如下：

- A. 電廠應及早與員工溝通，使員工了解除役之重要規劃，以安撫人心消除不確定感。
- B. 電廠應及早選定除役時之原廠留置核心人員，以確保除役工作之順利進行，本研究極度不建議電廠除役工程完全交付與委外包商。
- C. 電廠應更加強安全文化，並於除役進行時不斷動態性地改進更新其執行安全文化之品質與人員安全文化之素養。
- D. 電廠應即早建立”緘默知識”之取得與轉移，以使除役工程安全提高防止意外發生。

參考文獻

- [1].P. Francois, J. Kaulard, V. Ljubenov, “Safety Assessment for Decommissioning – an International Approach”, Eurosafe.
- [2].SAFETY ASSESSMENT FOR DECOMMISSIONING, Annex I, Part A Safety Assessment for Decommissioning of a Nuclear Power Plant, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY.

- [3].THE SAFETY CASE AND SAFETY ASSESSMENT FOR THE PREDISPOSAL MANAGEMENT OF RADIOACTIVE WASTE, GENERAL SAFETY GUIDE INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, 2013
- [4].STANDARD FORMAT AND CONTENT FOR SAFETY RELATED DECOMMISSIONING DOCUMENTS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY VIENNA, 2005
- [5].SAFETY REPORTS SERIES No. 77, SAFETY ASSESSMENT FOR DECOMMISSIONING, International atomic energy agency, Vienna, 2013.
- [6].SAFETY ASSESSMENT FOR THE DECOMMISSIONING OF FACILITIES USING RADIOACTIVE MATERIAL, SAFETY GUIDE, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY VIENNA, 2008 IAEA SAFETY STANDARDS SERIES No. WS-G-5.2.
- [7].Safety Considerations in the Transition from Operation to Decommissioning of Nuclear Facilities, IAEA Safety Reports Series No.36 (2004).
- [8].SAFETY ASSESSMENT FOR FACILITIES AND ACTIVITIES, GENERAL SAFETY REQUIREMENTS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY VIENNA, 2009 IAEA SAFETY STANDARDS SERIES No. GSR Part 4.
- [9].The Regulatory Challenges of Decommissioning Nuclear Reactors , OECD 2003, NUCLEAR ENERGY AGENCY, ORGANISATION FOR ECONOMIC CO-OPERATION AND DEVELOPMENT.
- [10].Achieving the Goals of the Decommissioning Safety Case, A Status Report Prepared on Behalf of the WPDD by its Task Group on the Decommissioning Safety Case, OECD 2005, NEA No. 5417,NUCLEAR ENERGY AGENCY.
- [11].Working Party on Decommissioning and Dismantling (WPDD), Topical Session on the Decommissioning and Dismantling Safety Case, Paris, 5th

December 2001, JT00129239, ORGANISATION FOR ECONOMIC CO-OPERATION AND DEVELOPMENT.

- [12].Working Party on Decommissioning and Dismantling (WPDD),
ACHIEVING THE GOALS OF THE DECOMMISSIONING SAFETY
CASE, A status report.
- [13].NUREG-0586, Supplement 1, Volume 1, Generic Environmental Impact
Statement on Decommissioning of Nuclear Facilities ,Supplement 1,
Regarding the Decommissioning of Nuclear Power Reactors, Main Report,
Appendices A through M, Final Report, U.S. Nuclear Regulatory
Commission, Office of Nuclear Reactor Regulation, Washington, DC
20555-0001.
- [14].U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, OFFICE OF
NUCLEAR REGULATORY RESEARCH, Division 1,
DECOMMISSIONING OF NUCLEAR POWER REACTORS.
- [15].NUREG-1757, Vol. 1, Rev. 2, Consolidated Decommissioning Guidance,
Decommissioning Process for Materials Licensees, Final Report, U.S.
Nuclear Regulatory Commission, Office of Nuclear Material Safety and
Safeguards, Washington, DC 20555-0001.
- [16].NUREG-1738, Technical Study of Spent Fuel Pool Accident Risk at
Decommissioning Nuclear Power Plants, U.S. Nuclear Regulatory
Commission,Office Nuclear Reactor Regulation, Washington, DC
20555-0001.
- [17].Yankee Rowe Decommissioning Experience Record, Volume 2,
TR-107917-V2, Final Report, December 1998, EPRI Project Manager C. J.
Wood.
- [18].Conference on Lessons Learned from the Decommissioning of Nuclear
Facilities and the Safe Termination of Nuclear Activities in 2006, Session
4 “Implementation of the Decommissioning Activities”, Tuesday,
December 12, 2006, Decommissioning of Three U.S. Commercial Nuclear

Power Plants, Wayne A. Norton, President/CEO: Connecticut Yankee Atomic Power Company, Yankee.

- [19].Maine Yankee Decommissioning - Experience Report, Detailed Experiences 1997 – 2004, 1011734, Final Report, May 2005, Atomic Electric Company, EPRI Project Manager C. Wood.
- [20].“Development of accident scenarios for the decommissioning of the Fort St. Vrain nuclear generation station”, Public Service Company of Colorado.
- [21].“GUIDANCE ON MANAGING HUMAN AND ORGANISATIONAL FACTORS IN DECOMMISSIONING, First edition, March 2010, Published by ENERGY INSTITUTE, LONDON.
- [22].“DECOMMISSIONING OF NUCLEAR FACILITIES: TRAINING AND HUMAN RESOURCE CONSIDERATIONS”, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA 2008, IAEA NUCLEAR ENERGY SERIES No. NG-T-2.3.