

行政院原子能委員會放射性物料管理局
委託研究計畫期末報告

核能電廠除役計畫拆除與除污研究之審
查驗證研究

計畫編號：104FCMA008

執行單位：國立清華大學

計畫主持人：蔣安忠

報告作者：蔣安忠、白寶實、林宇捷

報告日期：中華民國 104 年 12 月

(本頁空白)

中文摘要

本項研究計畫為放射性物料管理局委託研究計畫「核能電廠除役作業安全之審查技術研究」之子項計畫四「核能電廠除役計畫拆除與除污研究之審查驗證研究」，內容針對拆除及除污技術進行研讀，使用雷射除污技術模擬除污過程，並對除役計畫書之相關章節提出建議事項、內容涵蓋範圍及審查要點，以利核能電廠除役作業之執行。

關鍵字：核能電廠、除役、拆除、除污。

英文摘要

This research project is the subproject 4 of Study of Review Technology on Safety Code for Nuclear Power Plants Decommissioning. Related information of dismantling and decontamination technologies for nuclear power plants decommissioning was extensively collected and studied. We also conducted a laser-based decontamination experiment for simulation in this project. Key issues and priorities were found and listed in the final report to assist completing the review guideline for nuclear power plants decommissioning plans.

Keywords: Nuclear Power Plant, Decommission, Dismantling, Decontamination

目錄

第 1 章 前言	1
第 2 章 研究目的與文獻探討	3
第 3 章 研究方法	7
3.1 核能電廠之拆除作業流程	8
3.1.1 用過核子燃料的處置	8
3.1.2 核能電廠主要結構的拆除與解體	9
3.2 除役廢棄物之管理方針	13
3.3 除役核能電廠除污方法的基本要素	18
3.4 除污效能的實驗設計與模型驗證分析	21
3.4.1 雷射除污技術概述	22
3.4.2 模擬除污的研究過程與驗證分析	27
3.4.3 模擬除污的結論分析	34
第 4 章 結論與建議	37
重要參考資料	43

圖目錄

圖 3-1 拆除物料的清潔程序。.....	20
圖 3-2 典型的雷射除污系統示意圖。.....	23
圖 3-3 三種主要金屬材料(銅、碳鋼、鋁)對不同雷射波長的吸收譜線圖。.....	26
圖 3-4 用來進行除污實驗的雷射系統裝置。.....	27
圖 3-5 雷射表面破壞區域的截面分析。.....	28
圖 3-6 雷射模擬除污系統的結構圖。.....	29
圖 3-7 雷射模擬除污物件的重量變化。.....	30
圖 3-8 在顯微鏡下觀察在不同參數下的被除污物件表面情形。.....	32
圖 3-9 不同參數下的被除污物件表面色彩變化情形。.....	33
圖 3-10 G-150 蓋格計數器。.....	33

表目錄

表 3-1 反應器拆除解體所需的技術.....	10
表 3-2 MARSAME 的章節內容	17
表 3-3 不同光源對氯化橡膠塗層的除污特性比較	25

第1章 前言

近年來世界各地的核能電廠紛紛面臨使用期限的終止，各項除役作業也逐漸展開，對放射性除污技術的需求也隨之提升，而電廠除役之前所使用到的除污技術通常只是針對核設施的檢修作為主要目的，其與除役所應用到的除污作業在基本技術上可能相似，但在規模上卻相差甚遠。也因此美國、加拿大、日本、歐盟、印度等國，為了除役作業的大規模除污做了非常多的研究，但就目前資料看來，這些除污技術有著共同的缺點：操作溫度高、除污時間長、產生的廢料多等等，也因此近年來世界各國都想盡辦法解決這些問題，除了傳統的物理、化學除污之外，近年來出現一些新式的除污技術，例如電漿、微波、高功率雷射等相關技術的引入，都使現代的除污技術朝向縮短除污時間、減少廢料量和提高除污效果的方向發展。

在各項新型除污技術的發展下，應對各部件適用之拆除、除污過程制定對應之安全管制規範，據以降低輻射曝露，並能有效率地回收利用舊設備和材料，減少需要特別處置的廢棄物體積，使場地和設施恢復到不受限制使用的狀況。

本項研究計畫為放射性物料管理局委託研究計畫「核能電廠除役作業安全之審查技術研究」之子項計畫四「核能電廠除役計畫拆除與除污研究之審查驗證研究」，內容針對除污技術進行研讀，使用雷射除污技術模擬除污過程將產生的放射性廢棄物數量和放射性活度，並對除役計畫書之相關章節提出建議事項、

內容涵蓋範圍及審查要點與流程，以利核能電廠除役作業之執行。

本期末報告共分 4 個章節，第 1 章為前言，第 2 章為研究目的與文獻探討，第 3 章為研究方法，內容說明本計畫的研究過程、資料研讀及討論、相關實驗結果等，第 4 章為結論與建議。

第2章 研究目的與文獻探討

核能電廠的拆除作業，是除役過程中很重要的部分，隨著拆除作業的進行，伴隨產生大量廢棄物，這些廢棄物可能含有不同程度活性的放射性物質，可能需要進行分類後除污、或除污後再分類，將絕大多數的非放射性廢棄物分離出來，並將殘存的放射性廢棄物進行妥善處置，也因此各項拆除作業對放射性除污技術的需求也隨之提升，在電廠仍在運轉時，其所使用到的除污技術通常只是針對核設施的檢修作為主要目的，雖然與除役時應用的除污作業在基本技術上可能相似，但在規模上相差甚遠，因為除役拆除工作所產生的廢棄物量遠大於運轉時所產生的廢棄物。

具體而言，除污的目的是為了降低輻射曝露、回收利用舊設備和材料、減少需要特別處置的廢棄物體積，使場地和設施恢復到不受限制使用的狀況，也須將鬆散易擴散的放射性污染物固定在原處，做好永久封存和最終處置的準備。

拆除和除污是環環相扣的兩項作業，為了能更有效率的處理拆除時所產生的廢棄物並加以分類後進行除污，美國、加拿大、日本、歐盟、印度等國，為了除役作業的大規模除污做了非常多的研究，但就目前資料看來，這些除污技術都有著共同的缺點：操作溫度高、除污時間長、產生的廢料多等等，也因此近年來世界各國都想盡辦法解決這些問題，除了傳統的物理、化學除污之外，近年來出現一些新式的除污技術，例如電漿、微波、高功率雷射等相關技術的

引入，都使現代的除污技術朝向縮短除污時間、減少廢料量和提高除污效果的方向發展。

除污技術的原理不外乎是物理、化學、電化學、生物分解、熔融等方法，過程中牽涉到的事物包含了：待除污物件、除污工具、被分離出來的污染物質、除污後的剩餘物件基材、額外加入的除污輔助物質、用來清潔的材料及清潔後產生的混和物質等等，這些東西有的是一般廢棄物，有的是放射性廢棄物，依使用技術不同而有不同的特性與數量。

在各項新型除污技術的發展下，應對各部件適用之拆除、除污過程制定對應之安全管制規範，據以降低輻射曝露，並能有效率地回收利用舊設備和材料，減少需要特別處置的廢棄物體積，使場地和設施恢復到不受限制使用的狀況。

我們在執行這一系列除役核能電廠除污相關的研究計畫中不斷發現的一項事實是：除役拆除作業後產生的放射性廢棄物和非放射性廢棄物的比例真的是非常懸殊，困難點並不在於放射性廢棄物的處理，而是在於其與非放射性廢棄物分離和分類的作業，如果處理的流程和步驟稍有疏失，輕則白白浪費時間精力和資源，重則導致廢棄物的不當外釋，實有必要強化管理措施和各項作業守則。

本研究針對除役作業的拆除工作及其所產生的放射性廢棄物的除污作業相關技術進行分析與研讀，模擬預測除污過程將產生的放射性廢棄物種類和放射性活度，將所收集的資料彙整後提供物管局參考，並對除役計畫書之相關章節提出建議事項、內容涵蓋範圍及審查要點與流程，以利核能電廠除役作業之執

行。

本計畫主要參酌的除役核能電廠相關文件與技術資料來自國際原子能總署 (International Atomic Energy Agency, IAEA)、經濟合作與發展組織核能署 (Nuclear Energy Agency of Organisation for Economic Co-operation and Development, OECD/NEA) 以及美國核管會 (United States Nuclear Regulation Commission, NRC)，其中 IAEA 技術報告編號 399 的 Organization and Management for Decommissioning of Large Nuclear Facilities (2000) 這份報告總括了除役核能設施的各項步驟和基礎方向，是非常重要的參考資料；放射性廢棄物處理的安全規範則參照 IAEA Safety Standards Series No. WS-R-2: Predisposal Management of Radioactive Waste, Including Decommissioning, Safety Requirements (2000)；其他安全管制規範和審查技術相關的文件也可參照 IAEA Safety Standards Series No. WS-G-2.1、WS-G-2.2、WS-G-2.3、WS-G-2.4 等文件。

美國 NRC 的 Decommissioning Nuclear Power Plants (2002) 列出了除役核能電廠的各項背景敘述、資料討論、除役各項階段的管制、法規、以及部分 2002 年以前永久停機的核能電廠列表與簡介，此外 NRC 對核能電廠除役需求訂定相關法規與法規指引及出版 NUREG 報告，其相關內容至 2011 年後逐漸趨於完備，這些法規包括 10 CFR 20 Subpart E、10 CFR 50.75、10 CFR 50.82、10 CFR 51.53 及 10 CFR 51.95；法規指引主要包括 RG 1.179 與 RG 1.184，RG 1.179 主要說明核能電廠反應器經營者提出執照終止計畫書標準格式與計畫書內容，RG 1.184 主要說明除役方法、除役階段及時程等規定；NUREG-0586 補充提供核設施除

役最終一般環境衝擊說明書，NUREG-1700 提供除役審查導則，NUREG-1757 總共分成三大冊，其內容提供了美國核管會的除役程序、方法、技術、財務規劃等，內容非常詳實，也是台灣數座美系設計之核能電廠除役時的重要參考依據。

OECD/NEA 在 1996 年提出的 The NEA Co-operative Programme on Decommissioning The First Ten Years 1985-1995 則是 NEA 各國除役合作計畫的第一個 10 年報告，除了包含計畫內容、項目、各領域進程及未來規劃發展有分項說明，也在除役費用、除污、循環回收、再利用等方面各自有完整的報告。而後法國於 2006 年公布的「核能透明與安全法」及「放射性物質與廢棄物可永續管理法」中除了規範除役計畫書的更新時程及除役執照相關的申請辦法，也對放射性物質和廢棄物的管理訂出明確的法規依據，包含用過核子燃料和放射性廢棄物處理所需的費用等都提出評估要求，此部分相關的內容也摘列在 NEA 的相關文件當中。

本計畫所引用其他的參考文獻列於本期末報告結尾，並於報告本文中用上標數字索引，將內文所參考的資料直接註明於該頁面下方以便參照。

第3章 研究方法

102 年度物管局委託清大原科中心執行研究計畫「除役核能電廠特性調查之審查技術研究」及「核能電廠除役廢棄物審查技術之研究」，103 年度則延續前一年度計畫進行「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」及「中子活化分析程式之驗證研究」等與除役核能電廠相關的研究計畫，於過程中蒐集了眾多國內外除役核能電廠之相關資料，其中有不少是關於核能電廠拆除解體工程之相關資訊，因該年度計畫主題與重點並非在拆除、解體工程上，故未針對其內容進行相關研究。然而，除役核能電廠之拆除解體工程是整個除役過程最為核心之重要步驟，範圍廣大且內容繁瑣，包含用過核子燃料之搬移與解體拆除工程，工程細項著重於放射化、污染程度較高的設備，這些設備面臨到的首要問題便是除污方法的選用與執行，以及所產生之放射性廢料之處理，後續則面臨各項善後及復原工作。執行除役的業主及相關單位必須提出能被有效執行的除役計畫，才能確保核能電廠的拆除和後續除污工作能順利進行。

本計畫持續蒐集核電廠除役計畫相關法規及文獻並進行研讀，同時追蹤與掌握國外已除役或即將除役之核能電廠的現況，從中整理分析核能電廠除役審查案例。計畫進程中的資料蒐集工作涵蓋整個計畫執行期程，是一項不斷進行的常駐型任務，即使國內的核能電廠除役作業正式展開後，也會持續進行的工作，除了核能電廠拆解作業的相關參考資料外，我們在這段時間內也蒐集了針

對核能電廠除污作業方式的相關資料，據此設計了新型除污技術的基本實驗量測，期望實際進行除污作業以進行驗證分析，獲取實務經驗並從結果中建立分析模型。

3.1 核能電廠之拆除作業流程

核能電廠的除役過程包含停止運轉後的用過核子燃料移除、設施與建物的解體、系統除污、安全貯存、廠址復原及釋出等步驟，其中尚包含除役廢棄物管理、除役過程之善後與環境管理等重要步驟。放射性廢棄物產生的主要機制包括：核分裂、中子活化或污染；低放射性廢棄物分為運轉廢棄物與除役廢棄物；運轉廢棄物依產生時的物理型態可分為固態、液態與氣態；台電核能電廠運轉廢棄物更細分為固化廢棄物、脫水樹脂、可燃廢棄物、可壓廢棄物及不可燃不可壓廢棄物。

在本次計畫期程之內我們僅針對用過核子燃料的處置及核能電廠主要結構的拆除與解體進行探討，對廢棄物的種類和內容物並不特別進行說明。

3.1.1 用過核子燃料的處置

首先關於用過核子燃料的轉讓與處置方面，在除役計畫申請書中必須具體地說明核子燃料於各存放場所的種類及數量、管理規範、以及其轉讓計畫，對新燃料及用過核子燃料進行分類並保證新燃料不能再度進入除役的對象設施。

在核子燃料貯存保管方面，必須備妥防止臨界、去除衰變熱、輻射屏蔽及保安

閉鎖等設備以確保安全。至於核子燃料轉讓給核能事業者等企業或海外的原則，則依反應器設置許可申請書等文件中用過核子燃料之處置方法為準，前後必須一致，如有異動需對主管機關進行書面說明。由於國內用過核子燃料的貯存設施有限，也可能利用除役對象外的貯存設施(其他機組)進行管理的狀況，惟其必須在確保安全無虞的狀況下進行。

目前在國際間用過核子燃料的處理方式大致分三階段；首先將其置於燃料池冷卻貯存，俟燃料冷卻後再予以乾式貯存，最後深埋地下進行最終地質處置或再處理利用。對於核能電廠的除役，必須先將用過核子燃料移除後，才能開始進行除役核能電廠的後續工程，這些工程主要區分為拆除解體、系統除污、安全貯存等三項主要工程，過程中顯然必須著重於放射化、污染程度較高的設備。

目前台灣所面臨的主要困境是用過核子燃料並不能獲得穩定的永久貯存，乾式貯存場的開放運行在目前看來是遙遙無期，導致即將除役的核一、核二廠早在除役作業正式啟動前就將面臨用過核子燃料的滿溢及處置問題，相關單位可能得將處置用過核子燃料的優先程度提前於核能電廠的除役工作了。

3.1.2 核能電廠主要結構的拆除與解體

核能電廠除役時所需要的拆除技術必須根據過去的設備改造經驗、除役經驗、開發、應用等多項技術，一般細分為建築物的拆除、設備的拆除、以及反

應器本體的拆除，其中較為困難的是反應器本體的拆除作業，因其牽涉到的技術較為複雜，且可能含有較多量的放射性物質，必須審慎看待。

表 3-1 反應器拆除解體所需的技術¹

必要技術	國內外的開發技術	實用/開發
切割技術/遙控操作技術	電漿電弧切割技術	實用發電用反應器的實績技術
	粉末氣體切割技術	
	砂輪切割技術	
	帶鋸切割技術	
	鑽石複線切割技術	
	手持碎石機剷除技術	
	圓盤切割技術	
	放電溶融技術	
	通用氣體/機械切割技術	
	通用作業監視系統	
回收技術	控制爆破技術	開發技術
	鑽石刀具切割技術	
	磨料水噴射切割技術	
	鋼筋通電加熱混凝土剝離技術	
	冰鋸切割技術	
一般混凝土構造物解體技術	通用污染擴大防止技術	實用發電用反應器的實績技術
	控制爆破/碎石技術	
	鑽石複線切割技術	

經過多次核能電廠的成功除役後，可以歸納出多種反應器本體拆除所需的相關技術，將之表列於表 3-1，這些技術大部分都已實用化且技術相當成熟，其詳細內容可參見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

¹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，101FCMA007，中華民國 101 年 12 月。

告”核能電廠除役計畫審查技術之研究”(101FCMA007，中華民國 101 年 12 月) 章節 4.4.5。

從表中可知拆除解體的必要技術分為三類，最主要的解體技術還是以切割技術為主，從基本的砂輪、帶鋸、傳統刀具等實用化的切割技術到噴射水、冰鋸、控制爆破、鋼筋預熱混凝土剝離等開發中的技術，都是能應用在核能電廠拆除解體的重要技術。

在反應器本體的解體中，輻射等級是依爐內建築物、較厚構造物的反應爐壓力容器的順序增高，位於其周圍極為堅固的鋼筋混凝土的生物屏蔽呈放射化，在預期的輻射分布情形下，我們必須對其嚴重放射化的特性進行特殊處理。由於輻射集中於爐內建築物，反應器本體也往往具備厚實的金屬構造物，位於難以直接抵達的位置或場所，必須利用若干遙控切割技術進行處理，其解體過程所消耗的時間與金錢就會比一般設施的拆解多了許多。

通常爐心部件的解體方法分類成一併拆除及細切工法。由於美國從 1989 年開始到 2004 年陸續完成了數件一併拆除的實例，包括 Shippingport、Trojan、Maine Yankee、San Onofre、Big Rock Point、Connecticut Yankee 等核能電廠的機組，都能在符合美國廢棄物處制標準的狀況下完成一併拆除反應器壓力容器，因此美國大多傾向於採用反應器壓力容器的一併拆除工法，在保證安全的狀況下、經濟且快速地將反應器壓力容器解體。

細切工法就名稱分類來說，顧名思義地是一種慢工細活的拆解概念，主要是將輻射等級最高的爐內構造物零散解體並進行拆除，這種工法的最早的應用

實例是美國 Erik River (ERR)，另外日本 JPDR、德國 MZFR、比利時 BR-3 等反應器機組分別使用了電弧鋸、帶鋸、線鋸等工具進行細切拆除，可以詳細地將反應器容器的各部件一一卸除，花費時間較長但是卻能有效進行細部分類和減少廢棄物。近年來的反應器拆解工程均朝向減少熱切割工法並多採用機械切割或磨料噴射，其主因還是為了減少二次廢棄物的產生。

至於反應器生物屏蔽的解體，主要是針對混凝土構造物的拆解，為了因應各種不同的目的，會使用破碎工法(控制爆破、破壞等)、塊狀切割(鑽石刀具、線鋸等)、表面剝離(表面除污)等技術，並考量解體後的廢棄物等級分類，採用適當工法的組合搭配，不論如何，都會比反應器本體的拆解工作來得容易且單純許多。

從過去的研究中我們能確知的一點是除役作業所產生的大量廢棄物中其實真正具有放射性的部分所占比例甚低，大部分的非放射性廢棄物都能進行回收再利用，也因此回收技術在拆除過程中也扮演重要的角色，除了減少資源浪費之外，也能大幅度的減少污染的擴大。至於一般混凝土構造物的解體技術，除了使用一般拆解建築物用的大型機具進行物理性破壞之外(並未列於表 3-1 中)，尚可使用控制爆破/碎石技術及鑽石複線切割技術，這些都是已經實際應用於發電用反應器解體拆除的技術，效果也都十分卓越。

生物屏蔽體和管件部分因中子活化的問題而成為主要的放射性污染廢棄物，是除役核能電廠拆除作業的關鍵項目，因反應器運轉之故，這些部件中的混凝土、金屬等物料中所含有的 Co、Cs、Eu 等物質受到中子活化，可能產生半

衰期相對較長的放射性核種，會對除役工作人員產生非常大的影響，此部分在本計畫的另一子項計畫「核電廠生物屏蔽體及管件活化分析之審查技術研究」中有詳細探討，在此便不多做說明。

3.2 除役廢棄物之管理方針

核能電廠除役後會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，其輻射等級也隨污染程度不同而有很大差異，污染的深度、面積以及除污效能就會決定放射性廢棄物的殘餘量，這些廢棄物中包含放射性分裂產物(用過核子燃料)、中子活化放射性物質(反應爐壓力容器及爐內組件等)、還有許多放射性污染的組件等，在除役過程中更產生大量固體廢棄物、氣體粉塵，甚至還有濕式除污、清洗所產生的廢液和膠體廢料，因此核能電廠的除役過程也有很大的成分在於放射性廢棄物的處理和處置的過程，必須有效分類並妥善控管廢棄物處理的流程，將不當外釋的風險降到最低。

由各國核能電廠的除役經驗可以察知廢棄物中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，只要經過基本的除污作業後，絕大多數都能符合外釋標準，可傾倒於一般的垃圾場，或作為路基，甚至再作為骨材，進行回收再利用。而廢金屬約有 50% 可經適當處理或除污後回收再使用，透過適當分類之作業流程，將可大幅降低資源與經費的開銷，除役開始前所有廢棄物的處理、貯存及可能處置路徑均需安排妥當，方

可達事半功倍之效。然而實際除役時，往往會遇到各種不預期的狀況，可能導致更進一步延遲或無限期封存，因此廢棄物處理對除役各方面來說是一重大關鍵任務。

站在主管機關的立場，業主花費多少經費、物力、人力，以及採用何種技術進行拆解作業並不是管制面向的主要考量，也因此美國核管會 NRC 對拆除、除污方面並沒有明確規定所使用的技術為何，主管機關需要關注放射性物質的管理是否合乎規範、是否有外釋的風險、對周遭環境是否有重大影響、是否能獲得最終處置等等，只要其中的過程是業主能在合乎各項規範的狀況下執行即可，然而拆除過程所產生的放射性廢棄物總量直接關係於意外事故的風險的高低，產出的放射性廢棄物數量越低，處置管理的風險和不當外釋的機率就越低，也能更容易獲得最終處置場所的接納空間。目前國內對於核能廢棄物的處置面臨很多阻礙，與國外較易尋得地廣人稀的廢棄物處置地點狀況差異甚大，核能電廠除役所產生的廢棄物如果不能承諾可以獲得妥善處理，那麼除役拆除作業顯然是不能順利進行，這種狀況並不是有錢便能辦得到的。大體上我們仍會建議在審查除役計畫書時，須關注除役計畫書內對廢棄物數量的預測及是否承諾能夠妥善處理，並且確認拆除/除污作業的廢棄物預期產量與處理措施的對應關係必須合理。

依據「核子反應器設施管制法」第 23 條，核子反應器設施之除役，經營者應檢附除役計畫，向主管機關提出申請，經審核合於下列規定，發給除役許可後，始得為之：

1. 除役作業足以保障公眾之健康安全。
2. 對環境保護及生態保育之影響合於相關法令之規定。
3. 輻射防護作業及放射性物料管理合於相關法令之規定。
4. 申請人之技術與管理能力及財務基礎等足以勝任除役之執行。

這項法條其實和放射性廢棄物的管理有直接或間接的關聯，如果申請人無法保證放射性廢棄物能獲得有效管理與處置，那麼他顯然無法勝任除役工作，主管機關對其除役計畫書也應持保留的態度。

在過去的研究計畫中，我們曾經歸納出除役廢棄物的幾個重要方向為：廢棄物最少化、管理層面的縱深化、廢棄物處置措施的具體化、妥適安排除役延緩期程、廢棄物再利用、廢棄物管理法規化等等，這些趨勢都是可以很容易被理解的方向，在現今為數眾多的反核聲浪下，核能電廠的先期除役作業並未受到阻撓，反而是放射性廢棄物的處置在重重壓力下仍然窒礙難行，可能間接或直接影響到未來除役拆除工作的執行，既要拆除核能電廠，又無法順利取得廢棄物處置場所，甚至廢棄物運送國外的計畫也受到各方質疑，我們認為這是目前亟待解決的問題，否則電廠的拆除工作勢必無法順利進行。必須從各方面進行宣導，讓民眾獲得正確的知識而不光只是人云亦云地相信媒體或網路上流傳的錯誤資訊。

對於除役廢棄物的管理，我們還是歸納整理以下重要事項作為審查除役計畫書的參考重點：

1. 除役計畫書中應評估放射性物質的產生量，依其濃度、特性等加以分類，

並承諾放射性物質的處置及可能需要的臨時保管空間。

2. 盡量減低廢棄物及二次廢棄物的產生量。
3. 依照放射性廢棄物的分類，進行各種必要處理，使其符合搬出端之處置場所收容標準。
4. 嚴格實施廢棄物分類管理措施，避免在進行臨時存放、固化或除污、容器填裝過程中與不同種類廢棄物混合的可能性。
5. 廢棄物管理需由專屬編制單位執行，系統化紀錄各項措施的執行經過與詳細歷程，避免意外事故的發生。
6. 依據核能設施品質保證和核子保安規範進行各項措施。
7. 拆除過程中產生的有害廢棄物應依環保之相關規定妥為處理，除已受放射性污染之有害廢棄物，否則不得將有害廢棄物混合成為放射性廢棄物。

雖然放射性廢棄物管理最好的方法為避免或減少廢棄物產生，但因在拆除過程中無可避免地會產生大量固體廢棄物，來源減廢變得沒有意義，妥善分類和採用高減容固化技術是大幅減少放射性廢棄物的重要關鍵。

在執行廢棄物外釋作業時，我們建議參考美國環保署 MARSAME (Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment manual) 的相關規定進行評估。MARSAME 係針對商用、研究、教育或與國防有關作業，對其使用射源、副產品及特殊的核子材料、天然放射性物質(naturally occurring radioactive material, NORM)、加速器產生的放射性物質(accelerator-produced radioactive materials, NARM)、技術增強天然放射性物質

(technologically enhanced naturally occurring radioactive materials, TENORM)等物質或相關設備，其處置與偵檢，提供規劃、執行、分析及文件審查等程序的技術性資訊，以決定物質與設備(Materials and Equipment, M&E)的適當處置方式，其內容共分 8 章和 5 項附錄，章節內容與編排如表 3-2 所示。

表 3-2 MARSAME 的章節內容

章節	標題	內容
第 1 章	簡介	介紹內容及應用範圍。
第 2 章	初始評估	警戒評估、預備偵檢、M&E 描述、處置方案及初始評估結果文件化。
第 3 章	決策原則及處置偵檢	核種及輻射、行動水平、重要參數、替代行動、偵檢單元、發展決策原則、量測方法輸入項目、確認參考物質及已有的偵檢設計之評估。
第 4 章	規劃及偵檢設計的完成	虛無假設、誤差極限、決定偵檢努力程度、量測形式、數量及位置與偵檢設計文件。
第 5 章	執行程序	健康與安全議題、管制及 M&E 處理、分類、不確定度及量測能力、量測技術比較、儀器功能與偵檢數據蒐集與記錄。
第 6 章	評估與決策	審查已有數據、數據與灰色區域上限(the upper bound of the gray region, UBGR)的比較、計算信心水平、統計檢定、處置決策、決策資料文件化。
第 7 章	統計技術	基本統計概念、假設檢定、量測品質目標(measurement quality objectives, MQOs)、不確定度、最小可偵測濃度(minimum detectable concentration, MDCs)與最小可定量濃度(minimum quantifiable concentrations, MQCs)。
第 8 章	範例	物質、設備、核種的處置偵檢等。
附錄	附錄 A	MARSAME 所需的統計表。
	附錄 B	背景輻射來源說明(例如天然背景、落塵)。
	附錄 C	工業用的核種與設施形式。
	附錄 D	處置偵檢可用的特定量測系統。
	附錄 E	將 M&E 處置準則相關的行動水平來源列表並說明。

MARSAME 提供物質與設備之處置偵檢的規劃、執行、評估、偵檢文件化等技術資訊，同時鼓勵資源利用，在 MARSAME 第 8 章內提出的範例係針對一

座廢棄的礦產加工設施(mineral processing facility)舉例說明。此設施正在重建作為商業/工業用途，設施處理礦石的各種金屬超過 30 年，已廢棄超過 10 年以上，當場址開始重建時，已將其加工設備和現有的礦石堆轉移到另一個設施，而在該場址使用手持式蓋格偵檢器量測時發現放射性超過背景值，於是展開一連串的評估作業，對其中的物質(混擬土塊)、設備、核種等項目進行各項分析和評估，制定行動水平和管制規範，目標是對當地的混擬土塊建立合宜的處置決策，其中探討了可能在設施運轉生命期中溢漏的放射性液體，以及在設施拆除時產生的空浮混擬土灰塵有可能對個人或拆除設備的接觸部件造成曝露。其所採用的外釋劑量基準同於「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」內規範之外釋標準(一年內所造成個人之有效劑量不超過 0.01 毫西弗，且集體劑量不超過 1 人西弗)。

此外 MARSAME 並未針對除役核能電廠明確指出廢棄物外釋作業之規定，其原因在於各設施的環境及運轉條件均不相同，須針對不同設施進行不同方式的評估定出行動水平基準及可能採取之作業行動，MARSAME 本身僅為一項作業準則，我們希望業主在進行除役作業時，能依照 MARSAME 的標準程序進行評估，提出完整的分析報告，做為廢棄物外釋與否的依據。

3.3 除役核能電廠除污方法的基本要素

核能電廠的除役過程包含停止運轉後的用過核子燃料移除、系統除污、安全貯存、設施與建物的解體、廠址復原及釋出等步驟，其中更包含除役廢棄物管

理、除役過程之善後與環境管理等重要步驟，應針對不同的除污對象挑選不同的除污技術與方式，最終的目的是朝向有利於環境保護、人員健康、節省開支、避免資源浪費。而電廠拆除的除污和清潔工作也須有固定流程，拆除物料的清潔程序如圖 3-1 所示，基本的流程就是在拆除過程中取樣量測，判定是否需要處理，然後進一步切割除污，再進行量測、清潔，最後將清潔完畢後的樣本分類為放射性廢棄物和非放射性廢棄物，其間經過多次重複量測，並須經過主管機關之審查監督。

除污的基本概念是利用清洗、加熱、機械、化學(或電化學)作用或其他方式來除去核設施或相關設備表面上的放射性污染物，美國、加拿大、日本、歐盟、印度等國，為了除役作業的大規模化學除污方面做了非常多的研究²，相關的研究自 1970 年初即開始起步，海峽對岸的中國大陸也對除污技術進行了廣泛的研究，而韓國近年來在核能電廠建造的相關技術方面也有了長足的進展，和中國同樣都已經成為核能相關技術的輸出國家之一，對除役核能電廠的除污和用過核子燃料的後處理技術方面都累積很多的實際經驗。

只是受限於現有放射性除污的技術限制，各項工法普遍存在操作溫度高、除污時間長、產生的廢料多等等，世界各國仍然在想辦法解決這些問題，各項新技術在近 10 年來蓬勃發展，有了很大的進展，除了能夠滿足除污的基本原則：降低職業及公眾輻射曝露、隔離物質表面或表面下的污染，也能使廢棄物管理

² IAEA, Decontamination of water cooled reactors, IAEA Technical Reports No.365, Vienna, 1994; PNL EPRI SA-14675, 1987.

或處置更能經濟有效率。

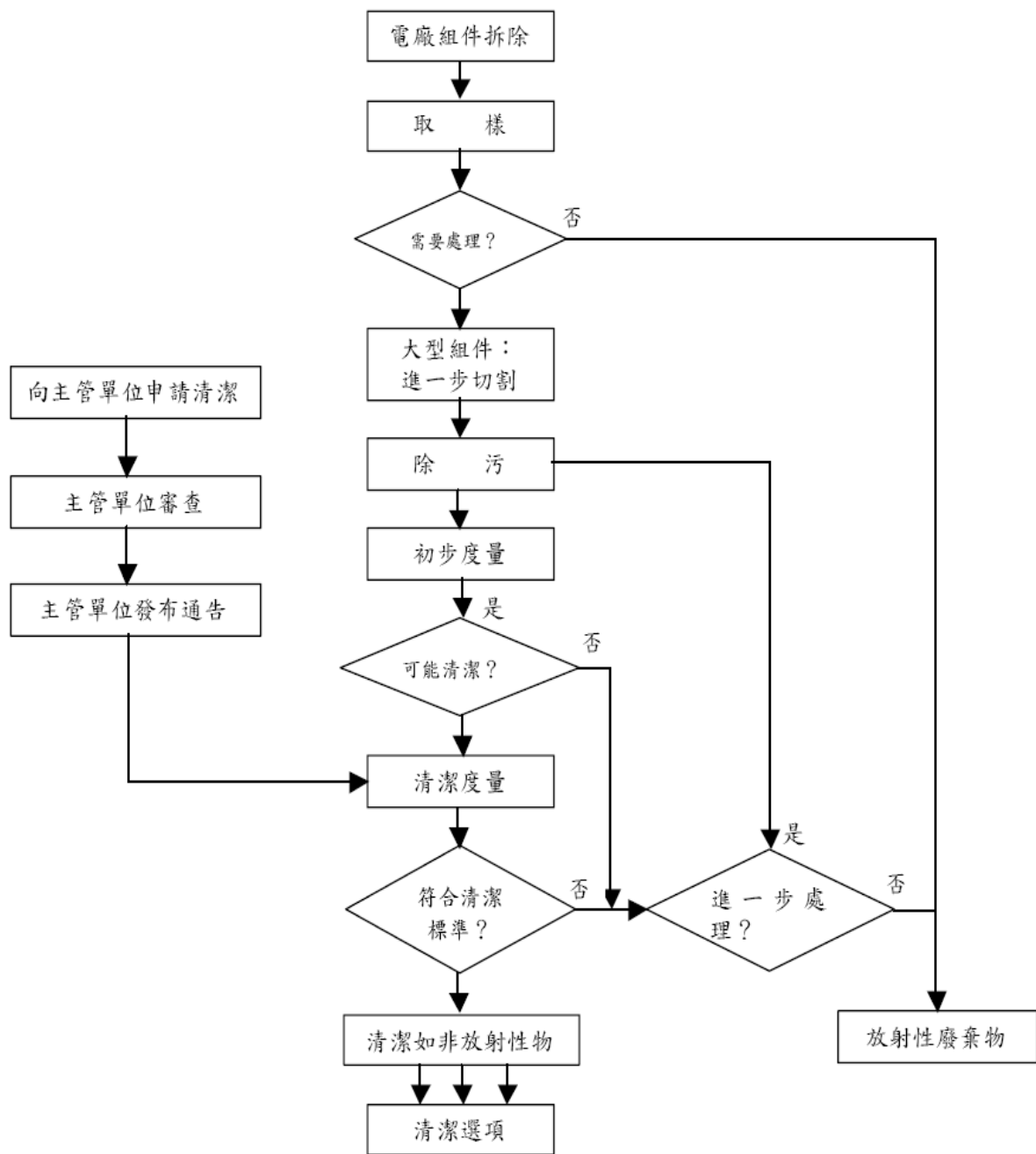


圖 3-1 拆除物料的清潔程序³。

³ 台電核能月刊 341 期

3.4 除污效能的實驗設計與模型驗證分析

雖然各國的主管機關雖然對系統除污的方式沒有特別規定，但對除役過程中放射性廢棄物的處理和管制卻十分重視，且不斷徵求學術研究單位的合作，開發新型放射性廢棄物的相關技術，本研究計畫的另一目標就是設法對一些新型的除污技術及其除污效能進行分析，建立污染的分析模型，在本計畫中，我們使用目前清大原科中心的高功率雷射系統進行雷射除污的驗證實驗。

一般來說絕大多數的污染成分都是位於物件表面，只是深淺程度不同，一般除污的概念是利用物理或化學方法對物件表面進行處理，把表面污染物與物件基材進行分離，達到除污的目的。對於系統除污而言，所使用的技術是否會傷害表層物質並不是重要考量，須要考量的是除污因素(decontamination factor, DF)，其定義是除污前後放射性活度的比例，通常必須超過 100，才算滿足除污的要求⁴。

而在核能電廠中，放射性污染常見於管道類物體的內側表面、閥門、幫浦、熱交換器等地方，也會出現在大型機件、貯存槽、容器、儀器設備、或漆過的牆壁及地板，這些污染物多半屬於中低程度的放射性污染物，大致可分類成三種：

1. 金屬氧化物/鏽基材類：污染分布在氧化層內，深度通常小於 100 μm 。
2. 多層漆類：塑膠、混凝土、金屬壁面地板的各式漆類或 epoxy 環氧樹脂，污

⁴ N.Ogawa, S.Saishu, T.Ishikura, "The development of decommissioning technology for nuclear power plant", *High Power Lasers in Civil Engineering and Architecture*, Proc. of SPIE, Vol. 3887 (2000) pp. 78-93

染分布在漆層中，深度較深，約 1 mm 以下。

3. 污染混凝土類：深度最深，但多半不超過 5 mm。

在這三種類型的污染物中，能夠進行最有效除污且獲得回收再利用的仍屬第 1 類的金屬材料，第 2 和第 3 類的物件，雖然是有對應的除污技術與方法，但除污的效益不佳，且除污過程通常伴隨大量二次廢棄物或難以處理的空浮粉塵，對於此類的污染物是否真要進行除污，依據我們所蒐集的資料顯示，在各國除役核能電廠的經驗中，均持保留的態度居多，而第 1 類的金屬物件，只需使用合適的工法，將其位於表面不深的受活化金屬氧化物移除，便能達到除污的目的，而且在污染物移除後的剩餘基材，也具有很高的再利用價值，經過除污後加以回收具有很高的經濟效益，也因此金屬表面的除污技術其實是目前最受關注的除污技術之一。

3.4.1 雷射除污技術概述

高功率雷射具有非接觸、能遠端控制的特性，是現今廣泛應用在切割、焊接、表面清理的精準工具之一，這項既存的相關技術是否能夠直接應用於核能電廠的除役正被不斷地觀察當中，在此之前，核能電廠除役的除污作業當中已應用了許多傳統技術，包括各種化學除污、乾冰爆破表面除污、鑽石切割混凝土、電弧與火柱切割鋼材等，這些傳統技術可以處理複雜的表面、大面積且厚實的結構材料。

和傳統技術類似，除污的對象必須適合於所使用的除污工具，如果要應用

雷射技術在這些用途上，必須了解現今雷射系統的性質和使用限制，才能針對不同的結構材料找出對應的系統和工具加以處理。

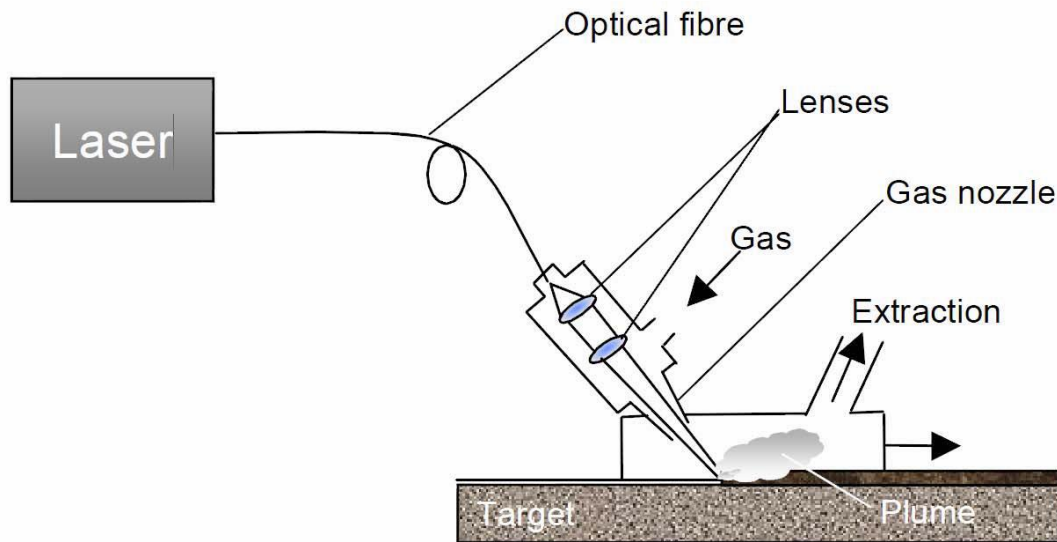


圖 3-2 典型的雷射除污系統示意圖。

雷射除污在適當的條件下，確實可以滿足除污要求，因為雷射本身早已廣泛使用在機械加工和表面處理的相關領域中，在除役核能電廠的應用中，無論是切割拆除或除污，都能有很大的擅場空間。而且他所產生的二次廢棄物都是屬於固體或粉塵顆粒，在適當密閉的空間中很容易收集處理，數量也遠小於傳統的化學除污，其基本原理是使用短脈衝(ns 等級)、高峰值功率(數 MW)的雷射脈衝，經由熱剝蝕蒸發的機制將表面氧化物移除，因為熱穿透深度正比於交互作用時間的平方根，短脈衝雷射致使經由基材熱傳導而產生的能量損耗，所以需要多重脈衝才能提供夠高的除污因素。

在使用雷射除污的過程中，剝蝕的煙塵顆粒可能會影響入射雷射光束的路徑，因此也必須將雷射光束調整到特定的入射角度，避免受到來自物體正面噴

發的煙塵影響而降低除污效能。圖 3-2 所示即為一個典型的雷射除污系統示意圖⁵，低壓力的氣體噴嘴將氦氣引入雷射光束聚焦透鏡組可保護這些光學元件並且增加除污效能⁶，如要增加除污速度，可藉由聚焦透鏡組將雷射光束整型成橢圓形的光斑，進行掃描時能有更好的效率。產生的灰塵可由密閉容器及抽氣系統加以抽取，經由高效微粒空氣濾網(high-efficiency particulate air, HEPA)加以收集，就能妥善處理。

目前可能用來除污的雷射包含了 CO₂ 雷射、Excimer 雷射、半導體雷射、Nd:YAG 雷射等等，就其光束特性，以表面氯化橡膠剝離(surface chlorinate rubber stripping)為例，我們用表 3-3 列出幾種常見光源的除污參數比較。

由表中可知，對於頻譜特性較好的氣體雷射(CO₂ 雷射和 Excimer 雷射)，其剝蝕閾值(Ablation Threshold)比頻譜特性較差之半導體雷射低得多，亦即表示需要較低的能量密度便能使塗層開始剝離，弧光燈及半導體雷射這兩種光源因其同調性較差，頻寬較傳統雷射寬得多，對能量密度的要求就高得多，而 Nd:YAG 雷射作為一個半導體雷射激發的固態雷射光源，則有著介於氣體雷射和半導體雷射的中等剝蝕閾值表現。就移除效能(Removal Efficiency)來說，以上五種光源其實有著接近的表現，單位能量效能最高的是以熱效應為主的 CO₂ 雷射，其餘

⁵ L.Li, M.J.J.Schmidt and J.T.Spencer, "Comparison of the characteristics of HPDL, CO₂, Nd:YAG and excimer lasers for paint stripping", *Laser Institute of America Proceedings, Laser Materials Processing (ICALEO'2000)*, Vol. 89A, 2000, pp. 40-49.

⁶ H.M.Pang, R.J.Lipert, Y.M.Hamrick. S.Bayrakal, K. Gaul, B.Davis, D.P.Baldwin and M.C.Edelson, "Laser decontamination: a new strategy for facility decommissioning", *Nuclear and Hazardous Waste Management in TL. MTG: Spectrum'92*, pp. 1335-1341

四者略有高低，但差異不大。也因此 CO₂ 雷射在總的移除速率(Removal Rate)來說，具有領先的優勢。

表 3-3 不同光源對氯化橡膠塗層的除污特性比較

光源	剝蝕閾值 Ablation Threshold (J/cm ²)	移除效能 Removal Efficiency (m ³ /J)	移除速率(*) Removal Rate (m ² /hr)
弧光燈	37.4	4×10 ⁻¹⁰	0.24
連續式 CO ₂ 雷射	0.3	10 ⁻⁸	6
半導體雷射	38	6.7×10 ⁻¹⁰	0.4
Excimer 雷射	0.04	8×10 ⁻¹⁰	0.5
Nd:YAG 雷射	4.8	10 ⁻⁹	0.6

*針對 0.6 mm 厚度的氯化橡膠塗層，功率為 100W 的移除速率

然而除役核能電廠的拆除工作，將產生為數眾多的金屬廢棄物，金屬廢棄物的特性和塑化類廢棄物有著截然不同的特性，如果要使用雷射進行除污，必須選擇適合的雷射波長，其基本概念在於：「污染的金屬基材必須能夠吸收所選用的雷射波長」。

如圖 3-3 所示，是三種主要金屬材料：銅(Cu)、碳鋼(Carbon Steel)、鋁(Al)對不同雷射波長的吸收譜線圖，核能電廠拆除過程所產生的金屬類廢棄物大多由這些物質所組成。由此圖來看，前述對塑料除污效果最好的 CO₂ 雷射對這些金屬材料的吸收率並不如高功率半導體雷射(high-power diode laser, HPDL)、YAG 雷射、以及化學氧碘雷射(Cheical Oxygen-Iodine Laser, COIL)，可以理解 CO₂ 雷射並不能對這些除役拆除後的主要固體廢棄物有著良好的除污效果。

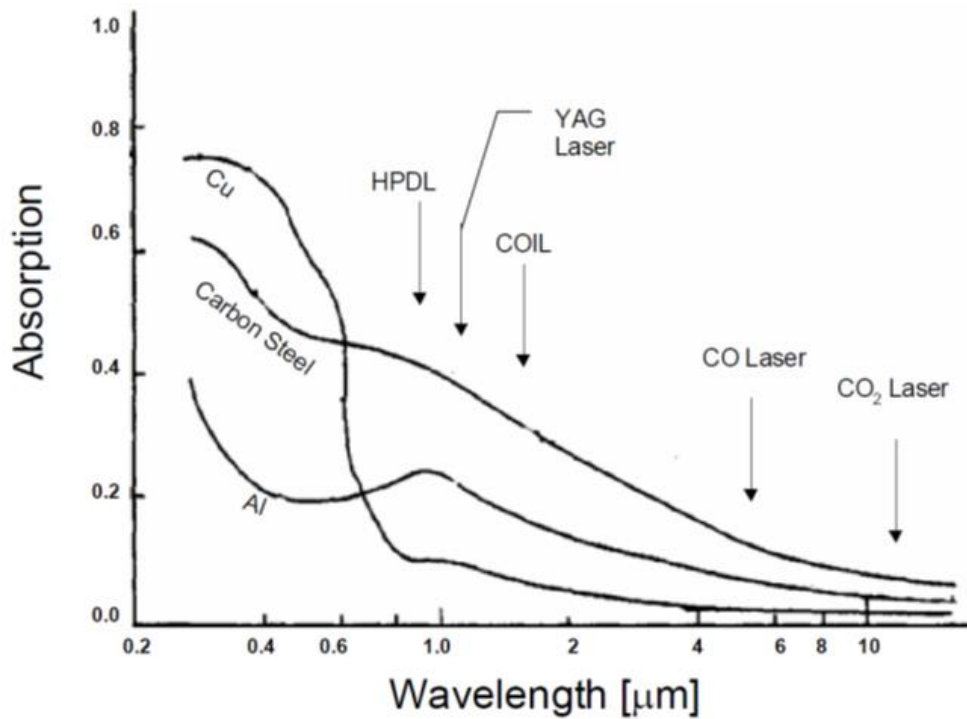


圖 3-3 三種主要金屬材料(銅、碳鋼、鋁)對不同雷射波長的吸收譜線圖[3]。

目前所見的相關研究並未對金屬氧化物的雷射除污技術進行有系統的實驗和整理，雖然核能電廠除役作業的雷射切割拆除等工程有少數案例，仍有待進一步驗證。目前的研究顯示，高功率半導體雷射和 YAG 雷射對金屬部件的除污技術是非常有潛力的雷射，連同圖 3-3 中的 COIL 也是非常有發展性的核能工業工具，這三種雷射(HPDL、YAG、COIL)波長在 1 μm 上下，藉由光纖傳導並不會有很大的傳輸損耗(約 2~3 db/km)，使用上有不少便利性，惟 COIL 屬較大型設備，光束的產生來自於需要超大供電設備的化學反應，造價和使用便利性並不如 HPDL 和 YAG 雷射來得好。至於前面提到的 Excimer 雷射，其波長在 400 nm 以下，對金屬物質的吸收度是比上述三種雷射高，但因系統昂貴、能量效率低且不適用光纖傳輸等缺點，在使用上受到很大限制。

因此，我們決定選用 HPDL 和 YAG 雷射作為基礎工具，採用雷射表面磨蝕

的方式來模擬各種除污技術的效能和速度，從中建立除污能力的模型，這部分在除污的實務上會有相當程度的幫助，在學術上也能有所貢獻。

3.4.2 模擬除污的研究過程與驗證分析

在最初的實驗中，我們使用一具功率 25 W、波長 808 nm 的 HPDL 激發的小型 YAG 雷射(如圖 3-4 所示)，產生約 10~30 kHz 脈衝重覆率、脈寬 10~20 ns、平均功率約 8~10 W 的 1064 nm YAG 雷射脈衝，用以進行金屬表面破壞能力的測試，初步的效果十分顯著，也作了破壞區域的截面分析(如圖 3-5 所示)，在全功率運作、不改變雷射聚焦深度的條件下，我們可以在 0.1 秒內在 304 不銹鋼片的表面造成直徑約 50 μm 、深度約 4 微米的小洞，如果調整雷射焦深，可以擊穿厚度 2 mm 的 304 不銹鋼片，對於多數情形為表面污染的核能電廠金屬廢棄物來說，使用類似這樣的系統，我們可以對污染物的表面進行磨蝕的動作，達到移除表面污染物的目的。

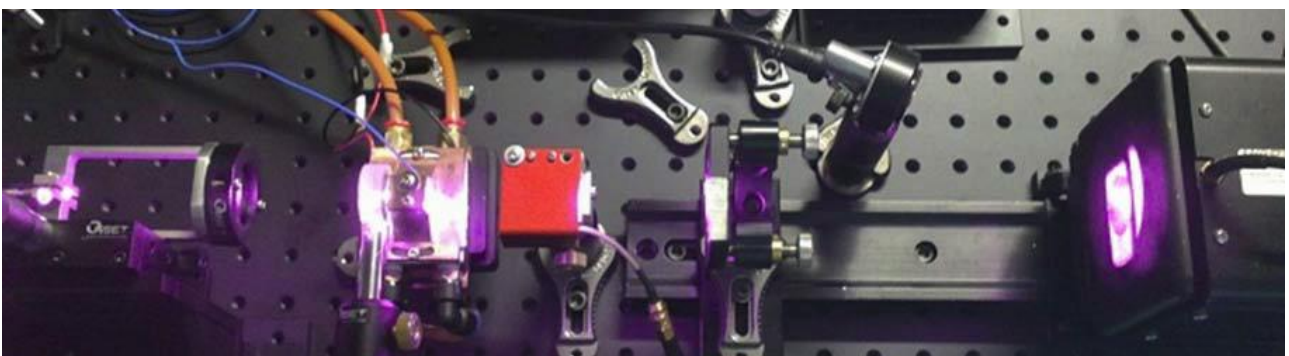


圖 3-4 用來進行除污實驗的雷射系統裝置。

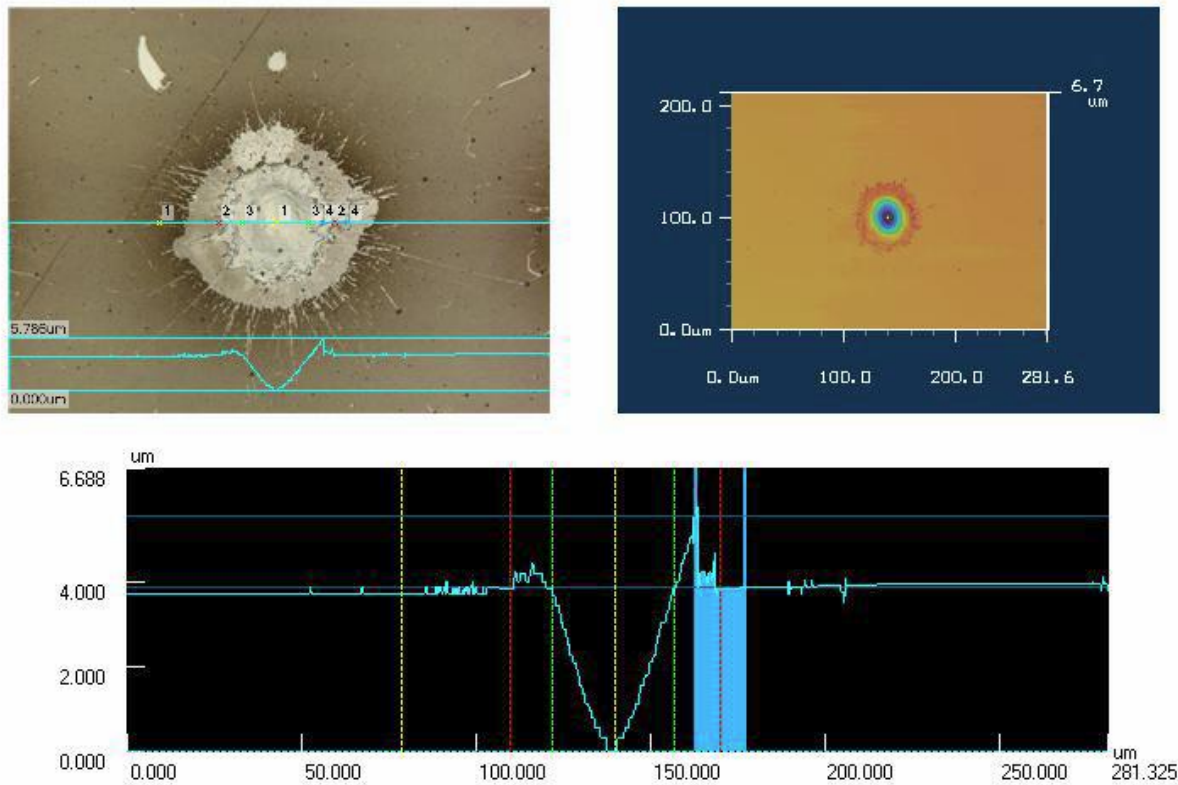


圖 3-5 雷射表面破壞區域的截面分析。

由於這個雷射系統是裝置在水平的光學桌上，緊鄰各種造價昂貴的光學元件與鏡片，進行除污工作會產生粉塵的污染，不適合在這個環境中進行，同時我們為了操作方便，設計製作了一個基本型的雷射除污模擬作業平台。這個系統如圖 3-6 所示，包含了一光纖雷射模組、光學控制模組、垂直移動模組、控制電腦、除污物件、具有抽氣與隔離能力的系統框架等元件，用來進行雷射模擬除污系統的測試。

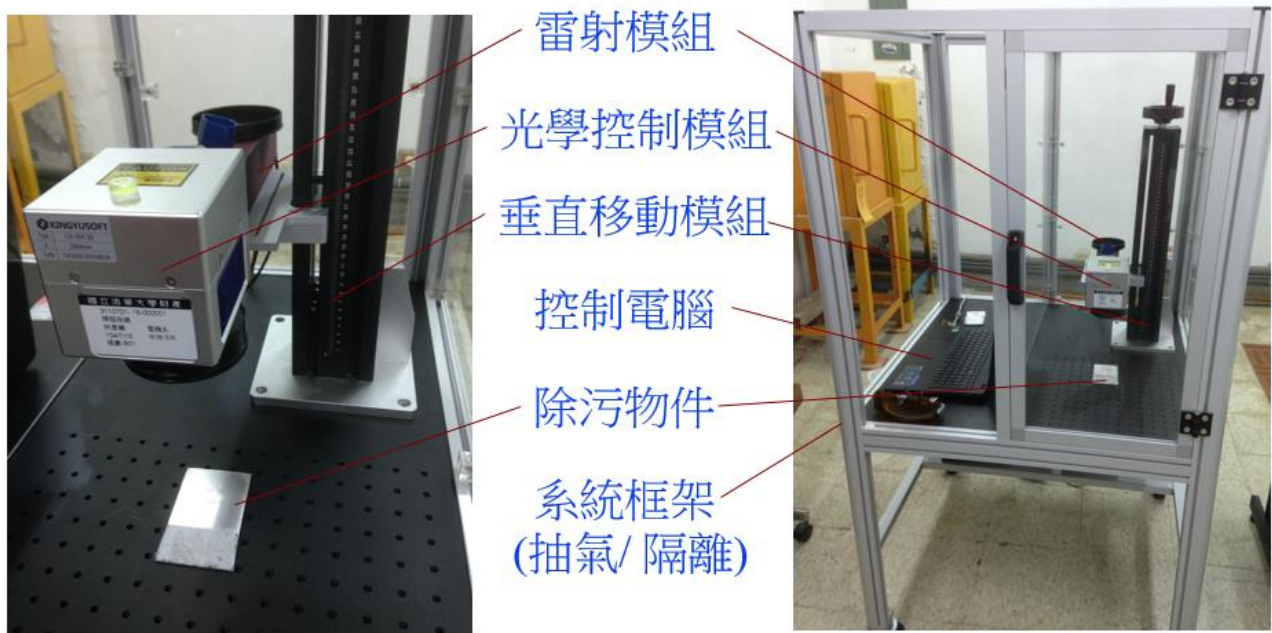


圖 3-6 雷射模擬除污系統的結構圖。

此系統採用了最大功率為 5 W 的脈衝式光纖雷射，波長為 1064 nm、脈衝率 60 kHz、脈衝寬度為 20 ns。光學控制模組內含控制雷射光束進行縱向和橫向掃描的二維反射鏡組，因此待除污的樣本不需置放於電動移動平台便能接受雷射光束的掃瞄除污。垂直移動模組可以調整雷射光束的聚焦深度，控制除污的深度，因為此研究計畫並無提供高額的研究設備與耗材費用，我們僅使用手動方式進行調整，並未加入電動垂直焦深控制元件，系統元件大多數都是來自清華大學既有的研究設備，並無使用本研究計畫的經費。控制電腦為一具有 USB 介面的一般市售筆記型電腦，除提供 USB-RS232 的儀器控制介面外，尚須使用一 USB 介面的軟體鎖，用以解鎖雷射系統各項調整功能的軟體介面。

進行雷射模擬除污的基本過程就是將雷射焦深調整至離表面特定深處後，接著使用不同的雷射功率、不同的雷射移動速度、進行 2D 方向的掃瞄作業，目的

是利用雷射表面磨蝕的效應進行表面氧化物的移除，達到除污的目的。



(a)



(b)



(c)

圖 3-7 雷射模擬除污物件的重量變化。

在這初步實驗中，並未使用受到放射性污染的不銹鋼，僅針對一般的未污染物件進行測試實驗。樣本是一個尺寸約為 $4.4\text{ cm} \times 4.4\text{ cm} \times 0.1\text{ cm}$ 的 304 不銹鋼薄片，我們設定雷射在其表面上進行 2D 掃描，掃描的區域為 $1.8\text{ cm} \times 1.8\text{ cm}$ ，雷射焦點則調整在不銹鋼片的表面附近。圖 3-7 所示即為此不銹鋼樣本尚未進行雷射模擬除污測試前，進行重量量測的結果，如圖 3-7(a)所示，其重量為 15.1268

g，此量值與所量得的實際尺寸約略符合 304 不銹鋼的比重。

實際進行測試時，是使用了兩次除污參數，在同一個不銹鋼片上進行測試，同樣使用 100% 的輸出功率(約 4.5 W)，但使用不同的掃描速度。

在第一次進行雷射模擬除污時，使用 100 mm/s 的掃描速度，每個點的間距設定為 15 μm ，進行 1.8 cm \times 1.8 cm 面積的掃描，掃描結束後擦拭洗淨後進行秤重，如圖 3-7(b)所示，其重量由 15.1268 g 略微減輕至 15.1260 g，減輕的重量為 0.0008 g，此數量非常小，相當於不到 1 μm 的深度，但在表面上確實產生肉眼可見的打磨痕跡。

第二次進行雷射模擬除污，同樣是設定功率在 100 % (雷射輸出功率約 4.5 W)，但降低光束掃描的速度至 10 mm/s，因為掃描速度降低 10 倍，整體掃描完畢所花的時間也達 10 倍之久，打磨完畢後同樣在仔細清潔後，進行重量量測，此時發現重量明顯減少，所剩餘的重量為 15.1125 g，如圖 3-7(c)所示，較原本初始值的 15.1268 g 少了 0.0143 g，此重量減輕的結果證明我們確實將 304 不銹鋼片的表層材質磨蝕移除了少量成分。

除了重量之外，另一種簡易辨認表面磨蝕狀況的方式是使用視覺方式。我們在使用雷射進行模擬除污測試時，發現使用不同參數進行表面模擬，會有不同的表面色彩現象呈現出來，圖 3-8 顯示了四種相同雷射功率但使用不同的掃描速度所造成深淺不同顏色的表面狀態放大照片，是使用一倍率為 200X 的顯微鏡進行觀察而得的結果。

而圖 3-9 則是使用了更多不同參數，在物件表面產生的不同色彩顏色分布，

此處顯示的各色彩分別表示了雷射模擬除污過程中，金屬成分在高溫燒灼下產生不同的熱效應，同時也分別對應於不同的磨蝕深度，與此種技術的除污能力有明顯的相依性。

由此種現象可以預期到的一個可能性是：決定除污狀態的重要參數，在其改變的過程中會連帶伴隨著一些外在特性的變化，此變化導因於待除污物件表面特性的改變，與該物件的受除污程度必定有一定程度的關聯。

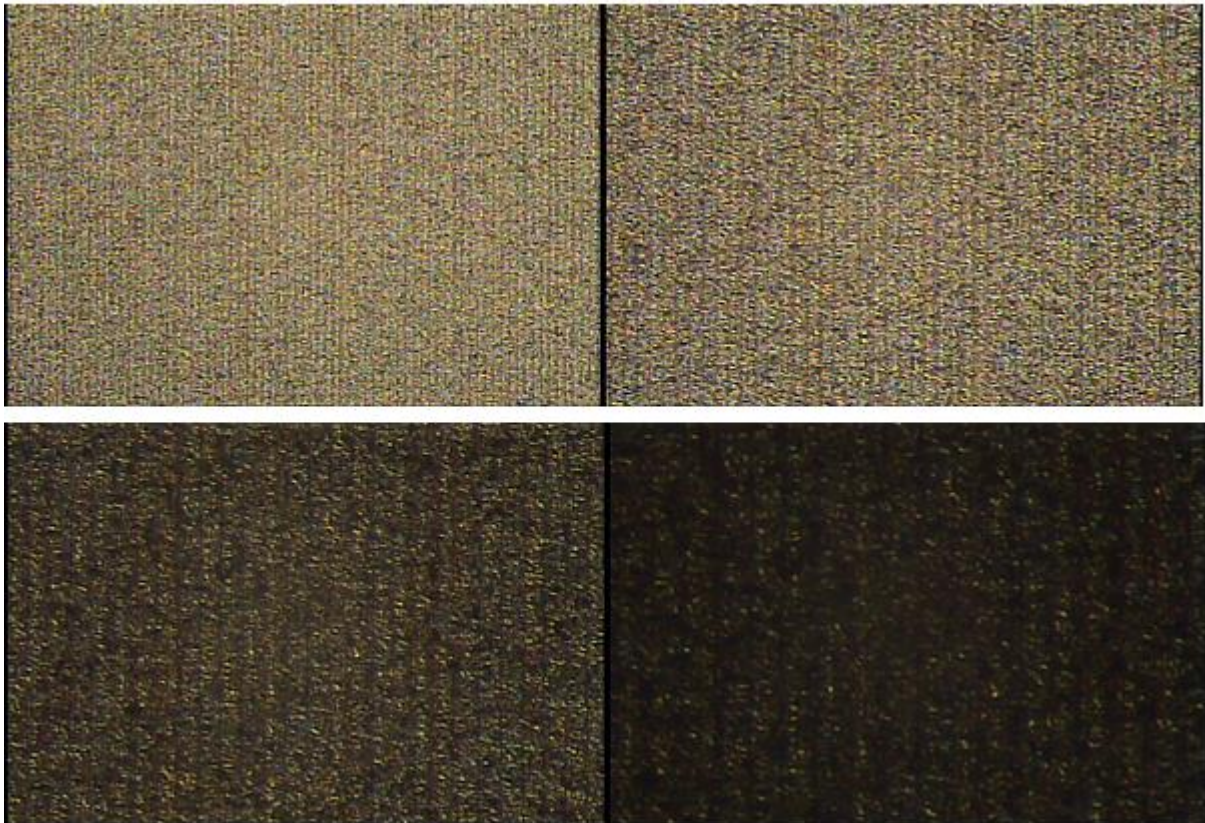


圖 3-8 在顯微鏡下觀察在不同參數下的被除污物件表面情形。

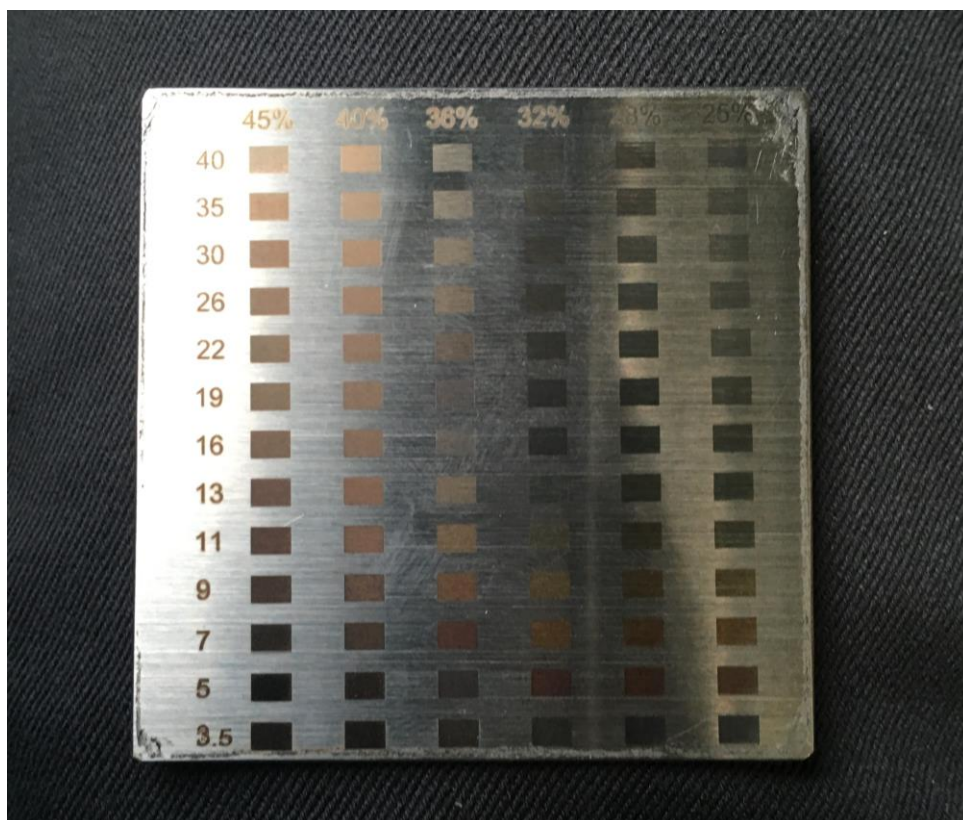


圖 3-9 不同參數下的被除污物件表面色彩變化情形。



圖 3-10 G-150 蓋格計數器。

最後我們從清華水池式反應器 W3 工作站的中子射束實驗區中取出一塊略為受到中子活化的不銹鋼片進行雷射除污實際測試，此金屬片只有極度輕微的活化現象，我們使用一如圖 3-10 所示的蓋格計數器(型號為 G-150)做量測，調整其顯示的單位為 cps (count per second)，可以靈敏反應出除污前和除污後的些微差別，若以 $\mu\text{Sv/hr}$ 為顯示單位時，其平均後的結果不易顯示些微的活度變化。

在背景值是 130 cps 的狀況下，使用同樣的偵測器對此待除污物件進行量測，得到的數值為 141 cps，接著我們使用 10 mm/s 的速度，將雷射運轉至全功率，對此物件進行除污，正面和背面均使用雷射模擬除污系統加以掃描磨蝕，秤重結果顯示該物件的總重量由原本除污前的 5.0317 g 減少至 5.0116 g，總重量減少了 0.0201 g，而其活度量測值由原本的 141 cps 降低至 131 cps 和背景值相仿，因此這個物件的除污算是相當成功，若以除污前後的放射性活度扣除環境背景值後的比值來看，此次除污的除污因數(DF)為 11，但因實驗量測儀器所顯示的數據變動量較大，實際量測時很難精確取得數據，且本次實驗所選用的除污實驗樣本原屬極輕微程度的中子活化物件，在除污效果上自然不如高程度污染物件，但此過程中讓我們一窺除污作業的基本流程，對日後核能電廠的除役除污工作提供了很實用的參考經驗。

3.4.3 模擬除污的結論分析

放射性除污的基本概念是利用清洗、加熱、機械、化學(或電化學)作用或其

他方式來除去核設施或相關設備表面上的放射性污染物，由於標的放射性污染物被除污工法所施加的外力加以除去，其最直接的影響就是物件的放射性程度降低與物件的重量減輕，因此除污作業必須即時監控物件的放射性程度，而除污前與除污後的重量量測與統計方面也應盡量精準，一方面可以順道統計除役剩餘廢棄物的總量，另一方面也能將相關數據提供估算二次廢棄物產量的計算過程，從中驗證其總量是否正確。

我們在模擬除污過程中也有遇到空浮性質的粉塵問題，在實際進行作業時，產生明顯煙塵，因模擬除污的平台備有鋁擠型結構材料的系統框架，具有抽氣與隔離的功能，如果不開啟抽氣過濾設備，粉塵將瀰漫於框架內部，若是實際除污，無論使用乾式或濕式除污方法，都會造成不良後果，導致污染物擴散或二次廢棄物的處理困難，因此除污廠房內部必須確實保持負壓抽氣狀態是個必然條件，而抽氣設備的過濾設施也必須確保能將這些空浮性質的污染物確實過濾下來，保證污染物不會擴散。

我們進行除污實驗時，發現的一個重要步驟是除污後必須進行清潔工作，以乾式除污技術為例，需要安裝上述的抽氣設備，並須對正在進行除污的工作點進行吹氣，即時將污染物粉塵移除待除污物件的表面，進入抽氣系統，之後尚需對除污後的表面進行擦拭，完成整個除污流程。對濕式除污或化學除污技術來說，產生的二次污染物同樣需要在除污過程中一併處理，只是其所產生流體狀的廢棄物較難控制，需審慎處理，之後也同樣必須對除污後的物件表面進行擦拭。

另外我們也額外發現其實使用視覺式的偵測方式，也能對污染物件的除污程度進行辨識，雖然無法準確顯示除污程度，但能藉由影像分析的方式即時進行監測，減少傳統偵檢器可能的誤失或不足，此部分的相關研究並不在本次計畫的範圍當中，因此我們並不在此研究報告中做詳細的探討，只在此提供一些相關資料供參考。

第4章 結論與建議

隨著世界各國核能電廠的使用期限接著到來，核能電廠的除役和拆除成為了一項新興的產業，相關技術和工法的開發都成為世界各國官方或非官方關注的焦點，部分技術牽涉到專利和獨家技術而難以被取得，也因此造成核能電廠的拆除作業成為了一個非常昂貴的過程，除了拆除工作之外，處理核廢料和受污染物件的花費也是極其昂貴，原因是大多數國家都沒有最終處置場的設置，主要還是環保和政治因素造成這種現象，台灣作為一個十分仰賴核能的國家，很不幸地在這方面也沒能夠順利進行，殊為可惜。所幸一般的固體放射性廢棄物性質都很安定，在處理過程中也不易發生外釋或再污染的可能性，如果暫不考慮未來永久處置場所的不確定性，在處理上其實只有時間和經費的問題，技術執行面上並無短期可見之障礙。

這種情形如果持續下去，即表示在未來核能電廠的除役與拆除過程當中，必須設置廢棄物料的暫存場所，而在空間有限的情形下的首要之務是適當選用或自行開發最佳化的拆解工法和包裝技術，並進行有效除污，從而減少放射性廢棄物的量，104 年度原能會物管局的各項委託研究計劃正包含了這些要項，其用心和立意是可以被理解的。

而本計畫在本質上實為前幾年本單位受物管局委託執行除污技術相關研究計畫之延伸，在資料研讀和案例分析的結論方面有一定程度的相關性，且核研

所、義守大學、清華大學三個執行單位在本年度受委託進行的研究計劃也都有不同程度的相依性，經數次訪查會議後，三個受委託執行單位及物管局進行了資料分享與研究內容討論，確保各單位執行計畫的內容不相重疊，討論後已有初步共識，可於後續計畫期程內密切聯繫，使各單位計畫都能各有專注之處，並且共享除役相關資訊，實際上在本子計畫當中，主要著眼在拆除和除污作業流程上的應注意事項及實際進行模擬除污工作，從中擷取重要經驗作為進行除役計畫書審查時的參考依據。

本期末報告除了首章和次章的前言、研究目的及文獻探討之外，於第 3 章開始對本次計畫期程的各項研究工作進行詳細說明，首先概要說明了除役核能電廠的拆除作業流程，內容細項包含對用過核子燃料的處置重點、核能電廠主要結構的拆除與解體概述，再來提到除役廢棄物的管理方針，從中條列出幾項重點，作為審查除役計畫時應關注的目標。

在核子燃料方向，我們建議必須具體地說明核子燃料於各存放場所的種類及數量、管理規範、以及可能之轉讓申請，對新燃料及用過核子燃料進行分類並保證新燃料不能再度進入除役的對象設施。而在核子燃料貯存保管方面，必須備妥防止臨界、去除衰變熱、輻射屏蔽及保安閉鎖等設備以確保安全。

對核能電廠拆解方面總結了數種常用的拆解技術，概要整理了各國在反應器容器的拆解上所採用的技術和執行方向，總結來說仍是以合理減少廢棄物為主要原則，並且強調對後續產生的廢棄物必須進行嚴格的分類與妥善的管理。

之後我們也對除污效能的模型驗證分析與相關實驗設計方面，使用了高功

率雷射進行驗證分析，在本報告中詳細說明了使用雷射進行模擬驗證的原因和方法，承續期中報告前的「點」的測試，使用電腦化分析工具進行截面破壞程度的分析模擬，在計畫期程內持續進行相關研究，將除污驗證實驗推廣到「面」的發展。藉由高功率雷射除污的簡單模擬實驗，我們獲得了十分有用的研究成果，也對實際的除污作業有了基本認知而不僅只是紙上談兵。

我們可以理解為何世界各國的主管機關並不針對拆除或除污技術進行規範或指導，因為主管機關的主要任務還是在於確認放射性廢棄物是否可能不當外釋而造成民眾增加放射性意外曝露的風險、或對周遭環境造成不良影響、放射性廢棄物是否能獲得最終處置等等，而這類事故風險的高低，其關鍵點還是在於拆除和除污作業過程中(後)可能產生的放射性廢棄物的多寡，然而業主若能承諾放射性廢棄物能獲得有效最終處置，那麼拆除或除污工法的選定就變得不是重點，也因此我們仍會建議在審查除役計畫書時，須關注除役計畫書內對廢棄物數量的預測及是否承諾能夠妥善處理，並且確認拆除和除污作業的廢棄物預期產量與處理措施的對應關係必須合理。

考慮一個最極端(理想)的狀態，假如放射性廢棄物無論多寡都能獲得適當的最終處置，那麼除污工程反而變得不是那麼必要，大大小小的拆除廢棄物通通打包裝箱即可，也不需要冒著除污過程中可能二次污染的風險了，可惜的是現狀就是不允許我們無限量地產出放射性廢棄物，因此我們必須預設一個僅能使用暫存空間的拆除與除污作業方式來判斷除役計畫是否合理，或是在除役計畫申請人提供一個合理預估的條件下做最妥適的安排，才能確保拆除下來的廢棄

物有適合的地方暫存或做最終處置，除役工作才得以順利完成。

目前的除役審查導則對於拆除方式及除污作業期間放射性廢氣、廢液處理的部分已有滿完整的指導方針，其對除污範圍的界定、除污作業的流程規劃、除污技術的選定、二次減廢措施等方向均有詳細描述，我們在前兩年的除役核能電廠的相關驗證技術研究中也提出不少補充建議，希望能增加對除污過程可能產生的廢棄物預估數量及其可能外釋至廠區外的風險評估。總結來說，對審查拆除作業方面的建議：

1. 空浮微粒必須嚴格管控，廢棄物外釋亦應有效管理，並做出可能不當外釋的風險評估及避免方針。
2. 應注重工具、設備與裝置的測試與維修，且必須能簡易使用。
3. 工作場所的環境條件(溫度、濕度、氣壓)需要監控，輻射警戒標示應明確，並需詳細記錄輻射防護測量與調查結果。
4. 執行廢棄物外釋作業時，建議參考美國環保署 MARSAME (Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment manual)之規定。
5. 進行高放射性污染物件的拆除作業時，廠房是否有足夠的密閉程度足以避免污染物的不當外釋；是否有足夠的通風及過濾設施進行污染粉塵的過濾與收集控管。
6. 非放射性廢棄物的有毒物質是否能獲得妥善處理。
7. 拆除作業人員的訓練是否包含核能工作場所觀念，或應具備輻安相關證照或訓練課程。

8. 拆除作業的進程規劃，應做合理預估並確實可行。
9. 嚴格遵守相關準則和法令規範，避免工安意外事故。

對除污作業方面的建議：

1. 事先評估設施的除污能力，依照物件的屬性及污染程度進行分類除污。
2. 對於除污的對象、範圍和對應的除污方式是否能清楚呈現。
3. 除污程度要求的判斷準則是否合理；難以除污或無法除污的物件，應保證能獲得妥適的處理。
4. 作業前應確保劑量曝露的合理抑低原則，嚴格控管對工作人員的劑量貢獻。
5. 考量空浮微粒發生的可能性，以及毒性氣體、液體產生的控管機制。
6. 須評估二次廢棄物的產量，並考慮與現有的廢棄物處置、貯存系統搭配的可能性。對於暫存的放射性廢棄物，是否承諾能完善地做最終處置。
7. 應明定除污作業場所的各項管制規範，藉以減少人員曝露及避免外釋風險。

此外，我們在本次期末報告第 3.2 節中也歸納了對廢棄物處置管理的一些建議，作為審查除役計畫的參考：

1. 除役計畫書中應評估放射性物質的產生量，依其濃度、特性等加以分類，並承諾放射性物質的處置及可能需要的臨時保管空間。
2. 盡量減低廢棄物及二次廢棄物的產生量。
3. 依照放射性廢棄物的分類，進行各種必要處理，使其符合搬出端之處置場所收容標準。
4. 嚴格實施廢棄物分類管理措施，避免在進行臨時存放、固化或除污、容器填

裝過程中與不同種類廢棄物混合的可能性。

5. 廢棄物管理需由專屬編制單位執行，系統化紀錄各項措施的執行經過與詳細歷程，避免意外事故的發生。
6. 依據核能設施品質保證和核子保安規範進行各項措施。
7. 拆除過程中產生的有害廢棄物應依環保之相關規定妥為處理，除已受放射性污染之有害廢棄物，否則不得將有害廢棄物混合成為放射性廢棄物。

重要參考資料

1. “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，101FCMA007，中華民國 101 年 12 月。
2. N.Ogawa, S.Saishu, T.Ishikura, “The development of decommissioning technology for nuclear power plant”, High Power Lasers in Civil Engineering and Architecture, Proc. of SPIE, Vol. 3887 (2000) pp. 78-93
3. L.Li, M.J.J.Schmidt and J.T.Spencer, “Comparison of the characteristics of HPDL, CO₂, Nd:YAG and excimer lasers for paint stripping”, Laser Institute of America Proceedings, Laser Materials Processing (ICALEO'2000), Vol. 89A, 2000, pp. 40-49.
4. H.M.Pang, R.J.Lipert, Y.M.Hamrick. S.Bayrakal, K. Gaul, B.Davis, D.P.Baldwin and M.C.Edelson, “Laser decontamination: a new strategy for facility decommissioning”, Nuclear and Hazardous Waste Management in TL. MTG: Spectrum'92, pp. 1335-1341
5. Decontamination of water cooled reactors, IAEA Technical Reports No.365, IAEA, Vienna, 1994; PNL EPRI SA – 14675 (1987).
6. 李文鎮，核設施除污技術研究，核能研究所對內報告編號 INER-5263，龍潭，台灣，民 97 年。
7. American Society of Mechanical Engineer(ASME). The Decommissioning Handbook. Chapter 23, ASME, New York (2004)
8. 張國源，核設施除役拆除技術，核能研究所內部報告編號 INER-OM-1114R，龍潭，台灣，民 96 年。
9. European Commission. European Nuclear Decommissioning Training Facility. A

- Training Material, Belgium, 2005.
10. US Department Of Energy. The Decommissioning Handbook CD Supplement 2004 (2004)
 11. 李文鎮，核設施除污技術研究，核能研究所對內報告編號 INER-5263，龍潭，台灣，民 97 年。
 12. 吳台生、陳鴻斌、謝榮春，核子反應器設施除役除污技術審查研究，核能研究所對內報告編號 INER-3966，龍潭，台灣，民 95 年。
 13. IAEA. New methods and techniques for decontamination in maintenance or decommissioning operations--Results of a co-ordinated research programme 1994-1998. IAEA-TECDOC-1022, Vienna (1998)
 14. Enserch Inc., Department of Energy Office of Environment Restoration. Decommissioning Handbook. DOE/EM-0142P (1994).
 15. K. Archibald, R. Demmer, M. Argyle, L. Lauerhass, and J. Tripp, "Cleaning and decontamination using strippable and protective coatings at the Idaho National Engineering and Environmental Laboratory," WM'99 Conference, Feb 28 ~ March 4 (1999).
 16. M. Varady, B. Mantooth, T. Pearl, and M. Willis, "Reactive decontamination of absorbing thin film polymer coatings: model development and parameter determination," American Physics Society March Meeting 2014, Volume 59, Number 1, March 3-7, 2014; Denver, Colorado (2014).
 17. T.L. White, R.G. Grubb, L.P. Pugh, D. Foster Jr., and W.D. Box, "Removal of contaminated concrete surfaces by microwave heating—phase I results," presented at the 18th American Nuclear Society Symposium on Waste Management Waste Management 92, Tucson, Arizona (1992).
 18. https://www.rigzone.com/training/insight.asp?insight_id=310&c_id=19

- 19.<http://www.tdwilliamson.com/EN/PRODUCTS/PIGGINGPRODUCTS/Pages/Home.aspx>
- 20.B. Fournel, S. Faure, J. Pouvreau, C. Dame and S. Poulain, “Decontamination Using Foams: A Brief Review of 10 Years French Experience,” Paper No. ICEM2003-4526, pp. 1483-1489; 7 pages doi:10.1115/ICEM2003-4526, ASME 2003 9th International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation: Volumes 1, 2, and 3, Oxford, England, September 21–25 (2003).
- 21.Y. Yaita; M. Enda, H. Aoi; H. Sakai; N. Saito; N. Chujo and I. Inami, “Chemical decontamination using ozone oxidation process,” 9th international conference on nuclear engineering; Nice Acropolis, France, Apr 8-12 (2001).
- 22.Ph. Delaporte, M. Gastaud, W. Marine, M. sentis, O. Uteza, P. Thouvenot, J.L. Alcaraz, J.M.Le Samedy and D. Blin, “Radioactive oxide removal by XeCI laser,” *Applied Surface Science* **197-198** 826-830 (2002).
- 23.K. Fujiwara, S. Furukawa, K. Adachi, T. Amakawa, and H. Kanbe, “A new method for decontamination of radioactive waste using low-pressure arc discharge,” *Corrosion Science* **48** 1544-1559 (2006).
- 24.Y.H. Kim, Y.H. Choi, J.H. Kim, J. Park, W.T. Ju, K.H. Paek, Y.S. Hwang, “Decontamination of radioactive metal surface by atmospheric pressure ejected plasma source,” *Surface and Coatings Technology* **171**, 317-320 (2003).
- 25.IAEA. Methods for the minimization of radioactive waste from the decontamination and decommissioning of nuclear facilities R . Vienna : IAEA Technical Reports (2001).
- 26.<http://www.nrc.gov/info-finder/decommissioning/power-reactor/humboldt-bay-nuclear-power-plant-unit-3.html>
- 27.<http://www.nrc.gov/info-finder/decommissioning/power-reactor/zion-nuclear-pow>

er-station-units-1-2.html

28. "Final Generic Environmental Impact Statement (GEIS) on Decommissioning of Nuclear Facilities", NUREG-0586
29. "Standard Format and Content of License Termination Plans for Nuclear Power Reactors", Regulatory Guide 1.179
30. "Standard Review Plan for Evaluating Nuclear Power Reactor License Termination Plans", NUREG-1700
31. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Principles of Radioactive Waste Management, Safety Series No. 111-F, IAEA, Vienna (1995)
32. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Predisposal Management of Radioactive Waste Including Decommissioning, Safety Standards Series No. WS-R-2, IAEA, Vienna (1999)
33. 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)
34. 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)
35. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power

- Plants: Design, Safety Standards Series No. NS-R-2, IAEA, Vienna (1999)
- 36.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Operation, Safety Standards Series No. NS-R-1, IAEA, Vienna (1999)
- 37.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)
- 38.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Code on the Safety of Nuclear Research Reactors: Design, Safety Series No. 35-S1, IAEA, Vienna (1992) ◦
- 39.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Code on the Safety of Nuclear Research Reactors: Operation, Safety Series No. 35-S2, IAEA, Vienna (1992) ◦
- 40.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Decommissioning of Medical, Industrial and Research Facilities, Safety Standards Series No. WS-G-2.2, IAEA, Vienna (1999)
- 41.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Principles for Limiting Releases of Radioactive Effluents into the Environment, Safety Series No. 77, IAEA, Vienna (1986)
- 42.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Regulatory Control of Radioactive Discharges to the Environment, Safety Standards Series No. RS-G-1.5, IAEA, Vienna (1999)
- 43.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) ◦
- 44.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Methods for Reducing

- Occupational Exposures During the Decommissioning of Nuclear Facilities, Technical Reports Series No. 278, IAEA, Vienna (1987) ◦
45. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of Remotely Operated Handling Equipment in the Decommissioning of Nuclear Facilities, Technical Reports Series No. 348, IAEA, Vienna (1993) ◦
46. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Monitoring Programmes for Unrestricted Release Related to Decommissioning of Nuclear Facilities, Technical Reports Series No. 334, IAEA, Vienna (1992) ◦
47. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Periodic Safety Review of Operational Nuclear Power Plants, Safety Series: A Safety Guide, No. 50-SG-O12, IAEA, Vienna (1994) ◦
48. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Safety of Nuclear Power, Safety Series No. 75-INSAG-5, IAEA, Vienna (1992) ◦
49. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Defence in Depth in Nuclear Safety, INSAG Series No. 10, IAEA, Vienna (1996) ◦
50. 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) ◦
51. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials, Safety Standards Series No. ST-1, IAEA, Vienna (1996) ◦
52. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Physical Protection of Nuclear Material, INFCIRC/225/Rev. 2, IAEA, Vienna (1989) ◦

53. 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)。
54. 核子反應器設施除役許可申請審核辦法。
55. “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。
56. “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。
57. “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，中華民國 93 年 12 月。
58. 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。
59. “核能電廠除役安全管制技術之建立(2)” 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：922003FCMA001，中華民國 92 年 12 月 29 日。