

核能安全委員會勞務採購案
委託研究計畫期末報告

計畫名稱：

核電廠特殊結構除役管制技術之進階研究

案號： NSC11311082L

執行單位： 國立清華大學

計畫主持人： 許文勝

共同主持人： 歐陽汎怡、藍貫哲、王本誠、
李進得、葉宗洸、王美雅

報告日期： 中華民國 114 年 12 月

摘要

本計畫旨在針對除役核電廠特殊結構的拆除，進行全面性的分析與技術適用性研究，內容聚焦 3 個緊密相關的主題：核電廠除役水池的拆除技術、大型金屬結構物的切割與拆解技術，以及雷射除污技術的應用潛力，並透過國內外相關文獻與國際案例作系統性研析，以提出實務性的管制建議及技術支持，確保在安全與高效的條件下展開除役相關作業。

子項計畫一：

本子項以核電廠受污染水池為研究目標，以 IAEA 出版的技術報告為研究主軸，該報告彙集全球核能設施水池除役的案例及經驗回饋，透過對該技術報告內容的重點摘錄與整理，並輔以其它國際較新的水池除役資訊，確立研究的主要方向與核心架構，並總結針對水池除役在特性調查作業、淤泥清除、拆除技術選取及輻射防護等方面的重要考量因子，藉以協助管制機關掌握此類特殊結構物拆除之安全審查要項。

子項計畫二：

針對除役核電廠圍阻體內大型的金屬結構物拆除，蒐集相關技術文獻與國際案例，整理關切重點事項及考量因子，針對大型金屬結構物處置方式提出研析結果，包含切割技術與遠端操作、預除污與廢棄物處置。並提出除役拆除作業的管制要項建議，建立拆除計畫審查導則與廢棄物

管理，強化國際交流與建置資料庫。

子項計畫三：

本子項計畫旨在針對核電廠除役組件、系統及結構物，進行雷射除污技術的全面性資料蒐集與研析。研究證實，雷射除污技術因其非接觸、可控性高、遠端操作的特性，在降低作業人員輻射暴露、提升除污效率以及促進金屬廢料減量化與再生方面，具有顯著的應用潛力。研究內容聚焦於除污機制、系統設計、不同環境（氣態、液態）下的技術差異與應用風險。透過分析國際案例與實驗文獻，彙整了雷射除污的關鍵技術參數與管制考量因子，並建議後續研究可持續蒐集研析國際間對此類雷射除污的安全管理作法（輻射防護與雷射安全標準）。研究成果旨在為我國核能主管機關提供技術支持，作為未來制定雷射除污作業參考準則與安全管理制度的依據。

Abstract

This study aims to conduct a comprehensive analysis and technological assessment of dismantling work associated with specific structures within nuclear power plants. The project focuses on three closely related themes: dismantling technologies for decommissioning nuclear power plant pools, cutting and disassembling techniques for large metallic structures, and the potential application of laser-based decontamination technologies. Through a systematic review of relevant domestic and international literature, as well as case studies from other countries, the research seeks to provide practical regulatory recommendations and technical support to ensure that decommissioning activities are carried out safely and efficiently.

Subproject-1 :

This subproject focuses on contaminated pools within nuclear power plants, using the technical reports published by the International Atomic Energy Agency (IAEA) as the primary basis of analysis. These reports consolidate global case studies and operational feedback on pool decommissioning across various nuclear facilities. By extracting and organizing key findings from the IAEA documents, and supplementing them with more recent international information on pool decommissioning, the study establishes a clear research direction and core analytical framework. The research further summarizes critical considerations related to pool characterization, sludge removal, selection of dismantling and decontamination technologies, and radiation protection measures. The results are intended to support domestic regulatory authorities in identifying essential

safety review elements for dismantling these specialized structures.

Subproject-2 :

The purpose of this project is to collect and analyze data on the dismantling of large metal components from the reactor containment structures of decommissioning nuclear power plants. By reviewing international literature and practical experience, key issues and considerations were identified and analyzed, including cutting and remote-operation techniques, pre-decontamination procedures, and waste management strategies. In addition, several regulatory recommendations were developed, such as establishing guidelines for dismantling plan reviews, enhancing waste management practices, strengthening international collaboration, and building a dedicated information database.

Subproject-3 :

This subproject aimed to conduct a comprehensive literature review and technical analysis of laser decontamination technology for components, systems, and structures during nuclear power plant decommissioning. The study confirms that laser decontamination offers significant potential in reducing worker radiation exposure, enhancing decontamination efficiency, and promoting the volume reduction and recycling of metallic waste, due to its characteristics of non-contact, high controllability, and remote operation.

The research focused on decontamination mechanisms, system design, technical differences across various environments (gaseous and liquid), and associated application risks. Through analyzing international case studies and experimental literature, the project compiled key technical parameters and

regulatory considerations for laser decontamination. It recommends that subsequent research continuously gather and analyze international safety management practices (covering radiation protection and laser safety standards) for these high-power laser systems. The findings are intended to provide technical support to Taiwan's nuclear regulatory authorities, serving as a basis for establishing future laser decontamination operational guidelines and safety management frameworks.

目錄

摘要.....	i
目錄.....	vi
圖目錄.....	xv
表目錄.....	xxi
一、除役核電廠受輻射影響水池拆除技術及國際案例經驗之資料蒐集與研 析，摘錄彙整關切重點事項及考量因子，研提我國除役核電廠拆除作業的 管制建議.....	1
(一) 前言.....	1
(二) 執行方法及研究步驟.....	2
(三) IAEA 地下設施除役報告重點摘錄[1].....	5
3.1 核設施內的水池需求及面臨問題.....	5
3.1.1 背景簡介.....	5
3.1.2 水池建造考量.....	8
3.1.3 以往設計及實際運作方面的問題.....	11
3.1.4 現有水池的設計、建造與營運的改進.....	12
3.2 除役策略與規劃.....	13
3.2.1 策略制定.....	13
3.2.2 水池延遲拆除應考量的危害.....	15
3.2.3 過渡期間.....	17

3.2.4 專案規劃.....	19
3.2.5 工程關鍵問題及執行方面	22
3.3 除役前的作業	25
3.3.1 特性調查.....	25
3.3.2 燃料移除及燃料貯存	32
3.3.3 清除營運後的庫存及材料	33
3.3.4 為後續的除役建立安全的工作條件	39
3.4 除污	40
3.4.1 除污目標與標準	41
3.4.2 技術評估與選擇	42
3.4.3 固定式金屬組件的拆除與除污	44
3.4.4 地板及牆壁表面的除污	46
3.4.5 除污廢棄物的清除、處理與調節	50
3.4.6 工人保護.....	53
3.5 拆解及拆除策略	54
3.5.1 拆除混凝土結構及廠房	56
3.5.2 拆解及拆除後的廢棄物清除、處理及調節	59
3.5.3 拆除設備選擇	61
3.5.4 工人保護.....	62
3.6 IAEA 報告的主要結論.....	62
3.6.1 策略方面.....	62
3.6.2 規劃及準備作業方面	63
3.6.3 執行與實施方面	64
(四) 國外核電廠受輻射影響水池拆除案例.....	66

4.1 Trojan 核電廠(美國)(PWR) [1]	66
4.2 Stade 核電廠(德國)(PWR) [3][4]	67
4.3 西谷核能場址(美國)(核燃料再處理設施) [1]	68
4.4 José Cabrera 核電廠(西班牙)(PWR) [1]	71
4.4.1 前置作業	72
4.4.2 準備拆除內部組件	75
4.5 Bohunice 核電廠 A1 機組(斯洛伐克)(氣冷式重水反應器(Gas Cooled Heavy Water Reactor, GCHWR)) [1]	82
4.6 Garigliano 核電廠(義大利)(BWR)	85
4.7 Magnox 反應器(英國)(氣冷式反應器(GCR, Gas-Cooled Reactor))	88
(五) 研究成果與管制建議	93
參考文獻	98
二、針對除役核電廠其他大型金屬結構物(如泵、熱交換器)，蒐集相關技術文獻與國際案例，摘錄彙整關切重點事項及考量因子，研提我國除役核電廠拆除作業的管制建議	99
(一) 前言	99
1.1 主要挑戰	99
1.1.1 放射性污染與輻射防護	99
1.1.2 結構與材料特性	99
1.1.3 拆除、搬運與廢棄物管理	100
(二) 執行方法及研究步驟	100

(三) 大型金屬結構物拆除的關切重點事項及考量因子	101
3.1 作業策略選擇與安全控制要點	101
3.2 作業劑量控制與 ALARA 實踐	102
3.3 切割作業之技術與影響因子	103
3.3.1 污染控制與安全性	103
3.3.2 材料與結構特性	103
3.3.3 作業時間與難度	104
(四) 除役核電廠其他大型金屬結構物(如泵、熱交換器)相關國際案例..	105
4.1 斯洛伐克 Jaslovské Bohunice V1 電廠 (PWR) 蒸汽產生器拆除案 例.....	105
4.1.1 蒸汽產生器基本構造與污染情形	106
4.1.2 拆除計畫模擬方式與策略	107
4.1.3 拆除情境選擇與策略	109
4.1.4 經驗與啟示	111
4.2 西班牙 José Cabrera 核電廠 (PWR) 拆除案例.....	111
4.2.1 拆除策略與技術選擇	112
4.2.2 拆除步驟及順序	113
4.2.3 廢棄物處理與包裝策略	117
4.2.4 經驗與啟示	118
4.3 瑞典 Studsvik 公司處理國際除役核電廠 SG 之案例分析	119
4.3.1 現場處理 (On-site Treatment Options) 與成本考量.....	119
4.3.2 廠外處理 (Off-site Treatment Options)	120

4.3.4 經驗與啟示	122
4.4 義大利 Trino Vercellese 核電廠 (PWR) 拆除案例	123
4.4.1 拆除策略與前期準備工作	123
4.4.2 主要組件拆除順序與準備作業	124
4.4.3 廢棄物管理、除污與運輸安全措施	126
4.4.4 經驗與啟示	127
4.5 韓國 Kori 1 核電廠 (PWR) 蒸汽產生器拆除案例.....	128
4.5.1 蒸汽產生器拆解	128
4.5.2 管路切割方式	129
4.5.3 工作時間估算	131
4.5.4 輻射曝露評估	132
4.5.5 經驗與啟示	134
4.6 比利時 BR3 核電廠 (PWR) 蒸汽產生器拆除案例	135
4.6.1 蒸汽產生器拆解	135
4.6.2 經驗與啟示	137
4.7 法國 Chooz A 核電廠 (PWR) 蒸汽產生器拆除案例	137
4.7.1 蒸汽產生器拆解與除污	139
4.7.2 運輸蒸汽產生器	141
4.7.3 經驗與啟示	142
4.8 德國 KRB A 核電廠 (BWR) 蒸汽產生器拆除案例	144
4.8.1 除役計畫.....	144
4.8.2 冰鋸切割技術 (Ice-Sawing Technique) :	145
4.8.3 經驗與啟示	147
4.9 Maine Yankee 核電廠 (PWR) 拆除策略.....	148

4.9.1 拆除策略與技術選擇	149
4.9.2 拆除步驟及順序	151
4.9.3 經驗與啟示	155
4.10 Zion 核電廠 (PWR) 拆除案例.....	156
4.10.1 拆除策略與技術選擇	157
4.10.2 拆除步驟及順序	158
4.10.3 經驗與啟示	161
4.11 VVR-S 研究反應器大型組件拆除策略.....	161
4.11.1 拆除策略與技術選擇.....	162
4.11.2 拆除步驟與順序[25-28].....	163
4.11.3 經驗與啟示.....	163
4.12 Trojan 電廠 (PWR) 拆除案例	164
4.12.1 拆除策略與技術選擇	164
4.12.2 拆除步驟與順序	165
4.12.3 經驗與啟示	166
4.13 日本三菱重工 (MHI) 以各種技術對輕水式反應器進行除役...167	
4.13.1 除役計畫概述	167
4.13.2 系統除污技術	167
4.13.3 系統工程技術	169
4.13.4 拆除技術.....	170
4.13.5 廢棄物處理技術	170
4.13.6 輻射測量技術	171
4.13.7 經驗與啟示	172
4.14 瑞士 Mühleberg 核電廠 (BWR) 拆除案例.....	173

4.14.1 拆除策略與前期準備工作	173
4.14.2 主要組件拆除順序與準備作業	174
4.14.3 廢棄物管理、除污與運輸安全措施	177
4.14.4 經驗與啟示	179
4.15 美國 Rancho Seco 核電廠 (PWR) 拆除策略	180
4.15.1 拆除策略與前期準備工作	180
4.15.2 主要組件拆除順序與準備作業	181
4.15.3 經驗與啟示	189
4.16 Connecticut Yankee 核電廠 (PWR) 拆除案例[40]	190
4.16.1 切割前期準備工作[40-42]	190
4.16.2 全系統化學除污[43]	192
4.16.3 拆除步驟與廢棄物處理[41,44]	194
4.16.4 經驗與啟示	197
(五)研究成果與管制建議	198
5.1 研究成果	198
5.1.1 切割與拆除技術多元化發展	198
5.1.2 遠端操作與輻射防護整合性提升	198
5.1.3 預除污與廢棄物分級策略的重要性	198
5.1.4 集中化處理與再生利用趨勢明顯	198
5.2 管制建議	199
5.2.1 建立大型金屬構件拆除作業計畫審查導則	199
5.2.2 從管制面推動遠端自動化與模擬輔助應用	199
5.2.3 完善廢棄物管理與追蹤機制	199
5.2.4 強化國際經驗交流與技術資料庫建置	199

參考文獻	200
三、除役核電廠組件、系統、結構物雷射除污技術之資料蒐集與研析，彙 整摘錄關切重點事項及考量因子，研提我國除役核能電廠除污作業的管制 建議.....	205
(一) 前言	205
(二) 執行方法及研究步驟	206
(三) 研析工作彙整內容.....	207
3.1 表面除污技術評析與雷射除污系統原理	208
3.1.1 雷射除污系統構成	211
3.1.2 雷射除污原理	213
3.1.3 雷射除污重要參數與評估方法	216
3.2 不同環境之雷射除污技術與雷射系統設計.....	218
3.2.1 氣態環境下雷射除污技術	219
3.2.2 液態環境下雷射除污技術	229
3.3. 國際實際案例與發展現況.....	239
3.3.1.美國 Adapt Laser—橡樹嶺 K-25 核電廠除役.....	239
3.3.2.日本東京大學—福島核電站的高輻射區雷射除污實驗	243
3.3.3. 德國 cleanLASER —新一代手持雷射除污技術	250
3.3.4.加拿大 Allied Scientific Pro 低階放射性物質去除研究	251
3.4. 國內外相關法制條例.....	256
3.4.1.國內相關法規與規範	256
3.4.2. 國際雷射技術相關之規範	258

(四) 研究成果與管制研究方向建議.....	268
參考文獻.....	275

圖目錄

圖 1-1 子項計畫 1 研究流程及執行方法	4
圖 1-2 義大利 Caorso 沸水式反應器用過燃料池	6
圖 1-3 英國 Dounreay 快中子反應器水池	6
圖 1-4 菲律賓研究用反應器上池	7
圖 1-5 捷克共和國 VR1 水池式反應器	7
圖 1-6 1948 年在英國 Sellafield 建造的 pile 用過燃料貯存池	9
圖 1-7 英國 Hunterston 盒式冷卻池 (Cartridge Cooling Pond)	11
圖 1-8 美國 Idaho 國家實驗室的水池特性調查及掃描遙控裝置	29
圖 1-9 英國 Sellafield 使用的水下遙控裝置	30
圖 1-10 英國 Dounreay 快中子反應器水池清除淤泥	34
圖 1-11 英國 Dounreay 場址(快中子反應器)用高壓水槍清洗水面下的水池	48
圖 1-12 英國 Dounreay 場址(快中子反應器)水池混凝土除污	49
圖 1-13 德國 Karlstein 過熱蒸汽反應器使用遠端挖土機拆除反應器水池	58
圖 1-14 美國 Hanford 224-U 設施拆除過程中用水作為抑塵劑	58
圖 1-15 Stade 核電廠場址外觀[4]	67
圖 1-16 José Cabrera 核電廠場址外觀[1]	72
圖 1-17 消防系統的新幫浦	73
圖 1-18 拆除冷卻水塔	74
圖 1-19 拆除汽機組件	75
圖 1-20 反應器爐穴的初始狀態	76
圖 1-21 用過燃料池的初始狀態	77
圖 1-22 用過燃料池的水下檢查	78
圖 1-23 從水池中取出用過燃料格架	78

圖 1- 24	拆除反應器爐穴與水池之間的牆壁	79
圖 1- 25	反應器爐穴內的新型混凝土板	80
圖 1- 26	新的水池平台	81
圖 1- 27	可水下沈浸的過濾設備	81
圖 1- 28	吊起反應器壓力槽頂蓋	82
圖 1- 29	斯洛伐克 Bohunice 核電廠 A1 機組場址外觀[6]	83
圖 1- 30	Sludgerobot K1 外觀.....	85
圖 1- 31	用過燃料池、反應器及反應器通道示意圖	86
圖 1- 32	Magnox 水池除役的結構化方法	88
圖 1- 33	小型潛水挖土機	91
圖 2- 1	蒸汽產生器構造及剖面示意圖	107
圖 2- 2	ESTE AI 模擬氣膠排放造成的集體劑量分佈	108
圖 2- 3	縱向切割與橫向切割人員站位示意圖	109
圖 2- 4	切割步驟示意圖，依序為：提升端部、提升分段後外殼與熱交換管、提升收集器及碎片化.....	110
圖 2- 5	José Cabrera 核電廠俯視圖	112
圖 2- 6	拆除時程規劃示意圖	113
圖 2- 7	用過核燃料移出過程與存放區域	114
圖 2- 8	全系統化學除污過程	114
圖 2- 9	輔助設施改造：防火、電力、通風與過濾系統改造	115
圖 2- 10	反應器冷卻泵拆除過程	115
圖 2- 11	調壓槽切割過程	116
圖 2- 12	蒸汽產生器切割過程	116
圖 2- 13	大型容器示意圖與 CE-2a 與 CE-2b 設計圖.....	117
圖 2- 14	廢棄物包裝後運往 El Cabril.....	118

圖 2- 15 178 蒸汽產生器處理前後廢棄物體積比較	121
圖 2- 16 蒸氣產生器的運輸、管束抽取與熔融作業現場照片	122
圖 2- 17 拆除現場示意圖	125
圖 2- 18 Kori Unit1 主迴路系統.....	129
圖 2- 19 管束切割使用 HPWJ，並以 MAESTRO 機械臂作為工具載具.....	136
圖 2- 20 在 BR3 蒸汽發生器上使用鑽石鋼索進行切割	137
圖 2- 21 法國 Chooz A 核電廠的四迴路 PWR	139
圖 2- 22 Chooz A 核電廠的蒸汽產生器	139
圖 2- 23 AREVA's Chemical Process CORD©	140
圖 2- 24 蒸汽發生器由千斤頂系統抬升	142
圖 2- 25 固定系統	142
圖 2- 26 KRB A 核電廠除役的階段.....	145
圖 2- 27 冰鋸切割技術的示意圖	147
圖 2- 28 冷卻裝置的示意圖	147
圖 2- 29 Maine Yankee 核電廠位於緬因州 Wiscasset 的整體外觀	149
圖 2- 30 反應器圍阻體及主要構件之拆除與爆破解構工程	151
圖 2- 31 蒸汽產生器一號進行下傾放置作業	153
圖 2- 32 蒸汽產生器二號與三號運離電廠	153
圖 2- 33 熱交換器切割示意圖	155
圖 2- 34 第一機組蒸汽產生器的上半部在原位進行分段切割	159
圖 2- 35 Unit 1 反應器冷卻泵吊升至鐵路貨車中	160
圖 2- 36 反應器冷卻泵吊掛固定於鐵路貨車上，準備運送至 LLW 處置.....	160
圖 2- 37 VVR-S 研究反應器除役初期反應器區塊整體俯視/設備佈置	162
圖 2- 38 除役計畫範例	167
圖 2- 39 美濱核能發電廠一號及二號機組之系統除污作業示意圖	168

圖 2- 40 遠端操控機械臂示意範例	170
圖 2- 41 低放射性廢棄物之處理程序	171
圖 2- 42 低放射性廢棄物處理設備照片	171
圖 2- 43 前期準備工作區域示意圖	174
圖 2- 44 第一階段拆除工作內容	174
圖 2- 45 第二階段拆除工作內容	175
圖 2- 46 第三階段拆除工作內容	176
圖 2- 47 Mühleberg NPP 廢棄物管理規劃	177
圖 2- 48 Mühleberg NPP 除役階段放射性排放限值之調整	178
圖 2- 49 AMAC 三維活化建模	179
圖 2- 50 反應器冷卻泵移除作業	184
圖 2- 51 反應器冷卻泵馬達的切割作業	184
圖 2- 52 主冷卻管線第一段組件移除作業	185
圖 2- 53 Connecticut Yankee 核電廠俯視圖	190
圖 2- 54 將燃料移入 MPC 過程示意圖	191
圖 2- 55 土壤污染補救措施進行過程	192
圖 2- 56 六爪式 Flow-Through Nozzle Dam Spider，在 CY 中改良為八爪式	193
圖 2- 57 CORD 除污過程放射性核種濃度變化	194
圖 2- 58 蒸汽產生器下半部移出過程	195
圖 2- 59 調壓槽的移動過程	195
圖 2- 60 以鐵路運送蒸汽產生器下半部	196
圖 3- 1 子項計畫 3 研究流程與執行方法	207
圖 3- 2 核電廠表面污染結構示意圖[1].....	208
圖 3- 3 核電廠表面污染結構深度與除污技術去除深度示意圖[4].....	210
圖 3- 4 雷射除污系統與掃描方式示意圖[3].....	212

圖 3-5 雷射光與污染層/基材作用機制示意圖[6]	213
圖 3-6 雷射除污技術之關鍵參數與執行流程[3].....	219
圖 3-7 俄羅斯科學院實驗配置[8].....	221
圖 3-8 奈秒雷射在空氣中改變掃描次數與重疊係數的除污效率結果[8].....	221
圖 3-9 德國德勒斯登工業大學之雷射實驗裝置[9].....	222
圖 3-10 典型的 PFBR 燃料棒示意圖 (尺寸單位為毫米) [10].....	225
圖 3-11 燃料棒在雷射除污前後的單位面積放射活度 (Bq/cm ²) [10].....	226
圖 3-12 Wagner Stipp 實驗配置[11].....	227
圖 3-13 (a) 雷射照射方法 (b) 在不同區域分別施加的能量密度 (c) 後續切割位置[11]	228
圖 3-14 施加的照射能量密度範圍與重鑄層厚度關係圖[11].....	228
圖 3-15 不同雷射能量密度下污染元素在材料深度方向的分布變化[11].....	229
圖 3-16 應用於大型不鏽鋼材之水下雷射切割噴嘴裝置圖[12].....	230
圖 3-17 光學元件配置 (1)Nd : YAG 雷射 (2)聚焦系統 (3)光纖 (4)準直器 (5)檢流計 反射鏡 (6)平場聚焦透鏡 (7)液體吸收池 (8)液體 (9)試片[13]	231
圖 3-18 清潔效率與液體黏性的相依性、掃描次數與重疊率 (a) $S = d$ (b) $S = d/2$ (c) $S =$ $d/4$ [13].....	232
圖 3-19 實驗配置簡圖[14].....	234
圖 3-20 不同環境下雷射除污效率與功率之關係 (a) 空氣中 (b) 水中[14]	236
圖 3-21 450 W 之雷射清潔情形 (a) 在水中(深度 5 cm) (b) 在空氣中[14].....	236
圖 3-22 實驗配置[15].....	237
圖 3-23 (a) 剝蝕深度與脈衝數之關係 (b) 剝蝕率與雷射通量之關係[15]	238
圖 3-24 1000 次脈衝後雷射剝蝕區形貌 (a) 空氣中 (b) 水中[15]	239
圖 3-25 用於運輸 K-25 除役工程中所產生之受污染材料的大型自卸卡車車斗[16] .	241
圖 3-26 雷射除污前後之污染物放射劑量[16].....	242

圖 3- 27 受放射性污染的測試樣品，如鉛片、鉛磚、鉛罐（lead pigs）及鉛襯手套[16]	243
.....	
圖 3- 28 UTARTS 設施雷射清洗示意圖[17].....	245
圖 3- 29 雷射除污實驗流程圖[17].....	246
圖 3- 30 實驗樣品表面[17].....	247
圖 3- 31 受到雷射照射下的平均粒子濃度[17].....	248
圖 3- 32 噴霧噴射後的平均顆粒濃度[17].....	249
圖 3- 33 手持式 cleanLaser 雷射清潔系統[18, 19]	250
圖 3- 34 (a) LaserBlast-100-RAD[20] (b) Ludlum Model 12[21]	252
圖 3- 35 IEC60825-1 雷射安全國際標準[24].....	259
圖 3- 36 放射性廢棄物之分類[26].....	266
圖 3- 37 雷射除污流程建議	272

表目錄

表 1- 1	Magnox 反應器在水池除役計畫內的重點比對	91
表 2- 1	各項不同管件之數據紀錄	104
表 2- 2	不同管件所需之切割時間估算	104
表 2- 3	各項工作難度係數	105
表 2- 4	不同年份下熱交換管及收集器的輻射活度差異	108
表 2- 5	縱向切割情境下各拆除步驟對人員輻射曝露之貢獻模擬結果	108
表 2- 6	遠端切割情境下各拆除步驟對人員輻射曝露之貢獻模擬結果	110
表 2- 7	大型容器與 CE-2a 與 CE-2b 各項數據比較表.....	118
表 2- 8	蒸汽產生器拆除流程	129
表 2- 9	與蒸氣產生器相連之管線的材質、尺寸與汙染情況	131
表 2- 10	蒸氣產生器拆除時間	132
表 2- 11	蒸氣產生器拆除作業期間的作業人員輻射曝露情況	133
表 2- 12	分項輻射劑量	134
表 2- 13	美濱電廠一號及二號機組系統除汙作業的除汙效果	169
表 3- 1	壓水式與沸水式核電廠氧化層與汙染特性比較[2-3]	209
表 3- 2	傳統除汙方法與雷射除汙技術之比較[3].....	210
表 3- 3	不同雷射光源於除汙應用之特性比較[5].....	212
表 3- 4	雷射除汙作用力與汙染層剝離條件之符號與定義表	215
表 3- 5	雷射除汙關鍵參數	218
表 3- 6	俄羅斯科學院雷射參數表[8].....	220
表 3- 7	德國德勒斯登工業大學雷射製程參數[9].....	223
表 3- 8	印度的 Bhabha 原子能研究中心 Q-switched Nd-YAG laser 參數[10].....	225
表 3- 9	Wagner Stipp 雷射參數[11].....	227

表 3- 10 Maxim et al.雷射參數[13].....	231
表 3- 11 PVA 介質中放射性污染物之雷射除污結果[13].....	234
表 3- 12 各測試材料之初始污染值[22].....	253
表 3- 13 不同雷射參數針對各類材料之除污效率成果[22].....	255
表 3- 14 各種放射性元素之清除/豁免標準[27]	267
表 3- 15 不同文獻之除污效率比較	269
表 3- 16 不同除污環境之比較	270
表 3- 17 除污案例試片大小	272

一、除役核電廠受輻射影響水池拆除技術及國際案例經驗之資料蒐集與研析，摘錄彙整關切重點事項及考量因子，研提我國除役核電廠拆除作業的管制建議

(一) 前言

幾乎所有核反應器及許多核燃料循環設施，都設有水池[1]，這些結構最常見的用途，主要是提供設施在運轉期間用過核燃料的冷卻，或是在永久停止運轉後用來儲存用過核燃料，於研究用反應器則作為爐心及輻射源的屏蔽；部份核設施除了用過燃料池之外，還有其他的水池設施(例如水池型研究用反應器)，可用來儲存不同類型的高放射性物質，故可能在其運轉壽命期間受到污染。

對於管理良好且較新的核設施水池而言，除役挑戰可能相對簡單，然而，對於較老舊的核電廠，在長達數十年的運轉期間，水池可能會因為材料的老化、劣化和腐蝕，形成放射性物質的沈積，例如水池表面及儲存組件上的氣溶膠或腐蝕產物，受到水池過去的運作條件以及物理化學環境的變化，污染物可能因此變得難以去除，這些都是水池除役的關鍵問題；此外，水池除役的後勤物流工作也可能很複雜，例如內部有難以清除的污泥或需處理的大型物品。儘管過去也有相關的技術文獻曾提及水池除役案例，且核電廠除役時通用的除污及拆除技術，也適用於核能水池，但可能容易忽略一些水池特定的物理及輻射特性。考量我國核能電廠已陸續進入除役階段，但目前國內還沒有針對核電廠內受污染水池在除污與拆除策略與技

術方面的整合性報告，亟待建立一套適用核電廠水池除役拆除的綜合性報告，隨著全球核設施除役方面的經驗不斷增加，藉由本計畫蒐集並研析國際核電廠之水池除役拆除專業技術報告及較新案例，以協助國內管制機關預先掌握其除役拆除時可能涉及之相關議題，並提出適切且實務性的管制建議，將有助於管制機關對於核電廠特殊結構之除役管制有更全方位的掌握，進一步提升我國在核能領域的技術水平及行政管制能量。

(二) 執行方法及研究步驟

本計畫今年度聚焦於核電廠除役期間水池除污與拆除的議題，旨在研析相關技術及應用挑戰，以為管制機關提供有效建議。本子項計畫之研究流程及執行方法如圖 1 所示，包含相關技術報告研析，著重於核設施水池在策略與規劃階段、準備作業階段、除污階段，以及最後的拆卸與拆除等方面的重點摘錄，另將蒐羅較新的國際案例並予以彙整分析。

首先，計畫以國際原子能總署(IAEA)出版的”Decommissioning of Pools in Nuclear Installations”技術報告為核心，深入研析核設施內受污染水池在除役、除污與拆除方面的技術需求。

IAEA 技術報告涵蓋多項關鍵議題，包括：

- (1) 水池污染物的沈積特性，例如表面氣溶膠、腐蝕產物及污泥堆積
- (2) 除污技術選擇與應用挑戰
- (3) 廢棄物物流管理的規劃與執行

(4) 拆除作業的順序與後勤物流需求

這些內容將為本計畫提供了清晰的研究框架，使研究團隊得以系統化整理水池除役過程中需關注的重點議題，並針對國內核電廠除役現況，擬定符合本土需求的策略建議。

其次，為補充 IAEA 技術報告年份較久的限制，本研究將再透過國際核能機構的資料庫、各國核能管制機關的公開文件，以及網路搜尋工具，進行關鍵字的篩選與比對，以蒐集近年的國際核電廠水池除役案例，彙整其除役與拆除技術應用的關鍵要點與考量因素，以期能為國內核電廠水池除役可能面臨的挑戰提供相關案例參考。

計畫亦將聚焦於水池結構本身、相關輔助服務系統及廠房的拆除順序要點，IAEA 技術報告內即提到：「在決定拆解及拆除的方法與順序時，應考慮水池的設計及其建造方式，重要的是，應考慮到地上與地下結構所需的方法不同。在地面下，可能會出現污染土壤或結構通道相關的額外複雜情況」。此外，除役拆除作業期間，廠內將引入一系列新的工人作業，而這些並非廠內建築物原先所設計的，所有工人都將受到核電廠現行的輻射保健物理管制，且需更嚴格地遵守常規的健康與安全法規，以降低工作人員所受之輻射曝露並避免二次輻射污染，IAEA 報告亦提供在廢棄物減容作業期間，如何降低工人劑量曝露的相關經驗。

最後，透過整合 IAEA 技術報告及國際案例的研究結果，本計畫將提

出核電廠水池除役拆除的管制要點與技術建議，包括除污、拆除及廢棄物管理及降低工人劑量曝露等方面的重要考量因子，這些研究成果將協助管制機關強化對核電廠除役水池拆除作業的監督與審查能力，確保除役工作的安全性及有效性，同時為提升國內核能領域的管制技術提供支援基礎。



圖 1-1 子項計畫 1 研究流程及執行方法

(三) IAEA 地下設施除役報告重點摘錄[1]

3.1 核設施內的水池需求及面臨問題

3.1.1 背景簡介

幾乎所有核反應器及許多其他核燃料循環設施(例如再處理廠),或放射性設施(例如輻照裝置)都有用到水池,其簡易定義就是一種刻意充滿水的結構,為放射性物質提供包封(containment)、屏蔽及冷卻;多數水池位於建築物內,但有些早期的水池位於室外。

這些結構最常見的用途,是供設施在運轉期間與之後貯存用過核燃料,除了用過燃料池外,還有其他水池設施(例如水池型研究用反應器),可用來貯存不同類型的高放射性物質,並可能在其運轉壽命期間受到污染,另外還有一些與水池綜合設施相關的輔助設施,例如裝載區及反應器到用過燃料池的燃料傳輸通道。圖 1- 2 顯示核電廠用過燃料池的範例;圖 1- 3~圖 1- 5 顯示研究用反應器內不同類型的水池範例。

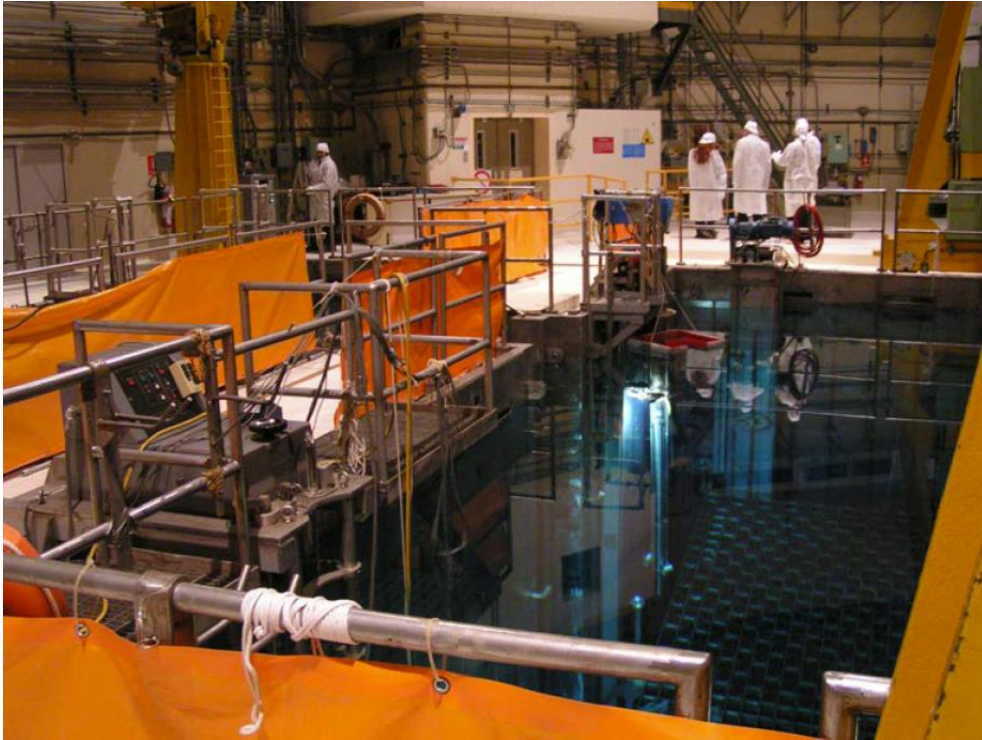


圖 1-2 義大利 Caorso 沸水式反應器用過燃料池



圖 1-3 英國 Dounreay 快中子反應器水池

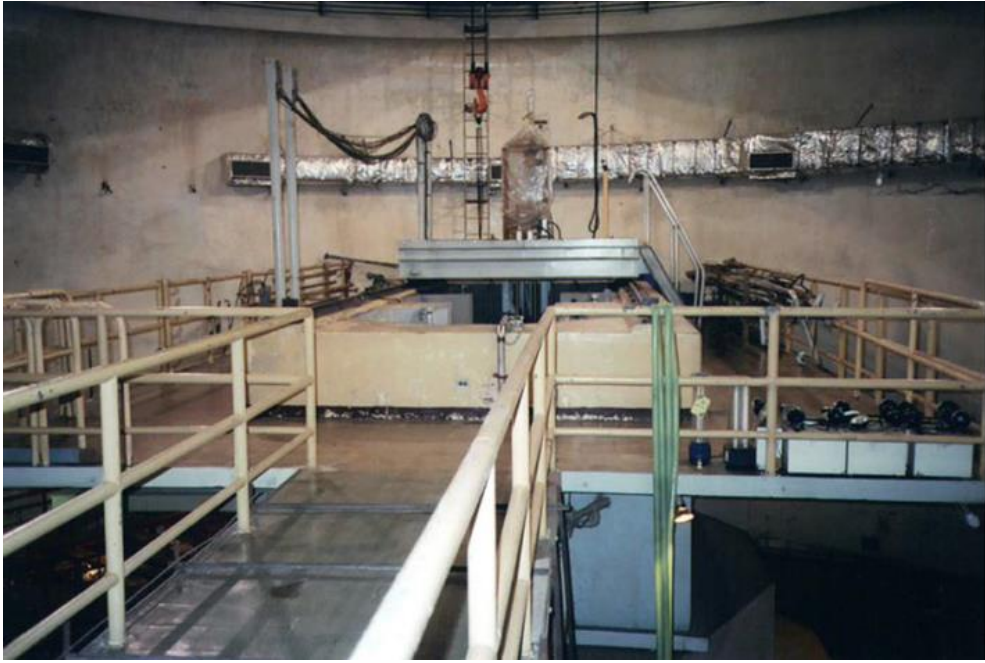


圖 1-4 菲律賓研究用反應器上池



圖 1-5 捷克共和國 VR1 水池式反應器

除了用過燃料設施及反應器之外，輻照器(irradiators)是利用水池運作的另一類設施，輻照器主要用於食品、醫療設備及城市淤泥等的滅菌消毒。

在電廠運轉階段，水池的活度水平受到良好的管理，但由於這些放射性物質(包括腐蝕及衰變產物)經常沈積在表面，且污染可能已經滲透到材料的表層內，在水池的使用壽命期間(可能長達數十年)，其地板、牆壁及輔助系統往往會受到污染；若水池內長期貯存燃料及廢棄物，可能會增加池水的比活度，從而加劇這些問題。在某些情況下，如果水池沒有內襯，污染可能會滲透到建築物地基、土壤，甚至影響地下水，從長遠來看，這將成為除役、土壤及地下水修復方面的主要問題。

材料的老化、劣化及腐蝕，是水池普遍存在的問題，也是許多水池淤泥堆積的主要來源，有時可透過添加化學藥劑來抑制腐蝕，尤其是燃料護套的腐蝕。在一些年代久遠的水池中，淤泥厚度可能深達數米，其它長期存在的問題還有絮凝(flocculation)、遮蔽(obscuration)與形成氣體，以及持續洩漏的風險。

3.1.2 水池建造考量

不同類型的水池雖然在尺寸上有很大的差異，但通常都採用大型的混凝土結構，當中有些濕式貯存設施或許會採用金屬儲槽，但都含有混凝土材質的生物屏蔽作為輻射防護。

反應器水池的腐蝕及劣化，是當前所面臨的問題。在英國的 Sellafield 或美國的 Hanford 及愛達荷等主要的燃料循環場址，都有非常古老的遺留池(如圖 1-6)，其自 1950 年代或更早以前就開始運轉，用於臨時貯存各種用過核燃料及廢棄物，且長期在極低的水化學控制及監測情況下運作，劣化且污染嚴重，這當中有些是沒有廠房包封的室外型水池。



圖 1-6 1948 年在英國 Sellafield 建造的 pile 用過燃料貯存池

水池需要許多支援設施，當中有些基於安全原因是不可或缺的，有些水池會有一個永久性的主動式水處理廠，以控制污染物的累積，但有些水池可能只需仰賴插入水中的便攜式離子交換及過濾裝置。對於熱量釋放較高的用過核燃料，需透過帶有散熱器的再循環系統進行強制冷卻，但對於燃料已經冷卻的水池，可能僅靠蒸發冷卻就足夠。除了必要的安全補水系統外，有時還需要淨化(purging)設施。水池最好是在一個能主動通風的封閉式建築內，但有些老式的遺留水池是室外型的；許多水池都有多個用於不同的功能的隔間或艙室(bays)，分別用來處理燃料運輸桶、燃料檢查、燃料元件拆裝(decanning)及除污；含有分裂材料的水池，則需要有經過批准的保障措施、行政與操作控制室，以及用於操作員劑量監測與保護的適當保健物理儀器。

許多核電廠在反應器週邊會有一個主要的水池，用於大修(defueling)期間提供初始冷卻(圖 1-7)，經過一段時間後，再將用過燃料轉移至遠離反應器的次要貯存池，有些核電廠的次要燃料貯存可能是乾式的貯存桶或貯存庫(Independent Spent Fuel Storage Installations, ISFSI)，或是其他地點(例如再處理廠)的濕式貯存池。對於主要水池中的熱燃料來說，典型的冷卻時間通常是 100 天，而在次要燃料池的冷卻時間可長達 5 年，然後才允許進行乾式貯存。



圖 1-7 英國 Hunterston 盒式冷卻池 (Cartridge Cooling Pond)

儘管水池運用廣泛，但仍存在一些固有的安全風險，這些可能是由於天災(例如地震後)或因洩漏造成的失水、冷卻水流失、結構與貯存材料的腐蝕及劣化、為抑制腐蝕與藻類形成的複雜水化學特性，以及一些臨界風險，由於乾式貯存條件更加溫和及被動，使得乾式貯存更具明顯的優勢。

在再處理設施及其他非反應器設施中，通常有許多大型的多水池設施，主要為用過核燃料(其中一些可能來自其他國家)或臨時貯存待處置的各種廢棄物提供緩衝貯存功能。

3.1.3 以往設計及實際運作方面的問題

水池除役的部份挑戰，來自於過去的設計及實際運作，因為早期核設

施的水池，並沒有太多利於除役的功能，許多水池是以未密封的混凝土建造，且幾乎很少或根本沒有洩漏檢測措施，裸露的混凝土會吸收放射性污染；有些水池沒有有效的水處理系統，不可避免會發生腐蝕並形成沈積物；有些燃料護套材料及水池設備則是不適合長時間在水中使用。在某些情況下，高放射性淤泥的堆積是個嚴重的問題，淤泥中可能含有 α 放射性物質及其他具長半衰期的物質。

核電廠的水池狀況通常比研發設施的狀態更好，因為在商業營運制度下，用過核燃料的處理更加常規化，且更重視安全文化，現在的燃料護套也有更高的完整性且不易腐蝕。

3.1.4 現有水池的設計、建造與營運的改進

美國核能學會(American Nuclear Society, ANS)在 1988 年就制定了水池式 ISFSI 的設計標準，除了施工、安全及其他問題外，美國國家標準協會(American National Standards Institute, ANSI)的水池設計標準，還解決了除役可能面臨的問題，例如易於除污的設計、地板與牆壁的襯裡、盡量減少管道的嵌入，以及洩漏檢測與收集系統，其亦強調應充分關注與現有設施的介面、安全性，並提供冷卻及廢棄物淨化系統。

IAEA 在 2011 年出版的報告中，有針對新式水池設計的具體特徵與相關作法，以便其將來除役，重點包括：

- 盡可能採用雙層壁

- 採用可拆卸的模組化組件，避免屏蔽的過度設計
- 預先安裝洩漏檢測裝置
- 避免將結構埋入土壤中，或建在地面以下
- 安裝永久性的除污設施
- 表面密封以避免污染物滲透
- 設置場址專屬的廢棄物管理設施，避免用水池貯存廢棄物
- 完整記錄水池的庫存、設計與施工
- 保存建築材料的樣本檔案

其中一個例子，是西屋公司為了促進其新電廠未來的水池除役作業，提出以下具體的設計特徵：

- (1) 水池的牆壁採用模組化施工技術建造，且在內襯焊接不銹鋼板。
- (2) 水池在每個焊接處都裝有洩漏槽，因此在鋼板接縫處，實際上是雙層壁。
- (3) 水池洩漏偵測系統是分區的，故可辨識水池內襯發生洩漏的區域。

新設計的另一個重要作法，是避免使用濕式池來貯存廢棄物，廢棄物的臨時貯存首選策略是使用乾式設施，這樣可最大限度地減少腐蝕及劣化，並可降低維護保養的要求；乾式貯存設施的除役，雖然也可能面臨一些特定的挑戰，但可以假設這些問題不那麼嚴重。

3.2 除役策略與規劃

3.2.1 策略制定

為水池型設施制定有效的除役策略，必須在設施持續運作的相關風險與除役的緊迫性之間取得平衡，這將決定其除役的最佳時機；充份瞭解水池結構及其放射性庫存，是制定水池除役策略的基礎，並應明確定義場址預期的最終狀態，以及需與除役同步的所有過渡狀態，以便水池除役作業能與場址內其他設施的除役作業能協調一致。

典型的除役策略，應包括識別並回收所有可清除廢棄物的初始階段，一旦實現此目標，與水池相關的危害就會大幅減少，隨後的目標是將所有池水排出後進行必要的除污，以支援其轉換到過渡或最終狀態；最後的目標，則是處理剩餘的殘存結構與系統。以下提供 4 種可行的方法：

- (1) 將整個結構拆除至無限制外釋的標準。這需將低於解除管制標準的材料與需進行中期貯存或處置的低階放射性廢棄物(Low-Level Radioactive Waste, LLW)分開，另需對拆除後的碎粒(rubble)進行分析，並制定無限制外釋廢棄物的標準；土壤的修復程度，將取決於水池場址在整個核設施場址中的預定用途。
- (2) 保留水池結構，並透過提供混凝土或其他耐用材質的防水覆蓋(waterproof cover)，形成一個安全包覆結構(safe enclosure)，以確保處於最低維護的乾燥條件；可利用既有的水池廠房作為安全包覆，但需考量其結構完整性、安全性及保養維護需求。
- (3) 以經濟上可行方式，將污染降至最低水平，並用沙子或低強度灌漿等情

性材料回填包覆結構，以實現安全封存或表面密封；如果仍有輻射外釋的可能性，則須進行環境方面的評估。

- (4) 除污至人員可進入的安全水平，並將排空的水池重新利用，作為乾式中
期廢棄物貯存庫(dry interim waste store)，或其他適當用途(將拆除的廢
棄物在此回填)。

3.2.2 水池延遲拆除應考量的危害

根據過去的經驗顯示，對可能含有活性物質、受污染水與用過核燃料的水池，延遲拆除可能會長達 20 多年，加上水池狀況不佳或設計不理想，以及普遍貯存大量未作特性調查且未記錄廢棄物的作法，可能導致事故增加，所以在決定採取水池延遲拆除策略前，應考量以下危害：

- (1) 因為拆除其他服務設施(例如暖氣、通風及空調)後，導致沒在運作的設施劣化(例如腐蝕及結冰/破裂)的風險
- (2) 池水管理(池水化學及腐蝕風險)
- (3) 水池內任何剩餘庫存的洩漏及污染擴散
- (4) 混凝土結構的裂縫或老化
- (5) 金屬結構、設備及組件的腐蝕
- (6) 沈積物的化學性質改變及固化，增加回收難度
- (7) 在除役前，任何延遲期內的劑量吸收與常規安全風險
- (8) 防護塗層及水池襯裡的劣化

- (9) 外部危害及事故帶來的持續風險
- (10) 會影響水池的其它相關廠房及設備故障，包括上方建築結構的劣化
- (11) 因洩漏造成池水流失，及地下水污染風險
- (12) 二次廢棄物產生(例如池水過濾系統及庫存腐蝕所產生的廢棄物)
- (13) 對公眾與環境的持續風險
- (14) 貯存用過核燃料的水池火災與臨界風險

雖然有證據顯示，水池延遲除役將導致風險增加，但這需在允許更長時間內衰減所帶來的好處(遲除拆除)，與除役作業所帶來的風險(立即拆除)之間作權衡，透過適當的保養維護，以及應用水池結構修復的新技術，可支援更長的延遲期。

水池採取延遲拆除策略，加上對劣化條件缺乏關注，有時會導致問題或帶來額外的風險。例如，美國 Dresden 核電廠於 1978 年關閉 1 號機、移出核燃料並投入維護保養；到了 1994 年 1 月，發現圍阻體廠房內與用過核燃料池相連的直徑 1.1 m 燃料輸送管(fuel transfer tube)結冰，而存在大量失水的風險，這是由於先前決定移除反應器圍阻體內的加熱系統，估計約有 200 m³ 的廠用水洩漏到廢氣過濾廠房的地下室，在 1999 年對燃料進行特性調查作業後，最終決定將所有燃料轉移到乾式貯存桶貯存，並關閉水池作為安全貯存期的一部分。2001 年 1 月，美國 Zion 核電廠關閉 3 年後，也發生了一起用過燃料池及冷卻系統失去電力的異常事件，池水溫度在大約一

小時內從 32.8°C 上升至 33.3°C，NRC 報告稱該事件並不嚴重，但仍表示電廠應始終保持警惕。

2001 年初，NUREG-1738 報告指出，含有鋳合金護套的用過燃料池，因喪失池水而發生過熱及自燃，將導致失控火災的特殊風險，這顯示除役反應器水池中的鋳火災，可能會造成災難性後果，在此之前，基於衰變熱較低及可忽略不計的火災風險，火災風險被認為非常低。該研究考慮了 9 種可能導致燃料曝露在空氣中的事件，其中，強震及護箱掉落事故被認為是除役場址的重要事件。隨後有報告指出，除役場址水池中燃料的火災風險雖然很低，但發生機率並非為零，每個設施都應仔細考慮與此類危險相關的風險。

3.2.3 過渡期間

許多水池在主要設施關閉後，仍繼續運行數十年，且常超出其最初的设计壽命。水池的主要功能是提供用過核燃料及廢棄物的中期貯存，直到有可以處理或處置的設施，只有將這些廢棄物轉移到其他貯存設施，才可能考慮讓水池除役；然而，水池或其結構仍可為場址提供替代功能，並且可以重複利用。例如加拿大水池測試反應器(Pool Test Reactor)在除役後，該設施被改造成一個挑空實驗室(high bay laboratory)，舊水池額外增加的空間，用來安裝循環系統或作為未來研發工作的測試區域。

許多水池會分成主池區或單獨的隔間，即可因此制定個別或在不同時

間處理各個部分的策略，透過提前除役某些區域，可以獲得一些好處，例如從早期的除役工作中學習經驗，將其應用於設施其他部分的後續除役工作；同時，這種方法還能允許在過渡期間重新利用部分設施，例如作為受污染物品的緩衝貯存區。

在某些情況下，即使經過大量除污，將殘留水池結構拆除至無限制外釋水平既不經濟，亦無法達到”合理抑低”(As Low As Reasonably Achievable, ALARA)，則可以採用封存(entombment)、密封(sealing)或被動安全策略(passive safety strategy)。

如果認為對水池進行全面除污在經濟上不可行，則可以考慮在排乾水池時，對內表面進行部分除污及密封。選擇「**排水與密封**」策略需與整個場址的策略保持一致，且水池及場址的其他部分都必須維持在保養維護狀態下，直到場址解除管制為止。這種方法能夠利用放射性衰變的優勢，且能在已知整個場址驗收的最終條件下進行水池拆除；此方法的另一項優點，是能避免填充材料受到污染，填充材料是採用封存方法的潛在缺點。此外，有必要向管制機關證明水池在貯存期間可以保持安全，並且可以最大程度地減少進水造成的潛在污染擴散，因此，在維護保養階段，可能需要在結構上安裝蓋子或防風雨罩來保護水池。

在密封方面，有多種密封劑可以考慮，主要取決於待密封的殘留污染物，如果存在銅系元素，可能需要使用堅固的密封劑；而輕度污染的表面，

則可使用輕型密封劑或塗料作為粉塵控制措施，相關可應用的技術包括可在水下使用的獨特塗層技術，以及透過機器人部署的基於聚合物的修復技術，可用於修復用過燃料池內襯的洩漏。

封存策略(Entombment strategies)是指用沙子或弱水泥漿回填已清空且基本除污的水池，如果認為清除更多輕度污染物質或處理結構下方任何可能受到污染的土壤，被認為不經濟或不符合 ALARA，就適合採用這種策略。如果殘留材料被歸類為 LLW 或以下級別，那麼與其花費精力將其去除，然後再將其處置到其他地方可能是不明智的，在評估這項策略時，應同時考慮場址的整體策略，像是有些污染嚴重的場址(例如再處理場址)可能永遠無法完全除污，在可預見的未來，仍將持續作為輻射管制場址，在此情況下，對於場址內輕度污染且已拆除部分結構的水池進行回填，反而可能是較合理的選項。

3.2.4 專案規劃

除非整個電廠的除役計畫中，已充份涵蓋水池的除役作業，否則仍需另行制定水池的除役計畫，即便在停機時，已有針對整個場址的除役計畫，仍有必要依據水池當前的狀況、結構條件，以及廢棄物存量進行檢討與更新；經常會因為事故或外部環境的變化，使管制機關要求加速擬定除役計畫並且執行，在這種情況下，同樣必須根據這些變化，重新審查原有的除役計畫。所擬定的計畫需建立在資訊充分的基礎上，且可能需要制定一個

具備適當決策節點的滾動式計畫，與水池除役相關的特定挑戰，往往會透過調查、特性描述，以及除役作業的實際進展來獲得相關資訊，這個過程本身就是除役計畫的一部分，這些資訊亦可能影響水池除役所採用的技術或方法。例如，現行的法規要求，可能會使除役作業須大幅採用遠端操作，在所有情況下，任何計畫中擬定的作業都必須進行安全評估，且須取得管制機關的核准。

除役規畫期間，除了必須執行的典型作業外，還應考慮以下項目(但特定情況可能要作其它額外考量)：

- (1) 建立水池設施的所有相關記錄
- (2) 回顧從類似設施中學到的經驗教訓
- (3) 對水池結構及相關服務進行徹底調查，以確定設備的基本條件及翻新需求
- (4) 對廢棄物、淤泥存量及水池結構，進行詳細的化學、物理及輻射特性調查，並應特別說明無法獲得資訊的部份
- (5) 進行化學及物理調查，以確定存量、水池結構及內襯(如果有)的腐蝕及劣化程度
- (6) 協議的最終狀態
- (7) 制定除役策略，以決定除污及拆除程度
- (8) 調查固體材料及淤泥的回收(retrieval)選項

- (9) 確認回收作業可能用到的水池設施及設備
- (10) 估算材料的體積及重量，包括廢棄物存量及除役廢棄物(如要拆除結構)
- (11) 針對可能的廢物流先作定義
- (12) 制定廢棄物管理策略，包括調節、包裝及中期貯存設施、回收、再利用
或處置路線
- (13) 編制除役作業的安全案例，並尋求管制機關核准
- (14) 進行環境影響評估，供管制機關核准
- (15) 在適當階段聘請專家，就作業執行方面提供建議，並估計成本及持續時間
- (16) 為除役計畫及任何剩餘臨時廢棄物貯存設施的長期管理，確保提供必要的資金
- (17) 建立專案移交組織
- (18) 制定專案及合約執行策略
- (19) 簽定並管理執行中的合約
- (20) 專案結束時，確保完成最終報告並獲得批准
- (21) 在適當階段與管制機關及其他利害關係人接觸

制定除役計劃的關鍵資訊來源之一，是來自現有或以前的運轉人員(如果有)及記錄，隨著計畫的發展，一些資訊將變得可用或發生變化，故需對除役計劃進行適當的修改，故保留除役計畫期間產生的所有記錄非常重要。

3.2.5 工程關鍵問題及執行方面

水池除役計畫會面臨的典型工程挑戰包括：

- 現有基礎設施已無法使用，或不再適合使用
- 缺乏用於除役的基礎設施
- 存量及其狀況不確定
- 輻射及化學危害
- 池水能見度差
- 遠端操作
- 在水下環境中部署設備
- 作業環境擁擠，缺乏放置新設備的空間
- 廢棄物接收標準，或針對無明確處理或處置途徑廢棄物的應對措施
- 混合性廢棄物
- 污染控制
- 證明符合解除管制等級
- 鄰近其他結構及危險源
- 廠房結構情況不明
- 淤泥行為及存量的特性調查
- 人員在水上及水中相關作業的可及性及一般作業危害
- 外在環境的挑戰

- 大量材料的修復與處置
- 地下水及受污染土地的管理
- 確保符合 ALARA 原則，最大限度地減少並控制劑量

雖然核電廠及研究用反應器的水池，最初是用來存放用過燃料，但許多水池會在反應器關閉時，被用來貯存其他停止使用的高活性物品，這些物品的尺寸及外形，通常需要特殊的處理設備，但這樣的設備可能已不存在或過時，如何設計合適的回收設備，往往是一大挑戰，而當中大部分的廢棄物，都是來自燃料處理設備及護套內的燃料碎片。

多數水池都有用來裝載水池物品的高架龍門起重機，其通常能處理非常重的專用設備(例如運輸護箱)，起重機的完整性與安全性必須進行驗證及測試，以確保除役期間能安全使用，有些起重設備及其承重結構已有 40-60 年歷史，其功能(包括是否符合現行法規)也都需進行驗證；同樣地，對廠房結構的現狀可能也不甚了解，記錄及圖面資料保存不良，可能會加劇這種情況。

一些水池中含有大量的淤泥及沈積物，這些淤泥及沈積物通常呈現膠體狀(colloidal form)，這是由金屬組件、燃料護套、有時是燃料的腐蝕所造成的；淤泥遇到的嚴重問題，是由於沈澱所導致的凝固，及池水受干擾時會渾濁，這通常會妨礙回收作業。用於除污過程及池水最終排放的水處理廠，在經過長期休眠後，往往已經過時或不足，必須按照現代標準重新建

立。池底上的用過燃料丸(pellets)及銷釘(pins)，也可能成為回收和分離成可管理廢物流的問題，與燃料碎片相關的防護問題，常使計劃變得複雜。用過核燃料在鋼製料斗(steel skips)及籃子(baskets)中經過長期貯存後，由於無法確認其結構完整性，故在除役作業期間，需採取吊裝預防措施。

水池洩漏及滲入混凝土的程度不確定，對於除污、拆除及最終場址解除管制方面造成了問題，早期核電廠及燃料循環設施所設計的水池，幾乎都沒有雙層牆壁，這是監測或防止水洩漏到水池基礎下底土的有效手段；但即使有水池內襯，也經常會發生洩漏並污染底層的混凝土，而且很難對內襯與水池之間的物質進行特性調查。

經證明可安全使用的水池除役技術及程序包括：

- (1) 利用潛水員執行特殊水下任務
- (2) 特殊開發的水下遙控機器人設備，用於測量、切割、拆除、回收淤泥及特性調查的取樣
- (3) 透過水雷射(hydrolasing)及使用旋轉粗琢頭(rotary scabbling heads)等技術，能粗琢並清除水池壁及池底表面的混凝土
- (4) 具有能懸浮、回收並封裝池底淤泥及碎片的能力
- (5) 根據適當標準改造現有系統

3.2.6 從規劃到執行過渡階段的不確定性

雖然電廠關閉後，整體的核能與放射性風險可能會降低，但其他風險

可能會增加，這些可能來自於化學品、石棉清除、大型拆除作業、設施變更(特別是電力及水)，以及管理組織的變化，此外，設備可能已經老化或正在劣化，而這些設備可能需要用於除役任務，為避免發生故障風險，需進行適當的翻修。從管制角度來看，建議有 4 個關鍵面向需要考慮：

- (1) 明確劃分運轉、燃料移除及除役階段
- (2) 制定規範，以確保對變更的控制和管理
- (3) 保留專業技術，並證明有能力完成相關工作
- (4) 程序及設備需符合其預期用途，並設立交付的控制點

某些情況可能會阻止或妨礙水池設施的最終除役，其中最主要的問題是，廢棄物及用過核燃料缺乏適當且獲許可的臨時貯存設施，建造 ISFSI 或將用過核燃料運出場外，讓許多水池的除役計畫得以繼續進行。難以建立準確的庫存及狀況細節，也可能導致實施過程中的不確定性及嚴重的合約問題；其他不確定因素包括缺乏資金，以及訓練有素並積極主動的工作人員。水池設施成功除役的關鍵，是有效且及時的規劃，這包括詳細了解要除役的設施、預期的最終狀態，以及完成除役作業所要使用的技術。

3.3 除役前的作業

3.3.1 特性調查

結構及廢棄物庫存的輻射特性調查，為水池設施除役的策略制定與規

劃，提供了重要的輸入數據，在編制除役計劃時，會進行一些特性調查，該計劃應在電廠運轉期間就啟動，但除役計劃內的數據，不太可能準確反映水池的最終輻射或結構狀態，因此有必要進行審查，如果水池除役發生長時間的延誤，或有其他貯存作業，則需進行全新的調查；一旦記錄遺失或不存在，則有必要對設施進行深入的特性調查，以避免發生意外事件。

特性調查作業應考慮包括：

- 沈積物及淤泥
- 固體廢棄物
- 池水
- 作業區域的輻射及污染狀況
- 表面污染程度及滲入結構的深度
- 非放射性危險廢棄物
- 廢棄物的化學與物理特性
- 相關廠房、設備及水池的配置，以及適當的結構評估
- 廢棄物位置
- 建立並維護最新的特性調查記錄

此外，在用過核燃料貯存期間，由於池中的劑量強度占主導地位，收集有關水池污染程度的真實數據可能不具代表性或不可能，多數初始特性調查必須在水下進行，且必須使用機器人或潛水員來採集分析樣本，在貯存

物品發生嚴重腐蝕，且沈積物與淤泥嚴重堆積的水池中，取得代表性數據可能有困難，但即便存在不確定性，為了估計除役各階段產生的廢棄物量，還是有必要進行特性調查，這些資訊對於制定廢棄物管理策略、劑量估算、ALARA 決策，以及作為除役工作招標規範的基礎都是必要的。

在估計非放射性廢棄物的數量，以及可能需要特殊處理的有毒與有害物質時，也需要進行特性調查，例如石棉、油、塗料及油漆等，其中可能含有多氯聯苯(PCB)及鉛，作為特性調查的一部分，還應估計符合無限制外釋條件的材料數量，以確保對廢棄物進行管理規劃及估價。

應該注意的是，物理、化學及輻射特性調查是一項複雜的作業，針對所應用的技術需具備適當的專業知識，在可能的情況下，應進行取樣及實驗室分析來支援實地測量，而為確保其具有統計上的代表性，必須收集足夠數量的樣本與數據，但應認知到，受污染的物質及表面通常是不均勻的，因此，在特性調查的過程及後續的數據使用時，可採取較為靈活的方式，應用統計數據在樣本減少及測量數量方面能發揮重要作用，但需要就統計方法的使用，先與管制機構達成共識。

3.3.1.1 輻射特性調查

所需的特性調查程度，取決於後續對除役及處置作業的數據要求，通常需要採集實體樣本進行分析，某些對細節要求較低的情況，也可使用遠端技術來提供一定的幫助。水下測量的幾種技術，包括總伽馬計數(gross

gamma counting)、伽馬能譜(gamma spectroscopy)、被動與主動中子計數(passive and active neutron counting)或被動與主動中子探測(interrogation)；最佳技術取決於放射性庫存、可接近性限制、庫存記錄的完整性，以及能否建立放射性污染的特徵模式。

在移除貯存在水池中的組件及材料前，對其進行特性調查及識別的一種方法，是獲取每種組件及材料的物理樣本，以便進行實驗室分析，然而，從水中移除材料可能會使人員曝露在輻射之下，還可能增加污染擴散的風險；此外，物理取樣後再進行實驗室分析是一個既耗時又成本高昂的過程，組件及材料直接在水下進行特性調查(即現場特性調查)，在安全性、速率及降低整體成本方面，提供顯著優勢。光纖探頭(fibre optic probe)雷射誘導擊穿光譜儀(Laser Induced Breakdown Spectroscopy, LIBS)的特殊版，即為順著此概念所研發的技術，其結合一個遠端潛水探頭，可用來鑑別浸沒在水下任何深度(最深約 10 m)的材料元素組成。圖 1-8 顯示美國 Idaho 國家實驗室的水池特性調查及掃描遙控裝置。

水池設施周圍土壤及底層的污染程度，需透過採集土壤樣本及鑽孔來確定，地面污染的程度通常會決定場址的解除管制策略。對於某些場址而言，若測出大面積污染，唯一可達成的外釋等級，可能是有限制的解除管制狀態，但若污染非常嚴重，實際上可能無法達成任何形式的場址外釋，在此情況下，拆除結構的也僅具表面效果。



圖 1-8 美國 Idaho 國家實驗室的水池特性調查及掃描遙控裝置

Sellafield 場址有許多水池及筒倉(silos)，其中存放著各式各樣的歷史廢棄物，對這些庫存進行特性調查至關重要，其中一個例子是使用水下遙控車(submersible remotely operated vehicle, ROV)對 Sellafield 的第一代 Magnox

燃料貯存池(First Generation Magnox Fuel Storage Pond, FGMFSP)進行全面的調查(見圖 1-9)。

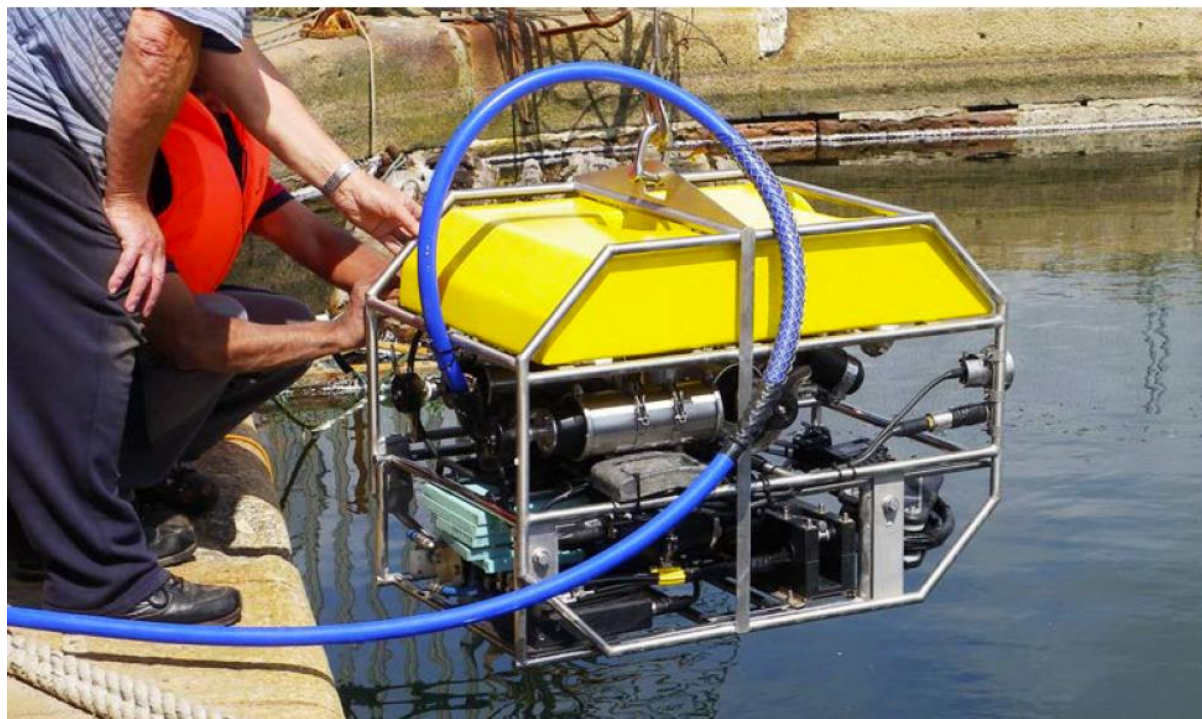


圖 1-9 英國 Sellafield 使用的水下遙控裝置

水池式研究用反應器的一個特殊問題，是反應器爐心組件及其周圍結構與設備的活化，活化作用可能會顯著增加水池表面污染及沈積淤泥中的放射性物質存量，根據反應器的配置、幾何形狀，以及池水提供的屏蔽效果，中子誘導的活化作用，也可能影響到水池的地板及池壁。中子活化會影響除役廢棄物的產生及管理，可能需要採用非僅受到污染水池所適用的除役技術。特別是，在規劃期間需要考慮與活化組件相關的更高劑量率，以及活化與污染的不同性質，在某些情況下，組件可能既被活化又被污染，這可能會為拆除及廢棄物管理帶來額外的複雜性。

水池地板及牆壁的活化深度，不一定與污染物遷移到混凝土孔隙及裂縫中的深度相同，此外，保護塗層也無法阻止中子活化，如果混凝土受活化的深度遠大於受到污染的部分，則應採用針對受活化混凝土的技術來進行特性調查、移除放射性混凝土，並將非放射性部分隔離出來，以便解除管制。

3.3.1.2 有害物質的特性調查

在任何除役作業開始之前，還需確定是否存在其他危險物質，以便將其納入除役計劃中。石棉是一種在舊電廠中廣泛使用的特殊材料，可能存在於水池相關的管路系統、覆蓋層及屋頂組件，甚至是混凝土構件中，清除及處置石棉的成本並不低，且還可能存在其他化學廢棄物，如果有記錄，應進行查閱，並對設施進行檢查。曾有因發現未知且意外的危險物質，而停止拆除作業的情況，這種情況尤其可能發生在研究用反應器及實驗室，例如美國喬治亞州就曾發現有毒的鈹塊被貯存在研究用反應器的水池中。油漆塗層中含有的多氯聯苯及鉛，可能會成為處理方面的問題，特別是在受到放射性污染時，因為這樣會產生混合性廢棄物。

3.3.1.3 化學及物理性質的測定

為了能夠回收、搬運、加工及處理池中的物質，有必要確定其物理化學特性，例如，在設計處理淤泥廢棄物的設備及製程時，可能需要考慮密度、

流變性、沈降速率及顆粒尺寸等，需要化學特性來證明可以產生適當的廢棄物形式。

3.3.2 燃料移除及燃料貯存

根據最新的標準及規定，用過燃料通常應在最終關閉後，儘快從操作池中移出並運送到專用裝置，但有時用過燃料會在池中保留很長時間，導致除役問題加劇。移除反應器內的燃料，將增加對用過燃料池的容量需求，以便先對用過燃料進行冷卻後，再運出場外或轉移到乾式 ISFSI。由於 1980 年代對水池容量的需求不斷增加，故開發了護箱(cask)及貯存庫內的乾式貯存技術，並持續提供這種類型的貯存；然而，大部份用過燃料的貯存方式仍以濕式貯存池為主。現有核電廠增加水池尺寸的空間有限，但一些核電廠(特別是美國)批准使用雙層堆疊組件(double stacking of assemblies)，大幅增加了用過燃料的貯存容量。

不同類型反應器的水池大小範圍很廣，但一般都在 1000 m³ 以上，研究用反應器水池較小，通常在 100 m³ 左右，燃料循環設施中的燃料池通常要大得多，因為它們在處理之前提供緩衝貯存，這些水池的容積可達 30,000 m³。對於大多數關閉的研究用反應器來說，用過燃料目前已被送到中央地點(central locations)(例如法國、俄羅斯聯邦、英國及美國)進行再處理或貯存。比利時、加拿大、德國、匈牙利、日本及瑞士等國家，則較傾向乾式貯存；法國、瑞典及英國主要採用濕式貯存池，英國只有在 Wales 的 Wylfa

Magnox 核電廠採用乾式貯存設施。

輕水式反應器通常可以在數週內移除燃料，除非發生核心事故(例如美國三哩島及日本福島)，但對於氣冷式反應器，由於燃料數量通常非常多，特別是 Magnox 型反應器(雙反應器的燃料元件最多達 80,000 個)，移除燃料可能需要 2~5 年的時間，且依賴於將用過燃料運到場外的能力。在英國，30 多年來已有超過 25,000 噸的用過燃料被運出核電廠送往 Sellafield。

3.3.3 清除營運後的庫存及材料

當燃料運出場外或轉移到 ISFSI 時，通常會在水池中殘留大量的放射性物質及碎片，當中很大一部分是燃料桶(skips)及燃料架(racks)，有時還有反應器的活化組件，此外還可能含有失效或劣化的燃料碎片，像是許多 1950 年代建造的老舊水池，都含有大量因腐蝕而產生的淤泥，以及大量的燃料碎片，故需制定一個回收並處理這些廢棄物的策略。理想情況下，在用過燃料得到妥善管理，並且為所有廢棄物流制定好廢物管理策略前，不應該進行水池除役，但若燃料被淤泥覆蓋，則可能需要先移除一些庫存才能取出燃料。圖 1-10 是英國 Dounreay 快反應器清除淤泥的案例。



圖 1-10 英國 Dounreay 快中子反應器水池清除淤泥

在某些情況下，輻射大部分來自淤泥，因此應考慮進行一個收集並轉移淤泥的計畫，同時將水保留在池內，清理過程可能需要對受污染水進行處理，這意味著需要有效的水處理廠。

大多數水池都有多個相互連接的艙室(bays)，並設有閘門來隔離各個區域，在除污及設備拆除時可善加利用這種靈活性，例如，一些艙室可用於收集、分類、清洗及沖洗，或用於廢棄物及淤泥的轉移，以便臨時貯存。有些水池有通道或隧道與反應器相連，用於燃料傳輸作業，此時需與反應器本身作安全隔離。

池中物品的移除順序，可能會根據水池庫存的性質而有所不同，例如，

可能會為了便於清除淤泥而移除物品，或是為了曝露出物品而移除部分淤泥。

3.3.3.1 拆除容易接觸的組件

需要制定明確的計劃來回收水池中的可移動物品，當中包括處理廢棄物的方法。有些水池中可能需要處理殘餘燃料，此外，在燃料移除後，可能會留下大量多餘的空燃料籃或燃料桶，還可能有其他可輕易移除的水池設備，另可能還有其他用在水下處理及檢查燃料的設備。許多水池也被用來容納及屏蔽來自反應器或實驗裝置中的被活化與受污染物品，這些物品的相關記錄有時不充分或不存在，當中有些物品只是表面被污染，可以進行處理，但許多物品可能會被活化而需要屏蔽。

從池中移除大型物品時，遇到的一個問題是它們的尺寸及不同的配置，如果已經規劃並提供了廢棄物容器，則可能需要將大型物品切割並放入廢棄物容器(必要時進行屏蔽)，以便運輸到其他地方或直接轉移到封裝設施。還需進行特性調查，以將物品分類到廢物流中。第 II-16 節介紹了在廢棄物減容作業期間，最大限度減少工人劑量曝露的經驗教訓。

如果現有的處理設備(例如，桶或籃的處理機)長期閒置或需要進行特殊操作，可能需要進行大規模翻新，但應特別考量要移除物品的結構完整性。從水池中移除的物品，在取出前及取出的過程中，通常需要一定程度的清洗及除污。

3.3.3.2 移除、處理及調理沈積物與淤泥

幾乎所有濕式貯存設施中都存在淤泥，這是由於附著在燃料上的腐蝕產物及活化產物(燃料沈積物)鬆散脫落所造成的；此外，淤泥亦可能來自空氣中的灰塵、碎屑、藻類生長及其他外來物質等外部來源，水池中的淤泥及沈積物數量，反映了水池在運作期間是否受到良好的管理。在一些設施中，清潔工作已經成為例行作業，而能最大限度地減少淤泥的清理工作；然而，有許多水池的燃料護套及其他金屬組件的腐蝕，並未經過水過濾或處理，或適當的水化學來加以控制，經過數十年不受控制的腐蝕、劣化及外來物質的侵入，淤泥與沈積物的厚度可達數公尺。

淤泥回收作業分 2 個階段進行：排水前的批次回收與排水後的最終清理，與淤泥清除相關的方法，包括：

- 水下遙控機器人(underwater remotely operated vehicle)
- 淤泥的固化(Consolidation)與圍堵(corralling)
- 在淤泥堆上放置渦流泵(vortex pump)直接泵送
- 利用隔膜泵(Diaphragm pumps)將淤泥輸送至石籃(rock basket)以分離顆粒物
- 以冷凍板(freeze plate)協助分離固體及淤泥，以便進行加工與處置
- 液壓懸浮(Hydraulic resuspension)及回收(retrieval)
- 噴射器(Eductors)

- 利用水槍(Water lances)噴射使淤泥重新分佈
- 機械式抓斗(Mechanical bucket grabs)及小型挖掘設備(mini digger type devices)
- 抽吸與沈降技術(Suction and settling techniques)

在清除淤泥及沈積物的作業期間，會持續存在懸浮物風險，導致能見度降低，進而引起後續的處理問題。如果水池長期用來貯存燃料及廢棄物，且含有大量的淤泥及碎屑(包括燃料碎片)，那最初的清理作業就會變得更加複雜，廢棄物的特性調查也會變得困難，這是因為淤泥的分佈不均勻或深度不一。如果將淤泥回收並脫水，然後在水泥基質中固化，很可能會產生額外的液體廢物流，在處理瀝出水(decanted water)的過程中，必須對濾網上的濃縮微粒及放射性同位素，或被離子交換介質捕獲的放射性物質進行處理。

美國 Argonne 實驗性沸水式反應器除役期間所獲得的經驗教訓，反應器爐心組件已在燃料池中進行減容，清理碎片的過程分成 3 個部分：使用夾具(Grips)清理大型物件；對於中等大小的材料，使用鏟勺(scoop)；對於最後的殘渣，使用水力真空吸塵。遇到的問題是，鏟勺無法正確撈起切割後的熔渣材料(cutting slag material)，且真空吸塵器會被堵塞，我們學到的教訓是，要妥善規劃清理過程，並盡可能使用廢棄物收集罐，水下切割過程產生了體積小、球形、重量輕的高放射性物質，這些物質很容易散落，且很難

收集。

應促進沈積物的清除及調理，以利後續的除役，例如在英國，貯存池用於貯存用過的 Magnox 燃料棒，這是由鎂合金包覆的鈾燃料棒，這種核燃料棒中含有大量高活度的衰變產物，維護貯存池的目的，是為了盡量減少腐蝕，如果護套在水中發生腐蝕，可能會產生細顆粒淤泥。與所有放射性廢棄物一樣，必須小心處理無用的淤泥，以確保參與清理過程的工人的安全。

3.3.3.3 排空、處理及排放液體廢棄物

多數水池都有數個隔間，隔間之間有閘門，在水處理過程中，可以利用這種靈活性，當水池要完全排乾時，需要排放大量的污水，可能需要處理與授權。根據運轉期間的化學條件及其他因素，排出的水可能受到銫-137 及一些超鈾元素的污染，處理這類液體可能會產生新的廢物流，如果出現這種情況，應確保與主動式廢水處理廠(Active Effluent Treatment Plant, AETP)的相容性。需考量的問題包括：

- 現有設備可能已經過時或退化，無法繼續使用
- 隨著水位降低，可能需要對現有設備進行改造
- 排放標準及法規日漸嚴格，包括非放射性方面
- 除役作業期間的水活度及化學性質變化
- 水的透明度與可見度問題

- 現有處理廠的產能及吞吐量
- 現有的廢水處理技術的改良

來自水處理廠的放射性離子交換樹脂是一種特殊的廢物流，這些材料可能具極高的放射性，特別是含有銫、鈷、微量重金屬衰變產物及其他放射性污染物。樹脂被視為潛在的可移動廢棄物，由於樹脂珠(resin beads)的化學性質、保水性，以及形成氣體的風險，有機樹脂的封裝可能比較困難，在等待調理及找到處置解決方案前，通常被暫時存放在密封的容器中。

在水池排水時，進行一定程度的除污可能是明智的，這將便於劑量及污染控制，並使得水池中的水可以在排水作業期間用作屏蔽。在水池進行排水前，可透過測量及特性調查來確定除污程度，值得注意的是，Magnox使用水下岩心鑽孔(underwater core boring)及水下劑量測繪(underwater dose mapping)來進行水池的特性調查，並開發透過排出剛開始第 1 公尺深度的水進行測試的劑量模型，這些模型可以幫助決定在排水過程中，是否需要採取輕度或強力的除污。

此外，還需要考慮公共關係與環境問題，例如，在某些情況下，污水符合排放標準，可以准許排放，但從公共關係的角度來看，排放可能是不可接受的；或是在一些複雜場址，對於除役各個階段可能會有更高的排放要求，故在除役規劃與許可階段，可能需考慮政治及環境方面的問題。

3.3.4 為後續的除役建立安全的工作條件

初步清理作業的主要目標之一，是為未來的除役作業建立更安全的工作條件，其中一項特殊要求，是確認設施的真實輻射狀況，展開清理工作最有效的時期，是設施關閉後儘快進行，儘管此時的劑量率可能最高，但此時多數經驗豐富的操作人員可能仍在職，多年營運所累積的經驗非常寶貴，將有助於規劃安全的除役作業，並避免因發現未知材料或情況而經常出現的延誤；有時，必須對建築物及搬運設備進行結構改造或翻新，以便為工人與環境提供安全的工作條件。例如，在室外水池上方提供防護結構、加強保健物理設施及主動式通風。

有些作法是利用水下潛水員來執行困難的除污及拆除作業，在此情況下，可能需要進行一些水質淨化，以減少操作員的劑量並提高水質的清澈度。當水池與反應器相連以傳輸用過燃料時，需要進行安全隔離，以確保反應器不會對水池操作造成任何危害。特別要強調的是，在除役過程中，非放射性危害可能比放射性危害更為嚴重，因為除役作業會引入一系列新的工人作業，而這些是先前在建築設計階段並未考慮到的，其中一些可能是非例行性，或是首次進行的。

3.4 除污

核電廠關閉並移除燃料後，水池及廢棄物筒倉通常被認為是污染最嚴重的區域，如果水池曾用於長期或永久貯存用過燃料及高活度廢棄物，則情況更是如此。在實際應用中，最常見的用途是用水作為冷卻與屏蔽的介

質，但其缺點是會促進腐蝕及劣化，即使是最耐用的材料也不例外。

鎂合金(Magnesium alloys)特別容易腐蝕，除非能維持嚴格的化學條件（例如氯離子(chloride)濃度極低），如果水池設備採用的是未加保護的低碳鋼，則可能出現大面積腐蝕，存放其他材料及多餘物品，特別是停機後拆除下來的物品，會使情況更加惡化。很多時候，電廠關閉後就會放棄對水化學成份的嚴格控制，水池中會混入淤泥、沈積物、碎片、燃料及其他碎片，在一些燃料循環設施中，使用室外水池也無濟於事，因為灰塵、動物糞便等空氣污染物會混入其中。

對於狀況不佳的水池來說，其除污作業是一項艱鉅的任務，水池表面可以在水下或略高於水位但表面保持濕潤的條件下進行除污，由於會產生粉塵，水池很少在乾燥條件下進行除污，但如果污染程度很低，也可以這樣作，最佳方法取決於污染程度。

3.4.1 除污目標與標準

除污的程度及範圍，取決於目標的最終狀態及其他相關因素(例如，支持廢棄物處置或協助後續階段的劑量管理)，透過除污並不會減少總體的放射性活度(以貝克勒 becquerels 為單位)，因為只有透過放射性衰變才能達到這一點，除污的目的只是為了降低設施的風險，如果整體策略有要求，將放射性廢棄物轉化為便於廢棄物管理及最終處置的狀態，並可能降低整體成本，除污不應成為單獨的目標，而應是對降低整體風險與環境保護策略

的支援。在除污措施的實施上，應考量因素包括：

- (1) 控制二次廢棄物的總量與質量，以盡量減少數量增加的固有可能性
- (2) 建立並協定輻射標準，以界定廢棄物流並予以分類
- (3) 建立並與管制機關及環保人士協定無限制外釋材料的可接受標準
- (4) 避免交叉污染及廢棄物流間的混合
- (5) 應用 ALARA 原則，以限制操作人員在處理過程中所受到的劑量
- (6) 減少危害及外釋到環境中的可能性
- (7) 避免使用可能造成包裝、封裝及處置問題的腐蝕性化學品
- (8) 針對可能引進現場進行除污作業的新設備，亦應考量其本身的除污
- (9) 意識到廣泛或過度的除污作業，可能會增加不必要的廢棄物量
- (10) 考慮現有或計畫中的廢棄物貯存設施
- (11) 體認到為了除污而除污並非是個好政策
- (12) 整合除污廢棄物並納入到現有的處理及貯存設施中

3.4.2 技術評估與選擇

有各式各樣可用於水池除污的技術，包括：

- (1) 對牆體及組件進行射水及噴灑(Water jetting and spraying of walls and components)
- (2) 使用研磨刷手動擦洗表面(Manual scrubbing using abrasive brushes on surfaces)
- (3) 使用電動及遙控工具擦洗表面及組件(Scrubbing of surfaces and

components using power and remotely operated tools)

- (4) 用吸附劑(adsorbents)對可移動物品進行化學清洗(Chemical cleaning of removable items with adsorbents)
- (5) 噴砂(Sand Blasting 或 grit blasting)
- (6) 混凝土的化學浸蝕(Chemical leaching)
- (7) 混凝土乾式划痕(Dry scarification)
- (8) 以旋轉噴嘴進行超高壓水力噴射(Ultra high pressure (UHP) hydrolasing using rotary nozzles)
- (9) 二氧化碳顆粒爆破(Carbon dioxide pellet blasting)
- (10) 電動除污及電解拋光(Electrokinetic decontamination and electropolishing)
- (11) 振動及超音波表面處理(Vibratory and ultrasonic finishing)
- (12) 可剝離塗層(Strippable coatings)
- (13) 諧波分層剝離(Harmonic delamination)

美國環保署在《放射性污染表面技術參考指南》中，將除污技術主要分為 2 個部分，分別為：

- (1) 第 1 部分：使用酸、泡沫、凝膠、氧化還原劑，以及化學萃取技術進行化學除污
- (2) 第 2 部分：物理除污，包括可剝離塗層、珠擊噴射(shot blasting)、混凝土研磨(concrete grinding)、刮削(shaving)、剝落(spalling)、冰噴射、乾式真空清洗、電動液壓粗琢(electrohydraulic scabbling)、機器人牆面粗琢(robotic wall scabbling)、噴砂(grit blasting)、高壓水噴射清洗(水雷射

hydrolasing)、軟性介質清潔(清理方法包括：海綿噴砂)、蒸氣真空清潔(steam vacuum cleaning)及活塞衝擊粗琢(piston impact scabbling)。

技術選擇取決於許多因素與情況，其中包括污染深度、水池是否有內襯、污染嚴重度及對操作員的劑量、池水的清澈度以及國家的廢棄物管理策略。例如，英國 Berkeley 核電廠的混凝土是採用乾式移除的，因為活度較低，且可用的處置途徑允許未封裝的乾燥廢棄物，乾式工法能免去混凝土碎塊後再進行脫水的處理，但現場需要有一個有效的通風設施。

而在 Hanford，由於活度水平較高，且現場有大型廢棄物貯存設施，所以是在水下移除表面的混凝土，並將淤泥類廢棄物封裝在水泥中。

3.4.3 固定式金屬組件的拆除與除污

安裝在水池中的固定物品，例如燃料架、水下處理設備、支架、導軌、夾具等，數量可能非常多，對這些物件的拆除考量，與在清理作業期間從池中移除或應該移除的鬆散物品不同，固定物品對於現場除污造成更大的問題，因此，拆除通常是最好的選擇。從池底及池壁上拆除時，需要小心謹慎，以免損壞水池襯墊或塗層，這些物品可能是用螺栓或焊接固定的，水下切割是首選方法，但要注意不要在表面留下過多的突起物，以免妨礙後續的除污作業，可以透過水下機器人來切割設備，或使用潛水員或橋式起重機在池邊遠端操縱設備進行切割。如果情況複雜或難以接近，在嚴格控制的輻射條件下，可允許工人使用配備專門的潛水設備。目前已開發出一

種水下剪切壓實機(underwater shear compactor)作為除役工具，特別適用於切割直徑 48 mm 以下的桿件及管道，其採用水壓系統，設計上能避免水下衝擊波可能帶來的安全問題，在剪切與壓實方面亦進行了大量測試，可透過位於水池邊的鑽孔機與平台進行部署；在德國 Obrigheim 核電廠，水池壁上的各種固定支架及控制台，是利用線鋸進行拆除，並放入 CASTOR 箱中。

當物品從固定裝置上取下後，可以選擇除污，許多水池都有各種各樣的隔間(bays)，以前用於用過燃料管理、檢查或其他用途，用來進行可以在水下或接近水面的地方，分配一個合適的輔助隔間來進行除污，需考量操作員所受的輻射劑量，以及傳播濕氣或空氣污染的風險，透過水射流(water jetting)或噴灑(spraying)及沖洗(rinsing)，可達到有效的除污效果；如果不允許或無法使用次要隔間，則可能必須建造一個特殊的除污隔離室(decontamination enclosure)，最好將其設置在水池建築的封閉空間內，並盡可能位於水池上方，此外，為了控制污染，除污過程中使用的水，應透過活性水處理廠(active water treatment plant)進行再循環處理。

應進行與預期的廢棄物流相符的取樣及擦拭測量(swab measurement)，目標應為達到低階放射性廢棄物(LLW)水準或更低，進行積極的化學除污前，應證明能以經濟方式達到較低水平的廢棄物流，且不會增加整體廢棄物量。

金屬物品通常需要縮小尺寸，以便裝入所選定的廢棄物容器中，如果能達到足夠高的除污水平，則可以將物品完好無損地放入標準的運輸容器中。如有必要，應在水池建築內及帳篷控制區內，對大型金屬物品進行減容；這些物品在乾燥情況下，可能會大幅增加空氣中放射性危害的風險(在放射性環境中，這可能導致表面污染的放射性物質轉變為氣溶膠或粉塵，從而增加空氣中的輻射風險)。

3.4.4 地板及牆壁表面的除污

如果水池表面是裸露的混凝土，則水滲透到表面以下是不可避免的，即使有襯裡或使用塗層，也常發生表面以下的洩漏風險，塗層的一個問題是預期壽命有限，特別是在高輻射條件下；然而，後來新的塗料(例如基於醇酸樹脂塗料 based on alkyd paints)則較為耐用，且能克服許多污染問題。

為了確定滲透深度，有必要對水池的次表層污染進行取樣及測量，一般普遍認為值得去除最外層，因為最外層通常可被指定為 LLW 流，目的是將剩餘混凝土結構的整體污染，降低到可歸類為極低階廢棄物(VLLW)或不受限制外釋材料的平均水平。

為了實現此一目標，通常需移除 10~40 mm 厚的表面，如果洩漏更深，並發現有向外洩漏時，問題就會變得更加棘手，在拆除水池結構時，必須透過取樣來確定疑似滲漏較深的區域，應特別注意施工縫及裂縫。

歐盟委員會對比利時 BR3 反應器示範拆除工作提出了研究報告，其中

一個特定主題是以燃料更換池牆壁及地板的表面除污作為案例研究。考慮的 3 個方案是：

- (1) 高壓水射流(High pressure water jetting)
- (2) 使用研磨材料進行手動除污 (Manual decontamination using abrasive materials)
- (3) 以水幕流沖洗壁面並控制污染擴散(Water screen flow to wash walls and control spread of contamination)

圖 1-11 及圖 1-12 舉例說明前 2 項技術，這 2 個例子都是在 Dounreay 場址(快中子反應器)水池所進行的除污作業。

如果劑量較低，手動除污是最常用的方法—可使用砂紙、海綿及鋼絲刷，牆壁擦洗也可以使用自動化設備進行，特別是使用電動及遠端操控的設備。水沖洗(Water screening)通常只是透過流水沖刷牆面，以減少污染物擴散，並不太可能達成顯著的除污效果；清潔劑也可用於改善除污效果，與擦洗一起使用的效果更佳。

使用帶有磨料切割頭的乾式或濕式粗琢設備，是傳統上去除混凝土表層最有效的方法，但後續應用高達 240 MPa 的水射流進行高壓水雷射(hydrolasing)的有效性亦受到證實。如果能夠控制空氣污染，則可以在乾燥條件下進行粗琢，Berkeley 核電廠就結合了乾式刨削(planning)、噴砂(grit blasting)及改良式的旋轉銑削(adapted rotary peening)等技術。為了防止空氣污染擴散，通常是在水下進行表面移除，且目前已有成熟的機器人設備；

有時也會使用穿著潛水衣的工人，特別是在必須人工處理的困難角落。為了使除污過程有效，通常需要拆除水面以下的所有金屬裝置，這項工作有時可由潛水員有效地完成，但也可能是作為除役前作業的一部分。



圖 1-11 英國 Dounreay 場址(快中子反應器)用高壓水槍清洗水面下的水池



圖 1-12 英國 Dounreay 場址(快中子反應器)水池混凝土除污

在有金屬襯裡的水池中，已經發現襯裡完整性受到破壞的問題。AREVA 專家曾提出有關鋼製反應器水池及水池襯裡的腐蝕情況，因腐蝕造成的內襯洩漏程度，遠遠超過機械與焊接故障，主要原因被認為是由於使用敏感材料(susceptible)、氯離子引起的應力腐蝕開裂(Stress Corrosion Cracking, SCC)以及殘餘熱應力，尤其是施工期間焊接產生的熱應力。常用的材料是奧氏體不銹鋼(austenitic stainless steel)(例如 TP 304)，對於反應器來說，在更換燃料過程中，引入冷水可能會加劇應力腐蝕開裂，水中通常含有硼酸，其可中和混凝土的鹼性鈍化特性，針對內襯洩漏提出的解決方案，是在內表面塗覆環氧樹脂(epoxy)或矽基材料(silicone based material)，有些應用可以在水下進行。

水池塗層通常應用於發生洩漏的地方，且水池本身必須進行修復才能繼續使用該設施。根據 INL 報告，其開發用於密封水池及便於除污的環氧塗層，但環氧樹脂可能構成特殊廢棄物流，而有些水池壁面會使用油漆，但油漆中經常含有的多氯聯苯(polychlorinated biphenyl, PCB)會使廢棄物流複雜化，可能需要特殊的處理。美國 Big Rock Point 核電廠除役計畫中，就曾提及含 PCB 廢棄物的管理，可能會為處置帶來問題，其在 PCB 廢棄物管理摘要報告[5]內的 3.4.3 節有關於 PCB 設備除污與處置的相關說明：

- (1) 所有與 PCB 相關作業中使用的材料與設備，例如個人防護裝備、工具、採樣設備等，均以 PCB 廢棄物處置或根據現場程序及適用的聯邦 PCB 法規進行除污處理。
- (2) 個人防護裝備及一次性設備(例如鋸片等)與 PCB 散裝產品廢棄物一起放入 PCB 廢棄物容器中。
- (3) 用於處理 PCB 材料的大型設備(例如液壓剪)，先以清潔劑擦拭後，再用濕抹布擦拭的方式進行除污。
- (4) 透過從設備上採集 PCB 擦拭樣本來驗證除污效果，除污後，僅用水浸溼的抹布擦拭設備。未產生游離的液體 PCB 廢棄物。

3.4.5 除污廢棄物的清除、處理與調節

水池中含有大量的水，這些水會在所有除污作業中發揮核心作用，且其在排空前，需透過主動式廢水處理廠(AETP)進行過濾與回收再利用後，

才能排放，及早制定池水最終排放的策略及授權，並考慮將排放的水量，以及與以前常規排放相比在成分上可能出現的變化，是有非常有益的。

如果水池設施已有現有的 AETP，則在完成除污作業後，需特別關注 AETP 本身的除污與拆除作業，並在水池設施拆除與拆解前或拆解過程中，妥善處理其中的樹脂與過濾介質，這將成為所有除役作業結束時的一個問題，必須加以解決，使用可攜式裝置或浸入式過濾裝置可能是種解決方案。

從水池中回收的水池物件、固定裝置及其他金屬組件產生的金屬廢料，可能需要進行一些表面除污，這最好在水池內或水池建築物內進行。對於未被活化的物件，最好是將其除污至能暫時貯存在乾式容器中，以待後續處置，或必要時進行封裝處理。

為了有效貯存，大型物品幾乎都需要減容，且可能必須拆卸某些機械設備，故有必要建立一個受控的廢棄物加工處理區，限制含 α 放射性污染物的程度將至關重要，以避免超出乾式廢棄物貯存的接受標準。被活化且需要屏蔽的物件，需要特殊設備來處理並轉移到屏蔽容器或桶中，這時可能需要採購特殊的容器，或將這些物品放入混凝土容器或箱子中，以提供必要的屏蔽。當大件物品被移除後，還必須處理清理作業中可能未被移除的碎片、殘留沈積物及燃料碎片，最好是在碎片及沈積物清除完後，再進行混凝土表面的移除作業。

在美國 Humboldt Bay 水池清理計畫中發現，很難將雜項廢棄物依不同

類型或流向分開，這些物質很可能被歸類為泥漿狀的高放射性廢棄物，可能必須採用合適的鏟取(scooping)或吸塵(vacuuming)技術才能將其回收，其與 NRC 討論這類物質可接受的最大顆粒尺寸，並提出用過燃料碎片尺寸的上限約為 6mm，以碎片形式存在的用過燃料亦屬於核子保安(safeguards issue)議題。

碎片及沈積物的清除作業，必須在水下進行，回收的材料需要收集在屏蔽容器中，屏蔽厚度將以具代表性樣本的特性調查結果來決定。AETP 中的離子交換樹脂及過濾介質，將成為中高活度的來源，這些物品也可能必須放在屏蔽容器中，必須根據既定的國家廢棄物管理策略，決定如何處理這種較高等級且可能含有 α 的廢棄物，必須對這些廢棄物進行脫水(Dewatering)或處理(treatment)，使其達到適合暫時貯存的狀態。

表面粗琢作業所產生的受污染混凝土碎石，最終必須回收到適當的籃子或容器中，如果是在水下進行，則使用適當穿孔的籃子，可以使廢棄物在水池中脫水。處理這些廢棄物的方法，通常是用水泥將其封裝在合適的容器中，該容器最好已經獲得廢棄物貯存及運輸包裝許可；但也有其他符合運輸及處置規定的替代方案，所有回收的廢棄物都需要保留記錄，且廢棄物包裝亦應有唯一的標示。

在 Trawsfynydd 的 Magnox 核電廠除役場址，目前有 6 個獨立進行中的計畫，旨在回收不同類型的廢棄物流，這些廢棄物流來自燃料元件碎片、

各類活性組件、粗琢過程所產生的混凝土碎片、回收的淤泥、貯存庫內的各種活性廢棄物，以及水池及其他水清理作業的樹脂。將乾燥的混凝土碎屑收集至桶內，以便送至場外淺層掩埋場進行處置（待確認是否放入這段內容）。

3.4.6 工人保護

由於水及空氣污染具有流動性，水池除污可能會使工人受到嚴重影響，一些核電廠運轉期間的保健物理記錄顯示，工人在水池環境中的攝入劑量可能相當大，這同樣適用在除役條件與環境，對於工人的保護至關重要。當所有用過燃料從燃料池中移除後，直接輻射的風險就會降低，但仍存在吸入及攝入的危險，而且可能會增加，故需評估建築物通風系統的有效性，特別是在其功能退化的情況下。由於所進行的工作性質，通常需要建立臨時區域及污染控制區，並配備便攜式的通風設備，特別是在關閉後很長一段時間，且以前運轉時多數的保健物理系統與設備已變得多餘、陳舊或退化而無法使用的情況下，需另外提供新的設施及監測設備。

除污階段所涉及的危險，與先前階段相比有很大不同，應注意維持足夠的工人保護，以及環境控制系統與程序。有時因為水池系統及結構的劣化，可能難以提供這些保護，必須確認所有起重及搬運設備的完整性。建築物本身可能無法為更危險的回收、除污及廢棄物管理程序，提供必要的密封防護(necessary containment)，由於水池區從未被設計作為廢棄物處理區，

因此需要採取額外的措施及程序。另應考慮工業危險，例如高空作業、水上作業及使用防護設備。

已經有除污過程中發生危險範例的記錄，這是在美國 West Valley 核電廠拆除燃料接收及貯存池設備期間所發生的事故，當升降架(lifting rack)升到水面上時，操作員使用噴霧器(spray)去除一些沈積物，噴霧是朝著起重機操作員的方向，3 台連續空氣監測儀檢測到空氣中的污染物增加，幾週後，發現一些操作員的全身計數中檢測到了銫-137。先前也曾有過向空中噴灑以去除沈積物的例子，劑量水平未超過年度管理劑量限值。營運商 West Valley Nuclear Services 針對此事件採取了以下措施：

- 加強危險評估與監測
- 僅使用低壓噴霧
- 確保所有除污作業都在水下進行
- 池水受到擾動時，使用呼吸防護裝置

3.5 拆解及拆除策略

如果沒有選擇立即拆除策略，則必須討論與掩埋(entombment)或安全封閉(safe enclosure)相關的作業，如果水池是反應器機組不可分割的一部分，就像許多研究用反應器及小型設施一樣，那在反應器本身被拆除之前，就不可能或沒辦法先拆除水池。在這些情況下，安全封閉策略可能是最合適的。許多反應器都有主水池與副水池，主池通常與反應器區塊連為一體，

而副水池則用於貯存用過燃料，在制定除役策略時，需要考慮轉移路線，水池還將設有用於處理燃料移除運輸護箱的調度站或設施。

在決定拆解及拆除的方法與順序時，應考慮水池的設計及其建造方式，重要的是，應考慮到地上與地下結構所需的方法不同。在地面下，可能會出現與先前滲漏到地面、污染土壤及結構通道相關的額外複雜情況。

在前述除污階段之後，並根據其成功程度，對設施進行徹底的放射性調查將非常重要，這會作為決定拆解及拆除策略的關鍵因素，假設在拆除前階段，所有除役前的操作均已完成，且水池本身已進行符合廢棄物管理策略及 ALARA 原則的除污處理，另亦假設池中的水已排空，或已準備利用 AETP 來進行排水。

對多數水池來說，預計剩餘的比活度將低到足以被歸類為 LLW 或 VLLW，且散裝材料主要可無限制外釋或至少可以用淺層掩埋，需進行批量監測(Bulk monitoring)，以驗證並記錄廢料中的放射性活度。如果由於進一步除污不可行或不經濟，或不符合 ALARA 原則，使水池結構污染仍高於或接近無限制外釋水平，則可以採用掩埋或安全封存的替代策略，並進行適當的保養維護。規劃最終的拆解及拆除，需進行安全與環境評估，並且需要獲得管制部門的批准。如果沒有可接受的廢棄物處理途徑，那麼在現場臨時貯存或掩埋數千立方公尺的受污染瓦礫似乎是不明智的，在此情況下，利用放射性衰減來延遲拆解及拆除，會是更好的方式。

如果水池在運作期間洩漏嚴重(對於沒有二次防護系統的水池來說，可能是這種情況)，那麼土壤修復是另一個需要考慮的問題，這裡衍生出一個棘手的問題，即確定有多少土壤需進行修復或環境的可接受程度，以及回收的受污染物質將在何處處置，將其埋在其他未受污染的土地上是不合理的，如果要將其貯存在暫存庫中，則需採取密封(containment)措施。

場址的潛在再利用或水池佔地面積也是一個考慮因素。如果一個大型場址，預期有許多其他需要維護保養的結構，例如反應器區(block)、廢棄物及用過燃料貯存設施，那該場址將仍然是一個受監視與監測的管制區域，則對已徹底除污的乾燥水池進行維護保養，就不太可能成為重大的額外負擔。然而，也有可能是出於公共關係的原因，或者資金及資源目前可用，但將來未必還有，而決定完全拆除水池結構，由此可見，需要仔細考慮與規劃，來決定最後是否要拆除水池結構，並且要符合商定的策略。

3.5.1 拆除混凝土結構及廠房

這方面要分 2 部分來考慮，因為最好在水池廠房提供的密封性喪失前，進行部份拆除，特別是如果預估水池內襯下面會出現殘留污染，或是灰塵可能造成問題的話；如果確定整個水池設施的污染水平在無限制外釋標準之內，則可以允許常規拆除，對於輕度污染的水池(例如低功率研究用反應器或未發生燃料失效的情況)，這種情況可能更為常見。

在拆除放射性設施時，首要目標是分離出適合無限制外釋的廢棄物，

這些廢棄物可以低成本進行回收，或在當地或集中授權地點進行掩埋處理，一些材料如結構鋼等，可能具有回收價值，但要有能接受這些材料的市場，才能實現這項作業。

3.5.1.1 拆除水池的混凝土結構

如果水池有內置鋼襯，則可能需要透過特殊操作將其拆除。有些內襯是不銹鋼，有些可能是鋁或其他材質，假定塑膠塗層或油漆已在除污階段被清除，污染物有可能已經滲入到鋼襯裡，故必須在放射性管制或至少在適當的監測下進行清除。內襯的固定件通常是嵌入式的，需使用磨料或火焰切割工具進行清除，有些水池的內襯是混凝土塊或瓷磚，去除水池本身內的襯裡材料，將允許在受控環境下進行減容及分割，在作進一步的廢棄物管理前，需要進行監測。的拆除經驗。圖 1-13 是德國 Karlstein 過熱蒸汽反應器(superheated steam reactor)用過燃料池正在運作的挖土機示意圖。

如果水池沒有內襯，且大量殘留污染在商定的限度內，則可以常規拆除該結構並進行外釋，最終拆除應採用乾式工法，因為濕式可能會使殘留活度集中，並增加土壤污染，但拆除過程中可以噴水，以減少空氣中的灰塵(如圖 1-14 所示)。當拆除水池的地基時，必須注意可能造成的土壤污染。應考慮水池與反應器或其他結構的介面，以確保拆除工作不會影響或損壞任何反應器結構或其他相關結構。



圖 1-13 德國 Karlstein 過熱蒸汽反應器使用遠端挖土機拆除反應器水池



圖 1-14 美國 Hanford 224-U 設施拆除過程中用水作為抑塵劑

3.5.1.2 拆除水池的廠房及相關結構

在拆除水池廠房及相關結構與系統之前，應先對其進行調查，以確定大致的污染程度，應該注意的是，水池廠房大部份時間都處於溫暖、潮濕的環境中，因此很有可能發生腐蝕，應酌情取樣。許多水池結構複雜，具有多個隔間(bay)及閘門(lock gates)，且可能有與反應器相連的燃料傳輸通道，這些通道有必要持續與反應器維持有效的隔離，如果相互連接管道在前一階段已被隔離，則有必要確認拆除作業不會影響這些隔離。

封閉式廠房可能有主動通風系統，也必須對其進行監控（有關輔助服務系統的拆除，請參閱第 6.6 節），目前可透過適當的監控及控制來拆除廠房，這將涉及大型物品的拆除及減容，例如用來搬運燃料桶(fuel skips)、運輸護箱及其他設備的水池高架起重機，在有提供臨時收容(containment)這些結構物的地方，現階段就可以將其拆除；如果廠房結構有用到含石棉的材料，則需採取適當的措施。

Hanford K 已於 2009 年拆除東部水池並清除了碎石瓦礫（圖 6.5），參考文獻[6.2]說明了該計畫的重點。

3.5.2 拆解及拆除後的廢棄物清除、處理及調節

拆解及拆除作業產生的廢棄物量很大，可能達到數千立方公尺的鋼筋及混凝土碎石，目標是將這些廢棄物分類為無限制外釋，或適合淺層掩埋的低放射性廢棄物，水池結構中的含鐵材料，若場內或外部市場有需求時，

可以考慮回收再利用。

在水池結構拆解及拆除階段，理想情況下不應存在需特殊處理(例如封裝)的廢物流，因為主要的廢物流管理，應已納入設施除污過程一部分並已完成，但仍有可能會發現一些熱點或未發現的污染，應至少提供一個設施，用於將這些污染物收集到廢棄物容器中進行處理，應避免拆除下來的材料及碎石再污染或交叉污染，這些廢棄物不應與其他廢棄物混合；如果廢棄物要運送到其他地點進行處置或暫時貯存，則需要遵守運輸包裝及運輸法規；如果選擇掩埋或安全封存，仍有可能拆除部分廠房結構，以縮小剩餘結構的尺寸，但將因而產生大量廢棄物。有些水池透過填充沙子，有時與弱水泥漿混合，然後用混凝土或類似的低維護覆蓋物覆蓋來進行維護保養，將大量假定為惰性的材料引入受污染的設施，將會增加最終需要處置的廢棄物量，最終必須意識到，這些額外的材料可能被污染的程度。這方面的一個例子是 Hanford 單迴路(single pass)反應器的水池，受污染的水池排乾後用沙子填充，以進行長期的維護保養，最終在清除受污染的沙子時，廢物量大幅增加。一般來說，核電廠及研究用反應器的水池，受到的污染程度要小得多，儘管也有一些洩漏及環境污染，大多數水池設施都位於大型核電廠場址內，這些反應器最終都會延遲拆除，而剩餘水池可以構成整體維護保養制度的一部分。與於反應器拆除計畫相比，拆除已除污水池結構所產生的廢物量較小，不過，有些小型研究用反應器的整個場址已清理乾

淨，可以無限制外釋，且所有廢棄物都已成功運至場外。

3.5.3 拆除設備選擇

如果已成功對剩餘水池及結構物除污，且獲得管制及環境方面的批准，則可進行常規拆除，但工作人員仍需在適當的監視及輻射控制下工作，直到所有高於商定標準的活度被清除，並獲得批准。設備類型可能包括：

- 挖土機 (Excavators)
- 液壓及氣動千斤頂 (Hydraulic and pneumatic jack hammers)
- 液壓千斤頂 (Hydraulic jacks)
- 可控爆炸技術 (Controlled explosive techniques)
- 鑽石索切割機 (Diamond wire cutters)
- 圓鋸切割機 (Circular saw cutters)
- 超高壓水柱 (UHP water jets)
- 熱切割機 (Thermal cutters)
- 液壓剪 (Hydraulic shears)
- 破壞球 (Wrecking balls)

選擇適當的設備及技術，可能取決於設施周圍及內部的當地條件（例如當地服務及相鄰結構）。拆除設備可能是拆除承包商提供的傳統類型，工程完成後，必須對設備與工具進行監測及除污，才能運出場址。

3.5.4 工人保護

拆除期間的工人保護，仍屬於除役場址的安全文化與實踐範疇，並受到管制控制，所有工人都將受到核電廠現行的輻射保健物理控制，將需要更嚴格地遵守傳統的健康與安全法規，而這應該是拆除工地上的常規做法。除役活動引入了一系列新的工人作業，而這些並非建築物原先所設計的，其中一些可能是非例行性，甚至是首次進行的操作。如果使用可能不熟悉核能環境的拆除承包商，有必要提供額外的培訓及指導。

3.6 IAEA 報告的主要結論

3.6.1 策略方面

- (1) 應儘早制定核水池設施除役策略，為初步除役規劃及其他相關安排提供依據。
- (2) 不採取任何行動的策略是不可接受的，在可行的情況下，最好立即拆除。
- (3) 在制定策略時，考慮平衡各種競爭因素，包括：
 - 與設施相關的持續性危害
 - 場址內的環境、場址上的其他作業，並與場址的最終狀態目標一致
 - 經濟因素
- (4) 該戰略概述了以下方面所需展開的工作：
 - 規劃與組織的要求
 - 除役前的要求，包括特性調查、燃料移除、清除剩餘庫存，以及為

後續的除役階段建立適當的條件

- 除污目標及要求
- 拆解與拆除的目標及要求
- 明確闡明臨時狀態及最終狀態，包括任何再利用選項

(5) 在整個計畫過程中，特別是在策略制定期間，與管制機構及其他利害關係人接觸。

3.6.2 規劃及準備作業方面

- (1) 制定具體的除役計畫來執行該策略。
- (2) 應利用先前的操作人員（如果有）及記錄來協助制定計畫，以充分利用既有資訊。
- (3) 對現有的工程資料進行審查，以確保其足以支持計畫、專案及安全評估。如有必要，應解決已發現的不足。
- (4) 本報告及大量參考文獻中所探討的現有經驗，主要為決策者提供參考依據，並奠定理論基礎。應向具有相關經驗的其他組織尋求資訊及指導。
- (5) 應考慮支援除役作業的各種可用技術，並優先考慮使用經過驗證的技術。
- (6) 在該計畫中，應考慮常規安全危害（包括與化學品、石棉清除、大型拆解與拆除工作有關的危險），以及放射性危險。
- (7) 應根據水池庫存及條件，考慮廢棄物清除及脫水的順序。
- (8) 特性調查作業應是全面性的，並涉及水池、廢棄物庫存及工作區域。建

立並維護最新的特性調查記錄至關重要。

- (9) 該計劃應考量包括對淤泥廢棄物的管理，經驗顯示這些廢棄物難以進行特性調查、處理及回收。
- (10) 若有淤泥，應考慮使用各種技術來維持或恢復水池內的能見度。
- (11) 廢棄物回收技術必須足夠靈活，以適應廢棄物特性的不確定性或變化。
- (12) 廢棄物回收、處理及處置技術、除役作業及安全評估，應以特性調查資料為基礎。
- (13) 應制定全面的廢棄物與材料管理計劃，包括調節、包裝與臨時貯存設施、回收與再利用或處置途徑，並能應對性質的不確定性或變化。
- (14) 應考量水池的基礎設施是否足以支持除役。
- (15) 應考慮水池污水處理及排放安排是否適當，經驗顯示，在除役作業期間，這些安排可能會面臨持續且日益增加的挑戰，在所有水池除役作業期間，特別是除污期間，需考量空氣污染及工作區域劑量率的管理措施。

3.6.3 執行與實施方面

- (1) 應建立適當的除役組織，並具有明確的功能、責任、義務與權限。
- (2) 充分的培訓、入行指導並熟悉工作環境，對員工及操作人員至關重要，因為除役所需的相關技能及危險，與運轉期間有所不同。例如，水池除役可能會顯著改變輻射環境，因為運作期間始終保持濕潤的表面，會變得乾燥或曝露，從而增加氣溶膠及活性粉塵的危害；此外，要進行的作

業可能與設施內先前進行的有很大不同，當中可能會引入新的試劑、設備，及與建築和拆除相關的傳統安全隱患，這些隱患本質上是非常規的，可能會對習慣穩定狀態操作的工作人員帶來挑戰。

- (3) 應考慮聘請專業承包商及顧問，來執行操作人員缺乏內部專業知識的相關作業。
- (4) 保留熟悉設施、有經驗的工作人員是很有價值的，應予以考慮。
- (5) 在雇用可能不熟悉核能環境的承包商時，應提供額外的培訓及指導，這在拆除作業期間特別重要。
- (6) 應在整個執行過程中，監控與鄰近場址設施與服務狀況有關的假設，以確保計劃仍然有效。當水池本身用於支援其他設施的除役，或水池除役是在其他場址設施除役之後進行的，則這一點至關重要，在這些情況下，可能無法提供支援工作所需的服務。
- (7) 可能需要對 AETP 進行仔細監測，因為除役期間的挑戰，可能比之前水池運作階段來的更大。
- (8) 應安排對策略及計劃進行審查與更新，隨著在除役作業中累積經驗，並獲得進一步的特性調查數據後加以改進，例如，在水位降低前，可能無法評估輻射活度是否已滲透到水池牆壁中。
- (9) 應彙整任何經驗教訓，並與其他參與類似作業的人分享。
- (10) 應在整個執行階段，審查並評估有關工作區域的輻射及物理條件，以確

保工人防護安排仍然適當。

(11)當達到商定的最終狀態條件時，除役計畫應正式結束。

(四) 國外核電廠受輻射影響水池拆除案例

4.1 Trojan 核電廠(美國)(PWR) [1]

該電廠為西屋壓水式反應器，於 1993 年 1 月關閉，2005 年完成除役。其發現停機後，在燃料等待送往 ISFSI 期間，繼續運行現有的用過燃料池淨化系統的成本很高，這是由於這些系統與場址內的其他系統相互連接，倘若能為水池提供獨立的冷卻及清理服務，則可降低成本，並使其他除役作業得以繼續進行。

用過燃料被儲存在廠內的燃料池中約 10 年，至 2003 年被轉移到乾式貯存設施，放在 34 個不銹鋼容器內，每個容器都被重達 150 噸的混凝土外殼包覆[2]。

Trojan 核電廠用過燃料池除役經驗的要點如下：

- 最初規劃使用機械切割技術將襯墊與混凝土水池的基礎分離，但由於大量襯墊嵌入混凝土中，實際施工時，使用的是切割火炬(cutting torches)
- 安裝模組化用過燃料池冷卻及除礦系統，以便在燃料從池中移出之前，停用並拆除主冷卻系統
- 隔離用過燃料池的進出管道，並對池壁內外兩側的穿透孔進行封蓋，

從而防止意外切斷水池管道而導致池水流失

4.2 Stade 核電廠(德國)(PWR) [3][4]

該電廠為壓水式反應器，裝置容量為 672 MWe，1972 年 5 月開始運轉，直到 2003 年 11 月，由於經濟原因提前除役，其外觀如圖 1-15 所示。



圖 1-15 Stade 核電廠場址外觀[4]

在 Stade 核電廠第 4 次部分除役許可範圍內，必須拆除反應器水池中受到活化及污染的結構，以獲得完全無放射性的反應器水池區，以利後續對反應器廠房進行解除管制測量。為了達到這個目標，需要拆除受活化的水池襯板及其受活化的框架，以及幾個由不銹鋼製成的受污染通風通道，並根據活化程度，決定拆除全部或部分的混凝土牆，以及反應器水池底部剩餘的活化碳鋼結構。混凝土牆內嵌入了幾個污染嚴重的爐心外管(excore

tubes)及受到污染的池頂邊緣，故計劃將其全部拆除。Stade 核電廠的反應器水池的混凝土拆除工程，係按以下方式執行：

- 為了根據 ALARA 原則最大限度地降低主要工作區域的輻射劑量率，首先利用角磨機(angle grinders)移除襯板及其框架的中間部分，因為這些是與劑量率最相關的部分，使反應器水池內的主要平均輻射劑量率(在距池壁 500 mm 處測量)從 40 $\mu\text{Sv/h}$ 降至 2 $\mu\text{Sv/h}$ 以下。
- 在工作區域的輻射劑量率降至最低後，才開始主要的拆除步驟，首先用鑽石繩切機(diamond rope cutters)將反應器池壁切割成塊狀。
- 一旦混凝土塊被切割出來，就透過起重機及起重機叉將其運送到燃料池中，進行輻射檢查，並逐區標記。
- 再利用配有液壓鑿的電動挖掘機(electrical excavator with a hydraulic chisel)將其分割成碎片，後續會分離碎片及碳鋼組件再進行包裝，以便進一步處理或處置。

4.3 西谷核能場址(美國)(核燃料再處理設施) [1]

位於美國紐約州 West Valley 的核設施場址，於 1966~1972 年間，作為商用反應器的核燃料再處理設施。

操作員在對燃料接收與貯存(fuel receiving and storage, FRS)池設備進行除污及除役作業時，因吸入空氣中的污染物而遭受非預期的輻射曝露，在

作業過程中，用水管噴灑從水池中撈起的組件上的沈積物，可能會導致空氣中的污染擴散。2002年5月10日，當從燃料池中移除一個升降架時，發現升降架底部溝槽有一層鬆散的沈積物，與先前(2002年4月24日)對溢流閘門底部進行作業的情況類似，操作員使用水管噴洗在溝槽內發現的沈積物，噴射方向是朝著正在操作橋式起重機進行格架吊掛作業的操作員，此外，現場還有一名輻防技術員及其他分散在設施內不同位置的操作員。透過檢視連續記錄圖(strip chart)，發現大約進行噴灑作業的時間點，3台連續空氣監測器(continuous air monitors, CAM)的讀數都增加了200次/分鐘；由於增幅尚未超過CAM設定的最低警報門檻值(low CAM set points)，故沒有CAM發出警報，且在使用人員污染監測器進行檢測時，也沒有發現人員受到污染。

到了2002年5月24日，在例行的年度全身計數檢查期間，發現曾在上述作業期間，於FRS設施內工作的輻防技術員體內，有可檢測到的銻-137，此外，2002年6月17日，一名在同一期間曾在FRS工作的操作人員，也在例行年度全身計數檢查中，被檢測出可測得的銻-137。2002年7月2日，西谷核能服務公司(West Valley Nuclear Services Company)收到確認數據，顯示2名除役操作人員因吸入空氣中的放射性污染物，而接受到的單次劑量超過1 mSv，但仍低於該場址的年度管限制值。初步計算結果顯示，其中一名人員的曝露劑量約為2 mSv，另一名則為1.65 mSv。儘管此

次曝露觸發了一次異常事件報告，但該劑量仍遠低於西谷示範計畫對輻射工作人員設定的保守年度管理限值 5 mSv。

由於此次事件的特殊性，以及難以確定曝露的具體成因，故進行了一項獨立審查，以確定直接原因、促成因素及根本原因。審查重點關注 FRS 設施內的相關作業，特別是在 CAMs 記錄到空氣中放射性濃度有上升趨勢的期間，且該時期內曾有作業人員於年度全身計數檢查中被檢測出可測得劑量，得到的結論是，曝露最有可能發生在拆除升降架(2002 年 5 月 10 日)或水池閘門除污(2002 年 4 月 24 日)期間，因為這兩次的工作內容相似。據信，這些曝露可能發生在其他作業將能量引入水池中(例如，沖刷 sparging)時，或者在從水池中吊起組件並用水管噴灑以去除沈積物時，對池水的物理及輻射條件評估，進一步支持了這此一論點。

後續針對本案具體情況，採取了以下措施：

- (1) 加強危險評估與監測，確保在預期條件發生變化時(例如池水清澈度改變，或發現某些組件的設計特徵，會導致水池內的沈積物累積)，對危險進行充分的重新評估；
- (2) 只允許使用低壓噴灑來沖洗(而非除污)組件，以盡量減少污染水的傳輸
- (3) 確保所有除污工作均在水下進行
- (4) 規定在池水受到干擾的作業中(例如，沖洗、噴灑及拆除設備)必須使用呼吸防護裝置，除非在作業前進行詳細審查，確認沒有必要使用此類防

護裝置

一般而言，環境條件的變化可能改變相關危害，但這些變化未必能被即時察覺，在此案例中，作業文件是仰賴取樣結果的歷史數據、先前執行的作業及預期的工作條件，而沒有考慮到水化學的變化，以及從水池中吊起組件時，其上的沈積物懸浮污染的可能性，因此，作業文件中並未明確要求設備除污或沈積物的清除只能在水下進行，但在水下執行這些作業可以最大限度地減少空氣中放射性污染的擴散。

除了對可能導致空氣中放射性污染擴散的環境條件進行特性調查之外，還應明確規定在這些區域執行作業的具體標準與程序，以防止類似事件的發生。

4.4 José Cabrera 核電廠(西班牙)(PWR) [1]

該核電廠是一座單迴路壓水式反應器(PWR)，裝置容量為 160 MWe，於 1968 年開始營運，並於 2006 年 4 月關閉，Enresa 於 2010 年 2 月獲得核准，開始進行 José Cabrera 核電廠的拆除作業，場址外觀如圖 1-16 所示。



圖 1-16 José Cabrera 核電廠場址外觀[1]

這是西班牙規畫完成的首個全面拆除計畫，目標是到 2016 年實現綠地狀態，作業包括拆除一次側迴路、反應器內部組件、壓力槽、調壓槽、蒸汽產生器及冷卻水泵中的大型組件並管理，這些組件的尺寸應減小，以符合 El Cabril 中低階放射性廢棄物處置庫的包裝要求，包含活化程度最高的內部組件在內的 4 個容器，會存放在現場的乾式用過燃料貯存庫中，除役作業完成後，該場址將歸還給業主。

4.4.1 前置作業

從關閉到開始拆除的過渡期間，展開了多項運轉後的作業，用過燃料於 2009 年從燃料池中取出，存放在現場臨時乾式貯存設施的 12 個護箱中，一次側迴路也進行了化學除污(Nitrox/DfD 技術)。同時，也進行了設施除役

所需的規劃、執照申請及工程任務，當中包括設施的輻射特性調查，這是除役規劃中最重要的一步驟之一，一般而言，電廠仍在運轉時就會開始進行特性調查作業，一直持續到獲得除役許可證為止，特性調查不僅針對裝置，還包括可能受電廠運作影響的外部環境，在實際進行除污或拆除前，特性調查將有助於確認污染物的類型與範圍。

2010年及2011年期間，開始進行多項準備作業，以利支援系統及輔助設施適應除役計畫的新要求，電氣系統進行了改造，包括安裝新供電系統以適合除役過程的需求；反應器及輔助廠房的供水(包括消防系統(如圖1-17所示)、一般服務及稀釋污水系統))與通風系統也根據新狀況進行調整。



圖 1-17 消防系統的新幫浦

在設備拆除之前，所有除役不需要的支援設施與系統都已停用(將水排空或斷電)，這包括明確找出仍需支援除役作業的其他系統的隔離點，並透過明確的標示計劃(tag out plan)及風險降低與消除計劃來達成。

此階段進行了一些與非放射性基礎設施有關的常規拆除作業，包括汽機廠房、柴油機廠房、變壓器及冷卻水塔，拆除冷卻水塔是為了重新利用所騰出的空間，作為傳統廢料在運出場址前的臨時貯存區域(如圖 1- 18)。

汽機廠房已拆除所有組件(如圖 1- 19)，並進行了土木工程，以將該建築改造成新的除役輔助廠房，用於處理並貯存放射性區域拆除過程中所產生的射性廢棄物。

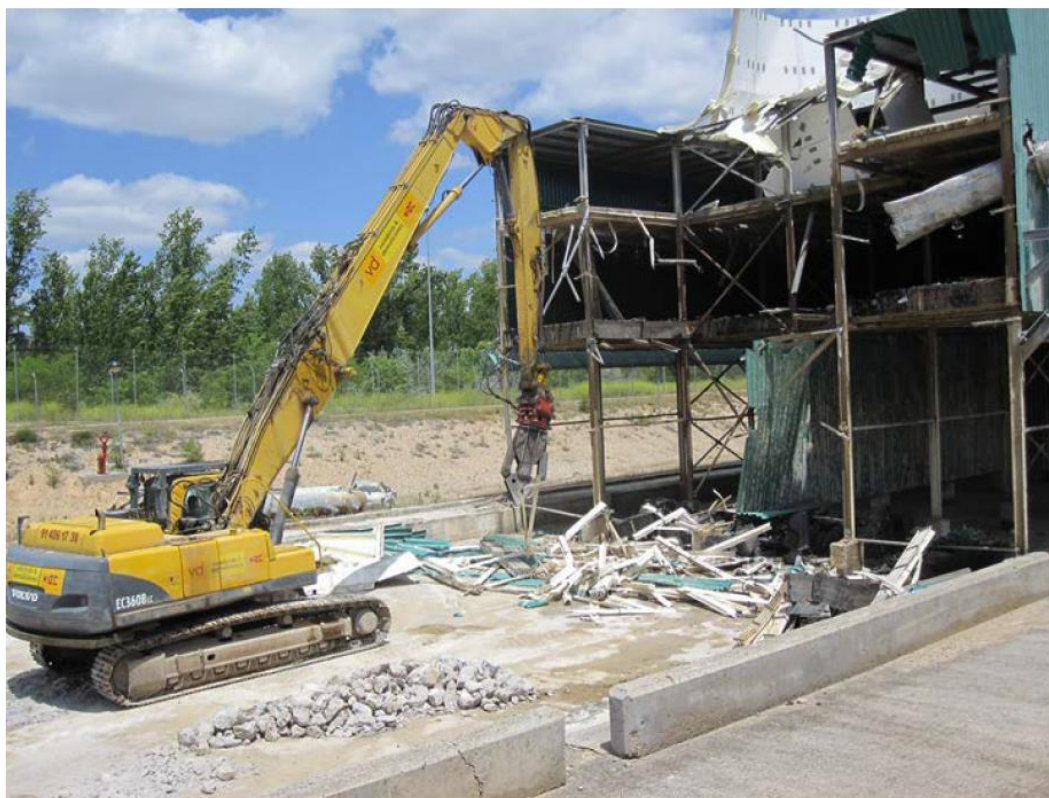


圖 1- 18 拆除冷卻水塔



圖 1-19 拆除汽機組件

反應器內部組件將在用過燃料池內進行尺寸縮減，並在水下完成分類與隔離作業，在反應器內部組件拆除計畫完成後，用過燃料池將保持注滿水的狀態，並可能作為特定廢棄物的臨時貯存場所。

拆除過程中產生的放射性廢棄物，將透過連接反應器廠房與除役輔助廠房的傳輸隧道，從反應器廠房送到除役輔助廠房進行最終包裝及水泥固化，相關材料將裝入鋼筒(canisters)中，並使用屏蔽罩(shielding bell)從池中取出，以避免輻射曝露。

4.4.2 準備拆除內部組件

反應器廠房內含有整個核島、大部分輔助系統及用過燃料貯存區，建築物由鋼筋混凝土圓柱形結構與金屬半球形圓頂組成，內部的鋼筋混凝土

牆及樓板界定了容納不同設備的小隔間，並提供所需的生物屏蔽。

用過燃料池位於反應器廠房內，緊鄰反應器爐穴，水池尺寸為 7 m×6.5 m，最大水深為 11.7 m。高程 603.76 m 以下的水池底部和及池壁均有不銹鋼內襯覆蓋，高程 603.76 m 以上的池壁是混凝土，表面覆蓋瀝青及酚醛樹脂漆(phenolic paint)，水池透過大修通道與反應器爐穴相連(如圖 1- 20 及圖 1- 21)。

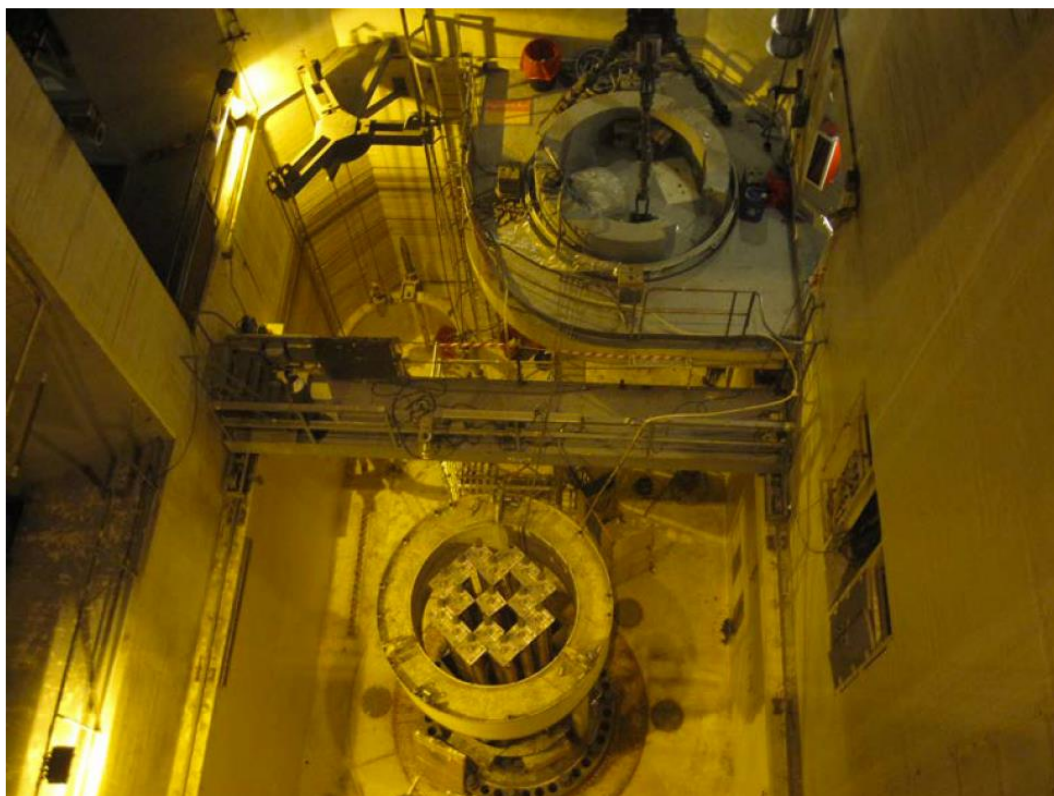


圖 1- 20 反應器爐穴的初始狀態



圖 1-21 用過燃料池的初始狀態

2011 年期間，進行了一些前置作業，以便將用過燃料池作為水池設備的切割區。首先，Enresa 公司對用過燃料池進行了詳細檢查，並對池中及反應器爐穴內剩餘的不同組件(例如格架、核能儀器及雜物)進行特性調查，目的是核實放射性清單，並為這些區域的拆除作業做好準備(見圖 1-22)。下一步工作是清除貯存在水池及反應器爐穴內的雜項元件，大部份受活化的組件被放置在鋼筒中，以便後續在水下進行拆除(見圖 1-23)。

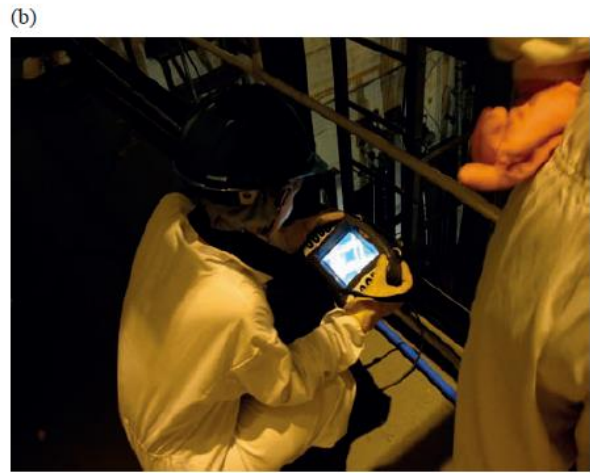


圖 1-22 用過燃料池的水下檢查

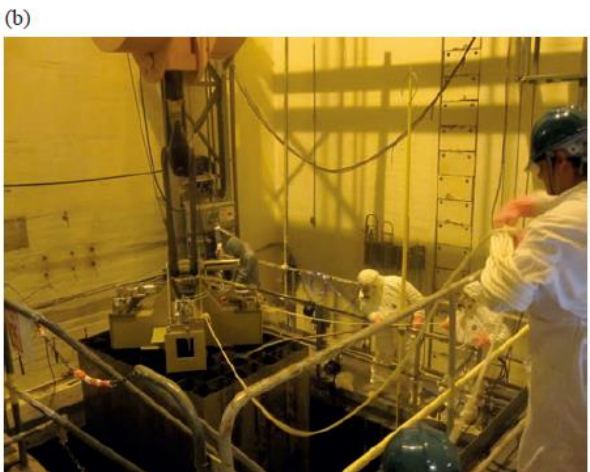
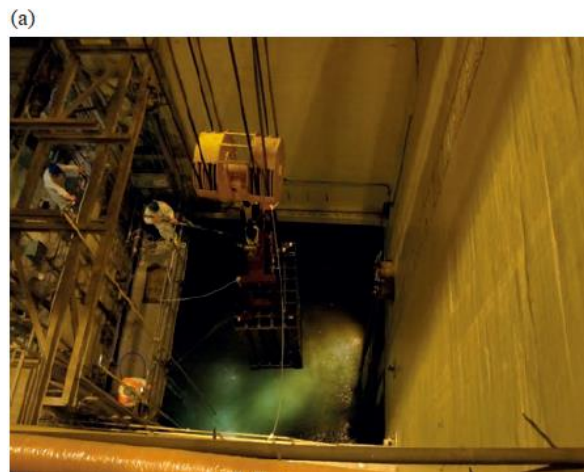


圖 1-23 從水池中取出用過燃料格架

由於從反應器將用過燃料轉移至水池的通道過於狹窄，不足以移動反應器內部組件進行拆除，故決定使用鑽石切割索技術(diamond wire techniques)，來移除反應器爐穴與水池之間的混凝土牆：此次作業產生了 24 塊、每塊重達 9 噸的塊狀廢棄物，這些廢棄物全部被歸類為極低階放射性廢棄物(Very Low Level Waste, VLLW)及 LLW(見圖 1-24)。



圖 1-24 拆除反應器爐穴與水池之間的牆壁

在拆除作業期間，必須在爐穴牆面與用過燃料池沒有襯裡的部分，施作一層耐久性的防水塗層，並延伸至預期最大淹水高度，同時應特別留意施工接縫處的密封，反應器爐穴的地板是以混凝土板密封(見圖 1-25)，在水池與反應器爐穴注水過程中亦進行測試，以確認其水密性，避免後續發生洩漏。



圖 1- 25 反應器爐穴內的新型混凝土板

拆除作業所需的輔助設備已經安裝完畢，包括一個新的水池平台(見圖 1-26)，操作人員將在此遙控水下切割工具，以及一個用於定位待切割組件的轉盤。

為了在拆除期間控制環境，而對水質清澈度及輻射特性制定相關要求。在第一階段，利用直接泵送 (direct pumping) 及水力真空吸塵 (hydrovacuuming) 方式，回收池底堆積的淤泥及碎屑，並將其封裝在屏蔽容器中，電廠的離子樹脂過濾系統後續增設可水下沈浸的過濾設備 (Submersible equipment for water filtration)(圖 1- 27)。



圖 1-26 新的水池平台



圖 1-27 可水下沈浸的過濾設備

2012 年 3 月，反應器壓力槽的頂蓋被吊起(如圖 1-28)，內部組件的上部從反應器爐穴被轉移到用過燃料池，開始拆除作業。

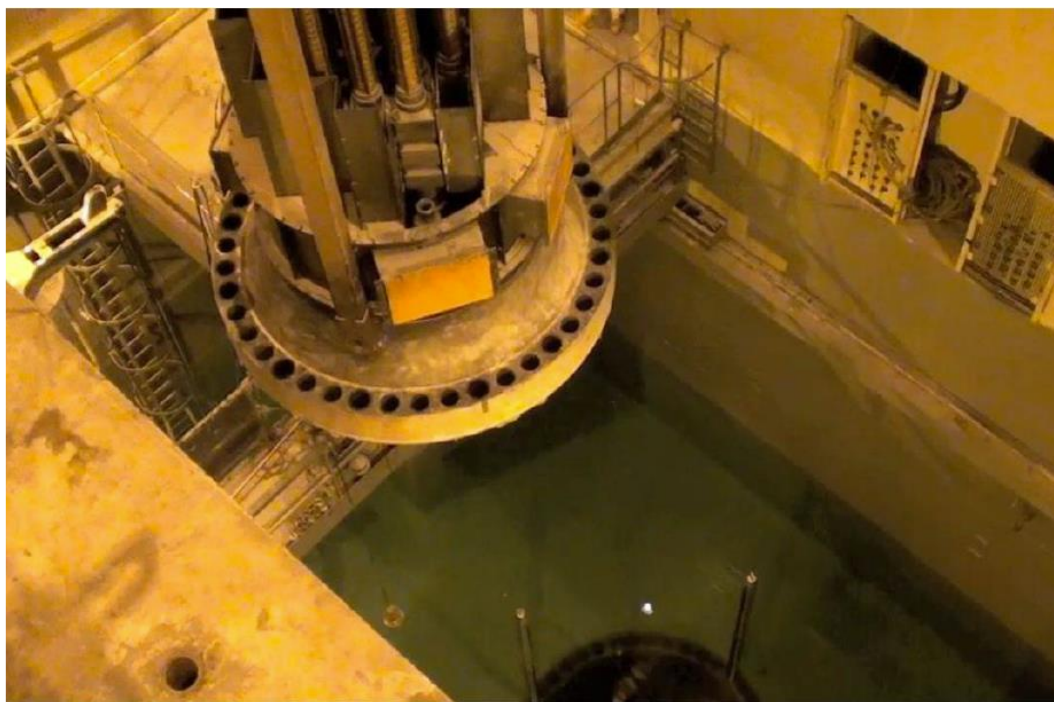


圖 1-28 吊起反應器壓力槽頂蓋

4.5 Bohunice 核電廠 A1 機組(斯洛伐克)(氣冷式重水反應器(Gas Cooled Heavy Water Reactor, GCHWR)) [1]

斯洛伐克 Bohunice 核電廠 A1 機組於 1978 年開始營運，並於 2006 年 12 月關閉，場址外觀如圖 1-29 所示，其用過燃料池(長期貯存設施)主要用於臨時貯存從反應器內移除並在短期貯存設施中冷卻後的用過燃料，水池尺寸為 12 m×7 m×9 m (寬×長×深)，池底位於水位-3.75 m 處，池壁及池底覆蓋厚度 3-5 mm 的不鏽鋼板，池內水量為 560 m³。由於用過燃料池中的放射性狀況及難以接近某些設備，而無法完成特性調查，管制機關考

慮到這些因素，要求在 2018 年底前，清空用過燃料池並進行除污作業。



圖 1-29 斯洛伐克 Bohunice 核電廠 A1 機組場址外觀[6]

1996 年至 1998 年，實施了一項旨在降低池水活度的專案，該工程的目標是改善用過燃料池區域的輻射條件，並將水直接輸送至反應器廠房外的其他地下儲槽，在使用選擇性吸附劑進行清理並將水從用過燃料池中抽出後，水位在 2002 年至 2005 年間逐漸下降，約抽取出 480 m^3 的放射性水，並送至用過燃料池除污設施進行除污處理。池中含有約 25 m^3 的細顆粒淤泥，其中的乾化合物含量較低，這些淤泥可透過現場真空吸除池底沈積物上方的淤泥層，進行回收及處理。

Bohunice 核電廠 A1 機組除役計畫的優先任務之一，是處理用過燃料池內的放射性廢棄物，隨後將進行設施本身的除污及拆除，實現此目標的

第一步，是處理用過燃料池中的淤泥，具體作法是將用過燃料池中的淤泥轉移到新建的儲存槽中，經處理後再轉移到 200 公升的容器中，淤泥轉移的主要原因如下：

- (1) 將淤泥收集到符合液態放射性廢棄物儲存要求的儲槽中(具可持續監測屏蔽密封性的雙層壁儲槽)
- (2) 將淤泥均質化，以便採集具代表性的樣本進行適當的輻射特性調查
- (3) 在淤泥固化前，有機會對其進行物理及化學預處理

約有 60%的水池儲存空間仍被燃料貯存護箱所佔據，這大幅增加將淤泥從用過燃料池轉移到新儲槽的難度，為了因應這個艱鉅的任務，而開出一種名為 Sludgerobot K1 的新設備及噴灑設備。

Sludgerobot K1 是一款配備放射性淤泥回收幫浦的小型車輛(如圖 1-30 所示)，該設備部署在用過燃料池底部，以遠端控制方式進行淤泥的回收，其主要功能是機械式地收集淤泥，並將其泵入新的儲存槽，其僅能在用過燃料池底部沒有放置儲存容器的區域進行作業。

而用過燃料池的噴灑設備，則是由一個主支撐框架構成，框架上裝有水柱的噴灑臂，藉由用過燃料池上方處理室內的現場起重機來移動噴灑設備，對於仍存在儲存護箱內且 Sludgerobot K1 無法進入的區域，可透過這個噴灑設備將這些淤泥轉移出去。其主要功能是使用多個水柱噴頭，機械性地擾動觸變性淤泥(底部沈積物)，經噴灑稀釋後的淤泥，便可由此被泵送

至新的儲存槽，淤泥轉移的整個過程，均以閉路電視攝影機(Closed Circuit Television Cameras, CCTV)進行監控。

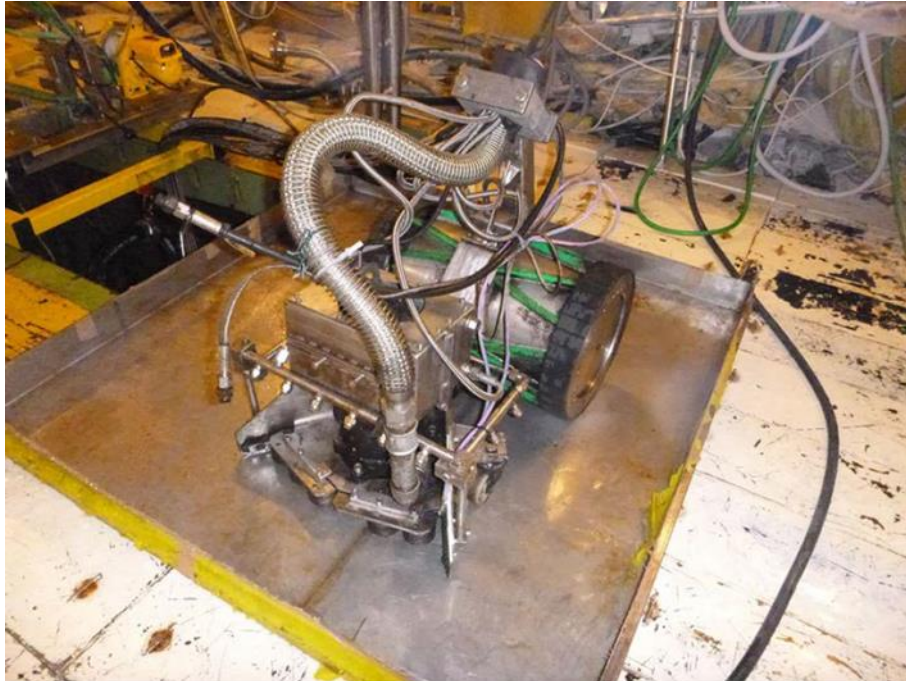


圖 1- 30 Sludgerobot K1 外觀

4.6 Garigliano 核電廠(義大利)(BWR)

Garigliano 核電廠是一座裝置容量為 150 MWe 的第一代雙循環沸水式反應器，該核電廠於 1964 年開始運轉，最終於 1978 年因發現蒸汽產生器嚴重損壞而關閉。在用過燃料運出場外(1985 年至 1987 年)後，開始為安全封存反應器廠房進行除污工作(1991 年至 1993 年間)，圖 1- 31 為用過燃料池及其週邊區域的示意圖。

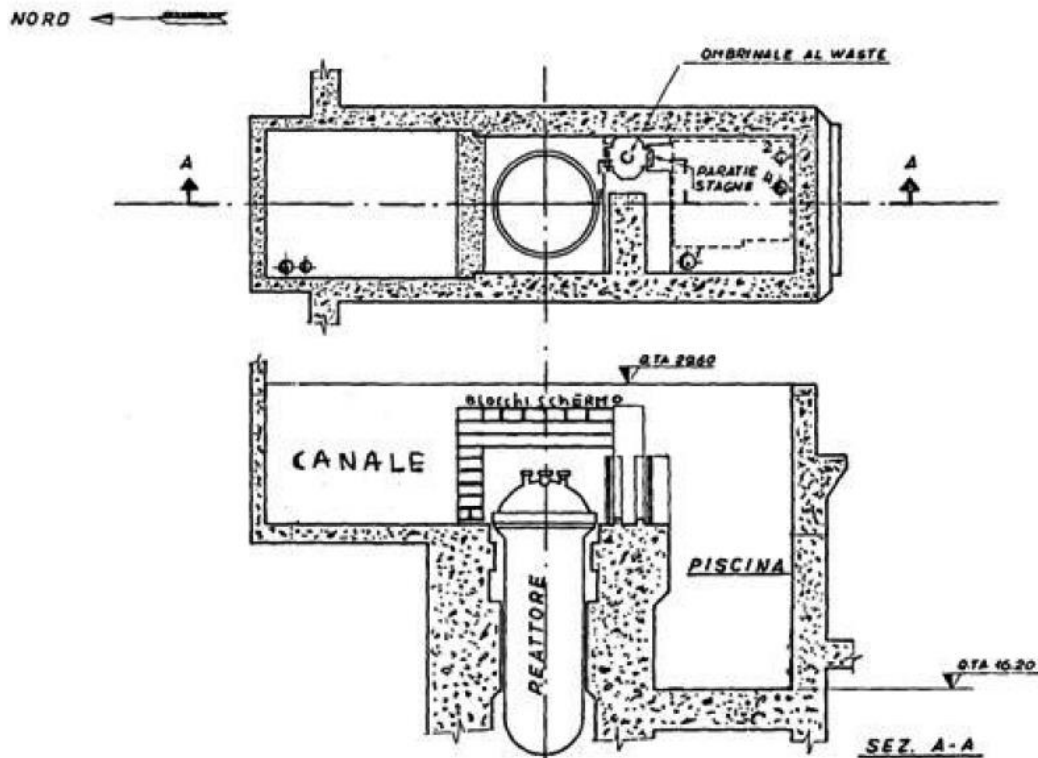


圖 1-31 用過燃料池、反應器及反應器通道示意圖

所進行的除污作業包括：

- (1) 使用水射流(water jets)及水過濾技術，攪拌池內沈積物並使其重新懸浮
- (2) 降低水位，並同時使用約 $700\text{kg}/\text{cm}^2$ 的高壓水射流對池壁進行除污處理
- (3) 拆除水池東南側牆上的設備，完成除污後暫時存放在通道上
- (4) 拆除燃料運輸容器平台，完成除污後暫時儲存
- (5) 將 4 個燃料架移至水池壁支承處，除污後轉移至新燃料室
- (6) 對壓力槽頂蓋平台進行除污後，將其從反應器通道中移除，並進行刷洗 (brushing) 及塗層處理，以保存並固定鬆散的污染物，該組件最後會被重

新放回反應器通道

- (7) 在反應器通道內建造一個支撐燃料架的臨時結構，工作完成後，先拆除該結構進行除污，完成後再移出
- (8) 將燃料架(每次 5 個)移至其池壁支承處，進行除污處理，並將其暫時存放在反應器通道內
- (9) 逐漸將水位降至距池底約 50 cm 處，同時對固定結構及池壁進行除污
- (10) 透過目視檢查及放射性檢測，發現池底有被活化組件，這類材料會全部被回收，根據需要進行分段處理，並暫時存放在容器中，然後轉移到現場的高放射性儲存庫。
- (11) 清除池底厚度達數公分的淤泥及鏽垢，並進行最終除污。此次清除工作採用以下組合方式：
 - 吸塵器(Vacuum cleaners)
 - 水射流攪拌後使用離心泵(Centrifugal pumps following agitation with water jets)
 - 手動工具(Manual tools)

所有液體及淤泥均已轉移至核電廠放射性廢棄物處理系統，值得注意的是，參與除污的工人均為反應器工作人員(來自不同部門：包括運轉、維護及保健物理)；另需注意的是，該計畫的目標是盡量減少鬆散污染，而非針對固定污染，最終目標是達到某種輻射水準(例如空氣中的污染)，以確保

在長期安全封存期間，人員進入該區作業能保持在安全範圍內。

4.7 Magnox 反應器(英國)(氣冷式反應器(GCR, Gas-Cooled Reactor))

為第一代核子反應器，使用石墨作中子減速劑，二氧化碳作冷卻劑，天然鈾為燃料，Magnox 反應器的水池計畫，制定了 6 個步驟的除役實施方法，目標在降低初期危害並清理水池(如圖 1- 32 所示)。

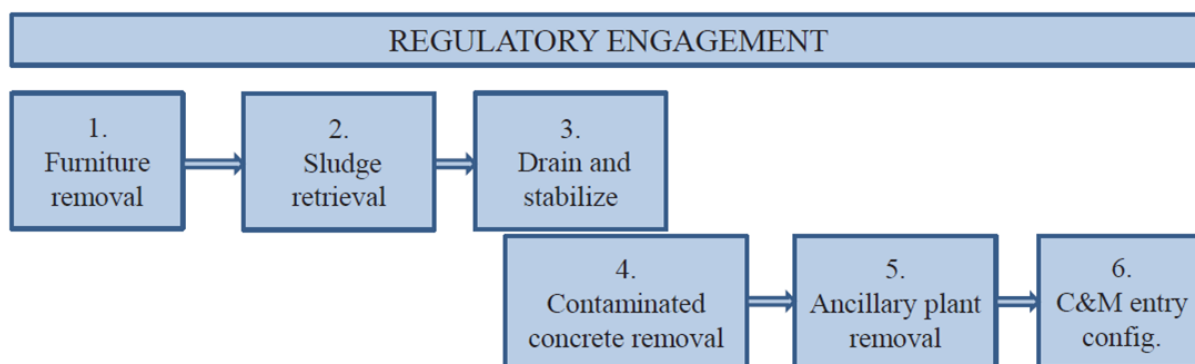


圖 1- 32 Magnox 水池除役的結構化方法

各步驟說明如下：

- (1) 拆除物品：將池內存放的機器設備拆除、處理並送去回收，這通常包括拆除水池內多餘的燃料箱、鈾管理設備、管路及其他固定物。
- (2) 回收淤泥：清除池內所有殘留淤泥。
- (3) 排水與穩定：透過適當的水處理系統將池內液體排出，接著對排空的水池進行清潔，如有必要，可以使用固化劑來穩定水池表面，以防止產生空氣中的污染物。在排水之前，需評估池壁與池底的輻射及化學特性，以確定排水過程中是否需要強力清潔，以控制可能的輻射劑量及污染程

度。通常，如果水池污染嚴重，會在水池液面下降的同時，使用諸如水雷射(hydrolasing)之類的技術清潔池壁，這種「強力」清潔可去除牆面厚度高達 10 mm，並在池水排出後，大幅降低污染及劑量水平。強力清潔的附加好處是，在池水排乾過程中，通過去除混凝土，達到了一定程度的除污效果，這或許能避免在步驟(4)中，還要額外去除大量混凝土；然而，如果不是為了控制劑量，這種方法並非首選，因為過程中會產生含有混凝土及油漆的濕淤泥，後續仍需再作回收及管理。

- (4) 清除受污染混凝土：在池壁及池底作鑽芯取樣作特性調查，並據此決定要從表面及接縫處清除多少材料，以建立適當的保養維護出入口條件。有多種技術可以清除混凝土，包括水雷射(hydrolasing)或乾式粗琢(dry scabbling)。
- (5) 拆除輔助設備：拆除水池設施內剩餘的所有設備，包括起重機、暖氣及通風設備，以及多餘的管道，以最大限度地減少養護階段的維護負擔。
- (6) 養護階段的出入口配置：在此階段，將建立符合養護安全案例所需的水池物理配置，當中可能涉及以下作業：完全拆除水池結構、拆除地面上的結構、加蓋上方建築或對空隙封蓋。值得注意的是，養護前的拆除程度，可能因場址而異，具體取決於水池結構在地上部分的比例，以及養護階段對於進出場址的檢查及維護的安排。

執行上述各步驟的工具通常都是現成的，只需作少量修改或開發，如

果核工業中沒有該現成工具，則會從相關產業開發出潛在產品。例如，Bradwell 就開發出回收混合廢棄物的冷凍板技術，該系統最初是用在清理水道及化工廠沈積物方面得到商業驗證。所用過的工具範例包括：

- 潛水過濾器(Submersible filters)
- 遙控潛水器(Submersible remotely operated vehicles)
- 模組化浮動平台(浮筒)(Modular floating platforms (pontoons))
- 小型潛水挖土機(A submersible mini digger)(如圖 1- 33 所示)：在水下操作，將池底的淤泥集中成堆
- 渦流泵(Vortex pumps)：將泵放置於淤泥堆上方直接抽取，但由於含有大量顆粒物，效果不一
- 水力旋流分離器(Hydrocyclone separators)
- 電凝裝置(Electrocoagulation units)
- 冷凍板系統(A freeze plate system)：將淤泥凍結並裝桶，以便暫時貯存，待後續進行中階放射性廢棄物(ILW)回收作業時再處理
- 超高壓水力噴射(Ultra high pressure water jet equipment, UHP) (水電射(hydrolasing))

淤泥的特性分析則是透過採集多個樣本，並建立一個綜合放射性指紋 (composite fingerprint)，以反映最終將淤泥整合後回收與處置的狀況，整個淤泥回收過程可分為 2 個階段：

- 大宗淤泥回收(Bulk sludge retrieval)：在排水之前進行
- 最終清理(Final cleanup)：在排水(必要時以高壓水射流清洗)後進行

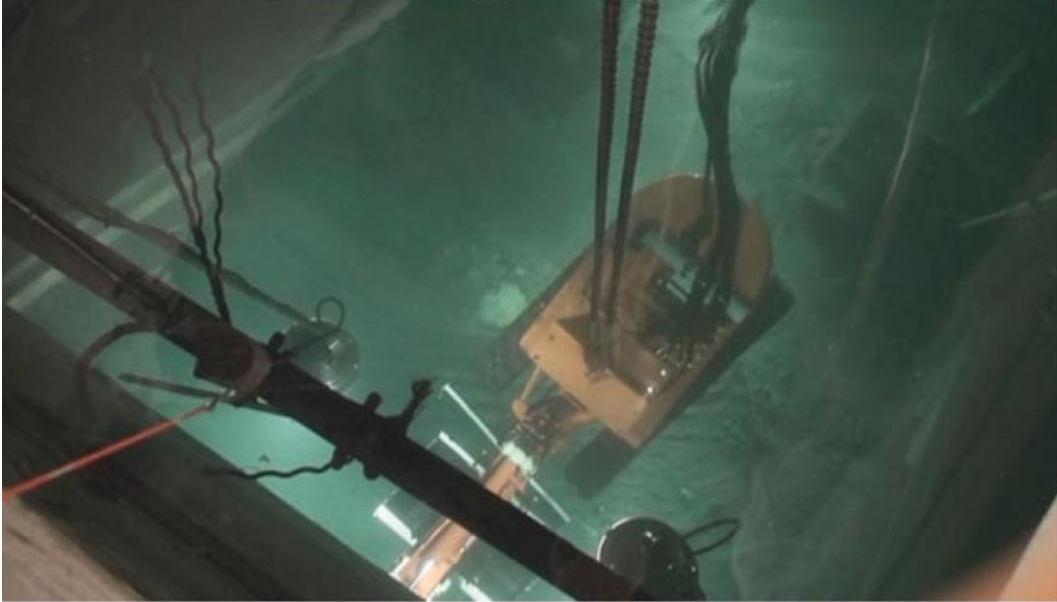


圖 1- 33 小型潛水挖土機

針對其中 3 個 Magnox 反應器在水池除役計畫內的重點比對如表 1- 1

所示：

表 1- 1 Magnox 反應器在水池除役計畫內的重點比對

電廠名稱	Hinkley Point A	Bradwell	Hunterston
燃料桶除污	使用超高壓水射流(UHP water)移除表面油漆	燃料桶的油漆除污作業顯示，污染物已嵌入金屬母材中，無法徹底除污	其燃料桶由鋁製成，因池水化學作用在燃料桶上形成一層頑固的污染層，需用硝酸(nitric acid)酸洗(pickling)來除污
設備處置	燃料桶與其它的金屬混合、熔化並鑄造成	採高壓水射流切割燃料桶進行減容，再與	燃料桶被運往低放射性廢棄物處置庫，而硝酸將被中和，並作

電廠名稱	Hinkley Point A	Bradwell	Hunterston
	核工業可再利用之屏蔽塊(shield blocks)	其他中階放射性廢棄物一起貯存	為灌漿配方的一部分，用於在現場固化其他廢棄物
淤泥回收技術	<ul style="list-style-type: none"> • 小型潛水挖掘機 • 渦流泵直接抽取 	<ul style="list-style-type: none"> • 小型挖掘機 • 渦流泵 • 隔膜泵 (diaphragm pump) 結合石籠過濾：在抽取過程中使淤泥通過石籠，以分離固體顆粒 • 冷凍板系統 	<ul style="list-style-type: none"> • 渦流泵
淤泥收集與分離方式	通過砂壓濾器 (sand pressure filter) 過濾，再反沖洗到淤泥桶	<ul style="list-style-type: none"> • 讓淤泥集中沈降於池中央 • 期間曾使用水力旋流分離器進行初步脫水，但因含有大量顆粒物，分離效果不穩定 	以泵浦將淤泥抽送至儲槽，讓其自然沈降後再排出上層清水
排水與穩定化	以水下鑽芯取樣 (underwater core boring) 與水下劑量測繪 (underwater dose mapping)，並在排出池水前 1 公尺水深或在小區域先測試，藉以評估污染分佈，判定後續採取的除污強度	使用超高壓水噴射，同步進行水池的除污與排水，由操作員在水池表面的浮動平台上手動執行	<ul style="list-style-type: none"> • 是 Magnox 反應器中，擁有最大單一水池的電廠，需建置一座大型主動液體廢棄物處理系統 • 為了最大化池壁的作業範圍，池面上架設了模組化浮動平台，作

電廠名稱	Hinkley Point A	Bradwell	Hunterston
			業人員以超高壓水射流進行除污 <ul style="list-style-type: none"> • 輻射特性調查顯示，移除池壁表層約 6 mm 厚的材料，即可達成超過 95% 的除污效率

(五) 研究成果與管制建議

本子項以核電廠受污染水池為研究目標，針對核設施方面的專業技術報告及相關國際案例進行彙整研析，並針對特性調查作業考量因子、水池內淤泥清除技術、水池除污技術及技術選取因素等方面提出相關研析重點，藉以協助管制機關掌握此類特殊結構物拆除之安全審查要項。

(1) 輻射特性調查的最佳技術取決因子：

放射性庫存、可接近性限制、庫存記錄的完整性，以及能否建立放射性污染的特徵模式

(2) 水池除役可能面臨的關鍵工程議題

典型的問題包含基礎設施的可用性、水池的輻射特性、物理化學危害調查、內含混合性廢棄物、在水下環境中部署設備等，而制定除役計劃的關鍵資訊來源之一，是來自現有或以前的運轉人員及記錄，隨著計畫的發展，一些資訊將變得可用或發生變化，故需對除役計劃進行適當的修改，

並應保留除役計畫期間產生的所有記錄。此外，多數水池都有用來處理重型設備的高架龍門起重機，其完整性與安全性必須進行驗證及測試，以確保除役期間能安全使用。

(3) 危險物質確認

任何除役作業開始之前，需確認是否還有其他危險物質，以便將其納入除役計劃中，例如可能存在與水池相關的管路系統、覆層及屋頂組件，甚至是混凝土構件中的石棉；油漆塗中含有的多氯聯苯(PCB)及鉛，可能會成為處理方面的問題，特別在受到放射性污染時，會因此產生混合性廢棄物，與 PCB 相關作業中使用的材料與設備，建議均以 PCB 廢棄物處置，或進行除污處理。

(4) 除役策略方面的關鍵考量因子

- (a) 應儘早制定核水池設施除役策略，且在可行的情況下，最好立即拆除
- (b) 在制定策略時，應平衡與設施相關的持續性危害、場址上的其他作業及經濟等各種因素
- (c) 應明確定義水池除役各階段的目標及要求，且明確闡明臨時狀態及最終狀態，包括任何再利用選項

(5) 規劃及準備作業方面的關鍵考量因子

- (a) 應利用先前的操作人員及記錄來協助制定具體的除役計畫，並對現有的工程資料進行審查，以確保其足以支持計劃及安全評估

- (b) 應考慮支援除役作業的各種可用技術，並優先使用經過驗證的技術
 - (c) 應考慮常規安全危害(包括與化學品、石棉清除、大型拆解與拆除工作有關的危險)以及放射性危險，並考量水池的基礎設施是否足以支持除役
 - (d) 應根據水池庫存及條件，考慮廢棄物清除及脫水的順序，特性調查是廢棄物回收、處理及處置技術、除役作業及安全評估的基礎
 - (e) 應考量淤泥廢棄物的管理，若有淤泥，應考慮使用各種技術來維持或恢復水池內的能見度
 - (f) 應考慮水池污水處理及排放安排是否適當，特別是在水池除污期間，需考量空氣污染及工作區域劑量率的管理措施
- (6) 執行與實施方面的關鍵考量因子
- (a) 建立適當的除役組織，並定義明確的功能、責任、義務與權限
 - (b) 保留熟悉設施、有經驗的工作人員，並對相關作業人員進行充分培訓，使其熟悉工作環境，在雇用可能不熟悉核能環境的承包商時，亦應提供額外的培訓及指導
 - (c) 應安排對策略及計劃進行審查與更新，在獲得進一步的特性調查數據後加以改進，並彙整任何經驗教訓，與其他參與類似作業的人分享
 - (d) 在整個除役過程中，審查並評估有關工作區域的輻射及物理條件，以確保工人防護安排仍然適當

整體管制建議包括：

- (a) 要求電廠盡早制定水池除役策略，並明確定義除役各階段的目標、臨時及最終狀態
- (b) 在除役作業開始前，必須進行徹底的輻射特性調查，並確認所有非放射性危害物質，特別是混合性廢棄物的處理及處置計畫
- (c) 審查並驗證水池基礎設施的可用性，並對處理重型設備的起重機進行完整性與安全性測試，以保證拆解過程中的安全使用
- (d) 審查是否已建立適當且職責明確的除役組織，並要求提供合格的人員培訓計畫，確保所有工作人員(包括承包商)皆熟悉核能與常規安全危害，並具備執行除役的能力
- (e) 要求建立計畫審查與更新機制，以便根據新的特性調查數據或作業經驗隨時調整改進
- (f) 審查水池污水處理、排放及空氣污染的管控措施，並確保工作區域的劑量率監控與工人防護安排持續適當有效
- (g) 應加強危險評估與監測，確保在預期條件發生變化時(例如池水清澈度改變，或發現某些組件的設計特徵，會導致水池內的沈積物累積)，對危險進行充分的重新評估
- (h) 為避免人員劑量曝露，建議除污工作應在水下進行，並使用低壓噴灑來沖洗(而非除污)組件，以盡量減少污染水的傳輸

- (i) 在池水受到干擾的作業中(例如，沖洗、噴灑及拆除設備)，建議必須使用呼吸防護裝置，除了對可能導致空氣中放射性污染擴散的環境條件進行特性調查之外，還應明確規定在這些區域執行作業的具體標準與程序

参考文献

- [1]. “Decommissioning of Pools in Nuclear Facilities,” IAEA Nuclear Energy Series No. NW-T-2.6, IAEA VIENNA, 2015.
- [2]. Trojan's nuclear waste still on-site in steel, concrete casks,” March 18, 2011. Available: https://www.kgw.com/article/news/trojans-nuclear-waste-still-on-site-in-steel-concrete-casks/283-73509644?utm_source=chatgpt.com
- [3]. <https://inis.iaea.org/records/4vj4d-vj923>
- [4]. https://en.wikipedia.org/wiki/Stade_Nuclear_Power_Plant
- [5]. Big Rock Point Restoration Project, ”PCB Bulk Product Waste Management Summary Report,” ML063210103, Consumers Energy Co., Oct. 2006
- [6]. https://en.wikipedia.org/wiki/Bohunice_Nuclear_Power_Plant

二、針對除役核電廠其他大型金屬結構物(如泵、熱交換器)，蒐集相關技術文獻與國際案例，摘錄彙整關切重點事項及考量因子，研提我國除役核電廠拆除作業的管制建議

(一) 前言

在核電廠除役過程中，除了反應器壓力槽（RPV）及其內部組件外，廠內仍存在許多大型金屬結構物，如泵（Pump）、熱交換器（Heat Exchanger, HX）及其他輔助系統設備。這些設備雖然多屬於低至中放射性區域，但因數量龐大、系統相互連結複雜，且部分仍具有表面放射性污染或潛在輻射風險，故其拆除作業在整體除役計畫中亦占有關鍵地位。

1.1 主要挑戰

1.1.1 放射性污染與輻射防護

泵與熱交換器等設備在長期運轉期間與放射性冷卻水或受污染流體直接接觸，其內部管路與表面可能產生放射性沉積物或腐蝕污染，雖然其放射性普遍低於反應器核心區域，但在拆除過程中仍須採取適當的除污、輻射監測與隔離措施以確保作業人員劑量控制與輻射防護目標之達成。

1.1.2 結構與材料特性

設備多採用不銹鋼、銅合金或碳鋼等高強度材料製成，具備良好的耐壓、耐蝕與熱傳導特性，但也因此在拆除時需考量不同材料的切割適用性與產生之二次廢棄物性質，尤其是熱交換器具有密集管束（Tube Bundle）結構且內外殼體厚度差異大，拆解時需選用合適之機械或熱切割技術以確

保作業效率與安全。

1.1.3 拆除、搬運與廢棄物管理

大型金屬結構物體積龐大、重量高，須採用分段切割或模組化拆卸方式以利搬運、暫存與最終廢棄物處置，拆除過程除須確保結構穩定與吊掛安全外，應配合廢棄物分類與輻射分級策略以降低後續處理成本與輻射風險。

(二) 執行方法及研究步驟

大型金屬結構物（如泵、熱交換器等）屬於拆除作業的重要對象，此類設備多位於放射性控制區內且結構複雜、重量龐大，且其內外表面在運轉期間可能受到不同程度的放射性污染，因此在拆除作業時除了需考量結構特性與拆解技術外，亦需兼顧輻射防護、安全作業及廢棄物處理等面向。

本研究依據前（113）年度針對機械切割技術於反應器壓力槽拆除作業之研析成果，延伸探討除役核電廠其他大型金屬結構物之拆除策略與作業考量，藉由彙整相關技術文獻及國際案例及分析各國在執行泵浦、熱交換器等設備拆除時的關鍵作業步驟與監管要求，研擬適用於我國之管制建議。本計畫之主要研究內容、流程與執行步驟如下：

- I. 文獻與資料蒐集：彙整國際間核電廠除役相關文獻與技術報告，範圍包含大型金屬結構物（泵、熱交換器等）之拆除策略、技術選擇、放射防護措施及廢棄物管理方式，建立分析資料庫。

- II. 案例蒐集：蒐集並分析國際除役核電廠在執行泵、熱交換器等設備拆除作業之實際案例，探討其作業流程、切割與搬運技術、放射性控制策略及監管規範，歸納各案例之共通重點與關鍵因子。
- III. 比較分析與歸納：依據文獻與案例結果，比較不同國家或電廠在大型金屬結構物拆除之策略差異，分析其成功因素與面臨之挑戰，並彙整於我國規劃除役作業時應特別注意之關鍵議題。
- IV. 研析成果與管制建議：綜合以上成果，提出我國除役核電廠大型金屬結構物拆除作業管制建議，包括作業規劃、安全評估、監測要求及輻射防護等，作為後續研擬相關技術指引與管理規範參考。

(三) 大型金屬結構物拆除的關切重點事項及考量因子

針對除役核電廠大型金屬結構物，國際經驗顯示其拆除作業除技術成熟度與安全控制外，尚須兼顧輻射劑量控制、切割策略改善、污染控制及廢棄物管理等多重考量。本章綜合德國 Gundremmingen 廠、韓國 Kori Unit 1 廠等案例之研究與實務經驗歸納出主要如下之技術議題與影響因子。

3.1 作業策略選擇與安全控制要點

根據大型金屬結構物的拆除策略制定需考量多項因素，包含：除役技術成熟度與可用設備、廠址空間與運輸通道條件、組件污染與放射性程度以及最終處置場所之包裝與接受標準，並可區分為以下類型[1, 2]：

- I. 就地切割與處置 (Cut and Dispose)：例如德國 Gundremmingen A

廠三具二次蒸汽產生器 (Steam Generator, SG) 採用冰鋸 (Ice-Sawing) 技術就地切割，將熱交換器注水後冷凍至 -20°C 再以帶鋸切割，有效固定內部管束並降低輻射場劑量率，同時抑制氣溶膠生成。

- II. 拆卸後外運處理 (Pack and Go)：德國 Stade 廠四具蒸汽產生器運往瑞典 Studsvik 廢棄物處理，於外部設施除污、分段與熔融再處理。
- III. 拆卸後現場儲存 (Pack and Wait)：如德國 Greifswald 廠將反應器壓力槽與蒸汽產生器運至廠內臨時儲存設施，以待活度自然衰減至可釋放或低放射性層級再行處理。
- IV. 整體拆卸後直接處置 (Pack and Dispose)：美國 Maine Yankee 廠將整體反應器壓力槽充填混凝土後直接運至 Barnwell 處置場。

3.2 作業劑量控制與 ALARA 實踐

大型結構組件拆除作業中，作業人員劑量評估與優化是安全管制的核心議題。過去電廠拆除經驗中斯洛伐克 Bohunice V1 廠以 VISIPLAN 3D 將輻射曝露降至合理可行的最低程度 (As Low As Reasonably Achievable, ALARA) 進行體外照射劑量計算，透過此方式可建立三維模型並考慮作業時的幾何結構、源項分佈與屏蔽效果，以產生劑量地圖與工作路徑分析，另有韓國 Kori Unit 1 廠則以 RESRAD-BUILD 模擬不同暴露途徑之劑量分布，此方式則能同時評估體外照射、吸入氣溶膠、表面沉積與再懸浮等多

重暴露途徑，整體預估 Kori Unit 1 蒸汽發生器拆除的集體劑量約 7.5 man-mSv，兩階為使用模擬軟體進行拆除計畫研擬並精確評估人員劑量以符合 ALARA 原則、可供後續拆除計畫效仿之良好案例，另外模擬結果也指出利用遠端或自動化切割（如軌道切割機）、設置臨時屏蔽牆、規劃作業區分段與休息時間及利用冰凍固定有著抑制氣溶膠與粉塵產生並能降低操作者劑量等優點。[2, 3]

3.3 切割作業之技術與影響因子

切割技術之選擇需依構件材料、污染程度與施工條件綜合評估同時考量廢棄物數量以及處理費用等方面，其中包含以下幾項主要影響因子[1, 2, 3]：

3.3.1 污染控制與安全性

根據切割組件之受污染程度選擇符合安全規範且能維持效率的切割方式，如熱切割（氧氣、等離子）切割速度快但會產生氣溶膠，應避開高污染區；機械切割（鋸切割、軌道切割）則能降低污染風險但作業時間較長；或是特殊技術如冰鋸切割可同時固定結構與降低氣溶膠生成。

3.3.2 材料與結構特性

蒸汽產生器由碳鋼殼體與不銹鋼管束構成，因在制定切割計畫時需考量不同組件之材料特性，如 Kori Unit 1 案中，大口徑不銹鋼管採遠端軌道

切割，小口徑碳鋼管則以氧燃料或圓鋸切割。

表 2- 1 各項不同管件之數據紀錄

Pipe	Material	Inner diameter (cm)	Thickness (cm)	Contamination level
Cold leg pipe (RCS ²⁾)	Stainless steel	69	6.7	LILW ³⁾
Hot leg pipe (RCS ²⁾)	Stainless steel	74	7.1	LILW ³⁾
Main steam pipe	Carbon steel	66	3.5	VLLW ⁴⁾
Main feedwater pipe	Carbon steel	36	2.4	VLLW ⁴⁾
Drain pipe (1)	Carbon steel	4	0.5	VLLW ⁴⁾
Drain pipe (1)	Carbon steel	1.8	0.3	VLLW ⁴⁾
Intake and outlet pipe	Carbon steel	4	0.5	VLLW ⁴⁾
Wet well vent pipe	Stainless steel	4	0.5	VLLW ⁴⁾
Level/flow measurement pipe	Stainless steel	0.6	0.15	VLLW ⁴⁾
Sample collection pipe	Stainless steel	0.6	0.15	VLLW ⁴⁾

3.3.3 作業時間與難度

切割作業時間與難度評估需同時考量切割速度、設備安裝與準備時間等，並依據實際施工條件納入多項修正係數。例如在放射性作業環境中，需考慮 ALARA 係數、作業空間限制、防護裝備造成的操作不便及人員休息等。

表 2- 2 不同管件所需之切割時間估算

Pipe	Cutting time (min)
Cold leg pipe (RCS)	190 (remote) + 260
Hot leg pipe (RCS)	200 (remote) + 263
Main steam pipe	172
Main feedwater pipe	75
Drain pipe (1)	35
Drain pipe (2)	27
Intake and outlet pipe	35
Wet well vent pipe	35
Level/flow measurement pipe	23
Sample collection pipe	23

RCS: reactor coolant system.

表 2-3 各項工作難度係數

Factor	Percentage (%)
ALARA factor	15
Accessibility factor	20
Protective clothing factor	30
Work break factor	10
ALARA: as low as reasonably achievable.	

(四) 除役核電廠其他大型金屬結構物(如泵、熱交換器)相關國際案例

4.1 斯洛伐克 Jaslovské Bohunice V1 電廠 (PWR) 蒸汽產生器拆除案例

Jaslovské Bohunice V1 核電廠位於斯洛伐克共和國，是採用 VVER-440/230 型壓水式反應器的核電機組。該電廠於 1978 年與 1980 年分別啟用兩座機組，並在 2006 年與 2008 年終止運轉後進入正式除役階段。

目前工程進入第二階段除役 (2015–2025)，由斯洛伐克核能與除役公司 (Nuclear and Decommissioning Company) 執行，並由國家除役基金負責管理整體計畫。第二階段的主要任務包括：反應器壓力槽與槽內結構組件拆除、蒸汽產生器與壓力調節器等大型放射性結構組件的切割與搬運、包裝、儲存與最終處置。

在過去進行之蒸汽產生器拆除作業中，曾有過德國 Greifswald 核電廠以整件運出並進行儲存之案例，或是義大利 Enrico Fermi 廠與立陶宛 Ignalina 廠採取垂直式分割案例，但斯洛伐克在進行 VVER-440 型反應器除役時由於 V1 的蒸汽產生器為橫置式，因此缺乏過去可直接套用之蒸汽產生器拆除經驗，促使當地團隊發展出自有方法配合精確的模擬技術以確

保拆除過程能同時滿足放射防護與現場作業的可行性。[4, 5]

4.1.1 蒸汽產生器基本構造與污染情形

V1 核電廠的每一機組共有六組循環迴路，每一迴路包含一座 VVER-440 型橫置式蒸汽產生器，主要構造包含外殼 (Casing)、熱交換管 (Heat Exchange Tubes) 及兩端的收集器 (Collectors) 三部分。外殼碳鋼 22K 製，長約 11.8 m，直徑約 3.4 m，重量約 113.4 噸。熱交換管包含 5536 根 U 型管，材質為鈦穩定沃斯田鐵不銹鋼 (Titanium Stabilized Austenitic Steel)，重量約 34.7 噸。收集器總重約 25.4 噸，與一次迴路直接連接。蒸汽產生器位於圍阻體內部，且其軸心與反應爐樓板之距離僅約 7.4 公尺，有限的作業空間使得重型切割設備與吊掛系統的布置皆必須先以三維模型驗證，在進行熱交換管切割模擬時也必須考慮管束間距，確保管束能於切割與吊升過程中維持結構穩定。在蒸汽產生器中，熱交換管與收集器為主要污染區域，其放射性來自一次迴路中的活化與裂變生成物。污染核種以 Fe-55、Ni-63、Co-60 為主，並包含 Mn-54、Cs-137、Pu-241 等共 29 種放射性核種。[4, 5]

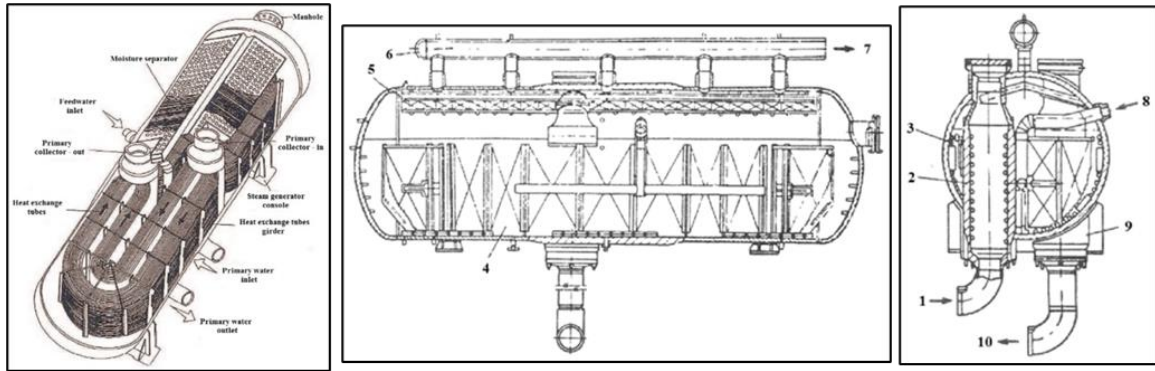


圖 2-1 蒸汽產生器構造及剖面示意圖

4.1.2 拆除計畫模擬方式與策略

為確保作業輻射安全與工程可行性，研究團隊建立以 VISIPLAN 3D ALARA 為核心的劑量預測模型，進行模擬設計的核心理念在於能夠快速調整輸入參數以反映各項可能的現場狀況。在 VISIPLAN 3D ALARA 中建立以 Co-60 單位活度為基礎的三維輻射場，利用 MATLAB 將各點位劑量率轉換為「轉換因子矩陣」，以便根據不同年份（2015、2020、2025）的放射性衰變自動更新劑量估算，此方式確保結果具有高度彈性與重現性。ESTE AI 模型用於模擬熱切割氣溶膠於煙囪排放後的擴散行為，採用 Lagrange 軌跡模式與高斯擴散模型計算公眾暴露。程式以地區氣象資料（風速、降雨量、農產品攝取率等）為基礎生成劑量地圖，據此判定潛在最受影響區域。[4]

- **模擬流程包括：**

- I. 建立蒸汽產生器的三維模型，設定各部位放射性分佈與材料性質
- II. 以 Co-60 的單位活度 (1 Bq) 建立劑量率轉換因子
- III. 輸入實際活度值、核種向量與作業時間後計算各步驟之輻射劑量

IV. 評估多種拆除情境下的外部與內部暴露

本計畫的模擬以「未進行任何預先除污」的狀況為基礎，反映最保守的輻射條件。根據其他採用相同反應器型式的電廠經驗(例如德國 Unterweser NPP 的全系統化學除污 (Full System Decontamination, FSD))，若進行預除污除污係數 (DF) 約可達 100 至 150 之間，表面活度降低兩個數量級，作業人員總劑量大幅下降。[4]

表 2-4 不同年份下熱交換管及收集器的輻射活度差異

Component	Activity of γ and X-ray emitting nuclides [Bq]		
	2015	2020	2025
Heat exchange tubes	19.2E+10	10.7E+10	6.32E+10
1 Collector	18.6E+07	10.4E+07	6.15E+07

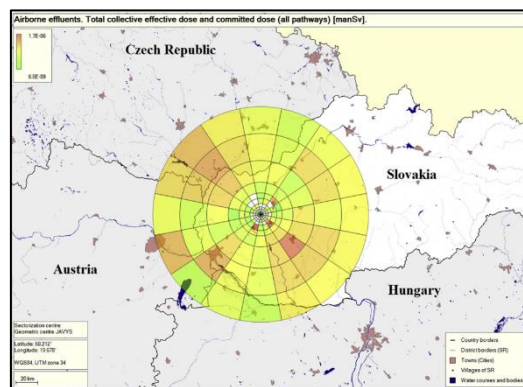


圖 2-2 ESTE AI 模擬氣膠排放造成的集體劑量分佈

表 2-5 縱向切割情境下各拆除步驟對人員輻射曝露之貢獻模擬結果

Task	Contributions to the dose rate [(mSv/h)/1BqCo-60]			
	Heat exchange tubes		Collectors	
	Maximum	Average	Maximum	Average
Cutting and taking out the end parts (casing)	7.42E-14	5.48E-14	3.70E-13	2.48E-13
Fragmentation of SG – preparatory activities	6.37E-15	4.95E-15	2.03E-13	1.22E-13
Fragmentation of the end parts	3.18E-14	1.78E-14	7.20E-13	3.66E-13
Cutting and taking out the upper part of SG casing	1.11E-13	9.64E-14	1.60E-12	6.38E-13
Fragmentation of the upper part	4.19E-14	2.10E-14	9.00E-13	3.14E-13
Cutting the heat exchange tubes	1.04E-11	5.35E-12	1.67E-11	8.01E-12
Fragmentation of the heat exchange tubes	1.53E-10	9.75E-11	7.60E-13	4.59E-13
Dismantling of the collectors – preparation	–	–	2.90E-11	2.54E-11
Cutting and taking out the collectors	–	–	2.91E-11	2.30E-11
Fragmentation of the collectors	–	–	1.42E-11	1.14E-11

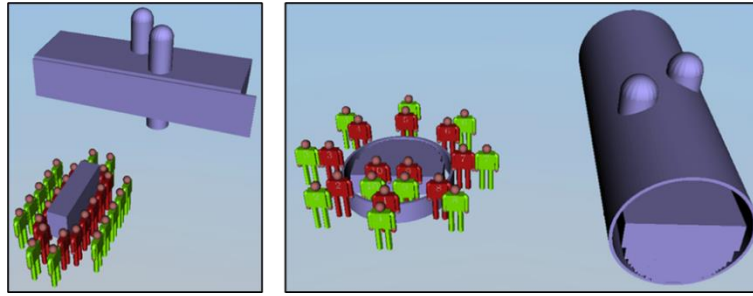


圖 2-3 縱向切割與橫向切割人員站位示意圖

(紅：切割工人與助理技術員、綠：主管、技術員與輻防技術員)

4.1.3 拆除情境選擇與策略

根據實際條件與可行性評估，拆除計畫中設計三種情境：

- I. 縱向切割 (Longitudinal Cutting)：沿著外殼的長軸方向進行切割，並逐步取出內部的熱交換管
- II. 橫向切割 (Transversal Cutting)：將外殼橫向切割後進行分段，所需的切割距離較情境 I 短
- III. 遙控拆除 (Remote Dismantling in Hermetic Box)：以遙控方式於圍阻體內進行大致分割後將各項大組件提升至反應爐樓板進行精細分割，適用於高輻射環境。

在以上三種情境中，遙控拆除不僅降低作業人員曝露，同時也大幅提高了操作上的安全性，符合 ALARA 原則，因此團隊選定此情境作為切割作業中的主要方案。[4]

表 2-6 遠端切割情境下各拆除步驟對人員輻射曝露之貢獻模擬結果

Task	Contributions to the dose rate [(mSv/h)/1Bq _{Co-60}]			
	Heat exchange tubes		Collectors	
	Maximum	Average	Maximum	Average
Lifting the 1st SG	1.27E-13	4.23E-14	6.35E-12	6.57E-13
Cutting the end part	1.68E-14	1.41E-14	1.72E-13	1.54E-13
Taking out the end part	7.53E-14	2.36E-14	1.88E-13	1.43E-13
Transversal cutting of SG	3.55E-14	2.43E-14	1.96E-13	1.76E-13
Taking out the segmented parts	4.06E-11	9.64E-12	1.89E-13	2.43E-13
Tilting the collectors	—	—	4.70E-13	3.34E-13
Lifting the collectors	—	—	6.86E-12	2.30E-12
Fragmentation of the segments – casing	Same as in Scenario 2			
Fragmentation of the segments – heat exchange tubes	Same as in Scenario 2			
Fragmentation of the collectors	Same as in Scenario 2			

● 切割步驟[5]：

- I. 端部 (End Part)：使用帶鋸在蒸汽產生器一端開口以便進行分段，接著利用天車將切割下的端部提升至反應爐樓板放置。
- II. 外殼與熱交換管：以 70 公分為單位進行分段後提升至反應爐樓板放置，期間需注意管束的穩定。
- III. 收集器：將收集器傾斜至水平方向後提升至反應爐樓板存放。
- IV. 碎片化：於臨時工作間中將前述步驟放置之外殼、熱交換管以及收集器進行碎片化。

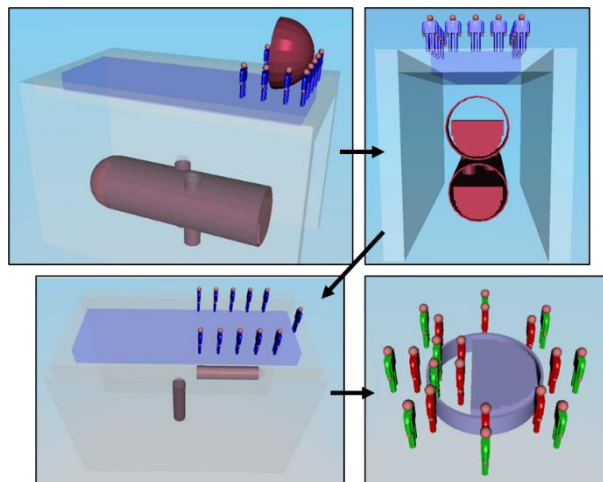


圖 2-4 切割步驟示意圖，依序為：提升端部、提升分段後外殼與熱交換

管、提升收集器及碎片化

4.1.4 經驗與啟示

Jaslovské Bohunice V1 核電廠蒸汽產生器拆除模擬研究對後續核電廠除設計畫具有多項可供借鑑的實務經驗與技術貢獻，其成果呈現不同作業情境下的輻射劑量差異，同時驗證了除役前除污與遠端作業在輻射防護上的重大效益。在輻射防護與作業策略方面，建立以 VISIPLAN 3D ALARA 為核心的完整模擬流程，能夠以三維輻射場即時分析作業人員在不同位置的暴露情形並預先判定潛在高劑量區域改善作業路徑，將拆除順序、站位與停留時間同時納入考量，使輻射劑量保持在合理可行的最低水準。另外，在作業程序上本計畫也確認遙控拆除為最適合高輻射環境的方案，此方法結合機械切割與遠端操控技術，使所有主要作業在封閉的圍阻體內完成並避免人員直接進入高輻射區域，即使在最保守的條件下遙控作業可將總劑量降至 1/3 以下且同時維持拆除進度，在安全與效率間取得良好平衡。

最後，整合放射性衰變、除污效果、氣溶膠傳輸與作業人員曝露等多重面向建立一套可延伸應用於其他 VVER-440 型反應器除役工程的技術模式，也顯示透過結合三維輻射模擬、除污技術與遠端作業，能有效提升拆除作業安全性與規劃精度，為後續核電廠除役提供具體的工程依據與可行範例。

4.2 西班牙 José Cabrera 核電廠 (PWR) 拆除案例

José Cabrera (又稱 Zorita) 核電廠是西班牙第一座商業運轉的 PWR，由西屋公司(Westinghouse)設計之 One-Loop 核電廠，裝置容量約 150 MW。該廠自 1968 年起運轉，於 2006 年 4 月正式停機，並在 2010 年獲得除役許可後開始全面拆除。[6, 7]



圖 2- 5 José Cabrera 核電廠俯視圖

4.2.1 拆除策略與技術選擇

西班牙對於 José Cabrera 核電廠採取「立即拆除」(Immediate Dismantling, IAEA Level 3) 的策略。除役工作由國家放射性廢棄物公司 ENRESA 主導，負責範圍包含所有拆除、輻射防護與廢棄物最終管理，且策略考量強調盡早移除高放射性設備，避免長期維護與監控需求。[6]

José Cabrera 的大型構件均使用熱切割及機械切割等技術進行拆除，並基於包裝容器尺寸、運輸方式限制以及廢棄物接收準則等多項因素考量選擇採取現場分段切割之拆除方式。且所有拆除工作皆於圍阻體內進行，並同時配合輻射監測等各項系統防止污染外溢並保障人員安全，以符合 ALARA 原則。另外在運輸方面由於整件吊運大型放射性構件可能引起公眾

關注與監管審查難度，因此考慮到社會與監管層面的接受度後選擇較穩健的分段切割方式運輸。

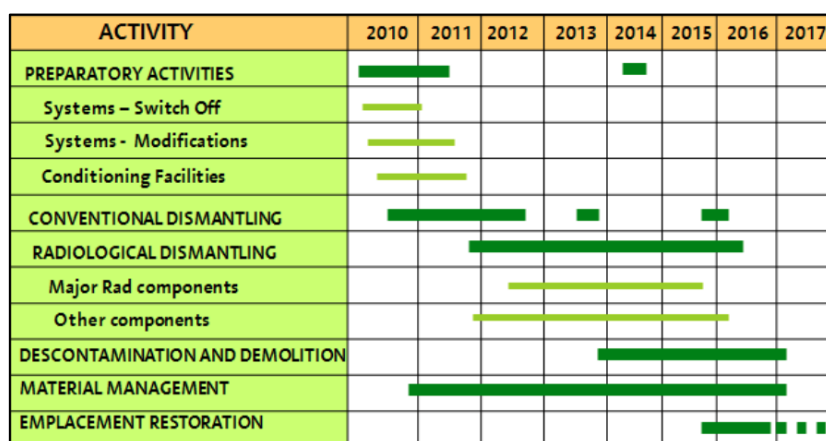


圖 2- 6 拆除時程規劃示意圖

4.2.2 拆除步驟及順序

- 事前準備

在拆除工程開始進行前，為提升拆除作業安全性、減少人員輻射曝露等等目的，須先進行以下三項事前準備工作：分別為：燃料移出、全系統化學除污以及輔助設施改造。

I. 在事前準備中，所有用過核燃料均於 2009 年完成移轉，並安置於廠內獨立燃料儲存設施（Independent Spent Fuel Storage Installation，ISFSI），共包裝為 12 只乾式貯存 cask。其次，針對一次側冷卻系統（Primary System）進行全系統化學除污以全面降低放射性物質沉積，化學除污之進行範圍涵蓋反應器壓力槽、調壓槽（Pressurizer）、蒸汽產

生器、反應器冷卻泵（Reactor Coolant Pump, RCP）及主迴路管線，成效顯著可大幅降低作業人員輻射曝露。另外，為確保拆除工作的安全性與連續性，須對電力供應、通風與過濾系統以及吊裝設備進行必要的改造與加固，確保切割與搬運作業能在可控環境中按照計畫進行。[8]



圖 2-7 用過核燃料移出過程與存放區域



圖 2-8 全系統化學除污過程



圖 2-9 輔助設施改造：防火、電力、通風與過濾系統改造

- 拆除順序[6]

- I. 反應器冷卻泵：在全系統除污後，反應器冷卻泵被列為優先拆除設備。作業人員利用吊裝系統將泵自原安裝位置移出，並運送至臨時處理區進行包裝。

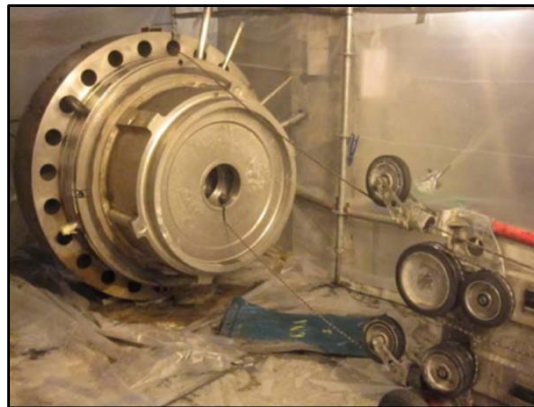


圖 2-10 反應器冷卻泵拆除過程

- II. 調壓槽：由於體積龐大且位置受限，採用分段切割的方式在圍阻體內拆除。每個分段組件於切割後立即使用吊具移至指定處理區域並

在現場完成封裝，同時確保輻射防護與結構穩定性。



圖 2- 11 調壓槽切割過程

III. 蒸汽產生器：同樣因尺寸與重量無法整件吊出，因此先在現場進行分段切割再透過吊裝系統逐段移出準備後續包裝。



圖 2- 12 蒸汽產生器切割過程

IV. 主迴路管線與附屬系統：在主要構件拆除後，進一步切除大口徑主迴路管線與相關附屬設備，完全清除整個一次側系統。

4.2.3 廢棄物處理與包裝策略

José Cabrera 拆除專案中評估了兩種主要包裝容器方案：大型容器以及 CE-2a 與 CE-2b 混凝土容器。大型容器直徑 4.52 m、高 2.82 m 可包裝體積巨大之組件，因此可以有效降低所需之切割時間及長度，同時進一步減少作業過程中之人員輻射曝露，但由於缺乏現有規格因此需要額外進行相關結構的設計以及對應的執照。另一方面，CE-2a 與 CE-2b 混凝土容器邊長 2.25 m、高度 2.2 m 與 1.1 m，雖然可容納之組件體積較小因此需要的切割時間較長，卻具有符合既有標準以及可降低最終廢棄物體積之優點，因此本拆除計畫最終選擇採取 CE-2a 與 CE-2b 混凝土容器做為切割組件之包裝，並同時肯定大型容器之優勢且建議未來之拆除計畫可考慮採用。[9]

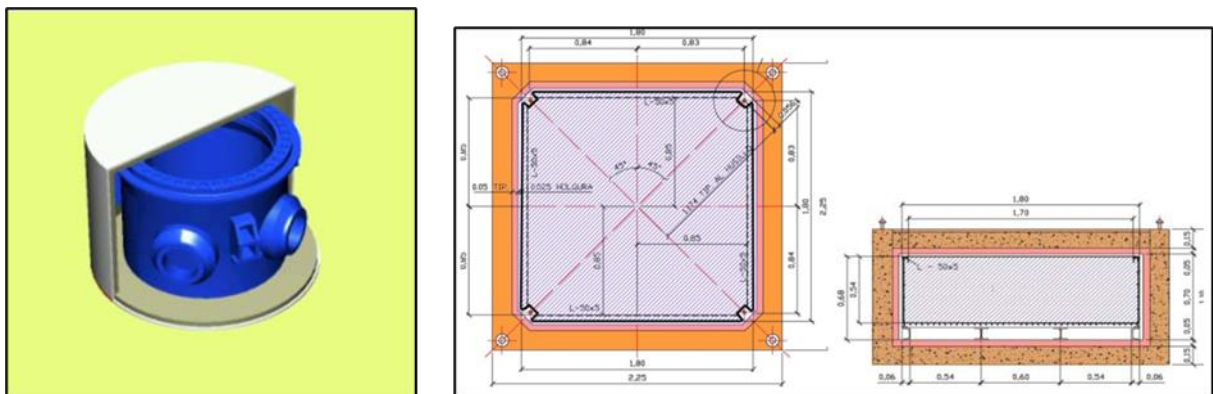


圖 2- 13 大型容器示意圖與 CE-2a 與 CE-2b 設計圖

表 2-7 大型容器與 CE-2a 與 CE-2b 各項數據比較表

Parameter	Large container	CE-2A	CE-2B
Vol. of final waste (m ³)			
LILW	662	765	531
VLLW	103	105	106
On-site handling	Require new equipment and waste routes	Use existing equipment and waste routes	Use existing equipment and waste routes
Transportation	Need special transport arrangements	Normal	Normal
Changes to disposal site (handling at repository)	Yes	No	No
Dose uptake (man-mSv)	880	1,385	1,465
Change to acceptance criteria	Require new license for waste disposal	No	Small change to the existing license
Licensing process	Require changes in operating specifications for waste disposal	No	Simple license process
Economic costs (€)	- 2.015.000	Base	- 1.588.750

所有來自反應器冷卻泵、調壓槽與蒸汽產生器的分段組件，均在現場完成包裝後運往 El Cabril 進行最終處置。對於不符合接受標準或放射性較高的構件，則採用 HI-SAFE 特殊容器，在廠內 ISFSI 暫時儲存。



圖 2-14 廢棄物包裝後運往 El Cabril

4.2.4 經驗與啟示

後續報告顯示 José Cabrera 拆除專案中進行之全系統除污明顯降低後續拆除階段的輻射場強度，顯示前期去除污措施對 ALARA 原則的實踐具有顯著效果，另外 José Cabrera 實際拆除作業中曾出現含石棉等非放射性危害物，需要即時調整作業程序與防護措施，反映拆除作業全程皆需具備高度彈性與良好的風險管理機制，以上兩項經驗皆為 José Cabrera 拆除計畫在全球核電廠拆除作業中可供後續計畫學習與借鑑之處。

4.3 瑞典 Studsvik 公司處理國際除役核電廠 SG 之案例分析

在 PWR 核電廠的除役準備過程中，選擇最合適的蒸汽產生器處理方案是極為重要的考量。蒸汽產生器屬於體積龐大且結構複雜的報廢物件，其特性使其可採取多種不同的處理與最終去向，包括搬運、分割、除污、回收與最終處置等方式。

瑞典 Studsvik 公司在金屬回收領域累積處理全尺寸蒸汽產生器的豐富經驗，本段內容即介紹其蒸汽產生器處理概念與多項實際專案成果，並說明評估各種報廢選項時，在早期階段應考量的重要參數。內容同時探討場內與場外處理之間的平衡、化學除污技術的作用、以及可行性研究與示範計畫在除役規劃中的輔助角色，且比較不同處理方式的優缺點。[10]

4.3.1 現場處理（On-site Treatment Options）與成本考量

- 選項一：反應爐圍阻體（Containment）內直接處理

若事前進行化學全系統除污作業，在圍阻體內對蒸汽產生器進行分割作業是可行的。然而，圍阻體內空間極為有限，作業輻射劑量高且工期緊湊，對人員安全與現場調度構成顯著挑戰。若以此方式，仍可能需要外部承包商協助廢料的分裝、運輸及後續的輻射測量，以確保處理流程符合法規要求並能順利銜接後續步驟。

- **選項二：設置廠內廢棄物處理中心 (Waste Treatment Center, WTC)**

此種做法是於既有建築物內或新建設施中設置廢棄物處理中心 (Waste Treatment Center, WTC)，在廠區內進行蒸汽產生器的切割與除污。此方式的優點是作業彈性較高，可同時處理其他除役作業所產生的廢棄物，並能減少與反應器主體作業的干擾。不過，該方案需經長期的籌設與許可程序，且建設與設備投資成本較高，對計畫時程及經費管理皆是一大挑戰。

4.3.2 廠外處理 (Off-site Treatment Options)

- **選項一：整體直接處理**

將整台蒸汽產生器或僅管束部分直接送往最終處置場；此法簡單快速，但會有大量需最終處置的廢棄物，不符合減量化原則，且受運輸條件限制。

- **選項二：分割與包裝後直接處置**

將蒸汽產生器分割成可接受尺寸後裝入標準包裝再送處置。此法在安全與可靠性上與整體處置相似，但同樣無法減少最終廢棄物體積。

- **選項三：熔融與回收處理**

即透過化學除污與金屬熔融過程，達成放射性物質去除與材料再利用。根據 Studsvik 的實際數據，約 80 - 85% 的金屬可達自由釋放並再生利用，僅約 15 - 20% 需作二級廢棄物最終處置。該方法符合歐洲的「廢棄物分級原則」及「最佳可行技術」(Best Available Technique, BAT)，在環境政策面上具優勢，但受限於可運輸的活度限制上限及事前除污成效。

此外，成功的化學除污能夠有效降低輻射劑量、提升外運可行性，避免需額外遮蔽或特殊容器。若蒸汽產生器已經長期儲存(約 20-30 年)，其自然衰變後的放射性水平通常亦可符合場外處理設施的接收標準。

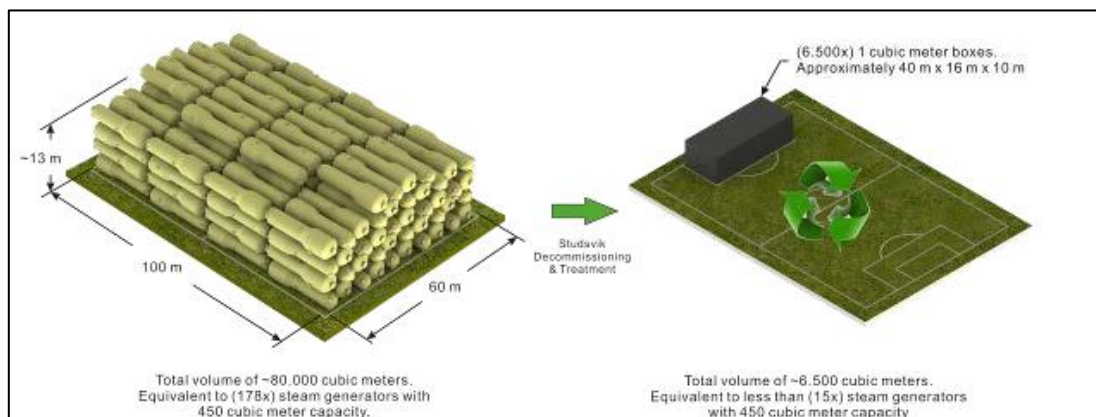


圖 2- 15 178 蒸汽產生器處理前後廢棄物體積比較

4.3.3 瑞典 Studsvik 公司實際操作流程與成果

Studsvik 公司在近年已處理了共 13 具全尺寸蒸汽產生器，其中 9 具重約 300 噸，4 具重約 165 噸。這些實際案例證明蒸汽產生器可作為整體組件運輸至外部處理設施。Studsvik 研發的處理流程旨在最大化廢棄物體積

減量、縮短除役工期，並降低廠內輻射與作業風險。

其處理程序包括：蒸氣頂蓋（Steam Dome）拆除 → 儲水腔體（Water Chambers）分割與除污 → 管束分段與除污 → 外殼切割 → 管板（Tube Plate）處理 → 金屬熔融 → 放射性分析 → 自由釋出與回收 → 二級廢棄物包裝與運回原電廠進行最終處置。[10]



圖 2-16 蒸氣產生器的運輸、管束抽取與熔融作業現場照片

熔融後的金屬經均質化與取樣分析，確認放射性核活度符合自由釋出標準。整體結果顯示，約 80 - 85% 的金屬可再利用，其餘 15 - 20% 經固化後作為二級廢棄物。Studsvik 的放射性接收標準為外表面劑量率低於 200 $\mu\text{Sv/h}$ ，且每具 SG 的 Co-60 活度不超過 0.5 TBq。該流程已成功應用於歐洲、亞洲及美洲多國專案，並證明大型組件可安全跨境運輸與再生處理。[10]

4.3.4 經驗與啟示

Studsvik 公司在近年已處理了共 13 具全尺寸蒸氣產生器，其中 9 具重約 300 噸，4 具重約 165 噸。這些實際案例證明蒸汽產生器可作為整體

組件運輸至外部處理設施。Studsvik 研發的處理流程旨在最大化廢棄物體積減量、縮短除役工期，並降低廠內輻射與作業風險。隨著越來越多電廠採取立即除役策略，市場對高效率且具環保導向的大型組件處理技術需求將持續增加。Studsvik 的成果證明，建立外部集中化處理能力能成為未來蒸汽產生器報廢管理的主流方向，為核電廠除役提供安全、具成本效益且永續的解決方案。

4.4 義大利 Trino Vercellese 核電廠 (PWR) 拆除案例

Trino Vercellese 核電廠 (Enrico Fermi NPP) 位於義大利北部皮埃蒙特大區，由設計建造，為一座 270 MWe 的 PWR，1964 年併聯運轉至 1990 年正式停機。停機後，廠區移交予國營公司 SOGIN (Società Gestione Impianti Nucleari) 負責除役與廢棄物管理，目標於 2040 年前達成「Green-field」狀態，即場址完全恢復為自然用途。Trino 為義大利首座推行「即時除役」(Prompt Decommissioning) 策略的核電廠，並在國家核能除役計畫中具有示範地位。[11]

4.4.1 拆除策略與前期準備工作

Trino 核心理念是優先移除高放射性或活化組件 (如蒸汽產生器、反應器冷卻泵)，以降低後續整體輻射劑量率。大型組件盡可能以整件吊離方式移出，減少現場切割作業與二次廢棄物 (Secondary Waste) 產生。在正式拆除前，進行一次側迴路化學除污 (Chemical Decontamination)，預估可節省

約 3.3 Sv-man 的劑量，並將二次廢棄物控制於約 5 m³樹脂與 5 m³乾式放射性廢棄物（Dry Active Waste, DAW）範圍內。[12]

前期準備工作包含：

- I. 燃料卸除：所有燃料元件移至 Avogadro 暫存池，後續轉運至 Saluggia 國家集中儲存設施（CSA）。
- II. 化學除污：針對主要迴路與關鍵系統進行除污，以降低表面劑量率並利於人工拆除。
- III. 建屋改造：加固樓板、開啟運輸開口、安裝大型吊機與局部通風及遮蔽結構，確保拆除與運輸安全。

4.4.2 主要組件拆除順序與準備作業

I. 反應器冷卻泵：

先拆第一台建立廢棄物路徑（Waste Path）與程序；第二台可部分解體以降劑量。馬達送廢棄物管理設施（WMF）深入解體與除污；泵殼移至 152.68 m 或反應爐腔（Reactor Cavity）分段，必要時連同管件切割、除污或包裝處置。[12]

II. 調壓槽：

約 55,300 公斤以極軌吊車整件吊離，移至反應爐腔內（約 137.06 公尺）指定區域，以熱切割與夾殼切割器（Clamshell Cutters）分段。污染的調壓

槽與本體切片送 WMF 除污；若 WMF 暫時超載，則存放於廢棄物緩衝區。

[12]

III. 蒸汽產生器：

清理燃料更換池（Refueling Pool）作為切割作業區。就地切除蒸汽產生器圓頂並移至反應爐區分段；其餘本體以極軌吊車移入反應爐腔內分段。可自由釋出的潔淨組件送 MRF 監測與再利用；其餘送 WMF 除污與處理。WMF/MRF 超載時，反應爐腔內暫作廢棄物緩衝區。本案規劃移除四台蒸汽產生器。[12]

IV. 主迴路管線：

先進行化學除污（劑量預估約 50 man-mSv；樹脂 5 m³、DAW 5m³），可於拆除期累計減少約 3.3 man-Sv；除污流程繞過壓力槽。其後將管線切割分段，除污或包裝後送 WMF；截至 2023 年，4 個迴路與多數輔助系統已拆除，約 330 噸材料於廠內完成特性鑑定後送至瑞典 Studsvik 進行熔融減容。[12]



圖 2- 17 拆除現場示意圖

4.4.3 廢棄物管理、除污與運輸安全措施

在 Trino Vercellese 核電廠除役過程中，所有放射性與非放射性廢棄物的管理均依據其污染程度與材質特性進行分級與處理。金屬構件於拆除後經化學與機械雙重除污，大部分表面污染得以有效去除，使約九成金屬達到自由釋出標準，可回收再利用；而高放射性或活化構件則依輻射水平分別封裝為中、低階放射性廢棄物（ILW/LLW），送至廠內的 WMF 進行除污、固化與包裝，之後運往 Saluggia 的國家集中暫存設施（Complesso Stoccaggio Avogadro, CSA）進行長期儲存。對於拆解過程產生的混凝土，Sogin 依放射性檢測結果區分活化與非活化部分，非活化材料粉碎後作為場內回填用途，以降低最終處置體積，符合廢棄物最小化與環境永續原則。

在運輸與儲存方面，大型構件拆除後先移至卸載區進行輻射監測與包裝，隨後利用專用屏蔽容器或平板運輸車轉送至 CSA。運輸與拆除作業全程遵循 IAEA 《SSR-6 運輸安全標準》，所有屏蔽容器表面劑量率須低於 2 mSv/h。運輸計畫與路線均事前由監管機關審批並完成模擬測試，以確保沿線環境及人員安全。高放射性構件在暫存期間持續進行衰變監測，低活度組件則暫存在廠內 WMF 或指定暫存區，所有暫存廢棄物均定期進行劑量與污染檢測，確保作業符合 IAEA 及義大利國家輻防標準。

Sogin 在除役全程中採取嚴格的劑量監測與氣溶膠控制措施，依 ALARA 原則操作，所有輻射劑量資料與作業紀錄均納入官方除役檔案。監

管機構為 ISIN (Ispettorato Nazionale per la Sicurezza Nucleare e la Radioprotezione)，隸屬環境與能源安全部 (MASE)，負責核安與輻射防護之監督。IAEA ARTEMIS 國際審查團隊定期對義大利的核廢管理體系進行同儕評估，以確保相關程序符合國際安全準則。[13]

4.4.4 經驗與啟示

Trino Vercellese 的除役過程展現義大利由延遲除役 (Safestore) 轉向即時除役的可行性與挑戰，整體過程累積多項寶貴經驗。首先，前期的化學除污能有效降低放射性劑量，顯著提升後續拆除作業的效率與安全性；而採用整件吊離的拆除方式，則可減少現場切割與二次廢棄物的產生，進一步降低輻射曝露與廢棄物處理負擔。同時，建立廠內 WMF，使除污、包裝與暫存作業能夠整合於同一場域中進行，提升物流效率並強化輻射控制。國際合作方面，與 BNFL 及 Studsvik 的協作提供了先進技術支援與實務經驗，促進了義大利在大型構件拆解與金屬再生領域的技術成熟與知識傳承。最後，在監管層面，跨機構監督與 IAEA 的技術審查確保了除役過程的安全文化與透明性，並符合國際標準。整體而言，SOGIN 的執行經驗顯示，透過系統化的廢棄物減量與再利用策略，能同時兼顧環境永續、輻射安全與經濟效益，成為歐洲核能除役工程的重要參考典範。

4.5 韓國 Kori 1 核電廠 (PWR) 蒸汽產生器拆除案例

截至 2023 年，韓國共有 27 座核電廠，其中 Kori Unit 1 為首座商業運轉核電廠。Kori Unit 1 為 PWR，於 1978 年 4 月 19 日發電，營運 39 年，並於 2017 年 6 月 18 日永久停機。停機後，韓國採用即時拆除 (DECON) 策略，進行約 10 年的準備期後拆解核電廠。一次側系統包括反應爐、調壓槽、蒸汽產生器及管路等，二次側系統則為輔助系統。由於一次側系統運作於放射性環境，工作人員輻射曝露是拆解時的重要安全考量。本研究利用 RESRAD-BUILD 評估 Kori Unit 1 蒸汽發生器拆解作業中的輻射曝露。

[14]

4.5.1 蒸汽產生器拆解

Kori Unit 1 採用二迴路系統。蒸汽發生器於 1998 年更換，型號 Westinghouse Delta 60，管子數 4,934 根，重量 326 噸，長度約 20.65 公尺。蒸汽發生器拆解流程主要包括以下步驟：

- I. 安裝臨時起重機，移動工具與熱絕緣材料及移除蒸汽產生器的吊裝設備。
- II. 安裝軌道及運輸車，以運送蒸汽產生器與熱絕緣材料。
- III. 安裝防護板以阻擋反應爐核心。
- IV. 移除並運送蒸汽產生器周圍的熱絕緣材料。
- V. 切斷蒸汽發生器與相關管路的連接，將蒸汽發生器移出。

拆解流程依據 1998 年的蒸汽產生器更換經驗制定，操作人員數量依流程而異，多在 2~8 人。

表 2- 8 蒸汽產生器拆除流程

Process	The number of workers
Install temporary auxiliary crane	2
Install temporary lifting device of SG	2
Install rail and transportation cart	2
Install protection plate	2
Remove SG thermal insulation	3
Transport SG thermal insulation	8
Cut main steam pipe	2
Cut main water supply pipe	2
Cut others pipe	2
Cut RCS pipe (cold leg)	2
Cut RCS pipe (hot leg)	2

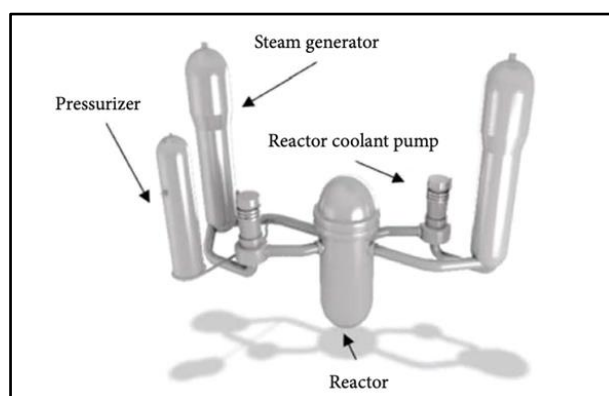


圖 2- 18 Kori Unit1 主迴路系統

4.5.2 管路切割方式

在蒸汽產生器拆除作業中，連接蒸汽產生器與周邊系統的管道需進行切割。這些管道材質包括不銹鋼與碳鋼，內徑從 0.6 公分至 74 公分不等，厚度從 0.15 公分到 7.1 公分。根據管道材質、尺寸與放射性污染程度，管道可分類為中低放射性廢物或極低放射性廢物（VLLW）。

研究經驗顯示，因管道特性不同，最佳切割方法需綜合考量材質、尺寸、污染程度、切割成本、切割時間以及二次廢棄物管理。對於直接與反應爐或反應器冷卻泵接觸的 Hot Leg Pipe 與 Cold Leg Pipe，由於污染程度高且屬中低放射性廢物，必須採用遠端操作以降低人員輻射曝露風險。由於熱切割會產生氣溶膠與塵埃，不適用於這類管道，因此選擇了環形切割器（Orbital Cutter）作為機械切割工具。環形切割器可切割不銹鋼並減少氣溶膠與塵埃產生，且可遠端操控，同時方便收集切割過程中產生的小型金屬碎片，便於二次廢棄物管理。

對於主蒸汽管及主飼水管，因未直接接觸一次側系統，污染程度屬 VLLW，可由作業人員直接操作。考量材質為碳鋼且為 VLLW，既可使用機械切割，也可採熱切割。基於成本與工時考量，選擇氧燃料切割（Oxygen Fuel Cutting）進行熱切割，其中主蒸汽管切割成兩段，以避免吊裝蒸汽產生器時的干涉。

對於排水管、進出口管、濕井通氣管、液位/流量測量管及取樣管，內徑較小（0.5 - 4 公分），厚度僅約 0.1 - 0.5 公分，污染程度屬 VLLW 亦可由作業人員直接操作。考量管徑、成本與作業準備時間，選擇圓鋸切割作為主要切割方法。

表 2-9 與蒸氣產生器相連之管線的材質、尺寸與汙染情況

Pipe	Material	Inner diameter (cm)	Thickness (cm)	Contamination level
Cold leg pipe (RCS ²⁾)	Stainless steel	69	6.7	LILW ³⁾
Hot leg pipe (RCS ²⁾)	Stainless steel	74	7.1	LILW ³⁾
Main steam pipe	Carbon steel	66	3.5	VLLW ⁴⁾
Main feedwater pipe	Carbon steel	36	2.4	VLLW ⁴⁾
Drain pipe (1)	Carbon steel	4	0.5	VLLW ⁴⁾
Drain pipe (1)	Carbon steel	1.8	0.3	VLLW ⁴⁾
Intake and outlet pipe	Carbon steel	4	0.5	VLLW ⁴⁾
Wet well vent pipe	Stainless steel	4	0.5	VLLW ⁴⁾
Level/flow measurement pipe	Stainless steel	0.6	0.15	VLLW ⁴⁾
Sample collection pipe	Stainless steel	0.6	0.15	VLLW ⁴⁾

4.5.3 工作時間估算

核電廠蒸汽產生器拆除作業中，對工作時間的估算基於 1998 年蒸汽產生器更換的經驗，並結合管道切割的工具速度、管徑及作業困難度因素進行計算。針對不同切割工具，工作時間的估算方法各有差異：例如，使用環形切割器時，切割時間取決於管壁厚度與工具轉速，且需考慮工具安裝與拆卸時間，以及切割過程中碎屑的清理時間；氧燃料切割則以管道周長除以工具速度計算，並預留作業準備時間；圓鋸切割則以管道外徑除以工具速度計算，也設定了準備時間。

除了工具與切割方式外，實際工作中可能遇到的各種困難亦需納入考量。研究引入了四種作業困難因素：ALARA 因素、作業可及性因素、穿戴防護服因素以及工作休息因素，這些因素會增加實際工作時間。研究以保守方式採用最高值進行估算，以確保安全性。

經驗上，在蒸汽產生器拆除流程中，安裝臨時起重裝置所需時間最長，其次為 Hot Leg Pipe 與 Cold Leg Pipe 的切割作業。啟示是，對於拆除計畫而言，需針對這些高耗時且可能高輻射的工序，提前做好作業規劃與防護

措施，包括合理安排工時、預留準備與清理時間，並採用遠端或機械化操作以降低人員曝露，從而在保證安全的前提下提高作業效率。

表 2- 10 蒸氣產生器拆除時間

Work	Man-hour
Install of temporary auxiliary crane	4
Installation of temporary lifting device of SG	80
Install of rail and transportation cart	24
Install protection plate	12
Remove SG thermal insulation	9
Transport SG thermal insulation	8
Cut main steam pipe	8
Cut main water supply pipe	4
Cut others pipe	9
Cut cold leg pipe	9.5 (remote) + 13.5
Cut hot leg pipe	10.5 (remote) + 13.5

4.5.4 輻射曝露評估

在核電廠除役作業中，蒸汽產生器及其連接管道位於放射性區域，因此提前評估作業人員的輻射曝露非常重要。本研究採 RESRAD-BUILD 進行曝露評估，這是一套由美國阿岡國家實驗室（ANL）開發的輻射劑量評估程式，專門用於建築物內工作或居住人員的輻射曝露評估。該程式考慮七種主要曝露途徑，包括直接輻射外曝、氣溶膠及氙化水蒸氣吸入內曝、空氣中放射性顆粒吸入、空氣中顆粒沉降導致外曝、表面顆粒誤食造成的內曝，以及拆除物料直接接觸造成的內曝。

RESRAD-BUILD 的計算方法結合不同器官和組織的吸收劑量、輻射質量因子及組織加權因子，計算個體的總有效劑量。對於內曝，還考慮放射性核素在體內的停留時間，將吸收劑量累積成「承諾有效劑量」。最終，

外曝與內曝的累積劑量合併，得到工作者的總有效劑量估計。

在此作業中，輻射曝露評估所需參數包括建築物尺寸、作業時間、作業人員位置與呼吸率、屏蔽參數以及放射源參數。以蒸汽產生器及 Hot Leg Pipe、Cold Leg Pipe 所在空間為例，房間高度與蒸汽產生器支撐結構及主蒸汽管高度差相符，空間面積假設為 63 平方公尺，高度為 27 公尺，並參考先前 Kori Unit 1 蒸汽產生器替換作業的通風條件，設置 500 cfm 臨時通風。時間參數則從 2017 年永久停機起至 2037 年，每 5 年評估一次。作業人員位置依工作類型設定，呼吸率設為標準 1.2 m³/小時，攝入率採 RESRAD-BUILD 預設值 0.0001 m²/小時。

由於缺乏替換後蒸汽產生器的源項數據，本研究使用替換前蒸汽產生器的源項數據進行評估，兩者運行年限僅差一年，因此差異可忽略。RCS 管道的源項數據則由蒸汽產生器替換時的塗抹測試獲得，為保守起見，選取了蒸汽產生器與管道之間的高放射值作為計算依據。

表 2- 11 蒸氣產生器拆除作業期間的作業人員輻射曝露情況

Work	Radiation exposure (man-mSv)
Install temporary auxiliary crane	1.42×10^{-1}
Install temporary lifting device of SG	2.84×10^0
Install rail and transportation cart	8.35×10^{-1}
Install protection plate	4.26×10^{-1}
Remove SG thermal insulation	3.19×10^{-1}
Transport SG thermal insulation	2.84×10^{-1}
Cut main steam pipe	2.84×10^{-1}
Cut main water supply pipe	1.4×10^{-1}
Cut others pipe	3.2×10^{-1}
Cut cold leg pipe	9.4×10^{-1}
Cut hot leg pipe	1.00×10^0
Total	7.53×10^0

表 2- 12 分項輻射劑量

External directly from source (man-mSv)	Inhalation (man-mSv)	External from deposition on floor (man-mSv)	External from suspension (man-mSv)	Ingestion of deposition (man-mSv)	Radon (man-mSv)	Ingestion of source (man-mSv)	Total (man-mSv)
7.52×10^0	5.76×10^{-3}	3.34×10^{-3}	8.47×10^{-4}	6.92×10^{-4}	0	0	7.53×10^0

4.5.5 經驗與啟示

對 Kori Unit1 核電廠蒸汽產生器拆除作業中工作人員的輻射曝露進行模擬與評估，提供多項可供後續核電廠除役計畫的經驗與啟示。結果顯示，不同作業類型會導致顯著差異的輻射曝露，安裝蒸汽產生器臨時起重裝置因工作時間最長，造成最高輻射曝露。此外，雖然 Hot Leg Pipe 與 Cold Leg Pipe 採用遠端切割，但污染水平較高，該作業仍導致較其他工作類型更高的輻射曝露，凸顯在高污染區域作業時必須採取更嚴格的防護措施。

從年度總輻射曝露的評估來看，2017 年停機時工作人員總輻射曝露為 25.7，經過 5 年的永久停機後，2022 年已降至 14.6 man-mSv。至 2027 年計畫除役時，輻射曝露進一步下降至約 7.53 man-mSv，約為永久停機時的三分之一，顯示隨時間推移，拆除作業中的輻射曝露可有效降低。分析劑量組成發現，輻射曝露主要來自外部輻射，內部吸收劑量極少，顯示遠端操作與合理的作業安排對降低曝露具有重要效果。

經驗上，利用 RESRAD-BUILD 模擬拆除過程中工作人員的輻射曝露，並結合實際蒸汽產生器拆除經驗，包括工時、人力與操作流程，建立了可預測輻射曝露的模型。研究顯示，在高輻射部位如 Hot Leg Pipe 與 Cold Leg

Pipe 切割作業，必須事先評估曝露量並採取額外防護措施，以確保作業安全。透過提前規劃作業時間與順序、選擇合適切割方法並合理安排作業人員位置，可有效降低輻射曝露，同時兼顧經濟與拆除進度。

此外，本研究方法可擴展應用於其他大型核電廠結構組件的拆除，並可透過不同模擬程式進行交叉驗證，以提高評估可靠性。整體而言，本研究提供了對核電廠除役作業輻射防護的實務參考，為後續拆除計畫在安全、效率及成本間取得平衡提供了具體依據與操作範例。

4.6 比利時 BR3 核電廠 (PWR) 蒸汽產生器拆除案例

蒸汽產生器是 PWR 中一次側迴路與二次側迴路的熱交換核心。BR3 核電廠的蒸汽產生器重量約 30 噸，相對於一般 PWR 300 噸的蒸汽產生器小得多。BR3 蒸汽產生器除役策略分為兩個主要步驟，首先，在 2002 年進行化學除污，使用 MEDOC 技術處理水箱與管束，除污因子 (DF) 達 100 到 1000，顯著降低了輻射劑量率。第二步是在 2005 年進行完整拆解，包括切割蒸汽產生器本體和管束、水箱等組件。[15]

4.6.1 蒸汽產生器拆解

BR3 蒸汽產生器拆解的主要目標是以安全的方式拆除蒸汽產生器，並最大化材料自由釋出，減少殘留放射性廢棄物。同時，評估所使用切割工具的性能和效率，並量化二次廢棄物的產生。拆解過程中使用了兩種切割

技術。

第一種是高壓水射流切割 (HPWJC) 搭配 MAESTRO 水壓機械手臂，可用高壓水 (約 380 MPa) 加上研磨切割金屬。這種方法靈活，適合大型構件的切割，並能降低工人輻射曝露。然而，HPWJC 在管束拆解時效率較低，使用的磨料 (450 g/min) 與水 (約 4.5 L/min) 會產生二次廢料，需要後續處理。第二種是鑽石鋼索切割，利用鑽石珠的摩擦效果切割多層材料，包括管束和內部結構。這種方法切割效率高，且方便收集碎屑，適合補充 HPWJC 在管束拆解上的不足。

拆解過程中，蒸汽產生器被切成約 1 公尺長的片段。外殼可進行最小程度的後續處理 (如噴砂與磨削) 後自由釋放。管束和水箱 (含管板) 則送至核鑄造廠處理。整體拆解後，殘留放射性廢料僅約原始質量的 2%。使用 HPWJC 的磨料活度低 (約 0.27 - 15 Bq/g)，切割用水約 14 m³ 可自由釋出。鑽石鋼索切割三次後收集了 70 公斤乾碎屑，活度約 3 Bq/g，主要來自蒸汽產生器殘留放射性。



圖 2- 19 管束切割使用 HPWJ，並以 MAESTRO 機械臂作為工具載具



圖 2- 20 在 BR3 蒸汽發生器上使用鑽石鋼索進行切割

4.6.2 經驗與啟示

從 BR3 蒸汽產生器拆解經驗中得知，安全拆解大型核能組件是可行的，並能有效降低工人輻射曝露及控制二次廢棄物量。HPWJC 適合大型結構組件切割，而鑽石鋼索則適合管束切割，可互補使用。二次廢棄物的控制策略包括冷態測試和雙級過濾系統，用來收集磨料與水。透過這些方式，低活性的外殼和部分用水可自由釋出，降低廢棄物量及處理成本。這些經驗對未來其他 PWR 或 VVER 的蒸汽產生器拆解具有參考價值。

4.7 法國 Chooz A 核電廠（PWR）蒸汽產生器拆除案例

Chooz A 核電廠位於法國阿登省，鄰近比利時邊境，是法國第一座 PWR，於 1967 年投入運轉，1991 年停機，1993 年正式進入除役階段。該廠的蒸汽產生器是四迴路系統中的主要熱交換組件，負責將一次側冷卻迴路的熱能傳遞至二次側產生蒸汽供渦輪機（Turbine）使用。其下部與反應爐一次

側冷卻管路相連，上部則與二次側迴路進、出汽管相接。每具蒸汽產生器外殼由厚度 50 至 95 公分的碳鋼製成，內含 1662 根 U 形換熱管（內徑 16.5 公釐），全長約 13.8 公尺，水平運輸狀態下直徑約 3 公尺、總重約 120 公噸。

在 Chooz A 除役計畫中，四具蒸汽產生器自 2011 年起依序拆卸，其中第一具於 2011 年 2 月完成抽出，最後一具於 2012 年 4 月吊離系統。由於其龐大尺寸與放射性污染特性，無法使用傳統包裝運輸，因此工程團隊決定將其視為「未包裝放射性物件」（SCO-I）進行長距離道路運送，前提是須確保其污染與輻射劑量符合國際運輸規範。[16]

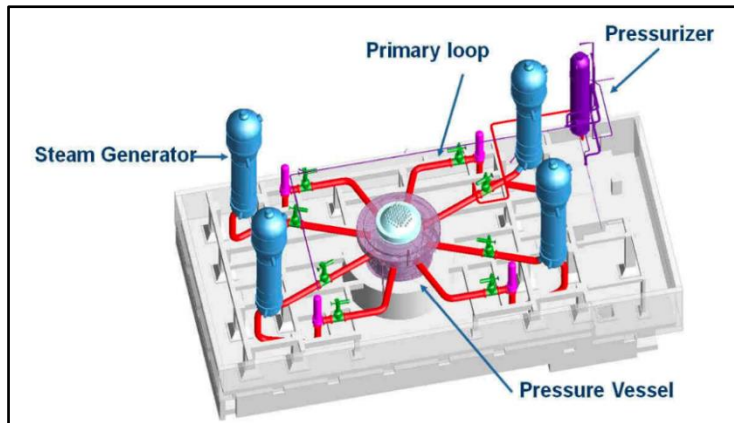


圖 2- 21 法國 Chooz A 核電廠的四迴路 PWR

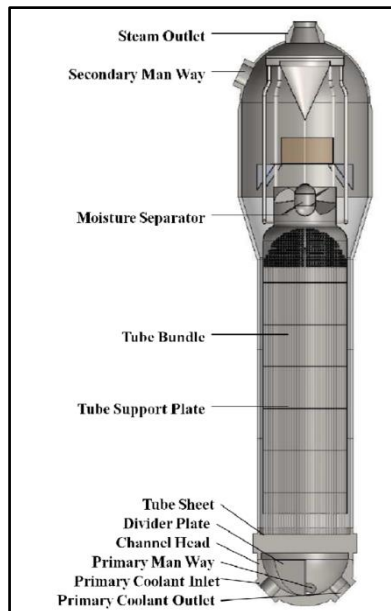


圖 2- 22 Chooz A 核電廠的蒸汽產生器

4.7.1 蒸汽產生器拆解與除污

在拆除後，蒸汽產生器首先進行多階段除污作業以降低表面劑量並符合運輸與貯存標準。除污策略主要分為三步驟。第一階段採用 AREVA 公司研發的 CORD®（Chemical Oxidation Reduction Decontamination）化學除污法，利用可攜式設備讓藥液循環於一次側通道內，以去除氧化層與數微米

深度的基材金屬。第二階段針對運轉期間封堵的熱交換管進行機械除污，透過壓縮空氣噴砂清除內壁氧化物。第三階段則為補充性的化學處理，解除封管內殘留污染，此法僅應用於第一、第三及第四具蒸汽產生器。經過上述流程後，污染量與劑量率顯著下降，外殼平均輻射率由除污前約 700 $\mu\text{Sv/h}$ 降至 1 $\mu\text{Sv/h}$ 以下。

為確認各蒸汽產生器是否符合 SCO-I 要求，法國電力公司 (EDF) 進行了多層次放射性特性化作業。首先藉金屬樣品分析建立核種向量，再進行外部伽瑪能譜掃描，確認可接近區域污染已遠低於法規限值。隨後使用半導體探測器 (CZT) 對至少 2% 的管束進行內部放射性測量，並以數值模擬 (Monte Carlo 模型) 重建整體污染分佈與活度。結果顯示，第二號蒸汽產生器在一根內部管道仍存在約 100 kBq/cm^2 的局部污染，因此以「特殊運輸安排」(UN2919) 方式出廠；第一號蒸汽產生器則完全符合 SCO-I 規範，作為「未包裝放射性物件」(UN2913) 運送。兩者總活度均低於 0.1 A_2 ，顯示污染水平已相當低。

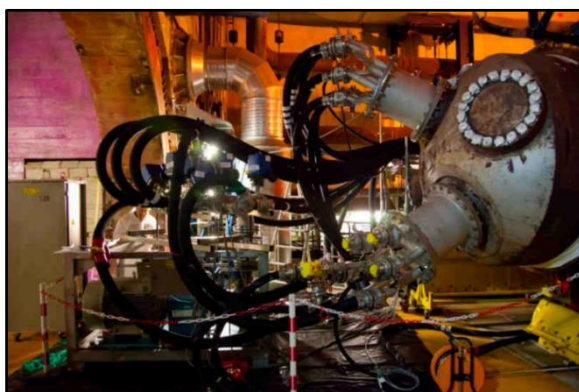


圖 2- 23 AREVA's Chemical Process CORD©

4.7.2 運輸蒸汽產生器

為防止污染外洩，所有管口、檢修孔與開口皆以金屬蓋焊封並經滲染檢測確認完整性。運輸作業採無吊車系統，以液壓頂升裝置將蒸汽產生器水平置於 14 軸拖板車上。每具蒸汽產生器以兩個鞍座及防滑墊支撐，再由二十條額定強度 20,000 daN 的鎖鍊固定，設計依據 NF EN 12195-1 標準。車隊由一輛牽引車與一輛推進車組成，全長 45 公尺、總重 230 公噸。

針對第二號蒸汽產生器的特殊運輸，EDF 制定了一系列額外安全措施。運前先行實地勘查路線，確認橋梁承载力、道路寬度與停車區位置，並依天候條件決定出發時機，若有霧或降雪則暫停運輸。整個行程僅以公路完成，期間不得重裝或換車；最高速限由一般重物運輸的 50 km/h 降為 40 km/h。車隊由兩名機車警衛開道，並由維修車全程隨行，途中每次停靠均檢查固定系統與輻射值，確保設備穩定與安全。

最終，兩具蒸汽產生器於 2012 年 11 月分別於不同日期順利抵達 ANDRA 的極低放射性廢棄物處置場。整體過程證明，只要經過嚴格的化學與機械除污、精確的放射性特性化分析及完善的工程防護設計，即使是重達百餘噸的放射性大型結構組件，也能以未包裝狀態安全運輸。此案例不僅展示了 EDF 在大型核電設備除役與放射性物流管理上的成熟技術，更為歐洲後續核電廠除役計畫提供了具體的參考模式。其成功之處在於整合放射性分析、除污技術、結構設計與法規管理的全方位協作，確立了大型放

射性構件安全處理與最終處置的工程範例。



圖 2- 24 蒸汽發生器由千斤頂系統抬升

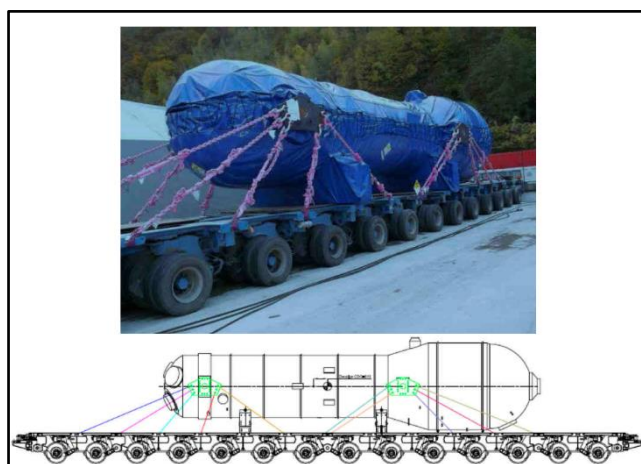


圖 2- 25 固定系統

4.7.3 經驗與啟示

Chooz A 的經驗突顯「除污深度」、「放射性特性化」與「運輸安全管理」三者間的密切關聯。化學與機械並行的多層次除污策略，不僅有效降低外表劑量，亦使一次側內部污染達到可控範圍，為後續的包裝或非包裝運輸創造條件。透過金屬取樣、管內伽瑪量測與數值模擬相結合的放射性分析

方法，大幅提升了污染評估的準確性，避免了過度保守設計造成的成本浪費。另一方面，針對無法完全達到 SCO-I 標準的設備，EDF 所採行的「特殊運輸安排」展現靈活的法規應用能力，確保安全同時兼顧作業效率。

此外，該案的運輸設計亦具重要啟示性。以非吊裝液壓系統完成裝卸、使用鞍座與防滑墊降低側向力、並依歐洲運輸標準設計固定鏈系統，展現了對大型放射性構件重心穩定與結構安全的周全考量。全程低速運輸與多重監控措施則確保輻射安全與道路穩定，為後續跨區運輸提供範例。

從 Chooz A 的實務成果可見，針對大型放射性構件的除役作業，若能在設計階段即導入「可運輸性」概念，將可大幅降低後期拆除與處置難度。未來在其他核電廠（如 VVER 型或早期 PWR 機組）除役時，可借鑒其多階段除污策略與精密測量模式，提前建立污染分佈模型與活度邊界條件，以預測是否可直接作為 SCO-I 運輸或需另行包裝。

同時，應將法規彈性納入除役規劃，透過與主管機關協調，制定可依輻射實測條件啟用的「特殊運輸安排」程序，以縮短審核流程並確保安全合規。最後，Chooz A 的案例亦證明跨領域合作的重要性即是除污工程、放射防護、結構力學與運輸管理需形成一體化作業鏈，方能在安全、效率與經濟性之間取得最佳平衡，為未來全球核電廠除役提供可持續的工程典範。

4.8 德國 KRB A 核電廠 (BWR) 蒸汽產生器拆除案例

Gundremmingen A (KRB A) 是德國第一座商業運轉的核電廠，採用雙迴路沸水式反應器 (BWR) 設計，為 BWR/1 型式，裝置容量 250 MW(e)，於 1966 年啟用，1977 年停運。該廠於 1980 年正式決定除役，並自 1983 年起展開拆除作業，範圍涵蓋渦輪機廠房、主冷卻系統及受活化構件。整體除役過程中，共拆除超過 5,200 公噸受污染結構組件，並針對高放射區域開發多種遠端與水下拆解技術。其中，針對反應爐建築內三座次級蒸汽產生器，KRB A 團隊自行研發並取得專利的「冰鋸切割技術」成功應用於現場，成為核電廠除役史上具有指標性的創新方法。該技術透過將設備注水並結冰固定內部結構後進行帶鋸切割，不僅顯著降低輻射曝露與氣溶膠生成，亦提升拆除效率與安全性。[17]

4.8.1 除役計畫

第一階段 (Phase I) 聚焦於污染程度較低的渦輪機廠房設備，於 1989 年完成。此階段拆除了約 4,200 噸結構組件，包括渦輪機、發電機、冷凝器及蒸汽與給水管線等。表面污染度最高約 2,000 Bq/cm²，總放射活度約 4×10¹⁰ Bq，整體作業集體劑量約 1 Sv，順利達成低暴露拆解目標。

第二階段 (Phase II) 自 1990 年起進入反應爐建築的一次冷卻系統區域。該區污染達 50,000 Bq/cm²，活化量約 1×10¹² Bq，需拆除約 700 噸設備。此區輻射環境高，工程團隊採取現場清洗、局部遮蔽及遠端遙控等防

護技術，成功將實際集體劑量控制在 1.4 Sv 以內，與預估相符。

第三階段（Phase III）於 1992 年展開，主要任務包括反應器壓力槽、內結構組件及生物防護層的拆除。此階段受活化物質約 600 噸，放射活度達 2×10^{16} Bq，占全廠放射性總量的 99%。為維持安全與效率，作業全面採用水下遙控切割與搬運技術，預估集體劑量為 1.5 Sv，整體除役作業朝高自動化與低暴露方向推進。

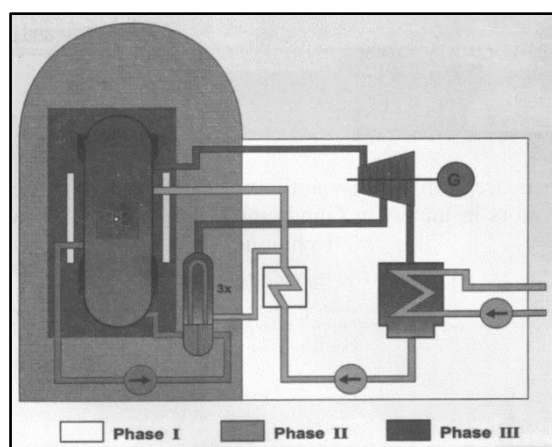


圖 2- 26 KRB A 核電廠除役的階段

4.8.2 冰鋸切割技術（Ice-Sawing Technique）：

在多項創新技術中，「冰鋸切割法」為本計畫的核心突破。該技術針對體積龐大且污染嚴重的蒸汽產生器與熱交換器而設計，原理為將整個構件注滿水後冷凍 -20°C ，使內部結冰以固定結構，接著使用特製帶鋸進行切割。此法具多重優點：其一，冰層可固定內部管束與支撐件，防止結構位移；其二，冰體能有效吸收輻射，降低作業區劑量率；其三，切割時不產生

氣溶膠與粉塵；其四，冰本身兼具冷卻效果，無需額外刀具冷卻系統。

KRB A 的三座次級蒸汽產生器為反應爐建築中體積最大的構件（直徑約 2.2 公尺，高 9.2 公尺）。由於無法整體運出，團隊於現場以冰鋸法進行分段拆解。作業步驟包括：移除外部保溫層、解除固定、安裝專用支架與垂直導軌，再以兩套冷卻系統進行內部降溫。首座蒸汽產生器冷凍需時數月，經經驗修正後，最終一座僅需 6 週即可完全結冰。

完成冷凍後，以大型帶鋸沿著導軌切割成 0.8 公尺厚的分段，每段切割約需 8 小時，另花 12 小時調整設備與鷹架。切割後的冰段解凍後再行次級分割與除污，最高輻射區的劑量率由原 20 mSv/h 經電解拋光降至自由釋出標準以下。

被切除的管束材料利用遙控液壓車裝入 200 公升桶中進行超壓縮（Super Compaction），最終僅需約 100 桶即可完成包裝，顯示該技術在減容與防護上成效顯著。從第一座到第三座蒸汽產生器，作業時間與集體劑量皆逐次下降，證明技術成熟度與效率均明顯提升。

實驗結果證明，只要在冷凍過程中確保密封良好，即可在短時間內達到結冰狀態。若配合後續有效的化學或電解除污程序，放射性廢棄物可僅限於管束部分，大幅減少總廢棄量。此技術亦可應用於其他核電廠在運期間更換下的蒸汽產生器拆解，展現廣泛的工程潛力與再利用價值。

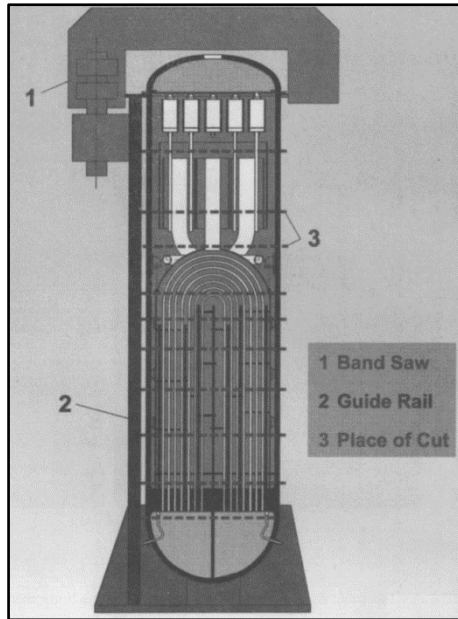


圖 2-27 冰鋸切割技術的示意圖

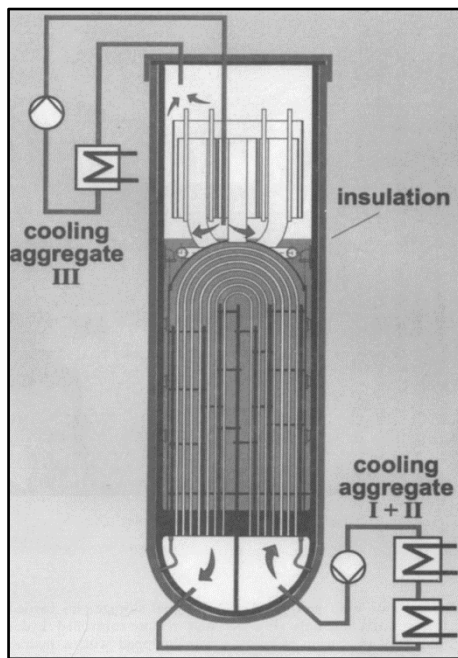


圖 2-28 冷卻裝置的示意圖

4.8.3 經驗與啟示

Gundremmingen A 的除役工程不僅是德國早期核能除役的重要里程碑，更在技術與輻射防護管理上提供了深具參考價值的經驗。首先，在專案分

階段推進的策略下，除役作業能依污染程度逐步深化，達成高效率與可控風險的平衡；其次，藉由遠端與水下作業的全面導入，顯著降低了作業人員的輻射曝露，體現了「ALARA」原則的實踐。特別是「冰鋸切割技術」的開發，代表除役工程從傳統熱切割與機械切割，邁向結合熱工學、低輻射作業與減廢策略的綜合性創新。該技術不僅改善拆除環境的輻射條件，也顯示冷凍固化與機械切割結合的高潛力，為後續歐洲多國（如比利時 BR3 與法國 Chooz A）在大型蒸汽產生器拆解時提供了技術參考。

綜上所述，KRB A 的除役計畫展現了早期歐洲在核設施除役中對技術創新與輻射防護並重的典範精神，其經驗對後續 VVER 與 PWR 類型反應爐的蒸汽產生器拆解具有直接的工程與安全啟示，並奠定了日後歐洲核電除役技術標準化的重要基礎。

4.9 Maine Yankee 核電廠（PWR）拆除策略

Maine Yankee 核能電廠除役計畫是美國早期商業反應器中率先完成 DECON 的代表案例。該廠位於緬因州 Wiscasset，為一座由 Combustion Engineering 設計的三迴路 PWR，裝置容量約 870 MW(e)。電廠自 1972 年投入運轉，因主要設備老化與維護成本增加，於 1997 年永久停役。其後由 Maine Yankee Atomic Power Company（MYAPC）主導除役工程，制定整體除污、拆除與場址修復計畫，並以 ALARA 原則作為輻射防護核心。最終

於 2005 年完成全場拆除並通過美國核能管制委員會（U.S. Nuclear Regulatory Commission, NRC）終止運轉審查。Maine Yankee 的除役成果證明，在完善規劃與監管支持下，即時拆除策略能兼顧安全、效率與長期環境保護，對後續核能設施的除役作業具有示範性意義。[18,19]



圖 2- 29 Maine Yankee 核電廠位於緬因州 Wiscasset 的整體外觀

4.9.1 拆除策略與技術選擇

Maine Yankee 核能電廠除役工程範圍廣泛，主要拆除大型組件包括蒸汽產生器、壓力器、反應器冷卻泵、熱交換器等高放射性大型組件。此外，汽渦輪機系統、化學體積控制系統與廢氣處理設施亦納入後期解體階段。這些設備的拆除順序依照放射性高低、可接近性與結構穩定性規劃，以確保施工安全與放射性暴露最小化。

整體拆除策略遵循 ALARA 原則，兼顧輻射防護、工期效率與廢棄物管理。高放射性構件採用「整件吊離為優先、必要時分段切割」原則。若結

構強度與起吊條件允許，利用極地起重機（Polar Crane）整件移出以減少二次廢棄物；若空間或輻射限制無法達成，則現場分段切割，並以局部屏蔽與抽風過濾系統防止污染外逸。建築結構部分則採用 Manafort Brothers Inc. 的受控爆破解構技術，在結構削弱後以定向爆破方式安全降解厚壁混凝土圍阻體，為美國核電廠除役工程的首例。[18-20]

技術層面，Maine Yankee 根據材料與操作條件選擇適合切割方式：鋼材採用電弧切割（Plasma Arc Cutting, PAC）與機械切割，壓力容器與管線使用鑽石線切割（Diamond Wire Saw），不銹鋼及複合金屬則使用研磨水噴射切割（Abrasive Water Jet Cutting, AWJC）避免熱應力產生。切割過程搭配遠端操作機械臂與即時輻射監測系統，並配置抽風過濾設備控制氣溶膠濃度。此多層次策略兼顧安全與效率，成功降低人員輻射劑量與現場廢棄物量。

正式施工前的準備工作涵蓋放射性表徵測量、結構完整性分析與起吊能力驗證。MYAPC 在工程前期進行全區劑量測繪與熱點定位，建立輻射分佈圖作為施工依據。同時，完成反應器主系統的全系統化學除污，使平均表面劑量率降低約一個數量級，為後續拆除作業創造安全條件。此外，團隊於現場設置臨時防護牆與 Lay-down 區，增設吊裝通道與結構加固點，並建立緊急應變與廢棄物暫存管理程序。所有這些準備確保整體拆除作業在可控、低輻射的環境下進行，展現良好的除役規劃與風險控管能力。[18-20]

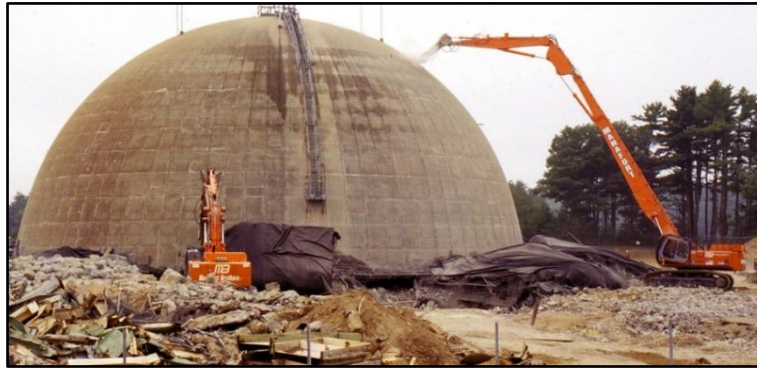


圖 2- 30 反應器圍阻體及主要構件之拆除與爆破解構工程

4.9.2 拆除步驟及順序

Maine Yankee 核電廠的拆除作業以高放射性組件為優先，遵循「自內而外、由上而下」的原則進行。各項主要設備的拆除依序為：蒸汽產生器 → 調壓槽 → 反應器冷卻泵 → 熱交換器。以下依照實際作業步驟與技術程序進行說明[18-21]:

I. 蒸汽產生器：

拆卸前先完成一次迴路全系統化學除污，將管束與殼內沉積物（含腐蝕氧化物與吸附核種）大幅降至可控標準，並以劑量測繪鎖定高活熱點（U-bend 區、分離器與集液罩附近常見劑量升高）。完成蒸汽側與一次側排淨、惰化與盲板隔離（Blind/blank），抽樣確認無可燃與無游離水，再依起重條件擬定「整件吊離」或「分段切割」兩套方案。搭設遠端切割平台與屏蔽、負壓抽風與 HEPA 過濾、粉塵捕集罩；極地起重機荷重試驗與路徑清理。

切割優先採用整件方案，解開一次側 Hot Leg / Cold Leg 及蒸汽側噴嘴連接，於殼體支撐與底座解除固定，以極地起重機垂直吊離，於內場完成翻轉後置入運輸機。此法能將熱切削與二次廢棄物降至最低。接著在受限狀況使用分段方案：「外殼 → 管板/管束 → 附件」順序。外殼與底座用機械鋸與鑽銑作環向切開，噴嘴周邊採用冷切割（氣動帶鋸或薄片鋸）以維持幾何精度；管束區採用 AWJC 與條帶式分割（Strip Segmentation），由高向低分層切除，減少熱影響區與氣膠生成；端部障板、支撐格架以 PAC 或 AWJC，切縫寬度與進給速率依厚度即時調整。所有切割口加裝吸附罩與邊切邊抽氣、邊吸屑，回收金屬屑與磨料漿液。

吊離後之蒸汽產生器以封蓋與防護塗層密封，裝入屏蔽容器（Shielded Cask）後運往 Duratek 處理設施。金屬組件經除污與擦拭測試後，符合可再利用標準者回收，其餘分類為低放射性廢棄物。



圖 2- 31 蒸汽產生器一號進行下傾放置作業



圖 2- 32 蒸汽產生器二號與三號運離電廠

II. 調壓槽：

拆卸前完成化學除污、排淨與惰化，進行外形與支撐評估，規劃切割基準線(多採用環向切割);在切線兩側設置導向與張力監控構件以穩定切割。設立水收集與滑道界面，確保分段件能即刻吊離並轉運。

切割主體採用鑽石線切割自上而下環向分段，避免大面積熱影響；張力輪與導輪須維持穩定線速，切槽進入厚壁區時以間歇切削及水冷卻控溫防變形。噴嘴與管座以機械切割（帶鋸/環鋸）分離，內件若殘留點焊則用

小電漿或碟形銼刀清除；切口邊緣使用黏著式集塵罩降低飛屑。

後續每段完成即吊掛至 Lay-down 區，做表面劑量率與污染測試；外露切口塗封、打包與滑道轉運出建築。分段依活度分級裝桶；清洗液與冷卻水納入液態廢棄處理流程；最終去向為低放處置場（如 Barnwell）或經處理後再利用。

III. 反應器冷卻泵：

拆卸前進行排除內部溶液、除污與電機側解列，先拆電機與上蓋，標示轉子平衡位置；建立由低活至高活的切割順序，配置局部屏蔽、抽風與集屑盤，泵腳與管座預留臨時支撐。外殼與法蘭多採用機械切割與冷切割以保有幾何形狀；轉子與軸區視活度改用效率較高的電漿弧或能夠降氣膠及降熱的 AWJC。主軸切割優先做徑向開槽與鍵槽釋放；葉輪以分瓣切除降低單件重量。全程用可攜式劑量儀與連續氣溶膠取樣控風險。

分段除污及表面放射性擦拭測試（Smear）後歸類為可回收、LLW 或放射性濃度超過 ClassC 上限的低階放射性廢棄物（Greater-Than-Class C Waste, GTCC）；切屑與磨料漿液做過濾、脫水、固化，裝桶標識，轉運至後端處理單位；連接管線切口封板，避免殘液再外逸。

IV. 熱交換器：

拆卸前先進行排放與沖洗一次/二次側，抽樣確認無殘留可燃氣、游離

水與油脂；完成除污與劑量測繪後，標記切線；設置負壓抽風與 HEPA 及廢液收集槽。切割由外殼與端蓋多用電漿弧做環向切斷，進出口法蘭與接管以機械冷切割維持密封面；管束與隔板採條帶式 AWJC 或帶鋸分段，由外向內逐層取出，必要時先破壓縮配合再抽出管束。全程維持邊切邊抽、濕式降塵，切縫與進給速率依厚度即時調整。

後續進行 Smear 測試與除污，金屬依放射性濃度分流：可再生者進回收，不可者固化裝桶送處置；廢液與研磨料漿液經沉降、過濾與固化流程處理；運輸容器標示源項與分類（Class A/B/C/GTCC）。

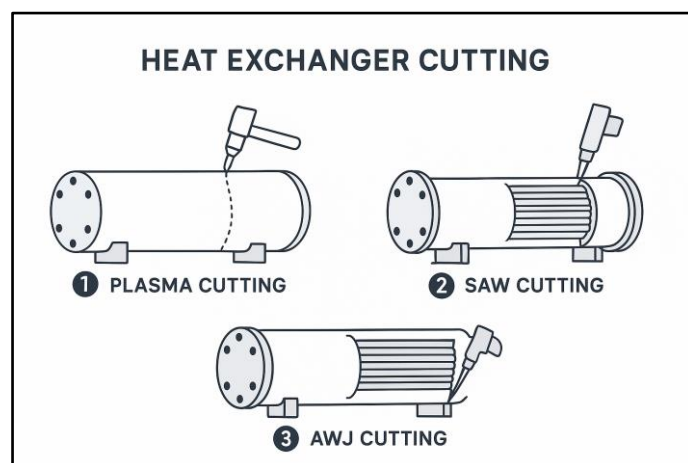


圖 2- 33 熱交換器切割示意圖

4.9.3 經驗與啟示

Maine Yankee 成功示範大型商業核電廠除役的可行流程與安全管理模式。全系統化學除污在初期階段有效降低主迴路劑量率，使後續拆除作業得以在顯著減少輻射曝露的條件下進行。此外，整件移除大型結構組件被

認為是降低現場切割量、減少二次廢棄物與節省工期的關鍵技術。電廠在 ALARA 原則執行、劑量控制及品質保證體系上皆優於同類工程，整體人員劑量遠低於設計預估值。最後所有作業均依 NRC 與美國運輸部(Department of Transportation, DOT) 規範執行，除役作業於 2005 年完成，場址通過最終輻射調查並獲得核能管制委員會核准結束營運。

4.10 Zion 核電廠 (PWR) 拆除案例

Zion 核電廠除役計畫為美國首座以民營公司全權負責拆除下推動的核電廠除役專案。該廠位於伊利諾州市，由 EnergySolutions 公司旗下的子公司 ZionSolutions LLC 負責從燃料移除、輻射除污、設備拆解至場址修復的全階段任務。此一專案開啟於 2010 年，透過與原營運方 Exelon Generation Corporation 的資產移轉協議，ZionSolutions 獲得完整技術與監管責任，並在 NRC 的監督下，以固定時程與經費契約方式實施除役工程。除役策略採 ALARA 為核心，搭配系統化分區作業與遠端拆除技術，逐步完成內部大型結構組件的拆除，同時完成 ISFSI 之建置[22-24]。

藉由整合 EnergySolutions 既有的廢棄物處理與物流網路，Zion 將拆解產生的放射性廢棄物運往猶他州 Clive 與德州 Andrews 進行最終處置。至 2016 年，主要高放射性組件已全數拆除。此案例也成功展示專業承包、供應鏈協同與監管管理並行的除役模式，為後續大型 PWR 除役工程提供具體

的技術與管理參考。

4.10.1 拆除策略與技術選擇

整體以 ALARA 為核心原則，將輻射防護、廢棄物管理與工期控制納入同一規劃體系。ZionSolutions 根據放射性分布特徵，採取「高放構件優先、由內向外」拆除原則，工程初期進行全場輻射特徵化與 MARSAME 程序驗證，劃分拆除區域與操作界面。在主要結構組件移除上，優先「整件吊離」減少現場熱切割與二次廢棄物產生；若受空間或結構限制，則輔以遠端機械分段方式。拆除作業全程配置負壓抽風與 HEPA 過濾設備，並以輻射監測系統即時追蹤氣溶膠濃度，維持作業區劑量於設計值以下[22,24]。

為提高效率縮短工期，兩機組拆除採平行作業方式進行，Unit 2 的反應器結構組件拆除接近完成時，Unit 1 的建築拆解及廢棄物裝運即可同時展開。燃料轉移及 ISFSI 建置由 ZionSolutions 內部團隊主導，搭配 EnergySolutions 集團在廢棄物運輸與處理上的自有物流系統，確保拆除、轉運與最終處置作業能連續銜接。

正式施工前，專案團隊建立完整的放射防護與品質管理制度，包括射源定位、吊裝通道驗證、臨時屏蔽牆配置與人員訓練計畫。透過這套制度化管理與技術整合，Zion 除役成為美國首個由民營承包商主導、以整體專案方式成功完成的 PWR 除役案例[23,24]。

4.10.2 拆除步驟及順序

Zion 核電廠的拆除工程以高放射性結構組件為核心，主要拆除項目包括蒸汽產生器、反應器冷卻泵、汽渦輪機與桶槽及輔助化學設備。所有工作皆由 ZionSolutions LLC 依 NRC 監管要求執行，並以 ALARA 原則為輻射防護依據[23,24]。

I. 蒸氣產生器：

拆卸前先以化學除污與漂洗程序移除一次側與二次側沉積物，確保殘餘活度降至可接受範圍。完成後進行氣體惰化與盲板隔離，並確認蒸汽側及一次側管線無可燃氣與殘液。

切割先從蒸汽產生器的上半部以機械冷切割分離外殼與噴嘴區，再利用鑽石線鋸由上而下環向切割厚壁殼體。操作團隊使用吊具支撐切割平台，同時搭配濕式冷卻抑制氣膠產生。下部U形管束則以帶鋸逐層分割與抽出。所有切割處均設局部屏蔽與負壓抽風，金屬屑與冷卻液經回收過濾後進入廢液系統。切割完成的上、下部結構以鋼製袋包覆並封蓋，依放射性分級（Class ABC）封入屏蔽容器。由極地吊車垂直吊離後裝載於鐵路貨車運往 EnergySolutions Clive 處置場。



圖 2-34 第一機組蒸汽產生器的上半部在原位進行分段切割

II. 反應器冷卻泵：

反應器冷卻泵位於主冷卻迴路內，在蒸汽產生器拆除後進場。首先釋放系統壓力並以去離子水沖洗，降低管內污染。電機與泵蓋先行拆下，轉子位置標示後鎖定於吊裝平台。切割過程反應器冷卻泵外殼與法蘭由機械鋸冷切割分離以維持密封面精度；主軸區域採用 PAC 分段，厚壁區域輔以水冷控制熱變形。泵馬達與泵體分別以重吊設備吊出，操作區配有負壓抽風系統。後續將泵軸與葉輪藉由 Smear 測試後依污染等級分類；外殼與管件封裝為低放廢棄物 (LLW)，裝入鋼製屏蔽桶後由鐵路轉運至處置設施。



圖 2- 35 Unit 1 反應器冷卻泵吊升至鐵路貨車中



圖 2- 36 反應器冷卻泵吊掛固定於鐵路貨車上，準備運送至 LLW 處置

III. 汽渦輪機：

拆卸前根對蒸汽管線進行冷卻與排空，並以塑膠帆布封閉作業區域以防塵擴散。切割過程大型蒸汽管線（直徑約 500 - 700 mm）使用氧乙炔火焰切割分段，法蘭與螺栓區則以鑽石盤鋸切除。拆卸順序自上而下，先移除管線與閥門，再解體渦輪上半殼與轉子。金屬組件切割後分流堆放，待放射性測試後回收。切割完成後渦輪葉片、轉子及殼體經輻射測試後，多數達可再利用標準。其餘金屬構件視為低放射性金屬廢棄物，封裝後外運。

IV. 桶槽與化學處理設備：

拆卸前所有桶槽先行排空，並以多階段沖洗去除殘餘化學藥品與放射性沉積物。接著從大型儲存槽由頂部開設檢修孔後，操作人員於內部設置作業平台。外殼使用氧乙炔火焰切割進行環向分段；小型不銹鋼桶槽與管線則使用帶鋸進行現場切割。切割面均以濕式降塵與負壓抽風控制污染擴散。後續金屬零件去除銹蝕與塗層後回收再利用；化學殘液與非金屬零件分類為特殊廢棄物，固化封存後運至指定處置場。

4.10.3 經驗與啟示

Zion 核電廠除役的執行經驗說明，完整的專案規劃與跨領域協調是確保除役進度與安全的關鍵。ZionSolutions 以民營團隊承包的方式統籌作業，將拆除、廢棄物運輸與燃料管理納入同一管理架構，證明在明確責任劃分下可有效降低行政界面衝突。工程面上，透過鑽石盤鋸、冷切割及濕式作業結合負壓抽風設備，成功減少氣溶膠生成並控制輻射曝露；施工區分區化與平行作業策略則大幅縮短工期。管理層面上，Zion 的經驗顯示除役基金監督與定期審查制度能確保資金合理運用，並提升工程透明度。此外，系統化的輻射監測與品質管制使 ALARA 原則能實際落實於現場。整體而言，Zion 的經驗凸顯技術創新與嚴謹監管並行的重要性，展示了民間承包商在大型商業核電廠除役中的可行性與成熟度，為後續 PWR 廠除役計畫提供具體參考與執行範例。

4.11 VVR-S 研究反應器大型組件拆除策略

VVR-S 研究反應器是羅馬尼亞霍里亞胡魯貝依國家物理與核工程研究院 (IFIN-HH) 所屬的研究設施，採用水冷及水慢化槽式設計，熱功率約 2 MW(e)。該反應器自 1957 年啟用，並於 1997 年停止運轉。2002 年，政府正式核准其永久停役，要求進入受監管的除役階段，由 IFIN-HH 負責整體

規劃與執行。為減少長期維護成本並充分利用現有人力與設備，IFIN-HH 採用 DECON 策略進行反應器除役。專案於 2010 年獲核能管制單位(CNCAN)核發除役執照後正式啟動，隨後依階段推進，包括燃料運離、系統除污、主要構件拆除與場址最終輻射調查。所有高、低濃縮燃料已於 2009 至 2012 年間運回俄羅斯[25,26]。

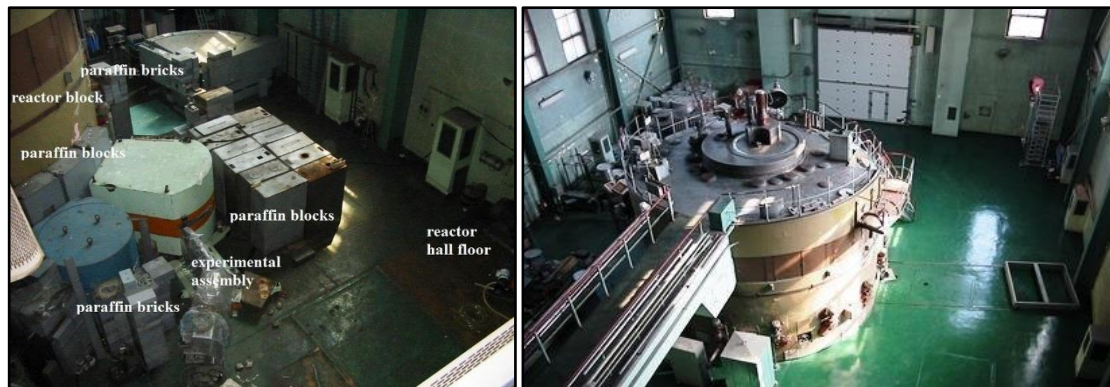


圖 2- 37 VVR-S 研究反應器除役初期反應器區塊整體俯視/設備佈置

4.11.1 拆除策略與技術選擇

VVR-S 研究反應器在除役前，依品質保證與輻射防護要求完成多項事前準備。首先進行放射特徵化，透過表面污染量測與取樣分析確認活化深度與污染分佈，據此規劃拆除分區與輻射監測布置。隨後執行系統除污，一次冷卻系統以濕式化學除污降低管壁沉積物，其餘設備則採用乾式噴砂或機械擦拭法。為降低作業劑量，現場設置臨時屏蔽與抽風系統，並依 ALARA 原則進行監測。拆除作業的主要對象包括反應器冷卻泵、兩具熱交換器、鋁製槽體。在技術選擇上，IFIN-HH 以降低氣膠產生與維持可再利用性為目標，全面採用低能量機械切割取代熱切割。整體工程在即時監測

與分區控制下完成，確保輻射曝露維持於法規限值內[25-27]。

4.11.2 拆除步驟與順序[25-28]

I. 反應器冷卻泵：

在拆除前，系統先進行排液與化學除污，採用閉式循環水洗以降低內部污染與外表劑量率。作業過程使用商用機械工具鬆脫法蘭與管接頭，避免熱切割以防火花與氣溶膠生成。拆下的金屬件依表面污染與活化程度分類：達自由釋放準則者可再利用，污染或活化超標者則封裝為低放射性廢棄物，並暫存於受控區域。

II. 主熱交換器：

在切割前先以乾式除污降低殘留污染，並以拭抹試驗確認可操作性。拆解時自上而下依序移除連接管、閥件與支架，最後分離主泵與濾器本體；小尺寸構件使用可攜機械鋸具，大件則以吊具吊離後分段切割。濾芯與樹脂桶等高污染組件以密封包裝直接移出，外殼經除污達標者再利用。

4.11.3 經驗與啟示

VVR-S 研究反應器的除役經驗顯示，完整的放射特徵化與除污準備是確保安全拆除的關鍵步驟。透過早期的污染分佈量測與劑量評估，IFIN-HH 能依數據規劃拆除順序並有效降低人員曝露。在技術面，採用商用機械切割設備取代熱切割，成功避免火花與氣溶膠生成，同時維持輻射曝露於法

規限值內。循序拆除一次側冷卻系統、熱交換器，使高放射區域逐步隔離，並結合即時監測與臨時抽風系統以控制污染擴散。此外，所有金屬與混凝土構件均依照污染程度分級管理，低污染材料可再利用，高活化部分則封裝貯存。此除役策略在確保輻射安全的同時，亦降低了廢棄物總量，為羅馬尼亞後續研究設施提供可依循的技術模式與經驗參考。

4.12 Trojan 電廠 (PWR) 拆除案例

位於美國奧勒岡州 Rainier 地區的 Trojan 核能發電廠由 Portland General Electric Company (PGE) 設計與營運，是西北地區首座商業化運轉的 PWR。電廠自 1976 年啟用，因設備老化與運轉經濟性降低於 1993 年停機，並依 NRC 法規提出除役計畫書。計畫選擇 DECON 模式以縮短監管期、降低長期維護與安全成本。PGE 為主責單位，Bechtel National Inc. 擔任主要工程承包商，並由多家廢棄物管理機構負責大型結構組件運輸與最終處置。[29]

4.12.1 拆除策略與技術選擇

整體除役策略以 ALARA 原則為核心，並採取「高放射源優先」、「整件吊離為主、分段切割為輔」的拆除順序。主要拆除對象包含四具蒸汽產生器、調壓槽、反應器壓力槽與輔助化學儲存系統。整件吊離方法被用於蒸汽產生器與調壓槽，利用極地起重機通過圍阻體開口直接移出大型構件，以降低現場熱切割及二次廢棄物生成量。對於體積較小或位於高放射性區

域的設備，則採用分段切割方式，並結合局部屏蔽、負壓抽風與 HEPA 過濾系統，確保氣溶膠濃度受控。[30]

Trojan 除役在工程準備階段即進行全面輻射特徵化與系統化學除污，將主迴路表面劑量率降低一個數量級以上。此舉使後續拆除得以在較低輻射環境下進行，也成為美國後續 PWR 除役的標準程序。

4.12.2 拆除步驟與順序

I. 蒸汽產生器[30]：

PGE 四具蒸汽產生器均納入 Large Component Removal Project(LCRP)。拆除前先進行放射性表徵、管線隔離與混凝土壁局部開孔，再以極地吊車垂直吊離。整件運出後於現場施以輻射標示與防護包裝，並由駁船運往 Hanford U.S. Ecology 場處置。此法被 EPRI 認定為「降低人員曝露與施工風險最有效的方式」。

II. 調壓槽[30]：

調壓槽與蒸汽產生器同屬 LCRP 計畫。施工前完成結構分析與開孔設計，拆卸過程同樣整件吊離，移除後進行密封與標識。調壓槽與蒸汽產生器皆以整件吊離經由相同運輸路線送至 Hanford 場，未進行分段作業。

III. 化學與廢液桶槽系統[30]

Trojan 設有七具主要儲槽，包括 Primary Water Storage Tank (PWST)、

Chemical Volume Control System Holdup Tanks (HUTs)、Boric Acid Storage Tanks (BASTs)、Refueling Water Storage Tank (RWST)、Liquid Waste Holdup Tank (LWHT)、Sodium Hydroxide Tank 與 Hydrogen Peroxide Tank。這些桶槽拆除時皆採 Bottom-Up 切割模式，每次移除約 1-1.2 m 高的段片。高放射區（如 HUTs）全程於負壓帳篷中操作，使用 PAC 結合局部抽風與鋼索吊掛穩定結構。對塑膠內襯槽（如 NaOH Tank）則採氣動冷切割以避免引燃。所有切割金屬經 Smear 測試後分為 LLW 或可再利用料，液體與粉塵經過濾與固化後封裝處置。

4.12.3 經驗與啟示

Trojan 的大型金屬結構組件與桶槽分段拆除經驗，為後續 Zion 與 Maine Yankee 等 PWR 除役提供成熟範本。整件吊離技術顯著減少現場切割面積與人員曝露；同時結合 Bottom-Up 拆除與化學除污策略，確保作業安全與廢棄物最小化。專案成功關鍵在於工程事前規劃、輻射特徵化與 ALARA 執行的一致性。整體除役過程在 NRC 監督下於預定時程內完成，並成為後續商業 PWR 除役的重要示範案例。

4.13 日本三菱重工（MHI）以各種技術對輕水式反應器進行除役

自 1979 年針對 PWR 模型廠的除役研究開始，三菱重工（MHI）透過與電力公司共同研究，以及接受日本原子力研究開發機構、應用能源研究所等機構委託的研究，開發了核電廠除役所需的硬體與軟體技術。本報告介紹了使用各種技術對輕水反應器進行合理除役的最新活動情況。[31]

4.13.1 除役計畫概述

日本的除役計畫大致分為四個階段：「拆除準備」、「反應器輔助構件拆除」、「反應器區域拆除」以及「建築物拆除」，整個過程約需 30 至 40 年。利用各種必要技術支持從拆除準備到建築物拆除的每個階段的合理且可靠的除役工作。

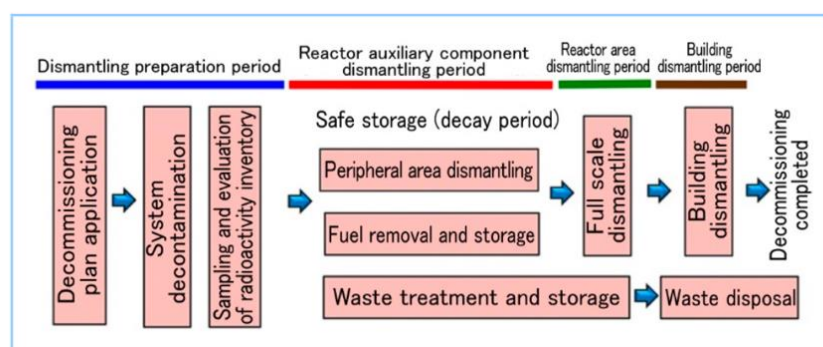


圖 2- 38 除役計畫範例

4.13.2 系統除污技術

三菱重工已在美浜核電廠 1、2 號機及玄海核電廠 1 號機推動系統除

污作業，主要目的在於降低設備內部表面上的放射性污染，減少作業人員的輻射曝露，同時降低後續產生的放射性廢棄物活度。該作業的範圍涵蓋反應器冷卻系統、化學體積控制系統以及餘熱移除系統等多項關鍵設備。所採用的 CORD 化學循環法為 Framatome 所開發，透過「氧化、除污、分解與淨化」的循環程序達到改善效果，每一循環約需一週時間。在實際執行過程中，MHI 結合現有機組的固定設備與臨時增設的除污操作裝置，以進行化學藥劑注入、液體循環、溫度控制及壓力管理等必要作業。

除污作業的實際成果顯著。整體除污因子均超過 10，初始污染的去除率達 90% 以上；主要冷卻系統管線的表面劑量率亦由原先的 1.7-0.7 mSv/h 大幅降至 0.025-0.0015 mSv/h。特別值得指出的是，蒸汽發生器熱交換管在本次除污中呈現優異成效，亦為全球首次成功於壓水式反應器環境中進行該材質的大規模除污應用。整體而言，此項技術的導入不僅提升設備狀態，也大幅減少作業人員的輻射曝露，有助於後續除役工作的順利推動。

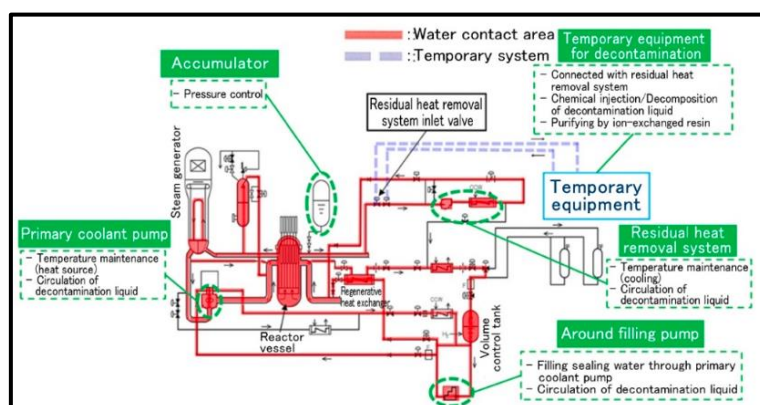


圖 2-39 美濱核能發電廠一號及二號機組之系統除污作業示意圖

表 2-13 美濱電廠一號及二號機組系統除污作業的除污效果

Part	Mihama Unit 1			Mihama Unit 2		
	Average decontamination factor *1	(For reference) Dose equivalent rate of representative part [mSv/h]		Average decontamination factor *1	(For reference) Dose equivalent rate of representative part [mSv/h]	
		Before decontamination	After decontamination		Before decontamination	After decontamination
Heat exchanger tubes of steam generator	89	36	0.43	174	20	0.36
Shell of steam generator *2	140	0.21	0.001	67	0.11	<0.001
Primary coolant system piping, etc.	32	1.7	0.025	30	0.7	0.0015

*1: Decontamination factor = (Surface dose equivalent rate of equipment before decontamination) / (Surface dose equivalent rate of equipment after decontamination)
 *2: The steam generator shell itself was not decontaminated, but the dose rate of the shell was reduced due to the decontamination of heat exchanger tubes of the steam generator.

4.13.3 系統工程技術

為使除役流程更為高效與經濟，三菱重工同步推展多項系統工程技術之改善措施。其中，蒸汽產生器的拆解與再利用是重要策略之一。拆除後的蒸汽產生器可被作為廢棄物暫存空間，進行低放射性廢棄物與可清除物的隔離與管理，從而達到減容與降低運輸成本的效果。此外，在燃料移出並不再需要原有輔助海水冷卻系統後，相關系統亦得以大幅簡化，並可改以自然散熱或風冷設備支援必要的熱排出需求，藉此降低設備維護負擔與電廠後期營運成本。

同時，因應除役期間設備逐步停用的特性，MHI 亦導入綜合除役控制面板，以整合原本分散在多個老舊控制盤上的機能。此整合措施使得控制與監測作業更具效率，並能配合除役進度逐步移除不再使用的機電設備，降低維運成本並提升控制系統的簡潔度與可靠性。

4.13.4 拆除技術

在拆除高放射性構件時，MHI 主要採用遠端操作方式，以降低作業人員輻射曝露。主要拆除對象包括核心內部結構、反應器壓力槽、生物屏蔽體等高輻射區域。拆除工具與技術包括：

- 遠距操控機械手臂
- 熱切割技術（如等離子切割）
- 機械切割技術（如鑽切、鋸切）

此類技術的運用可確保拆除過程安全、精準且具高效率。

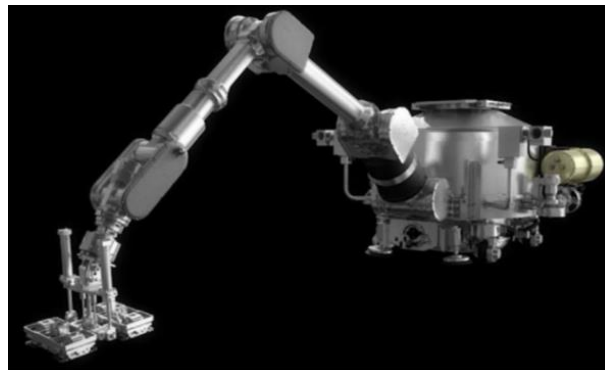


圖 2- 40 遠端操控機械臂示意範例

4.13.5 廢棄物處理技術

除役過程產生的廢棄物依放射性濃度分類為 L1、L2、L3 三級，並依類別採取不同方式處理。

- I. **L1、L2 廢料處理**：以 1.6 m³方形容器進行封裝，並使用砂或砂漿固定內容物。封蓋後需經檢查確認安全性，並送往後續處理設施。

II. 技術準備項目：包含遠程螺栓鎖蓋技術，確保高輻射廢物可在低暴露風險下完成包裝與封存作業。

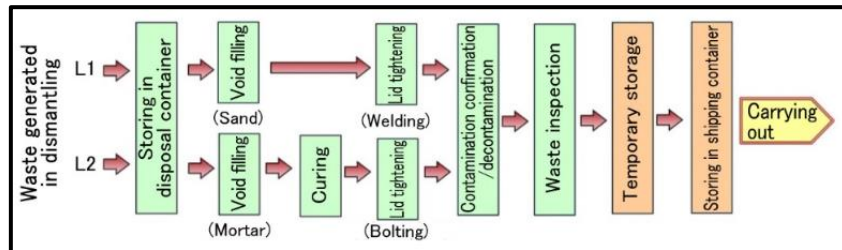


圖 2- 41 低放射性廢棄物之處理程序

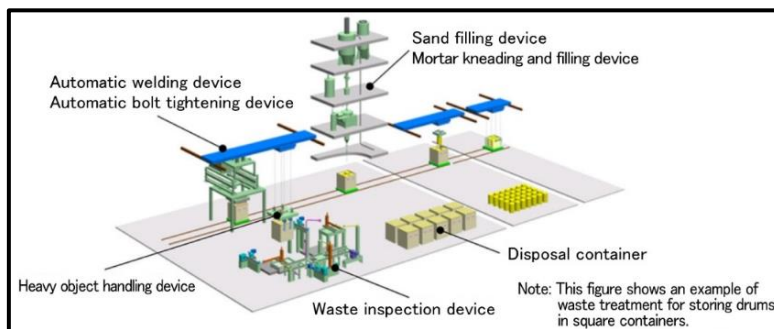


圖 2- 42 低放射性廢棄物處理設備照片

4.13.6 輻射測量技術

核廢棄物在最終處置前需確認其核素濃度是否符合標準。MHI 因應不同特性之廢料，分別設計適合於「可直接測量」與「難以直接測量」核素的分析方法。此外，MHI 已開發並商品化多種低放射性測量設備，包括盤式與箱式測量裝置，可有效處理大量廢棄物並判定其是否達到「清除水平」（Clearance Level）。

4.13.7 經驗與啟示

從三菱重工於多座核電廠推動系統除污與系統工程改善的經驗可看出，成功的核電廠除役仰賴技術成熟度、作業規劃與後續維運策略三者之間的緊密配合。首先，CORD 化學循環法在多個機組中展現穩定且高效的除污成果，不僅大幅降低放射性污染，亦使主要管線及蒸汽產生器等關鍵設備的表面劑量率顯著下降。這些成果顯示，科學化的除污程序能有效改善作業環境，並減少後續拆除階段的輻射風險，是提升除役安全性的核心技術。

其次，系統工程方面的調整與簡化策略，突顯出除役作業並非單純的拆除行為，而是需要整體性思考的工程管理過程。蒸汽產生器拆解後作為廢料暫存空間的再利用方式，提供了一個兼具成本與效率的解方；而在燃料移出後適度簡化海水冷卻系統和導入綜合控制面板，則顯示利用除役階段的操作特性重新設計系統，能有效削減維護成本並降低人力需求。

整體而言，這些經驗帶來的啟示是：除役工作的關鍵不只在於擁有先進技術，更在於能否以系統化、整合性的思維重新配置電廠資源。在除污、拆除與廢棄物管理等階段導入精準的技術與適當的工程策略，可相互補強並提升整體除役效率。未來核能設施的除役規劃若能延續此模式，將有助於建立更安全、經濟且可持續的除役標準流程。

4.14 瑞士 Mühleberg 核電廠 (BWR) 拆除案例

Mühleberg 核電廠 (BWR, 373 MWe) 於 2019 年 12 月正式停機，由 BKW Energie 主導除役，是瑞士第一個商用核電廠進入全面拆除的案例。本採取「直接拆除」策略，整體除役計畫分三階段，預計於 2031 年完成，總成本約為 9.5 億瑞士法郎[32- 34]。

4.14.1 拆除策略與前期準備工作

Mühleberg 採取直接拆除策略，停止運轉後即進入除役準備與拆除作業，而非採行延遲除役。燃料在反應爐停止運轉後轉移至廠內燃料池暫存，並依計畫逐步移出至中間貯存設施。為確保拆除順利進行，前期準備工作於反應爐停止運轉前六年即已展開，停機前四年進入工程規劃階段。2015 年 BKW 向主管機關提交完整除役計畫，並於 2018 年獲得瑞士聯邦能源局 (DETEC) 核發的除役命令。在運轉許可仍有效的期間，廠區執行多項過渡期準備作業，包括：

- I. 卸出反應器壓力槽燃料，將燃料移入燃料池
- II. 安裝具安全等級的燃料池冷卻系統
- III. 移除反應器建築 +29 m 高度之可移動設備
- IV. 拆除渦輪機廳大型結構組件並建置材料處理設施

這些措施確保廠區在過渡期可維持長期穩定安全狀態，也為後續拆除階段奠定基礎[32]。

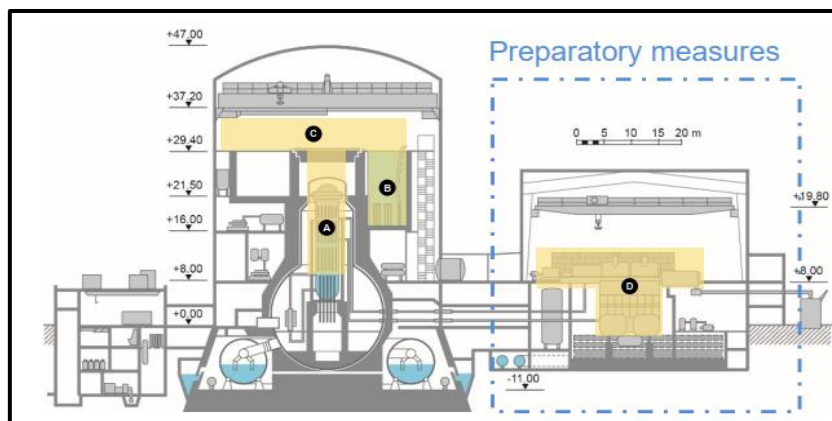


圖 2-43 前期準備工作區域示意圖

4.14.2 主要組件拆除順序與準備作業

Mühleberg 的除役計畫分為三大階段，拆除順序明確且具高度規劃性。

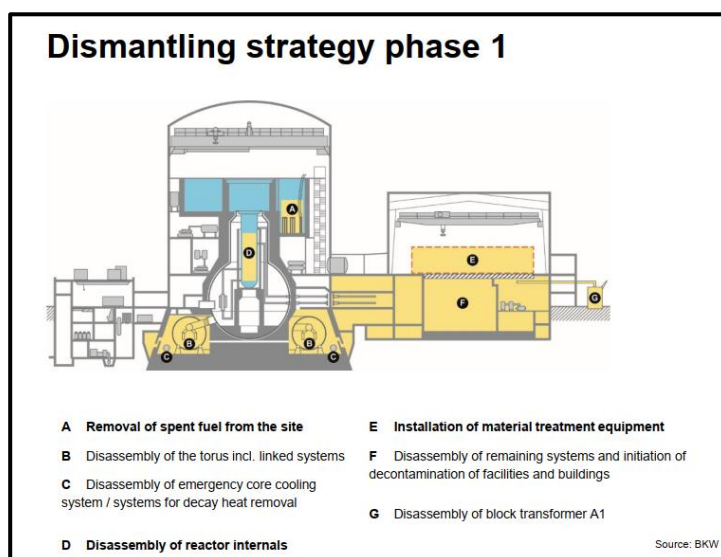


圖 2-44 第一階段拆除工作內容

第一階段 2019 - 2024：燃料池暫存階段與系統初步拆除

此階段燃料尚位於廠內燃料池，主要工作包含：

- I. 核燃料自反應器移出至燃料池
- II. Torus（環形水槽）及相關系統拆除
- III. 緊急核心冷卻系統與餘熱移除系統拆解
- IV. 反應器內部構件拆除
- V. 材料處理與分級系統的安裝與運作準備

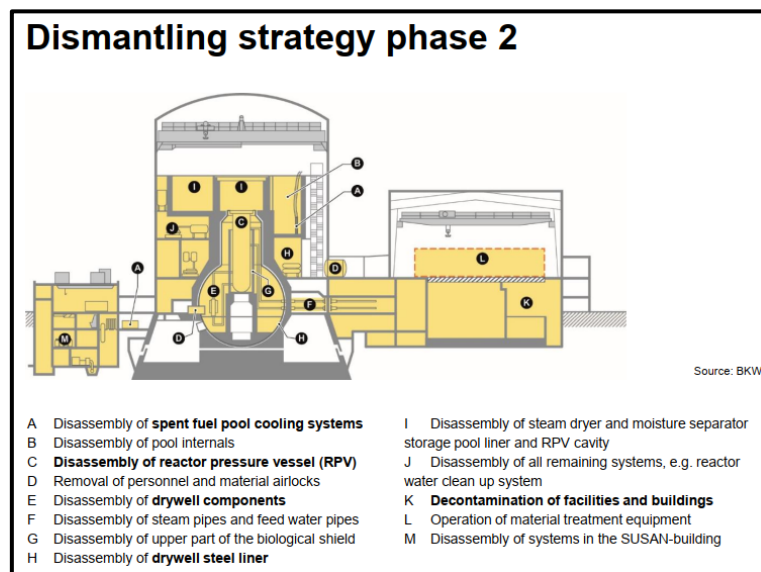


圖 2- 45 第二階段拆除工作內容

（第二階段）2024 - 2030：燃料移出後的大規模拆除階段

燃料移出後，廠區可進入輻射風險顯著降低的拆除工作，包括：

- I. RPV 拆除
- II. 乾井組件（Drywell Components）與乾井鋼內襯（Drywell Steel Liner）

拆除

III. 蒸汽管線與給水管拆解

IV. 生物屏蔽上部（Upper Biological Shield）拆除

V. 建築物除污與受控區域除污

VI. SUSAN 建築與各輔助系統的拆除與處理

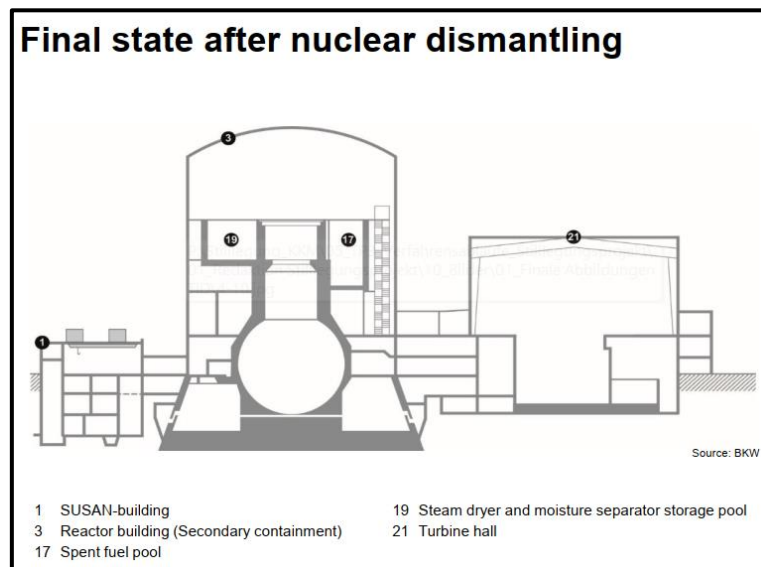


圖 2-46 第三階段拆除工作內容

（第三階段）2030 - 2031：最終除污、清除測量與場址釋放

此階段完成：

I. 全面清除率測量

II. 場址達到非核管制標準

III. 整備最終報告並解除核能法管制

透過此三階段策略，Mühleberg 在拆除過程中能逐步降低輻射風險，確保人員安全與法規符合性[32]。停止運轉後，反應爐內燃料首先卸入廠內燃料池暫存。待數年後（約 5 年）再裝入乾式儲存桶運送至 Zwiilag 中央中間儲存設施。

4.14.3 廢棄物管理、除污與運輸安全措施

廢棄物管理是 Mühleberg 除役計畫的重要核心。依 BKW 估算，拆除過程將產生約 20 萬噸材料，其中包含約 14 萬噸可清除釋放後回收的材料、5 萬餘噸需特殊處理的廢棄物、2,500 噸放射性材料以及另有部分材料需經衰變儲存以降低活度。運轉廢棄物與核燃料則送至瑞士中央中間貯存設施（Zwiilag），待深地質處置。由於 Mühleberg 過去燃料損傷程度低，初級系統輻射水平較低，因此無需執行全系統除污（Full System Decontamination），而是針對特定輔助系統與建築物進行必要除污。

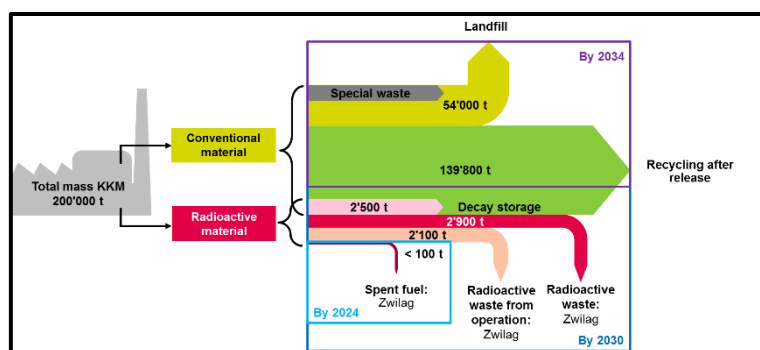


圖 2- 47 Mühleberg NPP 廢棄物管理規劃

材料釋放與運輸管理部分，控制區建築物必須除污至可釋放限值；非控制區以抽樣測量確認，清除後的材料可回收或作為一般廢棄物處理。大量拆除材料的運輸需採行專門的交通管理，以減少對道路與居民的影響[32-33]。ALARA 與輻射特性鑑定的應用層面，2019 年 ALARA 工作坊指出，除役過程需進行系統、構件、建築物的輻射特性鑑定，並建立材料與活度流向（Mass & Activity Flow）作為拆除技術、工法與包裝策略的基礎。其中，瑞士 Nagra（National Cooperative for the Disposal of Radioactive Waste, 瑞士國家放射性廢棄物管理協同組織）使用 AMAC 三維活化建模，能在九成以上案例中降低現場取樣需求，並有效最佳化拆除順序與包裝策略[35]。

	Power Operation		Decommissioning phase 1		Decommissioning phase 2	
	KAL	JAL	KAL	JAL	KAL	JAL
chimney air						
noble gas	2E14 Bq/d	2E15 Bq/a	4E11 Bq/d	4E12 Bq/a		
Iod-131	4E9 Bq/w	2E10 Bq/a				
aerosole	2E9 Bq/w	2E10 Bq/a	2E9 Bq/w	2E10 Bq/a	2E9 Bq/w	2E10 Bq/a
waste water						
Tritium	-	2E13 Bq/a	-	2E12 Bq/a	-	2E12 Bq/a
water	200 LE	4E11 Bq/a	-	4E10 Bq/a	-	4E10 Bq/a

圖 2- 48 Mühleberg NPP 除役階段放射性排放限値之調整

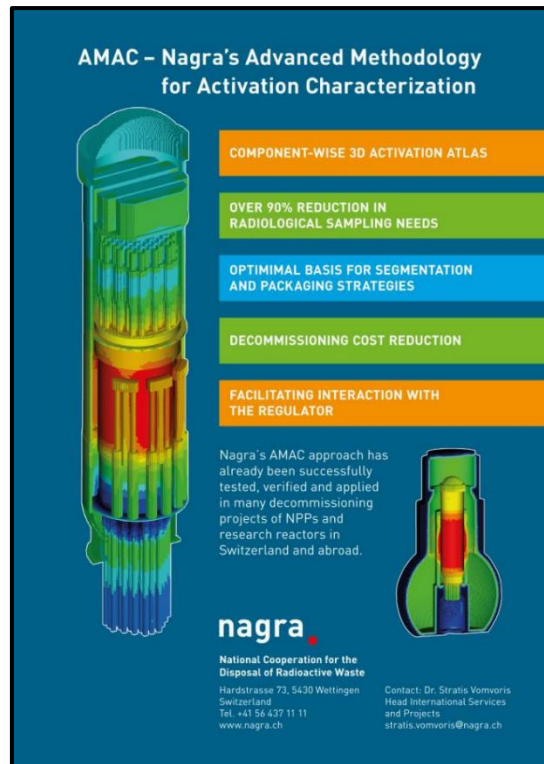


圖 2- 49 AMAC 三維活化建模

4.14.4 經驗與啟示

Mühleberg NPP 的除役案例顯示瑞士在監管制度、公眾參與技術準備上的高度成熟性。首先，在監管制度方面，瑞士透過 ENSI 設立專責的除役部門，並制定 ENSI-G17 技術指南，使除役要求具備明確而一致的標準。同時，SFOE、FOEN、州政府與 BKW 透過跨機構協調平台共同參與審查流程，並藉由定期的技術會議提前釐清拆除階段的安全與法規要求，使整體監管過程保持透明與高效率。

其次，在公眾溝通層面，除役計畫中的放射性排放限值以及大量拆除材料所帶來的運輸影響，是居民最關注的議題。BKW 透過媒體說明會、公開諮詢與資訊揭露，主動向社會大眾解釋安全性評估與交通管理措施，成

功降低地方居民的疑慮，並強化除役作業的社會接受度。

最後，輻射特性鑑定在整個除役工程中扮演關鍵角色。透過精準掌握構件、系統與建築物的輻射分布，不僅能協助制定更安全且高效率的拆除順序，也能大幅最佳化材料包裝與廢棄物分類策略，避免不必要的高劑量取樣作業，並有效降低整體除役成本。此一以科學量化為基礎的鑑定流程，已成為瑞士除役作業中兼顧安全性與經濟性的核心工具。

4.15 美國 Rancho Seco 核電廠 (PWR) 拆除策略

美國 Rancho Seco 核電廠除役工程由 Sacramento Municipal Utility District (SMUD) 全面主導，拆除範圍涵蓋反應器冷卻泵、汽渦輪機、冷凝器、殘熱系統熱交換器及多座廢液槽等主要機電設備。整體拆除作業以 ALARA 原則為核心，透過降低污染、預先除污及精確吊運規劃，以兼顧輻射防護與工程效率。過程中亦透過外殼分段切割、整件吊離與現場分割等方法達成安全拆運。本案之執行流程與技術細節已於多篇文件中完整記錄，為大型設備除役提供關鍵參考。[36-39]

4.15.1 拆除策略與前期準備工作

Rancho Seco 除役計畫在策略面上以「安全、低暴露、高效率」為主要原則，並明確以 ALARA 為拆除規劃的核心基礎。為降低作業人員輻射風險，工程團隊優先處理低污染或易完整吊離的構件，包含汽渦輪機上半殼、

冷凝器上部與側殼、反應器冷卻泵本體等。對於污染較高或體積巨大的設備，則以外殼分段切割、管線機械切割或氧乙炔切割方式，在可控輻射區域內逐步解體，並依污染分類進入 B-25 箱或 HIC 等容器，確保廢棄物管理與後續運輸流程安全無虞。

前期準備工作則是整體工程成功的核心。首先需完成廠房內部全面清洗與除污，以降低基準劑量；其次移除所有相關輔助系統與干涉設備，包括管線、支撐、外覆組件與天車動線障礙物。工程團隊並進行完整系統排空、沉積物清除與輻射偵測，以確認每項構件的污染狀況與可行拆除方式。此外，吊運動線、起重能力、分段尺寸、出料口大小等工程細節皆需提前規劃，並透過跨部門協調確保土木、吊運、放射防護與廢棄物處理作業能無縫銜接。此一系列前期作業為後續大型設備拆除奠定了安全與效率兼具的基礎。[36,37]

4.15.2 主要組件拆除順序與準備作業

I. 汽渦輪機[36]

Rancho Seco 的汽渦輪機拆除屬於除役工程中最早進行的主要活動之一，因其位於輻射等級較低的 Turbine Building，可在最小放射防護要求下進行。正式拆除前，作業團隊先移除汽渦輪機外部所有可拆卸的輔助系統，包括保溫材料、潤滑油及控制油系統、外部配管、電纜與支架等。這些前期

工作能釋放機組周邊空間並降低作業阻礙，使後續切割與吊運程序更為順利。待外部系統清空後，設備表面進行全面清洗與污染偵測，以確認輻射水準在一般工業安全可控範圍內。

渦輪機本體的拆解採「外部構件 → 上半殼 → 下半殼 → Rotor」的順序進行。使用氧乙炔火焰對殼體進行分段切割，是拆除作業的核心技術之一。上半殼與下半殼在切割完成後，分別由天車吊離建築外部，再進一步分段處理。汽渦輪機 Rotor 因重量集中且長度較大，採用整件吊離方式，避免在建築內進行高熱切割，以降低煙霧、金屬微粒與殘餘熱源造成的風險。整個拆除程序中，依據事先規劃的吊運動線與天車負載能力確保各步驟皆在安全範圍內運行。

拆卸後的金屬構件首先進行除污測量，若符合無放射性限制排放標準，可直接作為可回收金屬或一般廢料再利用；若表面有殘留污染，則分為低放射性廢棄物並裝入 B-25 箱送往指定處置場。汽渦輪機拆除的流程示範大型非輻射設備拆除時所需的前期規劃、空間管理、切割技術與整件吊離的協調方式，也為後續拆除更具放射性與結構複雜性的設備累積了實際經驗。

II. 反應器冷卻泵拆除[37]

RCP 是一次系統中高度整合的關鍵設備，體積大、重量高，並直接與主冷卻管線法蘭連接。因此，拆除方式以「逐步分解 + 整件吊離」為核心

原則。拆除作業起始於泵體周圍的高壓水清洗，目的在於降低表面污染，使作業團隊在拆卸螺栓、外覆構件與底座時能有效控制劑量暴露。周邊干涉設備（支架、外殼、管線護罩）在完成清洗與偵測後依序拆卸。

泵體本身的結構拆解從接合點開始，包括法蘭螺栓鬆脫、底座錨固解除、外覆構件移除等，使 RCP 與周邊建築與管線完全脫離。由於 RCP 空間有限，因此吊運路線與天車負載能力的事前確認極為關鍵，相關程序必須在完整的三維動線規劃下進行。

Rancho Seco 採用整件吊離方式移除 RCP，而非在現場進行切割，以避免一次系統殘餘污染物因切割行為而散布，也能減少切割煙霧與金屬微粒的產生。同時，整件吊離方式可縮短人員暴露於高劑量區域的時間，符合 ALARA 原則。泵體被吊離後，運至出料區進行表面污染 Smear 測量，依污染程度分類為可釋放金屬或低放射性廢棄物。若需進一步減小體積，則在遠離高輻射環境的預處理區進行尺寸減量，以降低後續包裝成本。

整體而言，RCP 拆除作業示範了大型輻射設備「現場降干涉、整件吊離、場外尺寸減量」的典型流程，其優點在於大幅降低切割行為發生在高輻射區的必要性，並確保後續廢棄物分類與運輸可在低風險環境中完成。



圖 2- 50 反應器冷卻泵移除作業



圖 2- 51 反應器冷卻泵馬達的切割作業

III. 主冷卻系統管線 (RCS & 廢液/蒸氣管路) 拆除[36,37]

針對管線系統 (包括 RCS 外部輔助管路、冷凝/冷卻水管、蒸氣排放管等)的拆除，首先進行詳細調查與標示，確認污染狀態與材料構成；若管

線曾承受蒸氣、冷卻水、放水或廢液，其內部可能殘留放射性沉積物或微量汙染。清洗步驟包括系統排空、高壓水清洗、去除沉積物與腐蝕產物，然後以手持鋸或機械切割進行拆除，以減少火焰切割可能產生的空氣中懸浮粒子與擴散風險。Rancho Seco 的經驗中，此方式已被證實適合處理含鉛油漆塗層或易產生塵埃的蒸氣/冷卻系統管路。

拆除後的管段若為碳鋼、無明顯汙染，可作為一般金屬廢棄物處理；若有汙染或塗層（如鉛漆），則按低階放射性或有害廢棄物分類並封裝。對於長管段或大型管架，則依現場運輸通道與重量限制，分段切割至適當尺寸，以便吊運與裝箱。這種系統化:分段切割、清洗、分類的方法，使 Rancho Seco 能有效處理大量管路系統，同時控制費用與減少放射與化學風險。



圖 2- 52 主冷卻管線第一段組件移除作業

IV. 冷凝器拆除[37]

冷凝器位於 Turbine Building，是二次系統體積最大且最佔空間的設備之一。由於其運轉期間並未接觸一次系統放射性冷卻劑，整體輻射風險極低，因此可在除役早期以一般工業拆除程序進行。正式拆除前，冷凝器會完成內外部清洗，並確認給水與凝結系統已完全切離，使冷凝器成為可獨立處理的大型鋼構件。

拆除程序以減輕重量、確保吊運可行為主要原則，通常由最重且最密集的部分開始，即 Tube Bundle。利用氧乙炔火焰或適合的切割工具將 Tube Bundle 與殼體分離，再以天車吊離。管束移除後，殼體重量大幅降低，可依順序切割殼體上部、側殼與底部結構，使每段重量符合起重能力限制。外部框架與支撐結構則依施工計畫逐一切除，避免因切割順序不當而使殼體產生非預期變形或崩塌。

冷凝器拆除產生的大宗金屬在完成污染測量後，多數可作為「乾淨金屬」再利用。其餘因歷史水質污染或管內腐蝕物而殘留的金屬碎料，則按低放射性廢棄物處理並裝入 B-25 箱。由於冷凝器尺寸巨大且位於相對開放的 Turbine 建築，其拆除常被視為展現大型鋼構件切割、重量管理與吊運協調的典型案例。此程序在除役早期完成後，釋放大量室內空間，也讓後續大型設備拆除能獲得更安全、更寬敞的工作環境。

V. 殘熱系統熱交換器 (Decay Heat System Heat Exchangers) 拆除作業[37]

殘熱系統熱交換器屬於一次系統的輔助設備，其內部可能累積沉積物與氧化層，因此拆除前需要先進排水與清洗，以避免殘餘物質在拆除過程中散布。清洗完成後，會針對殼體與管束兩側進行放射性測量，確認後續切割順序與封裝方式。

熱交換器拆除程序的核心在於「Tube Bundle 整件抽出」。利用抽束設備將整組管束自殼體中拉出，使其能在污染可控的場所進行分段切割，避免在一次系統設備集中的區域產生高濃度切割煙霧或金屬粉屑。屬管束外側的殼體則以氧乙炔火焰逐段切割，由上部殼體開始，沿著邊緣與支撐結構進行分割，再依序處理側殼與下部殼體。最終產生的殼體片段在形狀與尺寸上更便於運輸與包裝。

在污染分類方面，管束與殼體組件皆依表面污染測量結果進行分類。污染較高者直接裝入 B-25 箱作為低放射性廢棄物；污染較低者可在除污後重新測量，若符合釋放標準則可納入一般金屬回收。由於熱交換器拆除涉及兩種結構（殼體與管束）以及不同的污染來源，因此在拆除與分類過程中，需保持良好的物流動線與區域分隔，以避免清潔組件受到二次污染。

整體而言，熱交換器拆除技術展現了一次系統附屬設備的典型作業流程，包括排水、除污、管束抽出、殼體分段切割與廢棄物分類。此方法能有效降低切割作業在高輻射環境中進行的比例，同時確保金屬組件能依不同

污染程度進入最適當的廢棄物流路徑。

VI. 廢液槽（Radwaste Tanks：RCDT/MWT）拆除作業[36,37]

Rancho Seco 的廢液槽系統位於放射性廢棄物處理區，污染程度與劑量水準相較其他次系統更高，因此拆除時必須遵循高度控制程序。作業初期，先針對槽內的汙泥、腐蝕產物與沉積物進行處理。RCDT 通常採高壓水沖洗方式，並將沖洗後的混合液與固體帶入填充樹脂的高完整性容器(HIC)，利用樹脂固化特性集中固化污染物，減少後續濾袋或液態廢棄物的二次搬運風險。MWT 則採濾網系統收集懸浮物與固體沉降物，使槽體切割時的環境污染降至最低。

在切割方式上，依槽體尺寸區分成小型槽與大型地上槽。小型廢液槽若其尺寸與重量允許，會優先採整件吊離，以避免現場切割造成的氣膠或粒狀物散布。大型地上槽則需現場尺寸減量，其標準程序為：塗層去除 → 頂部開口 → 上部殼體切割 → 側殼分段 → 底板切離 → 內部構件移除。此順序可確保槽體結構逐段解除受力，避免因切割次序不當造成局部坍塌或鋼板彈跳等風險。

完成切割後的金屬段件，依污染程度進行分類：表面低污染者進入一般低放射性廢棄物流，裝入 B-25 箱；污染較高者維持在 HIC 或依照放射性特性另行封裝。對於埋設或位於地下樓層的槽體，切割段件由 Auxiliary

Building - 20 ft 的出料口吊出，再運往場外處置或中期貯存設施。

廢液槽拆除作業是整個除役工程中輻射防護負擔最高的項目之一，其核心重點在於：有效移除污染物、避免二次污染、保持切割區域的氣膠控制、並確保廢棄物的固化與分類正確無誤。整體流程展現了放射性廢液處理設備拆除中，高污染控制、高吊運協調與高廢棄物管理需求的典型特性。

4.15.3 經驗與啟示

從 Rancho Seco 的除役實務來看，其拆除策略具有以下幾點亮點與教訓。

分階段拆除：先從低污染、低輻射、低控管需求的系統（如蒸氣系統、冷卻系統、油槽、桶槽、管線）開始，避開高放射性與高風險部件，降低整體人員曝露與管理複雜度。

整件吊離+分段切割並用：對於 RCP、Turbine 等，可採整件吊離，降低粉塵與塊屑生成；對於大型結構（桶槽、冷凝器、管線）則採分段切割+分裝，兼顧運輸與處置便利性。

清洗+排空+污染偵測：拆除前徹底清洗系統、排除液體並進行輻射及化學污染偵測，以確認是否屬於可回收金屬、一般廢料、有害廢料或低階放射性廢棄物。

適當切割技術選擇：根據材料、污染性、塗層（如鉛漆、防腐層）選擇合適的切割方法（冷切 vs 火焰），並考量塵埃/有害物/火災 /產氣等風險。

分段分類+分裝+中期貯存/最終處置：依污染程度與活性分類，分別處理-無污染金屬回收、有害化學/鉛塗層廢棄物、低階放射性廢棄物/中階放射性廢棄物。對於最終

處置尚未就緒的廢棄物（如 LLW, 中階廢），廠內設置中期儲存設施，這也成為大型核電廠除役後廢棄物管理的典範。

Rancho Seco 的這些經驗，提供了商業電廠除役中，如何有效兼顧安全、成本、效率與廢棄物管理的一套實務流程。對於未來除役的規劃與執行，具有高度參考價值。

4.16 Connecticut Yankee 核電廠（PWR）拆除案例[40]

Connecticut Yankee 是一座由 Westinghouse 設計的（PWR，自 1968 年起開始運轉，並於 1996 年 12 月 9 日永久停止運作。其除役作業由 Connecticut Yankee Atomic Power Company（CYAPCO）負責，在拆除過程中採取美國 NRC 所定義的立即除役策略。



圖 2- 53 Connecticut Yankee 核電廠俯視圖

4.16.1 切割前期準備工作[40-42]

在進入正式拆除工作前，Connecticut Yankee 核電廠進行多項前期準備工作，包括將燃料完全轉移至 ISFSI，並使用 NAC Multi-Purpose Canister (MPC) 系統進行包裝以及運送，最終共有 40 個乏燃料貯存桶與 3 個高放射性廢棄物貯存桶儲存於 ISFSI 內。



圖 2- 54 將燃料移入 MPC 過程示意圖

在拆除計畫開展前，Connecticut Yankee 核電廠也進行場址與系統的特性化 (characterization) 以確認污染型態與範圍。然而 Connecticut Yankee 核電廠的初期特性化作業進行的並不完善，直到 2003 年才大幅強化現場調查，並因此發現大量 Cs-137 與 Sr-90 地下水污染，導致後續需進行大規模的土壤與地下水整治作業。



圖 2-55 土壤污染補救措施進行過程

另外為了使拆除工作能在符合 ALARA 原則下進行，Connecticut Yankee 核電廠於拆除初期便優先進行主要系統的隔離、排水與通風設備的改善，並切除或封堵未來不再需要的管線。除此之外，為維持拆除期間的輻射控制與空氣品質，也對廠房進行輻射監測配置與通風系統之調整，同時以橘色電線標示在拆除作業期間用於供電之電纜，並建議所有通電設備在進行移除之前都須經過測試確認已無電流通過。

4.16.2 全系統化學除污[43]

為降低拆除期間的人員輻射曝露並提升工作效率，Connecticut Yankee 核電廠在進行大型構件拆除前實施了全系統化學除污，最初選擇採用的是 Siemens 的 CORD D UV 流程，但實際進行時因設備問題未完整操作 UV 階段，而是進行了兩個循環的 CORD 除污流程。在除污流程中廠內使用既有的主要設備，包括 RHR 幫浦與調壓槽加熱器，同時也外接 600 kW 加熱系統、三組 UV burner skids、化學注入設備與相關軟管與接管等等裝置。

CORD 除污作業的設計使流體能在不經過反應器壓力槽的條件下於各

迴路間循環，即透過在反應器冷卻迴路熱腔與冷腔之間安裝一套「八爪式」的 Flow-Through Nozzle Dam Spider，以在保持水力連通的前提下完全繞過 RPV。這項設計避免了活化金屬的溶蝕，並降低二次污染與廢液生成量，也避免除污程序中 RPV 活化層剝落而提高系統放射性。



圖 2- 56 六爪式 Flow-Through Nozzle Dam Spider，在 CY 中改良為八爪式

Connecticut Yankee 核電廠在兩循環 CORD 除污後達成平均除污因子 (DF) 為 15.9，平均輻射劑量率則由除污前約 234 mR/hr 大幅降至約 27 mR/hr，顯示除污程序有效改善了後續拆除作業的輻射曝露條件。

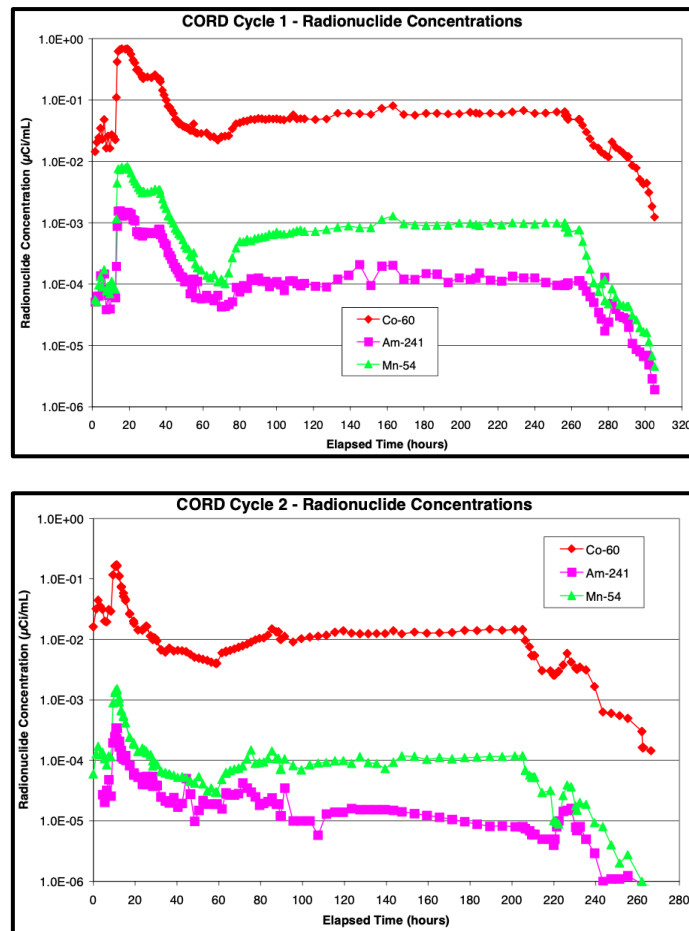


圖 2- 57 CORD 除污過程放射性核種濃度變化

4.16.3 拆除步驟與廢棄物處理[41,44]

Connecticut Yankee 核電廠拆除的核心原則是盡量減少工作人員在圍阻體內的停留時間，並將可降低輻射劑量率且能釋放作業空間的大型設備視為拆除優先項目。拆除範圍包括四具蒸汽產生器、調壓槽、主循環幫浦及馬達，以及一次系統管線。經驗報告指出，大型構件拆除前通常需要進行臨時性結構補強(Temporary Structural Modifications)、切割線建立(Cut Lines)與工作平台配置，以確保拆除吊掛作業的穩定性與可達性，同時為降低拆

除作業中的輻射曝露，現場會使用臨時遮蔽與工務布置，如特製吊具與大型機具來取代部分人工作業。根據以下順序進行拆除切割：

- I. 蒸汽產生器：蒸汽產生器分為上下兩部分進行處理，上半部的蒸氣室被界定為非放射性金屬，因此以非放射性廢棄物方式進行處置，蒸汽產生器的下半部則作為放射性廢棄物處理。



圖 2- 58 蒸汽產生器下半部移出過程

- II. 調壓槽：切割下調壓槽後以整件運輸的形式處理



圖 2- 59 調壓槽的移動過程

III. 主循環幫浦與馬達：先進行定位與支撐，以便在受限空間中完成吊掛與搬移並安全通過建築物內的運輸路徑。

IV. 一次系統管線：依一般除役程序進行逐段移除，並依照放射性分類結果暫置或運出處置。

在廢棄物運輸與處置方面，Connecticut Yankee 核電廠因無鐵路臨站，需以 heavy-haul truck 或駁船 (barge) 進行大型設備外運。Connecticut Yankee 核電廠除役計畫亦強調廢棄物分類與現場暫置規劃的重要性，除了將蒸汽產生器上半部等非放射性金屬材料分流外，放射性系統構件、一次系統管線、受污染土壤與建築結構材料也依污染程度分類後於現場指定區域暫置，再由重型運輸車送往鐵路平車或駁船，並透過聯邦與州級運輸系統進行最終運送，同時因晚期發現的土壤污染需進行大規模補救，為此亦增設大型臨時廢棄物暫置區域，以因應大量受污染土壤及建築拆除廢棄物的輸出需求。



圖 2- 60 以鐵路運送蒸汽產生器下半部

4.16.4 經驗與啟示

Connecticut Yankee 核電廠的除役案例提供了多項具代表性的經驗可供後續核電廠除役計畫參考。首先是完整且前期即充分的場址特性化（site characterization）對除役進度具有決定性影響，此案例中由於初期並未掌握地下水與土壤污染的全貌，導致後期需進行大規模且未預期的土壤整治作業顯著影響除役時程與成本，凸顯早期調查的重要性。其次 Connecticut Yankee 核電廠的化學除污（CORD）成效顯示進行預先除污對後續工作效率與 ALARA 的實現有明確效益，兩循環 CORD 除污使一次系統的平均輻射劑量率大幅降低，顯著改善大型設備拆除的作業條件。此外，Connecticut Yankee 核電廠亦因廠址無鐵路臨站而採用 heavy-haul truck 與駁船運輸方式，這突顯大型構件運輸規劃必須結合場址特性、周邊基礎設施及跨區域運輸限制進行考量。綜合而言，Connecticut Yankee 核電廠的除役經驗提供了在場址調查、輻射場降低策略、重型構件拆除工程與運輸規劃等面向的實務啟示。

(五)研究成果與管制建議

5.1 研究成果

5.1.1 切割與拆除技術多元化發展

依據各國案例顯示，大型金屬結構物拆除技術已朝向多樣化發展，除傳統機械切割（如帶鋸、軌道切割器）外，亦逐漸採用冰鋸、研磨水噴射（AWJ）與遠端自動化切割設備，以提升作業安全性並降低輻射曝露風險。尤其冰鋸與 AWJ 技術可有效抑制氣溶膠生成，適用於高污染區域之拆解工作。

5.1.2 遠端操作與輻射防護整合性提升

國際案例如斯洛伐克 Bohunice V1 及韓國 Kori 1 等廠，均透過三維輻射模擬工具（如 VISIPLAN 3D ALARA、RESRAD-BUILD）進行預評估，顯示數位化輔助可顯著降低作業人員集體劑量，強化輻射防護與作業安全。

5.1.3 預除污與廢棄物分級策略的重要性

案例顯示，於拆除前進行化學或機械除污，可有效降低表面活度並減少後續作業劑量（如 José Cabrera 與 Trino 案例）。同時，依放射性強度及材質特性採取分級包裝與暫存，可提升廢棄物減量化與再利用效益。

5.1.4 集中化處理與再生利用趨勢明顯

瑞典 Studsvik 公司案例顯示，大型構件可整件外運進行熔融減容與金屬回收，約 80–85% 之材料可達自由釋出標準，符合廢棄物最小化及環境永續原則。此類集中化處理模式為國際除役作業發展趨勢之一。

5.2 管制建議

5.2.1 建立大型金屬構件拆除作業計畫審查導則

後續研究可持續蒐集研析雷射除污相關之國際法規、標準、指引，並涵蓋參考國際案例研擬切割方式（熱切割、遠端切割等切割方式）選用準則、輻射監控、防護要求與品質保證程序，以提升作業一致性與可追溯性。

5.2.2 從管制面推動遠端自動化與模擬輔助應用

建議將三維輻射模擬與遠端操作系統納入拆除作業規劃階段，以強化安全評估與作業控制，並逐步發展本土自製之遠端切割設備與控制技術。

5.2.3 完善廢棄物管理與追蹤機制

應依據廢棄物放射性等級與材質特性，建立自動化分類、標示與追蹤系統，確保從切割、包裝、運輸至最終處置各階段均符合國際安全準則。

5.2.4 強化國際經驗交流與技術資料庫建置

建議持續蒐集國際大型構件拆除案例與技術資料，建立動態更新的除役技術資料庫，促進國內研究團隊與國際間的經驗分享，以支援我國後續除役監管與技術指引制訂。

参考文献

- [1] H. Steiner, N. Eickelpasch, and H. Tegethoff, “Experience with the dismantling of three secondary steam generators in unit A in Gundremmingen by the ‘ice-sawing’ technique,” *Nuclear Engineering and Design*, vol. 170, no. 1–3, pp. 165–173, July 1997, doi: 10.1016/S0029-5493(97)00026-5.
- [2] M. Hornacek and V. Necas, “CALCULATION OF EXTERNAL EXPOSURE DURING DISMANTLING AND SEGMENTATION OF STEAM GENERATOR,” *IAPGOS*, vol. 4, no. 4, pp. 3–10, Dec. 2014, doi: 10.5604/20830157.1130165.
- [3] H.-K. Kim, S.-H. Shin, C.-S. Kong, and C.-L. Kim, “Evaluation of Worker Radiation Exposure during the Kori Unit 1 Steam Generator Dismantling Process,” *Science and Technology of Nuclear Installations*, vol. 2024, no. 1, p. 4230293, Jan. 2024, doi: 10.1155/2024/4230293.
- [4] M. Hornáček and V. Nečas, “Assessment of the radiation impact of steam generator dismantling on the workers, public and environment,” *Progress in Nuclear Energy*, vol. 91, pp. 345–354, Aug. 2016, doi: 10.1016/j.pnucene.2016.05.003.
- [5] M. Hornáček and V. Nečas, “Prediction of External Exposure during Dismantling of Steam Generator,” *WJET*, vol. 03, no. 03, pp. 155–162, 2015, doi: 10.4236/wjet.2015.33C023.
- [6] ENRESA, *Identifying and Managing Risks During Decommissioning of José Cabrera NPP*, WM2014.
- [7] C. C. Sáinz and E. Vargas, “Decommissioning Licensing Process of Nuclear Installations in Spain”.
- [8] Nuclear Energy Agency, *Preparing for Decommissioning During Operation and After Final Shutdown*. in *Radioactive Waste Management*. OECD, 2018.

doi: 10.1787/9789264303126-en.

- [9] OECD NEA, The Management of Large Components from Decommissioning to Storage and Disposal, RWM/R(2012)8, 2012
- [10] Krause, G., Amcoff, B., & Robinson, J. (2016, February 16–18). *Options for steam generator decommissioning*. Paper presented at PREDEC 2016 Conference, Lyon, France.
- [11] International Atomic Energy Agency. (2023). *Integrated review service for radioactive waste and spent fuel management, decommissioning and remediation (ARTEMIS): Final report of the mission to Italy, 6–15 November 2023*. Vienna: IAEA.
- [12] Ricotti, M. E., & Bianchi, F. (2002, February). *The decommissioning of the Trino nuclear power plant*. Proceedings of the Waste Management Symposia (WM'02), Tucson, AZ.
- [13] Società Gestione Impianti Nucleari (Sogin). (2024). *Sogin group sustainability report 2023*. Rome: Sogin.
- [14] Hyeon-Ki Kim, Sang-Hwa Shin, Chang-Sig Kong, and Chang-Lak Kim “Evaluation of Worker Radiation Exposure during the Kori Unit 1 Steam Generator Dismantling Process” Science and Technology of Nuclear Installations Volume 2024, Article ID 4230293,
- [15] P. Valenduc, E. Cantrel, L. Denissen, The dismantling project of the BR3 reactor, Conference SFEN – ENC 2005, Versailles, 12-16 Décembre 2005
- [16] Thierry Miquel, Catherine Mialkowski, and Michel Perrollaz “TRANSPORT OF TWO STEAM GENERATORS BETWEEN CHOOZ A NPP AND ANDRA’S VLLW DISPOSAL SITE”
- [17] H. Steiner, N. Eickelpasch, and H. Tegethoff, “Experience with the dismantling of three secondary steam generators in unit A in Gundremmingen by the ‘ice-sawing’ technique,” Nuclear Engineering and

Design, vol. 170, no. 1–3, pp. 165–173, July 1997, doi: 10.1016/S0029-5493(97)00026-5.

- [18] Maine Yankee Atomic Power Company. Overview of Decommissioning and ISFSI Operations. Maine Yankee Atomic Power Co., 2005.
- [19] Electric Power Research Institute. Maine Yankee Decommissioning – Experience Report: Detailed Experiences 1997–2004. Report 1011734, Electric Power Research Institute, 2005.
- [20] Wheeler, D. M. “Large Component Removal/Disposal.” Proceedings of the Waste Management Conference (WM’02), Tucson, Arizona, 2002.
- [21] Manafort Brothers Incorporated. Maine Yankee Nuclear Power Plant Decommissioning & Demolition. Manafort Brothers Inc., 2006
- [22] Daly, Patrick. “The Decommissioning of Zion: A Status Update.” Radwaste Solutions Buyers Guide, Nuclear Society, 2013
- [23] ZionSolutions LLC. Revised Report on Status of Decommissioning Funding for Shutdown Reactors., NRC , 2019.
- [24] Zion: A Progress Report. Radwaste Solutions., American Nuclear Society., 2016, pp. 24–27.
- [25] Dragusin, Mitica. Overview of the Decommissioning Plan for VVR-S Research Reactor. IAEA R2D2P Workshop, 2011.
- [26] Deju, R., et al. “Experience Gained during the Decommissioning of the SSEC from the VVR-S Nuclear Research Reactor.” Acta Physica Polonica A, vol. 131, no. 1, 2017, pp. 150–154.
- [27] Ionescu, E., et al. “Decommissioning of the VVR-S Research Reactor — Radiological Characterization of the Reactor Block.” Romanian Reports in Physics, vol. 64, no. 2, 2012, pp. 387–398.
- [28] Dragusin, Mitica. “Characteristics of VVR-S Reactor / Primary Circuit Route.” NUPEC Seminar, 2018.

- [29]Portland General Electric Company. Trojan Nuclear Plant Decommissioning Plan (PGE-1061). 1995.
- [30]EPRI. Decommissioning Technology Experience Reports. Report 1000884, Sect. 6, 2000.
- [31]Mitsubishi Heavy Industries Technical Review Vol. 57 No. 4 (December 2020)Activities toward Rational Decommissioning of Nuclear Facilities
- [32]ENSI. (2017). *Decommissioning in Switzerland*. Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate.
- [33]OECD/NEA. (2018). *Preparing for decommissioning during operation and after final shutdown: Case study of Mühleberg NPP*. OECD Nuclear Energy Agency.
- [34]NEO Network. (2020). *NEO report: Decommissioning of the Swiss nuclear power plant in Mühleberg*.
- [35]Neukäter, E. (2019). *Radiological characterization to lay the foundation of ALARA: Experience from Mühleberg NPP*. Paper presented at the European ALARA Network Workshop No. 18, Marcoule.
- [36]Hulme, Brian, et al. “Rancho Seco Turbine-Generator and Condenser Removal.” Proceedings of the Waste Management Conference, WM Symposia, 1999
- [37]Mann, Richard L., et al. “Rancho Seco Nuclear Generating Station— Successful Removal of Reactor Coolant Pump Motors, Heat Exchangers, and Radwaste Tanks.” Proceedings of the Waste Management Conference, WM Symposia, 2002
- [38]American Nuclear Society, Decontamination, Decommissioning and Reutilization Division. “Rancho Seco RCP Removal Update.” DD&R Newsletter, vol. 4, no. 1, 2002
- [39]Rozelle, Michael, et al. “Rancho Seco Decommissioning Progress

Overview.” Proceedings of the Waste Management Conference, WM Symposia, 2001

[40]Connecticut Yankee Atomic Power Company, Connecticut Yankee Decommissioning Experience Report, Wiscasset, Maine, USA, 2006.

[41]AECOM, Decommissioning Summary for CY

[42]PSDAR (ML14107A348), Connecticut Yankee

[43]EPRI TR-112092, RCS System Decontamination

[44]DOE (Nine Shutdown Sites), Transportation Evaluation

三、除役核電廠組件、系統、結構物雷射除污技術之資料蒐集與研析，彙整摘錄關切重點事項及考量因子，研提我國除役核能電廠除污作業的管制建議

(一) 前言

在核電廠的運行與除役過程中，表面除污是確保安全與輻射防護的關鍵步驟，反應爐壓力容器等結構設備，因長期處於高輻射環境中，表面易受到放射性核種污染，進行表面除污與清洗，不僅能有效降低作業人員的輻射曝露與集體劑量，防止污染物釋放與吸收，還能確保核電廠與其他核應用設施的穩定運行，由於核電廠規模龐大，放射性金屬廢料在整體核廢物中的比例極高，而其中多數僅為表面污染，經適當除污後即可再生利用，降低放射性污染活度不僅可減輕最終儲存壓力與成本，亦符合核能產業「減量化」與「再利用」的永續目標。國際間延長核電廠壽命與安全除役的策略，皆重視污染控制與表面除污傳統的物理與化學除污法雖為主要手段，但普遍存在除污效率低、產生大量二次放射性廢棄物與操作風險高等問題，雷射除污技術憑藉非接觸、可控性高及遠端操作等特點，成為新一代除污技術的重要發展方向。

雷射除污技術在核電廠除役作業中展現出高度的應用潛力，無論在降低輻射風險、提升作業效率，或促進廢棄物減量化方面，皆具顯著優勢。本研究旨在彙整與分析國內外雷射除污技術相關文獻與實務案例，以評估其於我國核電廠除役階段之技術可行性與適用性，並進一步提出相應之管制

與管理建議，作為主管機關後續研擬除污作業指導原則與安全規範之重要參考依據。

(二) 執行方法及研究步驟

子三計畫的研究流程與執行方法，如圖 3-1 所示，在本研究的第一階段，首要工作為蒐集與整理雷射除污相關技術文獻，內容涵蓋除污原理、實驗配置與作業特性進行分析，同時比較雷射除污技術相較於其他除污方法之優勢與限制，探討其應用範圍，接續依據雷射除污之基礎原理，針對影響除污效果的關鍵參數調控進行探討，並評估其對除污效率及材料性質變化之影響。由於大氣環境下之雷射技術相對成熟，且操作條件較為單純，本研究初步以大氣環境為主要分析對象，大氣與水下環境雖具有若干相同的關鍵參數（如雷射功率、波長、掃描速度、光斑大小等），但水下環境需要考慮雷射與介質的交互作用等光學效應，以及雷射與光學元件防護等議題，因此技術難度與系統設計要求更高，後續將作為進一步研究之重點方向。

在掌握關鍵參數影響機制之基礎下，本研究將比較液態與大氣環境下雷射除污技術之差異，包含兩者之除污效率變化、產生之二次廢棄物性質以及各自的技術優劣勢。同時蒐集國外核電廠除役案例與雷射除污技術廠商之公開資料，以掌握實際應用經驗與國際發展趨勢。最後參酌國際等組

織相關法規與指引，針對我國尚未建立詳細規範之雷射除污技術，提出初步管制與管理建議，作為後續建立技術準則與安全標準之參考依據。

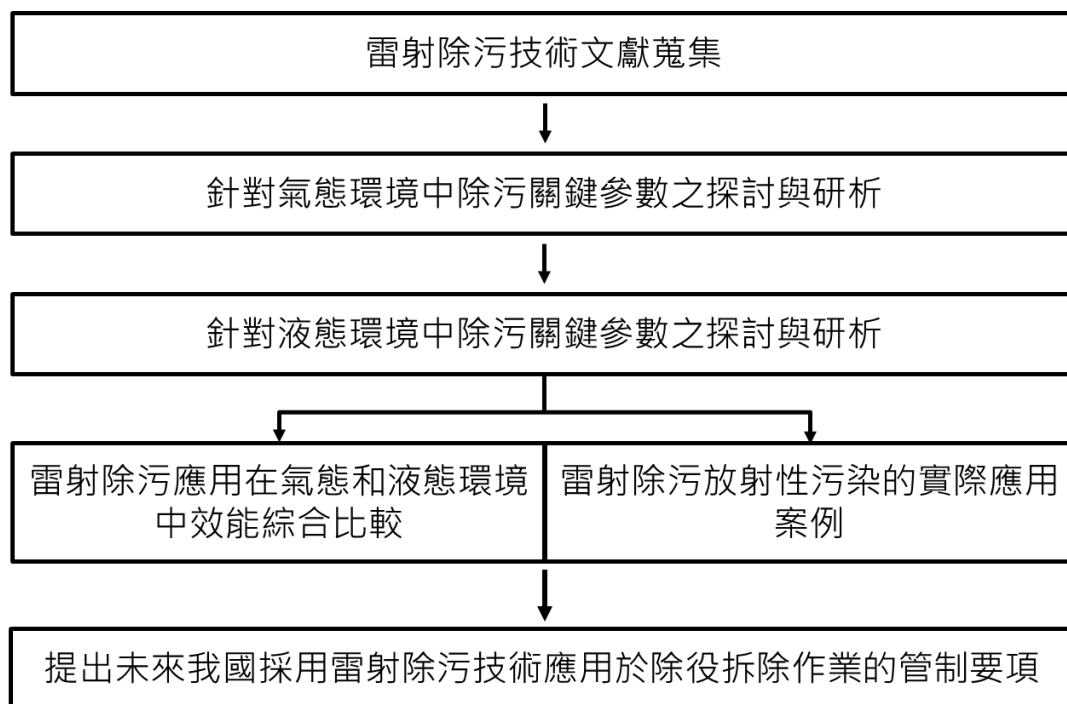


圖 3-1 子項計畫 3 研究流程與執行方法

(三) 研析工作彙整內容

本子計畫針對雷射除污進行文獻彙整，分為四個章節討論。

- 一、除污技術概述與雷射除污原理介紹
- 二、不同環境之雷射除污技術及系統設計
- 三、雷射除污應用除役電廠與放射性污染實例
- 四、國內外雷射除污作業安全相關規範

3.1 表面除污技術評析與雷射除污系統原理

核電廠及其他核設施的主要結構材料包括不鏽鋼、碳鋼與鎳基合金。核電廠中常見的表面污染形式主要可分為鬆散污染層（loose contamination layer）與固定氧化層（fixed oxide layer），如圖 3-2 所示，前者主要由冷卻水循環過程中產生的腐蝕產物與氧化物微粒沉積於設備表面所形成，並容易吸附放射性核種；後者則是放射性核種透過化學反應與離子交換固定於金屬基材表面所生成的氧化膜。此外氧化層的厚度與結構會隨核電廠的運轉條件而有所差異，進而影響污染物的分佈與放射性核種的附著行為，如表 3-1 所示。

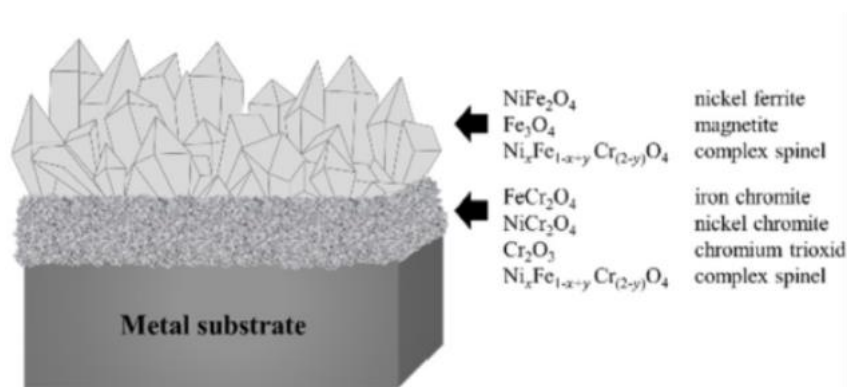


圖 3-2 核電廠表面污染結構示意圖[1]

表 3-1 壓水式與沸水式核電廠氧化層與污染特性比較[2-3]

核電廠種類	壓水式(PWR)	沸水式(BWR)
氧化層特徵與成分	內外雙層尖晶石型氧化膜，內層緻密富鉻；外層富鎳與鐵	雙層結構，內層以鐵氧化物；外層為沉積的氧化鐵與鎳氧化物為主
放射性污染特性	污染位於富鉻層內，多為固定氧化層	污染多集中於外層鬆散沉積層

雖然各核電廠的運行條件不盡相同，但研究顯示，約有 98%的放射性污染物分佈於金屬表層 1–10 μm 的範圍內；在 10–40 μm 深度區間內的污染量低於 2%，而在 40–50 μm 的表層中，放射性核種僅佔 0.1%。因此若除污深度只要達 10 μm 以上，通常即可有效降低表面放射性活度，達成理想的除污效果[3]，因此除污技術能否在不損傷基材的情況下，精準去除位於金屬表面 1–10 μm 的污染層，是評估其效能的核心指標，傳統物理與化學方法雖具一定效果，但在除污深度控制及二次廢棄物產生上仍存在限制，如圖與表所示。相較之下雷射除污具備對選擇性去除污染層的能力，且產生的廢棄物量相對較少，因此成為近年核能除污技術的重要發展方向，以下將介紹其系統設計與作用原理。

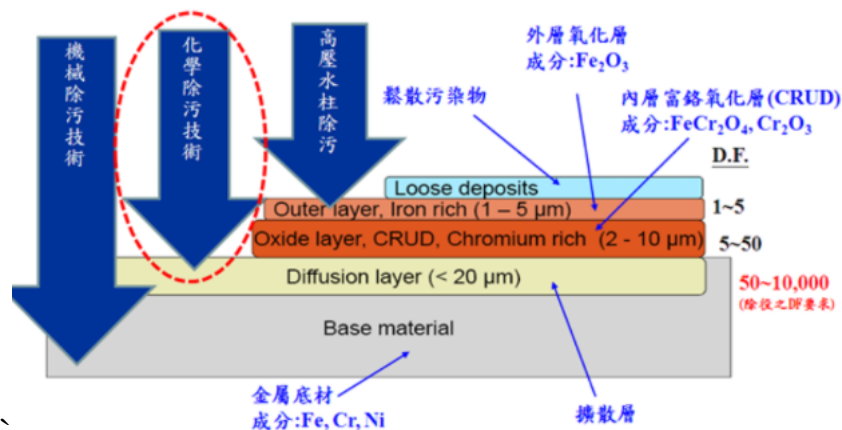


圖 3-3 核電廠表面污染結構深度與除污技術去除深度示意圖[4]

表 3-2 傳統除污方法與雷射除污技術之比較[3]

除污方法	類別	優點	限制	除污深度
高壓水除污	物理	操作簡單，除污速度快	產生大量廢液	1-3 μm (淺層)
研磨/噴砂除污	物理	除污力強，技術成熟	粉塵多，易損壞金屬基材	>10 μm，但不均勻
化學藥液除污	化學	除污效率高，可深入氧化層	產生大量放射性化學廢液	5-10 μm
雷射除污	光學/能量	可彈性調整除污深度，選擇性去除污染層	須根據材料精準調控參數	1-10 μm (可精準控制)

3.1.1 雷射除污系統構成

雷射除污系統的整體構造如圖 3- 4 所示。雷射源所發出的光束首先經由準直透鏡進行光束形狀與發散角度的調整，隨後透過反射鏡導向至振鏡掃描器，為確保雷射能量精準聚焦於試片表面，會藉由調整聚焦透鏡或試片高度，將樣品位置精確對準焦點，透過振鏡系統中反射鏡的擺動，使雷射光束依序掃描試片表面不同區域，實現大面積、可控制的除污處理。

在雷射除污過程中，由於污染層受雷射瞬間高能加熱與汽化，會產生氣溶膠與微粒，為防止這些具備放射性污染的微粒逸散至環境中，試樣須放置於密封腔體內進行處理，根據作業環境，可於系統中配置高效空氣濾網（HEPA）或循環過濾水系統，以有效收集氣溶膠，確保除污過程的安全性與環境防護效能。

在雷射除污系統中，光源的選擇同樣會影響除污效率與實際操作的便利性，目前應用於雷射除污最廣泛的是 Nd：YAG 與光纖雷射，Nd：YAG 雷射能量高且技術成熟，可透過光纖耦合方式傳輸至遠端作業位置，在核電廠除役或高輻射區域中具實際應用性；光纖雷射則因雷射在光纖內產生與傳輸，具有光束穩定，適合遠距或狹窄空間操作等特點，因此兩種類型皆適合於核能除污作業，可依設備配置、污染特性與作業環境條件而有所選擇，不同雷射光源在波長、能量輸出、傳輸方式與除污特性上的差異，整理如下表 3- 3 作為後續雷射光源選擇之參考。

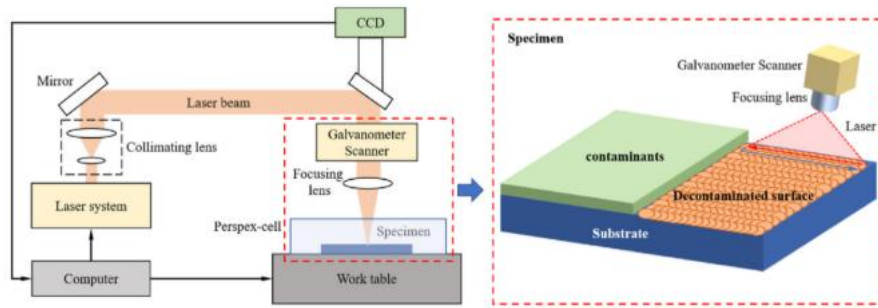


圖 3-4 雷射除污系統與掃描方式示意圖[3]

表 3-3 不同雷射光源於除污應用之特性比較[5]

雷射光源	波長/輸出模式	優勢	限制
Nd : YAG 固態雷射	1064 nm/脈衝	能量密度高，穿透力強， 可應用於高放射表	熱影響區較大，會熔融金屬、產生飛散微粒
光纖雷射	1060~1080 nm /脈衝、連續	光束品質佳、傳輸方便、 系統穩定，最適合大面積 金屬除污	熱影響區大
CO ₂ 雷射	10.6 μm / 連續居多	穿透能力高，適合深層污 染	無法光纖傳輸
準分子雷射	200~300 nm / 脈衝	熱損傷較小，可針對熔點 低的材料表層污染	脈衝能量較低效率低

3.1.2 雷射除污原理

雷射除污效率受到金屬材料成分與表面污染層特性的顯著影響，雷射除污大多使用脈衝雷射，照射過程中金屬表面會形成極大的溫度梯度，且其冷卻與凝固過程極為迅速，使得污染層的去除機理相當複雜，聚焦於材料表面的雷射除污主要涉及三種機制分別為雷射剝蝕效應(Laser ablation)、彈性振動效應(Elastic vibration)、熱膨脹效應(Thermal expansion) [6]，如下圖 3-5 所示。

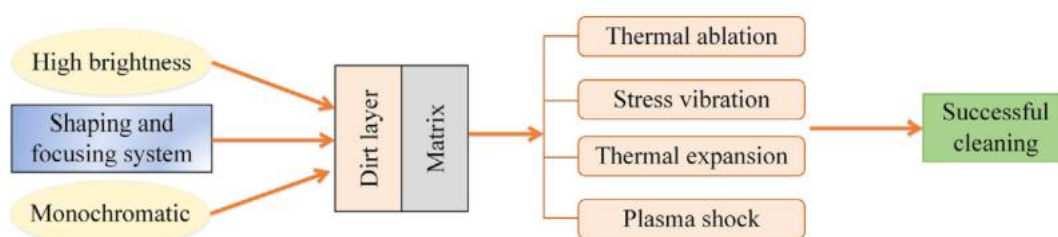


圖 3-5 雷射光與污染層/基材作用機制示意圖[6]

3.1.2.1 雷射剝蝕效應 (Laser ablation effect)

雷射剝蝕機制又可分為蒸發(vaporization)、相爆炸(phase explosion)、空蝕效應(cavitation)，高能脈衝雷射照射材料表面時，材料吸收雷射能量並使其表面溫度迅速上升，超過熔點與沸點，因而產生蒸發作用;在雷射光斑的中心區形成過熱液體在此狀態下液體內部開始出現氣泡成核，當氣泡逐漸成長並融合至達到不穩定臨界尺寸時，會瞬間爆裂並噴射液滴，形成相爆炸現象;相較之下於雷射光斑邊緣區域，雖然溫度低於中心區，但在固

體基材與熔融層界面仍可能產生氣泡，這些氣泡經碰撞與聚合後，在壓力重新平衡時會迅速崩解，其產生的瞬間衝擊可導致污染層或甚至局部基材的剝離，稱為空蝕效應。

3.1.2.2 彈性振動效應 (Elastic Vibration Effect)

彈性振動效應是指當高能量雷射束照射材料表面時，污染層與基材迅速吸收能量，並產生彈性應力波(stress wave)並沿基材與污染層界面傳播，造成微尺度的振動與剪切力，此外若雷射能量高到足以形成電漿(plasma)，膨脹電漿產生的衝擊波也會與材料內的應力波疊加產生共振效應，使污染層產生微裂縫、鬆動、破碎與剝離，最終脫離基材表面。

3.1.2.3 熱膨脹效應 (Thermal expansion effect)

熱膨脹效應係指污染層與金屬基材在雷射加熱後，因熱膨脹係數與熱傳導特性不同而產生界面熱應力，當此熱應力超過污染層與基材之間的附著力時，污染層便會產生裂紋、鼓起或脫離，達到除污效果，在粒徑小於50 μm 污染層，主要依靠凡德瓦力與毛細力進行吸著，可分別依靠式(3.1)與式(3.2)進行估算。

$$F_v = \frac{hr}{8\pi Z^2} + \frac{hr_c^2}{8\pi Z^3} \quad (3.1)$$

$$F_c = 4\pi r \gamma \quad (3.2)$$

對於粒徑大於 50 μm 的污染微粒，其主要附著力為靜電力，由於粒子表面可能帶電荷，粒子與基材之間會產生庫倫吸引力 F_i 此外，當污染微粒與基材材質不同時，兩者因局部能階與功函數（work function）差異所造成的接觸電位差，產生雙電層靜電力 F_d ，較大的污染微粒可由上述兩種靜電力共同固定於基材表面，靜電附著力可表示為式(3.3)與式(3.4)，當雷射除污所造成的熱應力 P_a 式(3.5)大於上述的吸附力總和，污染層即會產生裂解、剝離[7]。

$$F_i = \frac{q^2}{4\pi\epsilon\epsilon_0 r^2} \quad (3.3)$$

$$F_d = \frac{\pi\epsilon r U^2}{Z} \quad (3.4)$$

$$P_a = \frac{mqm}{\tau_p} \left(\frac{\alpha_s A_s}{\rho_s C_s} + k \frac{\alpha_p A_p}{\rho_p C_p} \right) \quad (3.5)$$

表 3-4 雷射除污作用力與污染層剝離條件之符號與定義表

公式分類	符號	含義
(3.1)凡德瓦力 F_v	h	Lifshitz–van der Waals 常數
	r	污染粒子半徑
	r_c	粒子與基材接觸半徑
	Z	粒子與基材之間最小距離

(3.2)毛細力 F_c	γ	表面張力
(3.3)庫倫力 F_i	q	粒子電荷量
	ε	真空介電常數
	ε_r	相對介電常數
	l	電荷中心距離
(3.4)雙層靜電力 F_d	U	接觸電位差
(3.5)雷射誘發熱膨脹應力 P_a	m	污染微粒的質量
	q_m	最大功率密度
	τ_p	脈衝寬度
	α_s/α_p	基材/污染層熱膨脹係數
	A_s/A_p	基材/污染層吸收係數
	ρ_s/ρ_p	基材/污染層密度
	C_s/C_p	基材/污染層比熱容
	k	熱傳遞修正係數
污染層剝離條件	$P_a > F_v + F_c + F_i + F_d$	

3.1.3 雷射除污重要參數與評估方法

除了雷射光源本身的固有性質外，各項雷射參數對最終除污表現具有顯著作用。文獻普遍顯示，在未固定雷射對試片的總能量前提下，除污效果

並不存在「某一參數越大越好」的明確趨勢。實務操作往往必須回到材料本身的熔點、熱性質、污染物附著深度等條件，透過綜合考量進行參數最佳化，以求在有效清除污染的同時兼顧材料完整性。多數參數往往與「雷射所輸出的總能量」密切相關，因此如果在固定總能量的限制下，必然會需要同時調整兩項以上的變數。在文獻中，脈衝能量、重複頻率、脈衝持續時間與掃描速度等是實驗最常被調整的關鍵參數；波長與光斑尺寸，通常受限於光源種類與光學系統設計不易自由更動；而雷射加工環境多以大氣條件為主，水下或特定氣氛中的操作受制於裝置配置與實驗條件，調整空間相對有限。

在具備放射性污染物的除污評估方法中，多數論文以除污因子 DF (式 3.6) 即除污前後放射活度之比值和除污效率 η (式 3.7) 作為核心指標，用以比較不同雷射參數所帶來的處理成效。透過這兩項量化指標，研究者得以更清楚地判定各種參數組合在實際除污過程中的優劣與適用性。

$$DF = \frac{A_{\text{before}}}{A_{\text{after}}} \quad (3.6)$$

$$\eta = \left(1 - \frac{1}{DF}\right) \times 100\% \quad (3.7)$$

表 3-5 雷射除污關鍵參數

參數分類	名稱	定義	影響	
雷射光源	波長 Wavelengths	雷射源波長	決定材料吸收雷射能量的效率與穿透深度	
	峰值功率/雷射功率 Peak power/Laser power	單發脈衝的最大功率/ 雷射平均功率	高功率，除污深度越深，熱影響越大	
	脈衝頻率 Pulse frequency	每秒脈衝數	在相同條件下，高頻率，可提高除污效率，但熱損傷大	
	脈衝時寬 Pulse width	每一發脈衝的持續時間	短時寬，能減少熱損傷的範圍，適合精確範圍的除污，	
	光斑尺寸 Spot size	雷射的聚焦大小	光斑越大，除污的面積越廣，深度淺	
設備移動	掃描速度 Scan rate	雷射相對移動速度	掃描速度越慢，能量累積的量越大，除污深度越深	
	掃描次數 Scan repetition	雷射光在同一區域的重複次數	掃描次數增加，可提升去除深度與均勻度，但易造成底材損傷	
雷射作用環境	氣體/介質 Environment	影響雷射與材料間相互作用的外部條件	水下/ 薄膜	有效收集雷射氣溶膠
			不同 大氣 氣體	氣體產生的電漿密度越高，除污效率越高

3.2 不同環境之雷射除污技術與雷射系統設計

不同環境下的雷射除污目的都是移除污染層，但文獻顯示空氣、水下與真空環境會改變雷射的能量傳輸方式與污染層去除機制，因此各環境在

除污效率、材料損傷與廢棄物型態上呈現明顯差異，為達到穩定除污效果，雷射能量密度、光斑重疊率、脈衝寬度與掃描方式等參數如下圖所示亦需要依雷射環境條件調整，並透過除污因子作為除污效果的綜合指標。本節將節錄不同環境中雷射除污之關鍵參數，並比較其優勢與限制，作為後續系統設計之依據。

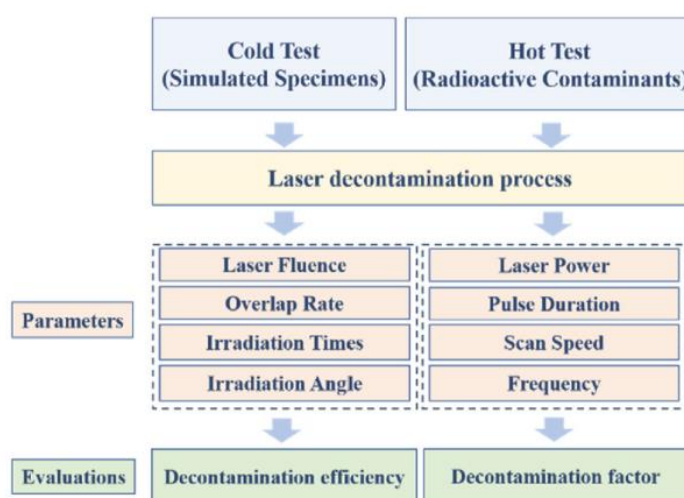


圖 3-6 雷射除污技術之關鍵參數與執行流程[3]

3.2.1 氣態環境下雷射除污技術

3.2.1.1 俄羅斯科學院於不同氣體下的雷射除污

氣態雷射除污技術可以在不同的氣態環境下進行，例如空氣、真空或惰性氣體環境，不同的氣態環境也可能會對除污效率與機制產生影響。在 2024 年俄羅斯科學院的普羅霍羅夫一般物理研究所與 RUDN 大學、俄羅斯國立核能研究大學 MEPhI、俄羅斯國立科技大學 MISIS 先前合作的研究中，分別針對了奈秒雷射及飛秒雷射(其使用之參數如

表 3-6 所示), 在不同氣態環境中的除污效率進行比較, 包括空氣環境、0.1 bar 真空環境及大氣壓力下的氫氣環境。

表 3-6 俄羅斯科學院雷射參數表[8]

參數	奈秒雷射 τ_p 8 (ns)	飛秒雷射 (Theta-10) τ_p 270 (fs)
中心波長(nm)	1064	1033
脈衝能量(mJ)	12	0.34
重複頻率(Hz)	100	10000
光斑直徑(μm)	800	150
聚焦鏡(f-theta, mm)	100	100

雷射除污實驗裝置如下圖所示, 樣品為 $0.2 \pm 0.05 \mu\text{m}$ 二氧化鈾(CeO_2) 覆蓋在不鏽鋼基板(AISI 304)上形成的薄膜樣品, 樣品被置於安裝在直線移動平台圖 3-7 (7) 上的樣品密封腔體系統 MO-1 模組中(6)內。

研究結果顯示由於飛秒雷射的單脈衝能量比奈秒雷射的來得低, 單次脈衝有效處理的面積較小, 造成在氣態環境中飛秒雷射除污效率較差。相較之下, 奈秒雷射的除污的效率增加, 且著雷射重疊程度增加雷射除污的除污效率, 如圖 3-8 該研究中, 以點間距 $S = d/2$ 的重疊面積, 進行五次掃描, 結果顯示在空氣環境中, 由於離子刷(plasma brush)的機制, 產生了較密集的電漿, 在此模式下 92.1% 的污染能被去除, 對比在真空環境中, 由於少了離子刷的貢獻, 除污的效率下降, 只有 81.8%, 在氫氣環境下, 由於

氬氣的游離能為 15.8 eV，相較於氧氣游離能 12.1 eV 和氮氣游離能 14.5 eV 來得高，導致電漿的效應被減弱，其除污效率降低至 72.9%。

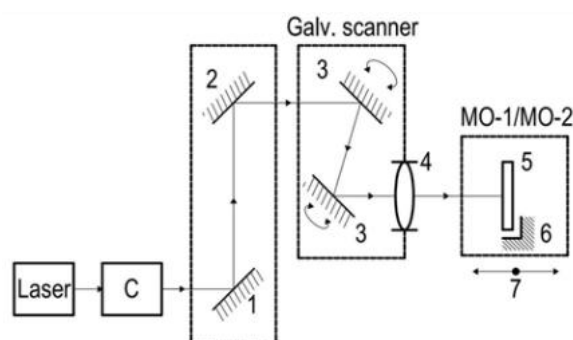


圖 3-7 俄羅斯科學院實驗配置[8]

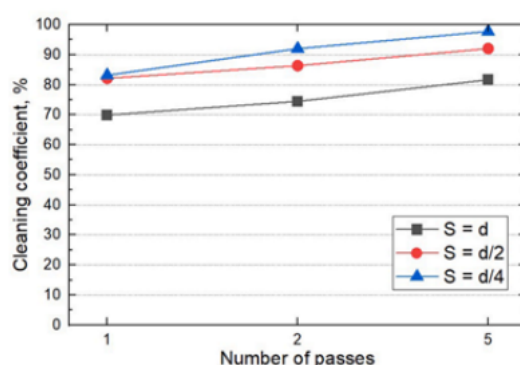


圖 3-8 奈秒雷射在空氣中改變掃描次數與重疊係數的除污效率結果[8]

3.2.1.2 德國德勒斯登工業大學核電廠常見金屬表面之雷射除污研究

德國德勒斯登工業大學的研究團隊 Anne-Maria Reinecke 等人在 2023 年發表的文獻當中，針對在核電廠常見的金屬表面進行研究，如：不鏽鋼、光亮與鏽蝕的低碳鋼、鍍鋅鋼板，以及塗漆鋼板，並採用了 Co-60 與 Cs-137 作為核電廠組件中最常見的核種，Sr-85 作為最具危害性的裂變產物 Sr-90 的代表，並以 Am-241 作為釋放 α 輻射的次鈾系元素代表。

其實驗中使用 Clean-Lasersysteme GmbH 公司的 CL150 型雷射，搭配 OSH50 型工作頭，樣品固定於一個有石英玻璃窗的樣品盒中，雷射頭至樣品表面焦點的距離保持在 136.4 mm，並在更換樣品時可能有 ± 0.2 mm 的偏差，剝除後的核種會經由真空抽氣系統排出，並被過濾系統收集，該系統包括：

1. 預濾器 (Pall HDCII)：可攔截 >600 nm 顆粒，效率 99.98%；
2. 主濾器 (FST GmbH EFST XXN)：對 >10 nm 顆粒的攔截效率 $>99.9995\%$ 。

兩濾器皆為直徑 40 mm，由真空幫浦驅動的氣流以 80 L/min 的初始速度經樣品表面流動，實驗裝置和使用之雷射及製程參數如下圖 3-9 和下表 3-7 所示。

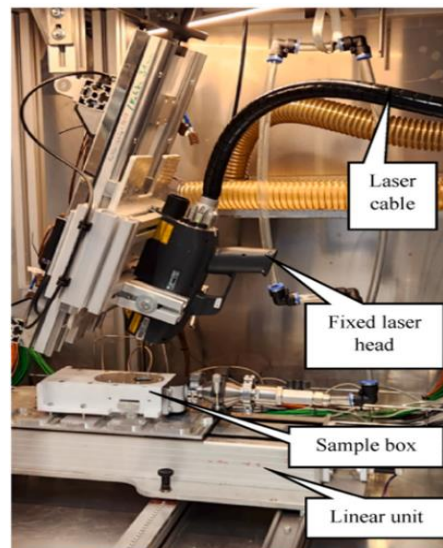


圖 3-9 德國德勒斯登工業大學之雷射實驗裝置[9]

表 3-7 德國德勒斯登工業大學雷射製程參數[9]

Working parameters		
Average power on surface	P_m	91 W
Peak pulse power at 12 kHz	P_{max}	110 kW
Pulse repetition frequency	f_p	12 kHz
Scan frequency	f_s	50 Hz
Scan width	d_s	32 mm
Feed rate	v_v	10 mms^{-1}

此實驗中使用了不鏽鋼 1.4301、低碳鋼 1.0330、氧化層厚約 $40 \mu\text{m}$ 的低碳鋼 1.0330、鋅層厚約 $20 \mu\text{m}$ 的鍍鋅低碳鋼、塗有三層除污塗層 (Geholit + Wiemer) 總厚度約 $240 \mu\text{m}$ 的低碳鋼作為材料並根據下方樣品製備方式形成具備放射性的樣品

1. 採用直徑 24 mm 的金屬圓盤作為樣品。
2. 放射性核種溶液為 0.01 M HCl 溶液，活度約 $1 \times 10^4 \text{ Bq/mL}$ ，使用移液器在樣品表面均勻滴上 10 滴 (每滴 $10 \mu\text{L}$)，為了使放射性溶液更均勻地分布，於每個滴點再加入 $3-5 \mu\text{L}$ 乙醇增加潤濕性。
3. 樣品最後於空氣中乾燥 24 小時所有實驗的雷射與製程參數皆保持一致，在雷射照射前後分別量測樣品放射活度，來獲得除污率

(Degree of Decontamination)，計算方式如下式(3.6)

$$D_D = 100 - \left(\frac{A_a}{A_b} \times 100 \right) \quad (3.6)$$

除污效率以除污前活度 A_b 與除污後活度 A_a 表示，並透過多次重複實驗獲得結果，其測試不確定度為 $\pm 4\%$ (1σ) 在單次處理條件下 (雷射頭上下各掃描一次，共兩次掃描)，各材質樣品的除污效率如下：

- 低碳鋼（塗覆三層除污塗層）：約 100%
- 氧化層低碳鋼：約 96%
- 鍍鋅低碳鋼：約 96%
- 不鏽鋼：約 92%
- 未塗層低碳鋼：約 88%

若以污染核種比較除污率，結果如下：

- Cs-137：99%
- Sr-85 與 Am-241：約 95%
- Co-60：約 90%

研究顯示增加雷射掃描次數可進一步提升除污效率；而在化學條件方面，pH 0.5 的 HCl 溶液會降低除污效果，將溶液 pH 調高至 3.5 則可有效提升除污效率。

3.2.1.3 印度的 Bhabha 原子能研究中心 (Bhabha Atomic Research Centre)

印度的 Bhabha 原子能研究中心(Bhabha Atomic Research Centre)在 2012 年發表了一項研究，探討在氣態環境下對原型快中子增殖反應爐 (Prototype Fast breeder reactor, PFBR)的燃料棒進行雷射除污的效果，其雷射參數如下表 3- 8，原型快中子增殖反應爐使用鈾-鈾混合氧化物 (uranium-plutonium mixed oxide, MOX) 燃料，冷加工 20% 的 D9 不鏽鋼合金 (alloy

D9 stainless steel) 作為包覆管，其公稱直徑 6.60 mm、壁厚為 0.45 mm，並使用液態鈉冷卻劑。

表 3-8 印度的 Bhabha 原子能研究中心 Q-switched Nd-YAG laser 參數 [10]

波長	最大脈衝能量	脈衝持續時間	光束模式	光束截面積
1.06 μm	1.6 J	6 ns	Multimode	約 1 cm^2

實驗針對 PFBR 的燃料棒進行除污，PFBR 燃料棒的製作是由燃料顆粒、包覆層顆粒、彈簧支撐，以及膨脹彈簧依照設計排列裝填，如圖 3-10 所示。其中 MOX 燃料顆粒，則是透過傳統粉末冶金的粉末-顆粒製程來製備，原料為 UO_2 和 PuO_2 粉末。在配比上，燃料設計為：內層區域含 21% PuO_2 、外層區域含 28% PuO_2 並與深度耗竭的 UO_2 形成固溶體。

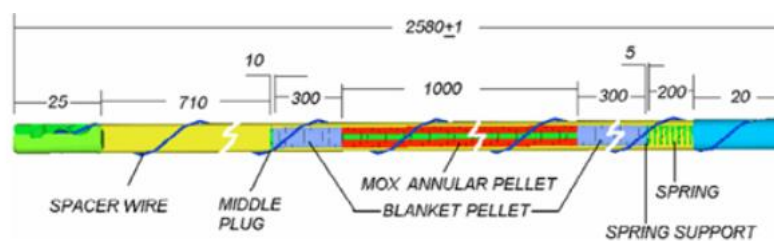


圖 3-10 典型的 PFBR 燃料棒示意圖（尺寸單位為毫米）[10]

根據實驗結果雷射除污能顯著降低燃料棒表面活性，有效去除鬆散附著的污染物，下圖 3-11 比較了 100 根燃料棒在雷射除污前後的單位面積放射活度(Bq/cm^2)，其除污因子(初始活度與最終活度之比)最高可達 10^4 。實驗結果觀察到，此過程不會對包覆管的表面形貌與機械性質產生太大的

影響，而這種乾式且非接觸式的處理方法也能減少固態廢棄物的產生及人員輻射曝路的風險。

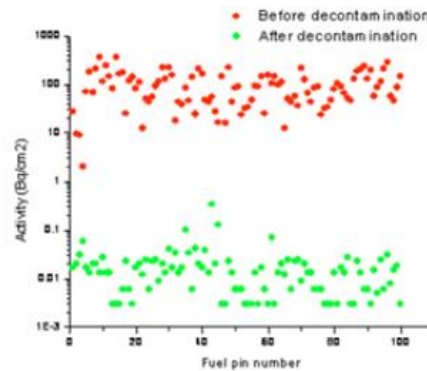


圖 3- 11 燃料棒在雷射除污前後的單位面積放射活度 (Bq/cm²) [10]

3.2.1.4 大氣雷射除污的潛在風險

雖然雷射剝蝕技術在放射性廢棄物清潔與除污領域被視為具高潛力的處理方式，能有效降低廢棄物體積並減少最終處置場的負荷，但相關研究也指出此技術仍存在一定的限制，多項實驗證據顯示樣品在經過雷射剝蝕後，表面仍可能殘留放射性污染物，其主要原因為污染物於剝蝕過程中重新嵌入材料表層，即所謂的嵌入效應 (Embedding Effect)。

Costa 等人的研究發現，當雷射能量密度過高時，除污效率不升反降，其機制可歸因於高能量照射使材料局部熔融，產生劇烈的溫度梯度，導致熔融層內部的密度不均與熱對流形成。同時，表面張力隨溫度變化而產生差異，引發馬倫哥尼效應 (Marangoni effect)，進一步強化對流使原本位於表面的污染物被帶入材料內層，形成殘留。Wagner Stipp 等人於 2023 年

對此嵌入現象進行進一步探討，選用 ASTM A36 結構鋼作為試驗材料，原因在於該材質於雷射剝蝕後會形成明顯的重鑄層（recast zone）邊界，有利於觀察與量測熔融層厚度及污染嵌入深度，研究採用 Q-switched Nd：YAG 雷射（Quantel Ultra 100）進行剝蝕實驗，其主要參數與實驗設置如下圖 3-12 與表 3-9 所示。

表 3-9 Wagner Stipp 雷射參數[11]

脈衝寬度	重複頻率	波長	樣品表面光束直徑	照射能量密度 (fluence)	脈衝重疊
7 ns	20 Hz	1064 nm	590 μm	10, 7.5, 5, 2.5 and 1 J / cm^2	50%

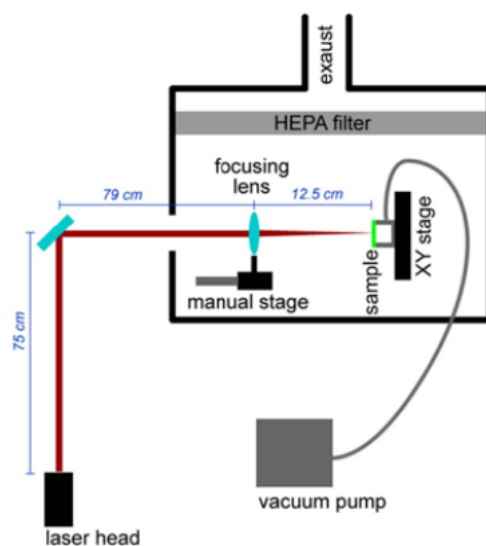


圖 3-12 Wagner Stipp 實驗配置[11]

經雷射照射完成後，將樣品沿照射路徑的橫向方向切割，切割後的一半樣品被嵌入電木(Bakelite)中，再經拋光及蝕刻，以顯示晶粒結構如圖 3-

13，研究結果顯示，在照射能量密度只有 1 J/cm^2 得情況下，就會有重鑄層的出現，根據所施加的照射能量密度範圍繪製重鑄層厚度圖 3-14，可觀察到近似線性的關係，其擬合結果為：斜率 $0.85 \mu\text{m}/(\text{J/cm}^2)$ 、截距 (intercept) $6.64 \mu\text{m}$ ，擬合程度 (reduced χ^2) 為 0.93

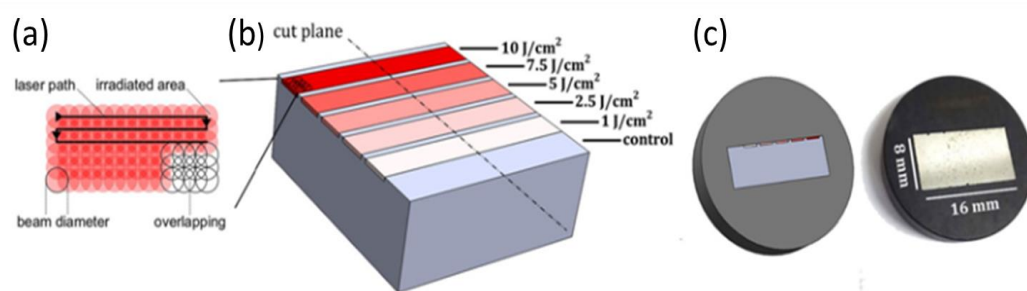


圖 3-13 (a) 雷射照射方法 (b) 在不同區域分別施加的能量密度 (c) 後續切割位置[11]

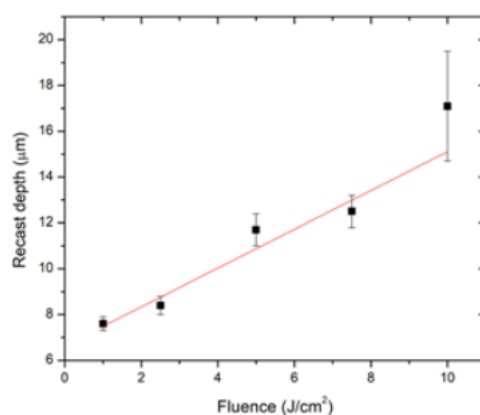


圖 3-14 施加的照射能量密度範圍與重鑄層厚度關係圖[11]

在研究中為驗證雷射剝蝕是否會造成污染物確實向材料內部嵌入，選用兩種樣品進行比較：一為表面鍍覆 400 nm 金膜的樣品，另一為實際含放射性污染的樣品。兩者皆施以雷射除污處理，並以 LA-ICP-MS 由表面向內逐層分析（深度間隔 $3 \mu\text{m}$ ，每點 300 發雷射脈衝），其結果呈現在圖

3-15 中，分析結果顯示無論是金膜樣品或放射性樣品，在不同照射能量密度下皆觀察到污染物進入材料內部的情形，證實雷射除污過程可能伴隨嵌入效應，而非單純表面去除，此現象提醒雷射參數（特別是能量密度）若控制不當，污染物可能被熔融層捲入並殘留於基材深層，影響後續處置與釋放標準評估。

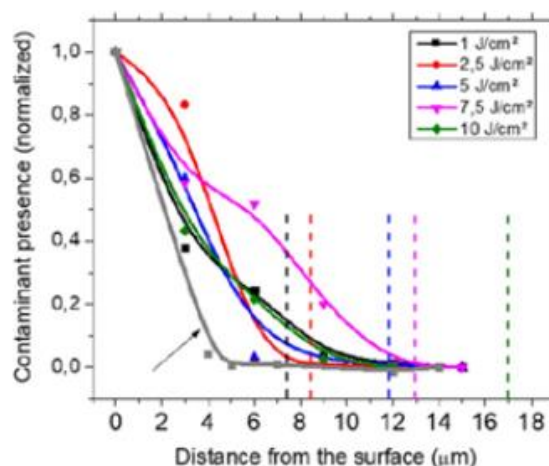


圖 3-15 不同雷射能量密度下污染元素在材料深度方向的分布變化[11]

3.2.2 液態環境下雷射除污技術

雷射於液態介質的清潔技術被認為特別具有前景液態介質能夠改善氧化層的去污過程，減少材料表面熱損傷，並提高雷射除污均勻性，使其在工業應用上更具潛力。在液態環境中進行雷射清潔，能避免在氣態環境中除污時所需的複雜且大型的氣溶膠過濾設備，被去除的污染物會被液態層捕捉並牢牢固定，此外已有研究利用可聚合組成物吸附表面污染物，以實

現表面放射性除污，類材料在固化並從表面剝離後，能夠牢固保留被移除的污染粒子，從而方便後續廢棄物處理作業。

3.2.2.1 液態環境下的雷射噴頭設計

為了防止雷射光在碰觸到液體後發生大量折射或強度降低，印度先進技術中心(Raja Ramanna Centre For Advanced Technology, RRCAT) 設計了一種密封防漏水的聚焦光學噴嘴，如下圖 3-16 所示焦距為 125 mm，透鏡長度為 180 mm，外徑 36 mm，並可承受 4-15 bar 的壓力測，為噴口直徑 2 mm，用於聚焦雷射光束，使聚焦光斑直徑達到 1.25 mm，對於水下作業噴嘴中的同軸氣流會排除噴嘴下方的水，形成局部乾燥腔(LDC)，如此以來便可忽略液態環境中對雷射造成的能量衰減與散射，同時得到液態環境的優良散熱。

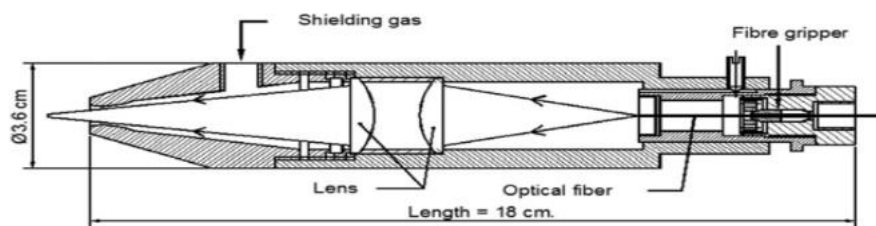


圖 3-16 應用於大型不鏽鋼材之水下雷射切割噴嘴裝置圖[12]

3.2.2.2 不同液態介質下雷射除污實驗

Maxim et al.於 2025 年的研究，針對含有"模擬非放射性污染物（氧化鈾 CeO_2 ）"的 AISI 321 不鏽鋼進行雷射除污實驗，實驗在不同液體層下進

行，包括水、丙酮、異丙醇，以及以聚乙烯醇 (PVA) 為基礎的除污溶液，所使用的雷射為實驗室型 Nd：YAG 雷射，雷射參數如表 3- 10 所示。

其實驗裝置如圖 3- 17 所示，雷射光由 Nd：YAG 雷射器(1)發出，通過焦距為 100 mm 的聚焦透鏡(2)耦合進入光纖(3)，光纖直徑為 600 μm ，雷射光經由光纖傳輸後，利用透鏡(4)進行準直，隨後導入檢流計掃描器(5,6)。掃描器將雷射束導向樣品表面(9)。樣品被置於玻璃比色皿(7)中，該比色皿內加入 8 mL 欲測試的液體(8)，為避免短脈衝雷射光在液體中發生色散與空間展寬，液體層的厚度被控制在約 3 mm。

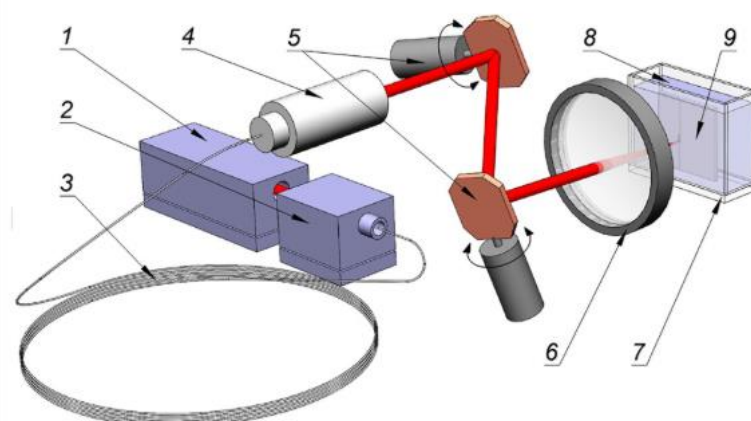


圖 3- 17 光學元件配置 (1) Nd：YAG 雷射 (2) 聚焦系統 (3) 光纖 (4) 準直器 (5) 檢流計反射鏡 (6) 平場聚焦透鏡 (7) 液體吸收池 (8) 液體 (9) 試片 [13]

表 3- 10 Maxim et al. 雷射參數 [13]

光斑直徑(mm)	脈衝時寬(ns)	重複頻率(Hz)	脈衝能量(mJ)
0,8	8	100	11.9

模擬樣品採用 AISI 321 鉻鎳不鏽鋼製成，尺寸為 30×30 mm、厚度 2 mm，樣品的製備依照既有方法分為四個步驟進行：

1. 表面預處理：以陽極電化學方式在 5% 鹽酸溶液中蝕刻，每平方分米電流密度為 20–25 A。
2. 污染模擬：將樣品浸泡於濃度 0.5 mol/L 的硝酸鈾(III)水溶液中。
3. 熱處理：在空氣氣氛中於 750 °C 進行退火。
4. 清洗與乾燥：以超音波清洗後自然乾燥。

根據分析結果圖 3-18 可知，雷射除污在第一次掃描後便能去除相當比例的污染物，除了直接汽化與剝離外，氣泡坍塌 (cavitation collapse) 所產生的爆炸現象也是有助於去除污染物的重要機制，與所使用液體的黏度有關，實驗結果顯示異丙醇在各種重疊掃描模式下皆表現出最低的殘留污染量，明顯優於丙酮與水。

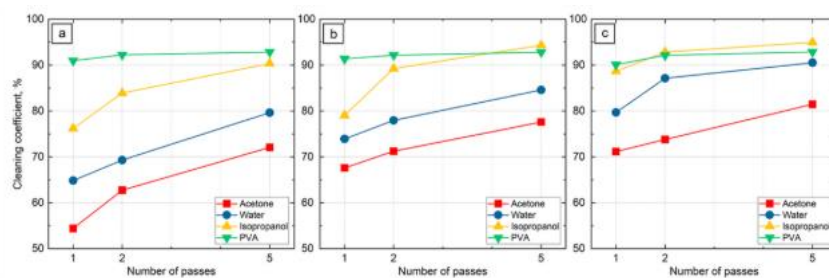


圖 3-18 清潔效率與液體黏性的相依性、掃描次數與重疊率 (a) $S = d$ (b) $S = d/2$ (c) $S = d/4$ [13]

至於使用聚乙烯醇 (PVA,黏度約 21 mPa·s)時，僅在第一次掃描後就能達到高清潔係數，PVA 膜能有效固定被移除的污染物，並在清潔區域與未清潔區域之間形成明顯界線，當表面重複除污時，潔淨度雖有些許改善，但幅度並不明顯這是因為在高黏度的 PVA 介質中，雷射束與先前汽化的顆粒會發生重疊，使清潔效率不再顯著提升。因此，重疊率增加並不一定能改善清潔效果。

放射性污染樣品的除污實驗同樣在實驗平台上進行。研究所使用的樣品為一塊實際受放射性污染的 AISI 321 不鏽鋼托盤，該托盤曾被使用長達 12 年，主要用於盛裝含有鈾與鈾鹽的水溶液，實驗使用 MKS-AT1117 型劑量率與放射性計（配備 DPA-01 偵測單元）測量 α 粒子通量密度；同時以 DKS-96 劑量率與放射性計（配備 BDZB-96 偵測單元）測量 β 粒子通量密度。

初始污染值如下：

- α 輻射：600 計數／(分鐘·平方公分)
- β 輻射：2300 計數／(分鐘·平方公分)

此外進行六次背景輻射測量，平均 β 背景值為 17 計數／(分鐘·平方公分)。由於在模擬污染實驗中，使用 PVA 所達成的除污效果最佳，因此在處理放射性污染樣品時同樣選用 PVA 作為液態介質。在 PVA 水溶液中進行雷射清潔的實驗結果如下表所示。在相鄰雷射光斑重疊一半 ($S = d/2$) 或四

分之一 ($S=d/4$) 的掃描模式下， α 與 β 粒子通量密度的測量結果均已下降至接近背景值。

表 3- 11 PVA 介質中放射性污染物之雷射除污結果[13]

重疊模式	掃描次數	α 計數/ (min·cm ²)		β 計數/ (min·cm ²)	
		Before	After	Before	After
S = d	1	25	2	65	Background level
	3	17	2	6	
	5	19	<1	66	
S = d/2	1	18	<1	65	
	3	20	<1	45	
	5	24	<1	70	
S = d/4	1	9	<1	70	
	3	11	<1	28	
	5	11	<1	32	

3.2.2.3 新加坡義安理工學院 水下與氣態雷射除污實驗

新加坡義安理工學院 (Ngee AnnPolytechnic, NP) 使用表面塗佈原油的拋光鋼基板，浸於水中進行雷射除污效率實驗，其實驗裝置如下圖 3- 19。

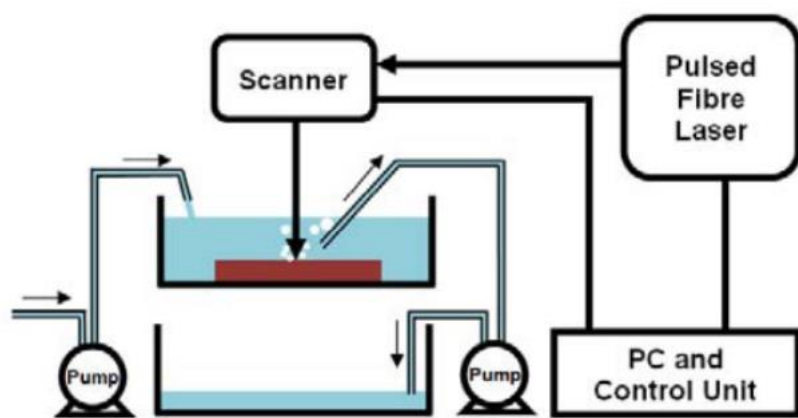


圖 3- 19 實驗配置簡圖[14]

使用的雷射為一台功率 500 W 的高功率脈衝光纖雷射 (IPG Photonics)，其中心波長為 1064 nm，脈衝寬度為 400 ns，用於對樣品進行處理，雷射脈衝的重複頻率可在 2 至 50 kHz 之間調整。雷射脈衝能量可以透過輸出功率與脈衝重複頻率來調整。在 16 kHz 時，其最大脈衝能量為 31 mJ，雷射光束以高速掃描器 (IDI Laser) 進行調整，掃描速度最高可達 15000 mm/s，聚焦後的雷射光斑直徑約為 0.4 mm，為了測量雷射功率，使用了一個高功率風冷式熱感測器 (Ophir, FL500A)。

實驗結果指出水深會影響去除油膜所需的除污時間，隨著水深增加，除污時間幾乎呈線性增加，在雷射照射過程中，水對雷射光的吸收很低，但原油會被加熱，並迅速導致雷射光斑附近的水沸騰，形成氣泡。隨著雷射脈衝反覆作用，油膜會被破壞並從基材上剝離，形成漂浮的油屑。這些氣泡與油屑會削弱雷射光在與原油膜相互作用時的強度，與水中進行除污不同，在空氣中進行雷射清潔時，油膜的去除是由於氧氣的存在而引發燃燒反應，如下圖 3-20 所示，在掃描速度 10 m/s 下，即使使用較低的雷射功率，也能將油去除。然而在水中進行雷射清潔時，並不涉及燃燒過程。

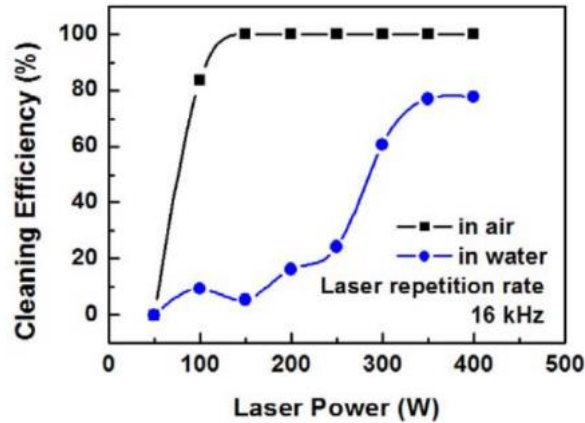


圖 3- 20 不同環境下雷射除污效率與功率之關係 (a) 空氣中 (b) 水中[14]

水中油膜的去除是一個更為複雜的過程，可能包含加熱、沸騰及油的分解。雷射誘發的空蝕氣泡也可能有助於除污過程，由於周圍存在水，剝離的油無法迅速離開加工區域，這些碎屑可能會重新沉積在已除污完畢的區域上，當除污區域僅佔整體油膜區域的一小部分時，邊緣效應會導致油從未除污區域飛濺到已除污區域，使得中央區域維持乾淨，而整體除污效率較低，若處理範圍覆蓋整個油膜區域，則可消除此類碎屑與飛濺效應，與空氣中清潔相比，水中雷射處理對基材的破壞較小，如下圖 3- 21 所示。

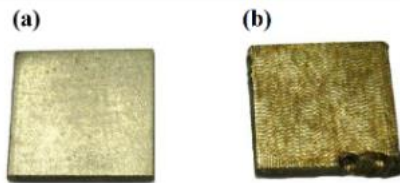


圖 3- 21 450 W 之雷射清潔情形 (a) 在水中(深度 5 cm) (b) 在空氣中[14]

3.2.2.4 新加坡國立大學空氣環境與水下的雷射蝕刻實驗

新加坡國立大學 (National University of Singapore, NUS) 的研究團隊於 2000 年針對矽基板進行空氣環境與水下的雷射蝕刻實驗，其實驗裝置如下圖 3-22。實驗使用 KrF 準分子雷射 (Lambda Physik LPX 100)，波長為 248 nm，脈衝持續時間約為 23 ns。雷射光束通過光閘後，經由反射鏡反射，然後由石英透鏡聚焦至矽表面。樣品放置於空氣中或浸沒於水中，且其表面與入射雷射光束垂直。

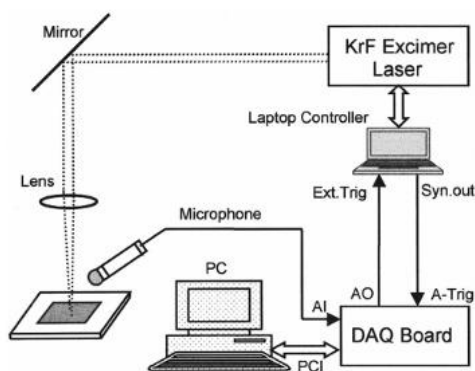


圖 3-22 實驗配置[15]

實驗結果顯示，無論在空氣或水中，蝕刻深度都隨脈衝數線性增加因此，蝕刻速率可由蝕刻深度除以照射的脈衝數來計算圖 3-23(a)。圖 3-23(b) 顯示了矽在空氣與水中之蝕刻速率隨雷射能量密度變化的情形。在 2.0 至 5.0 J/cm² 的能量密度範圍內，矽在空氣中的蝕刻深度從 0.4 μm 增加至 50

μm ，而在水中的蝕刻深度則從 $2.5 \mu\text{m}$ 增加至 $76 \mu\text{m}$ 。結果顯示在此能量範圍內，水層能顯著提高矽的剝蝕速率。

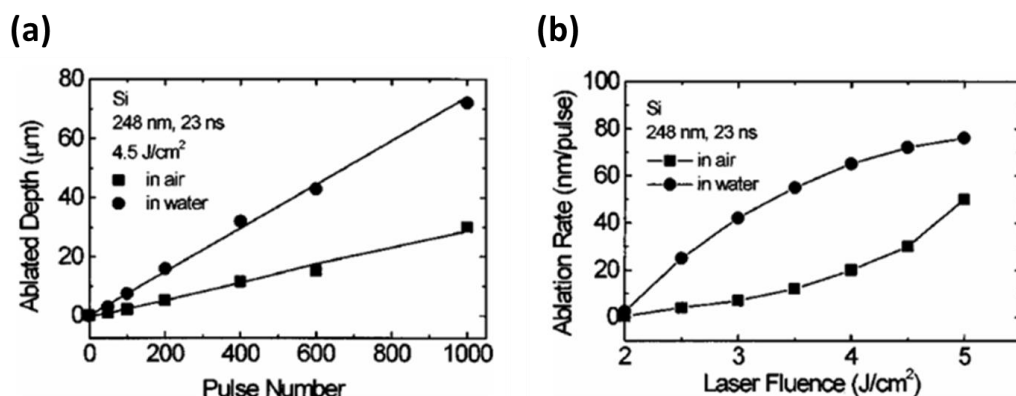


圖 3-23 (a) 剝蝕深度與脈衝數之關係 (b) 剝蝕率與雷射通量之關係[15]

當雷射能量密度高於 $5.0 \text{ J}/\text{cm}^2$ 時，矽基板在空氣中仍可維持快速剝蝕，然而在水中，經數百次脈衝後基板會因水錘效應（water hammer effect）破裂，水錘效應所產生的液體射流壓力可達數百 MPa，衝擊基材並使背面產生損傷，隨著脈衝累積，裂縫逐漸擴展而導致破裂，且能量密度越高，所需脈衝次數越少，若雷射光斑呈長方形，裂縫多沿光斑長軸方向延伸，在 $4.5 \text{ J}/\text{cm}^2$ 、1000 次脈衝後的剝蝕結果如圖 3-24，水中蝕刻的孔洞邊緣非常光滑，而空氣中蝕刻的孔洞邊緣則出現約 $3.6 \mu\text{m}$ 高的突起；其次水中孔洞的直徑遠大於空氣中的孔洞，且水中孔洞的深度是空氣中孔洞的數倍。

當矽在空氣中以 2.0 至 $5.0 \text{ J}/\text{cm}^2$ 能量密度接受雷射照射時，雷射能量被吸收於一薄層中並產生電漿。若矽目標表面覆蓋一層水，在雷射脈衝的逆制動輻射（inverse bremsstrahlung）作用下，聚焦點處的矽會部分汽化

與電離，隨後在脈衝持續時間內形成高溫、高強度、高壓的電漿，電漿一旦生成，會以超音速絕熱膨脹，在前方產生衝擊波。

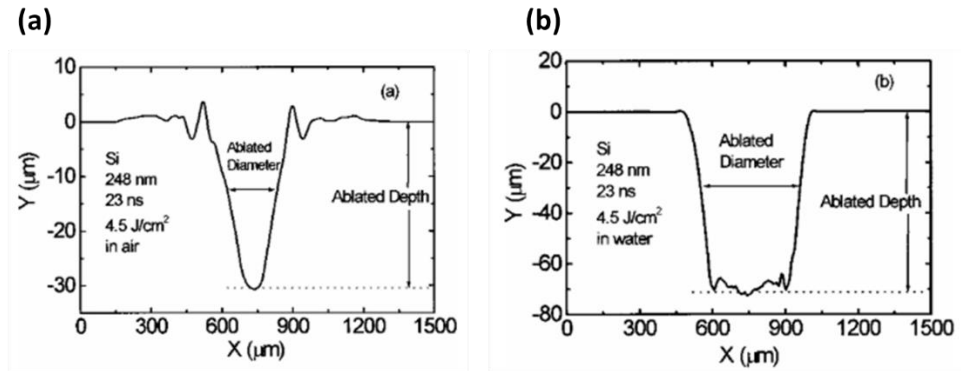


圖 3- 24 1000 次脈衝後雷射剝蝕區形貌 (a) 空氣中 (b) 水中[15]

3.3. 國際實際案例與發展現況

3.3.1. 美國 Adapt Laser—橡樹嶺 K-25 核電廠除役

3.3.1.1. 便攜式 *cleanDECONT CL1000* 雷射剝蝕系統

Adapt Laser 與 CleanLASER 等合作夥伴攜手開發了新型的雷射系統，其中便攜式 *cleanDECONT CL1000* 雷射剝蝕 (Laser ablation) 系統採用 Nd:YAG 高功率雷射光源，操作過程中，雷射光源將放置於放射控制區域外的潔淨位置以得到保護，而手持式或機械化安裝的雷射光學系統能夠將高聚焦之脈衝雷射光束移動到目標表面，此外，末端執行器 (end effector) 和光纖臍帶電纜 (fiber optic umbilical) 距離最遠可達 100 公尺，並經過包裹以保持清潔，避免污染。

此雷射光源可使有機塗層、鐵鏽、氧化物以及碳氫化合物蒸發，這些物質通常含有固定且無法被塗抹掉的放射性污染物。蒸發後的殘留物會在剝蝕後立即被高強度的點源真空系統 (point-source vacuum system) 收集，該系統可有效捕獲製程殘留物。這些殘留物將通過多層過濾以去除微粒和蒸氣，從而防止有害的污染物進入大氣環境中，並最大程度的減少放射性污染物之清潔工作。

3.3.1.2. 受污染之自卸卡車車廂 (碳鋼)

在美國田納西州橡樹嶺，雷射除污技術被證實能有效減少除污所需時間、降低作業人員輻射劑量及減少放射性廢棄物。

這項測試由 Adapt Laser 與客戶 Philotechnics Ltd. 共同進行，Adapt Laser 公司負責提供雷射設備和現場技術支援，在測試前，Adapt Laser 也提供了培訓，以確保雷射器的安全正確使用。Philotechnics 公司專門處理與運輸放射性廢棄物，提供的服務包含：放射性及混合廢棄物管理、除污與除役服務、放射防護專業人員支援、安全計畫擬定，以及放射學資格培訓，而本案例中使用了 Adapt Laser 所提供的 1000 W CL1000 雷射系統，在基材表面上進行小面積（約 15 平方呎）與大面積（約 138 平方英尺）之均勻掃描除污。若初次處理未達 100%，則進行多次掃描直至表面污染物之活性無法被檢測或接近負門檻。而為了更了解雷射除污處理放射性污染表面的有效性

和安全性，團隊在多種含有固定污染物的材料上測試了雷射除污之效果，這些材料的表面輻射包含了 Alpha(α) 和 Beta(β) 污染物。

該測試首先進行了對碳鋼材質的除污，這些碳鋼來自於用於運輸橡樹嶺 K-25 除役工程中產生的受污染材料的大型自卸卡車車斗。在此案例中，污染物主要為鈾-238 (U-238) 等多種同位素，從測試結果可得知污染物以 β 輻射核種為主，並伴隨少量 α 污染。同時，發現較輕的 β 粒子比較重的 α 粒子穿透力更強，更容易深入材料內部。此外根據 α/β 濃度比例的不同，除污效率也有所不同。針對小面積 (15 平方英尺) 的碳鋼表面，雷射處理大約只需 25 秒即可去除的所有異物；對於大面積 (138 平方英尺) 的除污，傳統方法需要以大型手持電動工具人工研磨受污染之金屬表面，此過程約需耗費 200 工時，並由兩名技術人員才能完成一台自卸卡車車斗的除污。相比之下，使用雷射除污只需 7% 的時間，由一名技術人員操作，約 4 小時即可達到相似效果。



圖 3- 25 用於運輸 K-25 除役工程中所產生之受污染材料的大型自卸卡車車斗[16]



圖 3-26 雷射除污前後之污染物放射劑量[16]

3.3.1.3. 受污染之其他材料（鉛材）

除了碳鋼車斗以外，Adapt Laser 也在此次的試驗中針對其他材料進行了雷射除污測試，包括來自全美各地的受污染鉛製物件，這些物件皆受到了 α 射線的污染，而主要來源是鐳(Radium)。測試樣品涵蓋鉛片、鉛磚、鉛罐（lead pigs），甚至鉛襯手套。

在雷射光束下，受污染之物件只需一到兩次的掃描，即能在數秒內達成 100% 的除污效果，時間效率提高了高達 60%。測試期間的空氣監測顯示，並無任何可偵測的放射性氣溶膠污染檢出，同時也未發現污染物傳播至人員或雷射設備。綜合針對不同材料的除污結果而言，對受污染表面的測試結果顯示：雷射除污技術在去除 α 污染物方面效果顯著，但對於碳鋼中滲透性較強的 β 污染物，此技術的效果較為有限。

測試數據顯示，當放射性污染深度不超過一英吋（約 2.5 公分）時，雷射處理效果最佳。若 β 污染粒子深度嵌入金屬基材，則較難完全去除，不

過，雷射清理過程並不會破壞金屬表面。但即使在具挑戰性的深度區域，與傳統除污方法相比，雷射除污技術也能大幅縮短將使用過的鋼材淨化至可釋放標準所需的總時長。

總體而言雷射技術的最大成功之處在於其效率之高，因此技術人員普遍認為，與長時間高強度的傳統研磨作業相比，使用雷射除污的工作體驗得到了大幅的改善。



圖 3-27 受放射性污染的測試樣品，如鉛片、鉛磚、鉛罐（lead pigs）及鉛襯手套[16]

3.3.2. 日本東京大學—福島核電站的高輻射區雷射除污實驗

3.3.2.1. 雷射除污的挑戰—放射性氣溶膠（radioactive aerosol）釋放

日本原子力規制委員會(Nuclear Regulation Authority, NRA)是日本內閣環境省下屬機構，於福島第一核電廠事故發生後成立。NRA 最近發布的一份關於福島第一核電廠的報告顯示，研究人員在 2 號和 3 號機組反應

器的頂部偵測到高劑量的輻射，尤其是混凝土屏蔽塞 (Shield plug) 上的輻射量遠高於預期。這顯示了事故發生時產生的放射性物質可能透過屏蔽塞之間的縫隙流入反應器廠房的上部，而此類輻射熱點區域也可能存在於安全殼的其他部分，增加除役作業期間的人員輻射曝露風險。

儘管先進的雷射方法有望成為遠端除役和除污活動的選擇，雷射切割或清潔過程中所產生的放射性微粒卻可能被作業人員吸入肺部深處，通過肺泡進入血液，無法被普通的口罩所過濾，這些細小且有害的顆粒難以用傳統方法捕捉，例如高效能空氣微粒子過濾器 (High-Efficiency Particulate Air, HEPA)，此外 HEPA 需要頻繁更換，這個過程可能會導致高放射性廢棄物顆粒的釋出。

3.3.2.2. 氣溶膠去除測試設施 (UTARTS)

在本研究中，東京大學團隊開發了聯合使用細水霧與水噴霧的氣溶膠擴散控制系統，而此氣溶膠去除測試設施 (University of Tokyo Aerosol Removal Test Facility, UTARTS) 可重現多種現象，例如雷射除污，以及同時進行水霧與水噴灑操作。除此之外，UTARTS 還能夠評估不同水霧濃度、噴霧液滴特性和氣溶膠特性下的噴霧系統之氣溶膠清除性能。

圖 3- 28 為測試容器、儀器及相關設備的示意圖，UTARTS 裝置由圓柱形容器和不同的子系統組成。其中包含了一個獨立的氣溶膠產生系統，可生成不同濃度的氣溶膠；一個超音波水霧產生器，可產生次微米級水霧

並分散至容器中，透過比較「無水霧」與「不同濃度水霧」條件下的氣溶膠去除表現，可驗證研究團隊提出的微粒團聚 (agglomeration) 機制，並探討水霧濃度對氣溶膠清除效率的影響；一個噴霧注入系統，由水箱、水泵、流量計、壓力計，與三種可產生不同液滴尺寸的全錐形噴嘴所組成；以及一個氣溶膠測量系統，此系統包含取樣管、加熱管路、低壓電動撞擊器 (Dekati[®] ELPI^{®+}) 以及光散射光譜儀 (Welas[®] Promo 3000)。

光散射光譜儀 Welas Promo 3000 可測得 <1 至 10^6 P/cm³ 的粒子濃度，以及 0.2–10 μm 範圍內的粒徑。在分析前，氣溶膠樣本會先經過加熱管路，並在光譜儀內部的加熱比色槽加熱至 150°C，以消除水霧干擾，確保測量氣溶膠濃度的準確性。Dekati ELPI^{®+} 則是一種可進行即時粒徑測量的光譜儀，能在 6 nm–10 μm 的範圍內，以 10 Hz 採樣率測得即時的粒徑分布與濃度。

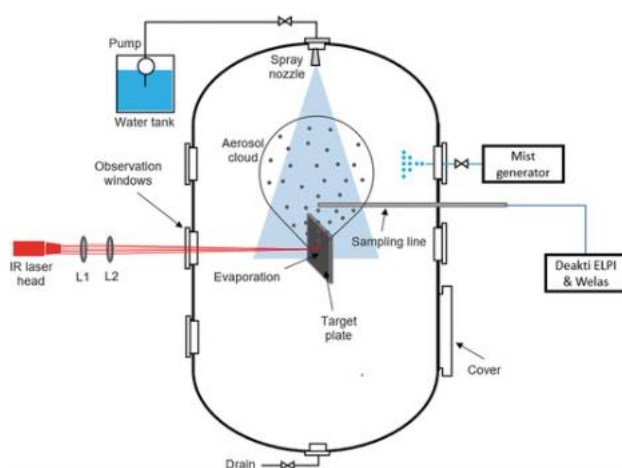


圖 3- 28 UTARTS 設施雷射清洗示意圖[17]

3.3.2.3. 結合氣溶膠收集技術之雷射清洗成果

圖 3-29 為結合氣溶膠收集技術之雷射清洗流程。雷射功率將針對不同組別的實驗進行調整，並使用透鏡聚焦於 120 公分遠處的測試樣品，並透過光學窗口照射圓柱形容器內的測試樣品。當雷射光束照射到測試樣品上時，材料開始蒸發，因而產生了大量的氣溶膠顆粒。Dekati-ELPI+和 Welas Promo 3000 系統將透過管線採樣以測量微粒濃度，而加工雷射光源為中心波長 1070 nm 之連續振盪(CW)光纖雷射(FITEL, FEC1500S)，最大輸出功率 1.5 kW；數位控制器為 NCL-151 (NISHIHARA)，最大輸出功率 1.5 kW。

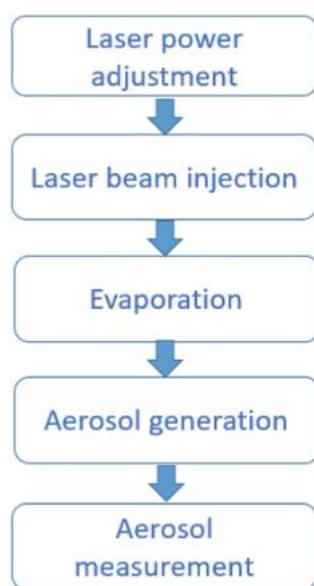


圖 3-29 雷射除污實驗流程圖[17]

在本實驗中，研究團隊準備了不同的測試樣品表面，包含鐵、氧化鐵、 ZrO_2 、 TiO_2 和 SiC，並使用不同功率的紅外線(IR)雷射光束進行清潔，如圖 3-30 所示。由於福島第一核電廠熔融燃料碎片中含有鋳合金，因此輕水和

重水核反應器核心的結構部件選擇了 ZrO_2 顆粒，而 TiO_2 和 SiC 鍍層則因其疏水特性而被選中。

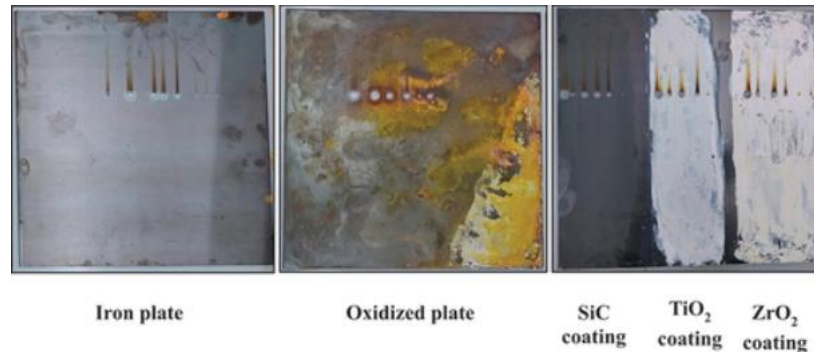


圖 3- 30 實驗樣品表面[17]

圖 3-31 顯示了不同測試樣品表面的平均顆粒濃度，隨著雷射功率的增加，平均顆粒濃度上升。然而，氣溶膠顆粒的粒徑分布並未受到雷射功率的影響。在前四種測試表面中（圖 a 至 d），可以看出表面塗層並未對粒徑變化造成顯著差異，這是因為 ZrO_2 與 TiO_2 鍍層所使用的奈米粒子大小（約 $0.15\ \mu m$ ）與生成的氣溶膠粒徑相近。基於此因，為了看出表面塗層對粒徑的影響，第五種鍍層表面由較小粒徑（ $0.045\text{--}0.065\ \mu m$ ）的 SiC 奈米粒子所製備而成（圖 e）。在 SiC 表面進行雷射清洗時，可以觀察到大量小於 $0.1\ \mu m$ 的氣溶膠生成，即使雷射照射時間僅 5 秒，也會產生相當多的氣溶膠。

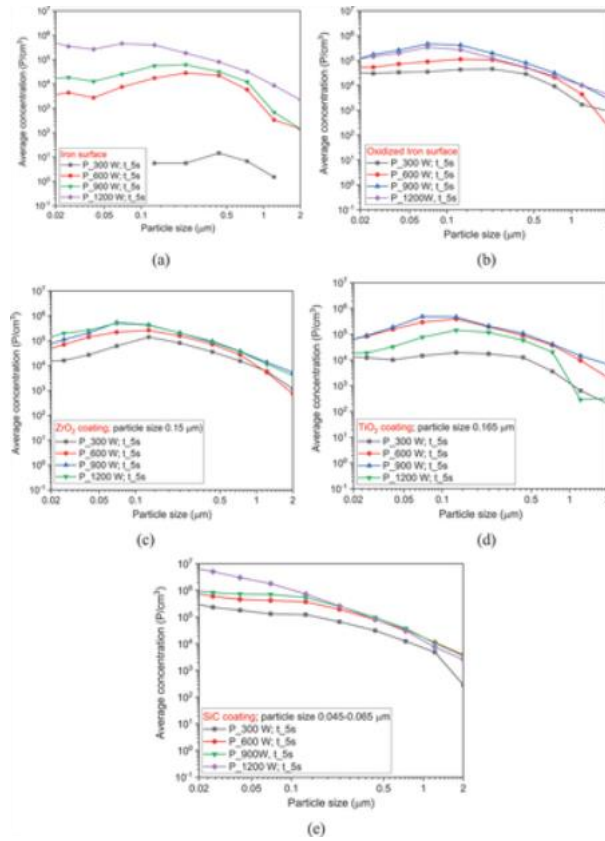


圖 3-31 受到雷射照射下的平均粒子濃度[17]

在完成 SiC 鍍層表面的雷射清洗後，研究團隊進行了噴霧實驗以捕捉雷射過程中所生成的氣溶膠。在這些初步雷射實驗中並未使用霧化裝置，且噴霧實驗僅針對 SiC 表面進行。結果顯示，在以 2 L/min 流量連續噴霧 30 分鐘後，氣溶膠濃度並未出現顯著下降如圖 3-32，推測可能是因為 SiC 奈米粒子具有高度疏水性且顆粒尺寸極小，使得水噴霧難以有效捕捉。

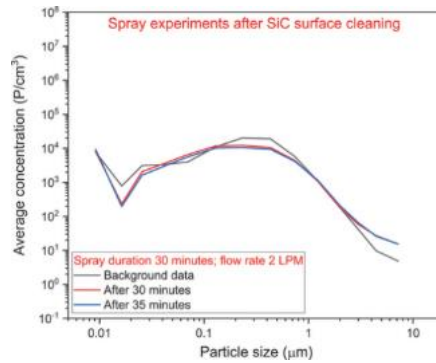


圖 3- 32 噴霧噴射後的平均顆粒濃度[17]

本研究的發現至關重要，因為 Greenfield gap 類型的氣溶膠顆粒在氣體環境中極難去除，而利用水霧促進凝聚的方法在受損反應爐環境（如福島第一核電廠）中具有高度適用性。研究團隊同時進行了初步的雷射清洗實驗，以探討雷射功率以及表面鍍層材料種類對生成氣溶膠濃度的影響。當雷射功率由 0.3 kW 增加至 1.2 kW 時，在 5 秒的照射時間內，熔融表面的直徑從 1.4 mm 擴大到 8.55 mm。雖然雷射照射時間相當短，但產生的高濃度氣溶膠顯示大量的放射性微粒被釋出，因此雷射可作為一種有效技術，用於核電廠除役過程中的放射性熱點清除。

然而目前發展出的噴霧捕捉方法僅對親水性氣溶膠顆粒有效，像 SiC 這類疏水性顆粒仍然難以透過傳統噴霧捕捉。為了克服此問題，未來可以採用多種改良的噴霧捕捉方法，例如水霧、帶電噴霧，或添加界面活性劑，以提升對疏水性顆粒的捕捉效果。

3.3.3. 德國 cleanLASER — 新一代手持雷射除污技術

由於德國、歐洲乃至全球核電廠拆除規模的不斷擴大，成本亦大幅上升。傳統淨化製程產生的放射性廢棄物和二次殘留物的處理和最終貯存量高達每座反應器 13,000 噸，最終處置場的選址尤其為負責拆除的公司和民眾帶來了巨大的挑戰。

德國 cleanLASER 公司專為高效拆除設計了最新一代高功率雷射系統。手持式 effiSCAN 光學系統便是其中的一部分，它採用了非常緊密且輕巧的設計，可以單手操作，並具有極長的工作距離。同時，高強度的雷射光束能夠去除金屬和混凝土結構表面低至中等程度的污染物，直到達到可釋放的程度。此雷射可在數秒內以高劑量率分解並去除氧化物、油漆、油脂和其他塗層，直至露出乾淨的裸露金屬，與此同時，清除過程中產生的二次廢物僅為每平方公尺數克。

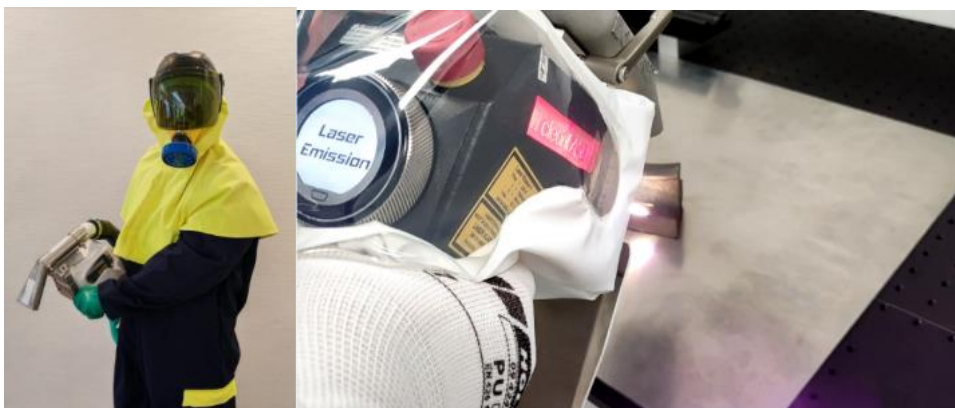


圖 3-33 手持式 cleanLaser 雷射清潔系統[18, 19]

cleanPROTECT 附加組件可保護光學元件免受放射性、化學與生物污染，可擦拭消毒並快速更換，適用於控制區與污染區（如淨化室）的雷射作業。搭配 effiSCAN 使用於 cleanGLOVEBOX 系統時，操作人員無需穿戴防護服，可減少資源浪費並加速電廠拆除流程。

使用 cleanLASER 技術可去除超過 99.6% 的 α 放射性污染，並有效清除高污染 β 、 γ 放射物，能溫和處理各類金屬與幾何形狀，使其降至可再利用或回收的閾值以下，其除污效率高，對輕黏附污染（如鐵鏽、氧化物），面積處理速度 $> 15 \text{ m}^2/\text{h}$ ；對固體污染（如油漆、熱區沉積）， $> 8 \text{ m}^2/\text{h}$ 。系統搭配可移動或固定控制櫃、手持或自動光學系統，光纖長度可達 50 公尺，雷射對基材損傷極小，除污後材料仍可通過硬度、拉伸與腐蝕測試。

3.3.4.加拿大 Allied Scientific Pro 低階放射性物質去除研究

Allied Scientific Pro 公司致力於研發和生產雷射清洗、油漆剝離和放射性廢棄物淨化系統，且將雷射技術發展為核工業中一種高效、環保且使用者友善的方法，並與放射性廢物處理設施和核電廠進行了實際的合作。

2018 年 Allied Scientific Pro (ASP) 公司參觀了 Perma-Fix Northwest Richland Inc. (PFNW) 工廠，以展示 LaserBlast-100-RAD 系統的性能。而 PFWN 位於美國華盛頓州，是一座專門處理低階放射性廢棄物（LLW）與混合式低階放射性廢棄物（MLLW）的商業設施，持有華盛頓州衛生部

(WDOH) 頒發的低放射性廢棄物許可證 WN-I0393-1。PFNW 大部分的工作內容是對低放射性廢物進行除污、分級和重新包裝，這些流程旨在透過回收利用，減少需要處置的廢物量，從而為工業生產提供環保途徑，傳統上通常採用機械除污方法，例如噴砂、研磨和拋光。

2019 年時該公司與本研究所的 ASP 企業進行合作，將除污技術應用於低階放射性物質去除進行實地測試，而本研究所使用的雷射系統為 ASP 公司開發之 LaserBlast-100-RAD，測試材料包含來自核設施拆除後之污染物件，如混凝土塊、鋼板、不鏽鋼蓋、鉗具、切割火炬頭與鉛毯等，亦涵蓋核設施內部原有的臨時混凝土牆面與鋼製構件。

放射性物質檢測使用 Ludlum Model 12，以 dpm (disintegrations per minute) 為測量單位，主要偵測 β 放射污染 (Beta Contamination)，由經過培訓和合格的輻射防護技術員 (RCT) 使用手持式實時儀器 Ludlum Model 12 速率計量測出污染量。各測試材料之初始污染值如表 3-12 所示。



圖 3-34 (a) LaserBlast-100-RAD[20] (b) Ludlum Model 12[21]

表 3- 12 各測試材料之初始污染值[22]

物品	β 污染
混凝土生態塊	5,000 dpm
金屬衝擊鎚套筒 (位置 1)	5,000 dpm
金屬衝擊鎚套筒 (位置 2)	3,000 dpm
金屬 C 型夾螺紋	5,000 dpm
金屬 C 型夾框架	10,000 dpm
黃銅/紫銅/金屬切割炬頭	15,000 dpm
鋼板	30,000 dpm
不鏽鋼手提箱蓋	3,000 dpm
封閉式纖維鉛毯	10,000 dpm

所有受污染的設備都放置在負壓通風控制的封閉空間內，觀察員可以透過玻璃窗看到封閉空間內的工作情況，從而避免接觸污染物或受到空氣傳播的污染，而雷射裝置主要由一名 PFNW 技術員和一名輻射防護技術員在受控區域內操作。雷射控制和電源裝置本身安裝在無塵室中，而電線和雷射棒部分則用防污染塑膠薄膜包裹，然後輸送到製程通風控制的污染

區域，研究團隊透過調整雷射參數，針對不同類型的材料進行了多項除污測試，以比較除污效率其測試結果整理於表 3-12，根據不同材料的表現，研究得出以下結論：

- 混凝土 (Concrete)

混凝土屬多孔結構，放射性污染可能深入孔隙內部，而雷射主要作用於表層，僅能去除極薄污染層。由於混凝土整體孔隙率較高，因此對混凝土需進行多次掃描，才能有效降低污染值，除污效率相對低於金屬材料。

- 金屬材質 (Steel / Stainless Steel)

金屬表面不具多孔性，孔隙率遠低於混凝土，污染多集中於最外層。雷射去除極薄表層後即可有效清潔。例如某類金屬外層保護材料，在 100% 功率下掃描兩次後，污染值降至檢測限以下，並達到釋放標準 (Free-Release Criteria)。

- C 形夾 (C-Clamp)

C 型夾鉗由硬度較高的鋼材製成，由於該工具需保留完整功能與螺紋結構，因此須避免過度熔融或損傷表面。實驗顯示，於 90% 功率掃描時污染尚未完全去除；調整至 100% 功率並進行第二次掃描後，螺紋區污染成功降至檢測限以下，符合釋放標準，且未造成明顯損傷。

- 鋼板 (Steel Plate)

鋼板為污染最嚴重之樣品。團隊對不鏽鋼手提箱蓋進行了測試，與其他金屬相比，不鏽鋼通常更難透過除污技術進行處理。然而，經三次全功率掃描後，不僅 β 放射性污染被有效去除，其原始背景約 200 dpm 的 α 污染值也同步消除，顯示雷射系統在金屬類高污染樣品上仍具高效性。

- 鉛毯 (Lead Blanket)

由於鉛毯的纖維外殼由塑膠製成，即使功率僅設定為最大功率的 30%，接觸雷射也會熔化，因此無法使用雷射裝置對鉛毯進行消毒。

表 3-13 不同雷射參數針對各類材料之除污效率成果[22]

項目	掃描次數	雷射功率設置 100 W(%)	放射性污染降低量 (%)
混凝土堆疊塊	1	30%	20%
	2	60%	60%
	3	80%	80%
	4	80%	低於偵測極限
金屬衝擊鎚套筒 (位置 1)	1	100%	60%
	2	100%	低於偵測極限
C 型夾主體	1	90%	80%
	2	100%	低於偵測極限

切割噴頭	1	70%	67%
	2	100%	73%
鋼板	1	100%	33%
	2	100%	67%
	3	30%	87%
遮蔽用鉛毯	1	30%	0%

3.4. 國內外相關法制條例

3.4.1. 國內相關法規與規範

《游離輻射防護安全標準》[23]是我國針對放射性物質與輻射源管理的核心依據，其目的在於保障人員健康與環境安全，確保輻射應用過程中的劑量控制與風險最小化。該標準由原子能委員會依據《游離輻射防護法》制定，內容主要涵蓋四大面向：輻射防護原則、劑量限值、操作與管理要求、以及監測與應變規範。在基本原則上，採用國際通行的合理抑低概念（As Low As Reasonably Achievable, ALARA），強調在技術與經濟可行的前提下，盡量降低所有不必要的輻射曝露。劑量限值方面，明定輻射工作人員職業曝露之劑量限度：

一、每連續五年週期之有效劑量不得超過一百毫西弗，且任何單一年內之有效劑量不得超過五十毫西弗；

二、眼球水晶體之等價劑量於一年內不得超過一百五十毫西弗

三、皮膚或四肢之等價劑量於一年內不得超過五百毫西弗。

操作層面則要求輻射設施設計必須具備屏蔽與警示系統，工作人員需定期接受訓練；同時規範廢棄物收集、貯存與排放的安全程序，而雷射除污屬於「乾式除污法」，產生的二次廢棄量遠低於化學除污法。若發生異常曝露或放射性污染事件，則須依應變計畫立即通報與處理，防止輻射外洩與擴散。雷射除污作業應規劃於「監測區」或「封閉式管制區」中進行，並搭配抽氣/過濾系統，以防止氣溶膠或粉塵外逸，符合設施防護條件。另外，除污過程中可能產生含放射性氣溶膠，因此需配備即時空氣監測與 HEPA 過濾；同時操作人員應配戴個人劑量計與呼吸防護具。

在核電廠除役過程中，大量金屬構件、混凝土與設備表面可能受到放射性污染，《游離輻射防護安全標準》對此提供了明確的輻射安全框架。雷射除污技術因具非接觸、低廢棄物及可遠距操作等特性，能有效減少除污人員的輻射曝露，是符合該標準精神的創新應用。透過精確控制雷射能量與光斑範圍，可在不損傷基材的情況下移除污染層，降低二次污染與放射性廢棄物產量，並配合密閉式除塵與監測系統，確保操作環境中的輻射劑量維持在法定限值內。因此，此標準不僅是除役作業的法規依據，也為雷射除污技術的導入提供了安全準則與合規基礎，使其能在保障人員安全的前提下，成為推動我國核電廠除役工作高效率、低風險化的重要技術支援手段。

3.4.2. 國際雷射技術相關之規範

3.4.2.1. IEC 60825-1 (國際電工委員會雷射產品安全標準) [24]

IEC 60825-1 是國際上針對雷射產品設計、製造與使用安全的核心規範，由國際電工委員會 (IEC) 制定，內容涵蓋雷射的分類、測量方法、安全標示與防護要求等，該標準不僅適用於消費性電子產品中的雷射光源，也廣泛應用於工業、醫療、科研與核能設施等高風險領域的雷射系統設計與操作。其最主要的目的，是確保雷射產品在全生命週期內的使用安全，並為製造商與操作者提供統一的安全基準。

IEC 60825-1 適用於發射波長 180 nm ~ 1 mm 的雷射產品，將雷射依據其輸出功率、波長與曝露時間對眼睛與皮膚的危險程度分為數個安全等級 (Class 1 ~ Class 4)：

- Class 1：安全等級最高，在正常操作下不會對人體造成傷害。
- Class 1C：需接觸皮膚及非眼睛組織之醫療產品。
- Class 1M：在正常使用下安全，但仍可能造成眼睛損傷之產品，包含發散光束（用戶為聚光將光學組件放在 100 mm 距離內）以及準直光束（直徑大於 Condition 3 的量測直徑）。
- Class 2 與 2M：可見光範圍內的低功率雷射，短暫觀察通常無害，但長時間直視可能導致眼部傷害
- Class 3R 與 3B：中高功率雷射，可能造成眼睛或皮膚損傷甚至點燃材料，需採取專門防護措施。

- Class 4：屬於高功率雷射，可導致嚴重燒傷、火災或失明，必須在受控環境中操作並配置完整安全系統。

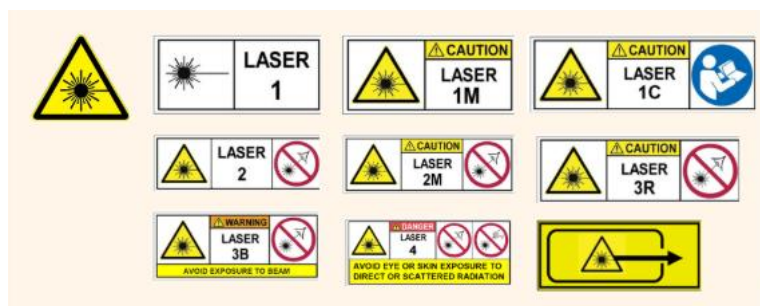


圖 3- 35 IEC60825-1 雷射安全國際標準[24]

雷射除污系統多屬於 Class 4 高功率雷射產品，因其能量密度足以汽化或剝蝕金屬表面污染層，若無適當防護，極易造成操作人員眼部灼傷或皮膚燙傷，因此 IEC 60825-1 對雷射除污應用具有高度相關性。標準要求此類系統必須配備安全聯鎖裝置(interlock system)、緊急關機機制(emergency stop)、光束遮罩與光學防護罩，並要求工作區設置明確的危險標誌與警示燈號。此外，操作人員應佩戴具特定波長防護係數的雷射防護眼鏡，並接受專業訓練，熟悉雷射安全操作流程。

核能設施內的作業環境往往伴隨高輻射與高反射金屬表面，若缺乏嚴謹的雷射安全管理，不僅可能造成作業人員光學灼傷，也可能因雷射散射導致額外的放射性污染風險。依據 IEC 60825-1 的規範，核電廠除污系統設計應結合遠端或自動化操作，避免人員直接暴露於雷射輻射區；同時，應在封閉腔體或負壓環境中進行，以控制氣溶膠與反射光的外逸。此外系

統維修、校準與測試程序亦需遵循該標準中對安全操作條件、光路調整及防護措施的要求。

整體而言，IEC 60825-1 提供了雷射除污技術在高風險環境中安全應用的制度化框架。它確保核電廠除役過程中，雷射設備的設計、操作與維護皆能符合國際安全準則，降低因高能雷射造成的人員傷害與設備損壞風險。

3.4.2.2. ANSI Z136 系列標準 (美國國家標準協會—雷射安全) [25]

ANSI Z136 系列標準由美國國家標準協會 (ANSI) 與雷射學會 (Laser Institute of America, LIA) 共同制定，是一系列專門針對雷射使用安全的國家標準，被公認為全球最具影響力的雷射安全規範體系之一。該系列標準旨在確保各種應用場域中，雷射產品在設計、操作、維護與防護過程中的安全性，並提供從基礎安全原則到特定應用 (如醫療、研究、軍事及工業用途) 的詳細技術指南。對於核電廠除役中使用高功率雷射進行放射性除污作業而言，ANSI Z136 提供了完整的安全框架，是確保人員與設備安全的關鍵依據。

ANSI Z136 系列的核心標準為 **ANSI Z136.1 《Safe Use of Lasers》**，它是所有子標準的基礎。此標準規範了雷射輻射危害評估、最大允許曝露量 (Maximum Permissible Exposure, MPE)、光束控制、操作程序與防護裝備要求。根據輸出功率與波長，雷射被分為 Class 1 至 Class 4 四級，從安

全無害到高風險等級。Class 4 高功率雷射（常用於除污、切割、焊接等工業用途）可能導致嚴重眼部灼傷、皮膚燙傷或引發火災，因此要求嚴格的安全設計與操作控制。Z136.1 要求所有 Class 3B 與 Class 4 的操作場所必須設置：雷射控制區（Controlled Area），限制進入人員並張貼明顯警示標誌；安全聯鎖與緊急停止裝置；雷射防護眼鏡與防護罩，確保特定波長下的防護效能；操作人員訓練制度與雷射安全官（Laser Safety Officer, LSO）設置要求。

除主標準外，ANSI Z136 系列還包含多項針對不同應用領域的延伸標準：

- Z136.3：醫療雷射安全，針對醫療環境中雷射的操作與防護規範。
- Z136.4：雷射測量與評估，說明如何進行輻射測試與曝露量計算。
- Z136.6：軍事用途雷射安全，強調野外作業與空間防護。
- Z136.7：雷射防護設備測試與認證標準，規範防護眼鏡、屏障及材料的測試方法與性能要求。
- Z136.8：雷射研究與開發環境中的安全指引，涵蓋實驗室操作、光學對準與開放光束測試等。

- Z136.9：工業與製造環境中的安全應用，著重在高功率雷射系統（如清洗、除污與焊接）操作規範。

對於雷射除污技術應用於核電廠除役，ANSI Z136 系列標準的重要性體現在三個層面：

（一）操作安全層面：核電廠除役中使用的雷射多為高功率（Class 4）脈衝雷射，能量密度高且光束聚焦強，稍有不慎即可能造成灼傷或材料熔融。依 Z136.1 與 Z136.9 的規範，除污系統必須設計完整的安全聯鎖與遠端控制機制，並使用封閉式或半封閉式作業環境，以防雷射散射與反射。

（二）人員防護層面：所有作業人員均需接受雷射安全訓練，並由具資格的雷射安全官負責監督操作。此外，防護眼鏡、光學屏障與吸光材料的選擇皆須符合 Z136.7 所列的性能測試規範，確保能有效阻隔特定波長的雷射輻射。

（三）系統整合與輻射防護層面：除雷射輻射外，還需考慮放射性污染與氣溶膠的控制。

3.4.2.3. 美國 21 CFR Part 1040

美國《21 CFR Part 1040》由美國食品藥物管理局（FDA）轄下的「放射健康中心（Center for Devices and Radiological Health, CDRH）」所制定，作為雷射產品輻射之安全性能標準（Performance Standards for Light-Emitting Products）。此法規為美國聯邦層級針對發光產品（例如雷射產品、

X 光系統) 設定性能標準，以確保產品的安全性和合規性。而此標準適用於所有進入美國市場的雷射設備，包括醫療、科研、娛樂及工業用產品。

在內容上，21 CFR Part 1040 規範了雷射產品的安全分級、設計要求、標示規範及製造商責任。依據輸出功率、波長及暴露條件，雷射產品被分為 Class I 至 Class IV (對應於國際 IEC 60825-1 的 Class 1-4)。各等級須符合不同的防護條件與標示要求。例如，Class IIIb 與 Class IV (高功率雷射) 產品必須配備安全聯鎖裝置、光束遮罩、警示燈號、鍵控開關 (key control) 與緊急停止機構 (emergency stop)。此外，法規要求製造商在出廠前完成輻射測試與認證 (Laser Product Report)，並於產品上張貼明確的警告標籤與安全標誌。

對於核電廠除役中的雷射除污應用而言，該法規的意義提供了一個設計與製造層級的安全合規基準。核電廠除污使用的雷射多屬高功率 Class IV 工業雷射，其能量密度足以汽化或剝蝕放射性污染層，若無合格的安全設計與標示，可能導致操作人員受到眼部或皮膚灼傷，甚至造成高溫氣溶膠的意外釋放。依據 21 CFR Part 1040 的要求，雷射除污系統應具備封閉式操作腔體與遠端控制介面，以防止散射光暴露；同時須設置警示標示與防護連鎖機制，確保在開蓋或異常情況下光束立即中斷。

3.4.2.3. IAEA (國際原子能總署) 核能安全標準

IAEA 核能安全標準中的放射性廢棄物分類標準，主要出自於《IAEA Safety Standards Series No. GSG-1 : Classification of Radioactive Waste》(放射性廢棄物分類指南)，該文件為國際上最具權威性的放射性廢棄物分級依據。其核心目的在於根據廢棄物中放射性核種的活度、半衰期、熱輸出量以及所需的隔離時間，建立一套可用於最終貯存與處置設計的分類體系，確保放射性廢棄物能以安全、長期可控的方式管理。依據 GSG-1 文件，放射性廢棄物主要分為以下六大類：

1. Exempt Waste (豁免廢棄物)

- 放射性活度極低，低於國際規定的豁免限值。
- 可視同一般工業廢棄物處理，無需特別輻射防護或長期監測。
- 例如：受極微量放射性污染的手套、衣物或包裝材料。

2. Very Short-Lived Waste (極短壽命廢棄物, VSLW)

- 含短半衰期核種(通常少於 100 日)，可經短期衰變貯存後以一般廢棄物方式排放。
- 多來自醫療或研究用途(如放射性同位素實驗)。

3. Very Low-Level Waste (極低放射性廢棄物, VLLW)

- 放射性活度低、熱輸出可忽略，僅需淺層地表掩埋處置。
- 例如核電廠拆除產生的混凝土碎片、輕度污染土壤。

4. Low-Level Waste (低放射性廢棄物, LLW)

- 放射性濃度較高但熱輸出量極低，需具備防滲、防水的工程屏障進行地表或淺層地下處置。
- 需封裝、固化以防核種擴散。
- 來源包括核電廠運轉廢棄物、過濾器、污染衣物等。

5. Intermediate-Level Waste (中放射性廢棄物, ILW)

- 含有較高濃度的長壽命核種，可能具一定熱輸出。
- 不適合地表處置，需採深層地下貯存（數十至數百公尺）。
- 例如反應爐構件、樹脂吸附劑、燃料包殼等。

6. High-Level Waste (高放射性廢棄物, HLW)

- 含大量長壽命裂變產物與高熱輸出，需長期冷卻與隔離。
- 必須採用深地質處置（數百至上千公尺）方式隔離數千年以上。
- 典型來源為核燃料後處理產生的廢液或用過燃料。

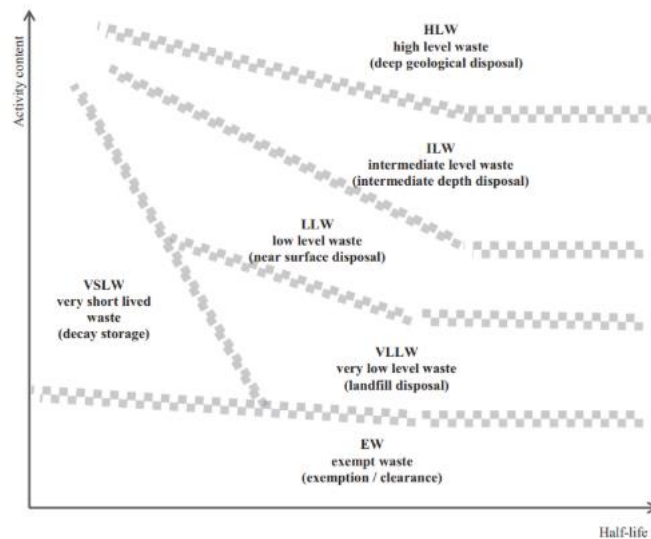


圖 3- 36 放射性廢棄物之分類[26]

雷射除污的主要目的，除了在除役過程中有效降低放射性廢棄物的產生量之外，亦在於促使核電廠內可再利用的材料得以回收。為達成此目標，在執行雷射除污作業時，必須明確掌握並評估處理後材料的放射性水平，並依據國際標準與國家法規判定其是否達到清除標準。

根據 IAEA 《GSR Part 3 : Radiation Protection and Safety of Radiation Sources》及《RS-G-1.7 : Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance》，放射性清除 (Clearance) 與豁免 (Exemption) 是兩項確保輻射管理合理化的重要原則。前者指原本受管制的放射性物質，如核設施拆除後的金屬或混凝土構件，經測定放射性濃度極低且不會造成顯著輻射風險時，可解除管制，視同一般廢棄物或可再利用材料；後者則指放射性物質從一開始即屬於低風險範圍，無需納入輻射防護監管，例如天然低放射性建材或短半衰期醫療廢棄物。

IAEA 以「個人輻射劑量」與「放射性濃度限值」為判定基準，若一般公眾因物質釋放或再利用而承受的年有效劑量低於 10 微西弗 ($\mu\text{Sv/y}$)，即可認定為可清除或豁免；若介於 $10\sim 300\ \mu\text{Sv/y}$ ，則需個案評估。對於各核種，IAEA 亦提供明確的濃度限值（如 Co-60、Cs-137 為 $0.1\ \text{Bq/g}$ ，Sr-90 為 $1\ \text{Bq/g}$ ），當測得活度低於此標準，即可解除輻射管制。

表 3- 14 各種放射性元素之清除/豁免標準[27]

單一放射性元素	清除/豁免濃度 (Bq/g)	
	1 噸以下	遠超 1 噸
H-3	1×10^6	100
C-14	1×10^4	1
Co-60	1×10^1	0.1
Ni-59 / Ni-63	$1\times 10^4/1\times 10^5$	10
Sr-90	1×10^2	1
Cs-134 / Cs-137	1×10^1	0.1
U-235/U-238(天然放射元素)	1×10^1	< 1
Pu-239 / Pu-240	1×10^1	0.1
Am-241	1	0.1

(四) 研究成果與管制研究方向建議

本計畫針對雷射除污技術的適用性與管制方向進行了全文獻與案例研析，結果顯示此技術具有高度潛力，但實施上仍需克服關鍵的技術風險：

● 雷射除污技術的整體可行性

文獻與實際案例皆顯示，雷射剝蝕能有效降低表面放射性污染，對金屬、混凝土等多種材質皆具適用性，且透過參數與環境的精確調整，除污效率可使放射性污染達到完全去除或降至輻射偵測儀器的偵測極限以下，如表 3-13 與表 3-15 所示證實該技術可有效降低廢棄物總量，進而減少最終處置成本。然而，雷射除污的效率並非單純依賴能量大小，而是主要受到能量密度、掃描策略、材料性質與作業環境四者複雜的交互作用所控制。

● 雷射除污的風險

實驗證據顯示，在高能量雷射除污條件下，過高的雷射功率會產生熔融層，進而誘發污染發生「嵌入效應」與馬倫哥尼對流，導致污染物被帶入材料內部並殘留，這種內部殘留會嚴重降低最終的除污效果，可能導致材料不符合豁免標準。因此為減少內部核種殘留並確保除污成效，必須針對雷射除污過程中的能量密度進行嚴格控制，尤其在氣態環境下；建議將雷射掃描策略由單次高能量，轉變為高重疊率且多次淺層掃描。

表 3-15 不同文獻之除污效率比較

文獻來源	雷射條件	污染物	除污效率		
			環境	掃描次數	效率
Maxim Cheban et al. (2025) [13]	Nd:YAG 雷射；波長 1064 nm；8 ns，100 Hz；11.9 mJ/cm ²	AISI 321 鋼板模擬 CeO ₂ 污染	丙酮環境	掃描次數:5	80%
			水環境	掃描次數:5	85%
			異丙醇	掃描次數:5	94.3%
			PVA 薄膜	掃描次數:1	90.7~91.2%
		鈾與鈷鹽類殘留物，具 α 與 β 放射性	PVA 薄膜 (重疊率: S=d) 掃描次數:3	α	β
			88%	100%	
Anne-Maria Reinecke et al. (2023) [9]	Nd:YAG 雷射；波長 1064 nm；12 kHz；91 W	Co-60，Cs-137，Sr-90，Am-241	低碳鋼（三層塗層）		100%
			氧化層低碳鋼		96%
			鍍鋅低碳鋼		96%
			不鏽鋼		92%
			未塗層低碳鋼		88%
Aniruddha Kumar et al. (2013) [10]	Q-switched Nd:YAG；波長 1064 nm；脈寬 6 ns；最大能量 1.6 J；最佳去污雷射能量密度約 700 mJ/cm ²	Pu/U 微粒污染，附著於 D9 不銹鋼護套上	掃描次數:8		100%

● 雷射參數與作業環境選擇

本研究彙整了不同雷射除污環境（大氣、特殊氣氛、液態及高分子薄膜）的適用性分析，其特點、缺點與關鍵研究發現詳如表 3-16 所示。從表中可見，各環境的優勢與風險相互權衡，無單一最佳解：雖然液態環境有效降低熱影響區，但面臨污水總量大、系統設計複雜的挑戰；高

分子薄膜則能有效收集二次污染物且不產生大量污水，但對於提高掃描次數的效率提升不明顯；大氣環境中則需要密切關注嵌入效應與氣溶膠收集問題。

表 3-16 不同除污環境之比較

除污環境	特點	缺點	關鍵研究發現	
大氣環境	設備簡單，技術成熟	二次污染物為飄散於空氣中的氣溶膠，有害風險高；熱影響區大。	Wagner-Stipp et al. (2023) [11]	高能雷射條件下，污染物材料可能被攜帶至熔融區底部，導致去污不完全或殘留污染。
			Avadhesh Kumar Sharma et al. (2023) [10]	福島核電站事故後，研究發現透過噴灑水霧能夠有效收集大氣雷射除污後生成之氣溶膠。
特殊氣體	減少雷射過程中的氧化反應。	除污效率下降	Maxim Cheban et al. (2024) [13]	氣態下的除污效率與氣體離化程度有關，除污效率：氧氣 > 氮氣 > 氫氣
液態環境	有效降低熱影響區，防止熔融；二次污染物好收集。	污水總量較大；大型結構物水下除污困難；雷射系統設計複雜。	Maxim Cheban et al. (2025) [13]	液態環境除污效率與液體黏度相關，黏度越高，除污效率越高
			Chen et al. (2010) [14]	雷射光源與試片的水層越厚，除污效率越差。液態環境相比大氣環境表面平滑且光潔。
高分子薄膜	有效收集二次污染物且不會有大量污水。	對於試片的形狀與平整度有要求，薄膜收集到的顆粒會阻擋雷射照射。	Maxim Cheban et al. (2025) [13]	高分子薄膜雷射除污單次除污效率高達 90%，但提高雷射掃描次數並沒有顯著的除污效率提升。

● 材料與污染型態的影響

雷射除污的成效會因材料性質與污染型態而異。對於金屬（如不鏽鋼、碳鋼、鍍鋅鋼），由於污染多停留於表面，較易達成 80%~99% 的高效除污。相較之，混凝土與多孔材質因污染可能深入孔隙，則需要增加掃描次數並降低能量密度，以避免高熱導致的嵌入效應。此外針對熔點較低的材料，主流的脈衝雷射容易造成熔融，因此不適用於此類除污作業。在核種差異方面，實驗顯示 ^{137}Cs 通常最易去除，其次是 Sr、Am 類核種，而 ^{60}Co 則相對較困難[9]。

● 未來研究方向與雷射除污流程建議

1. 建立不同材質與核種下的雷射能量與嵌入臨界曲線（recast-deposition map）
2. 在本次除役計畫所彙整的相關文獻中，多數研究所使用的試片尺寸大多落在數十毫米到數毫米的區間如表 3-17 所示，明顯與核電廠實際構件的尺寸存在相當大的差距，試片規模過於侷限將使後續建置大型除污系統時面臨不確定性，需驗證能量分佈、掃描均勻性與大型表面除污效率等問題。
3. 針對雷射除污後底材性質（如微觀組織、表面粗糙度、硬度、抗蝕性和微裂縫等）之長期與系統性評估，確保其可再利用性以及可能的劣化問題。

4. 雷射除污的流程建議如圖 3-37 所示

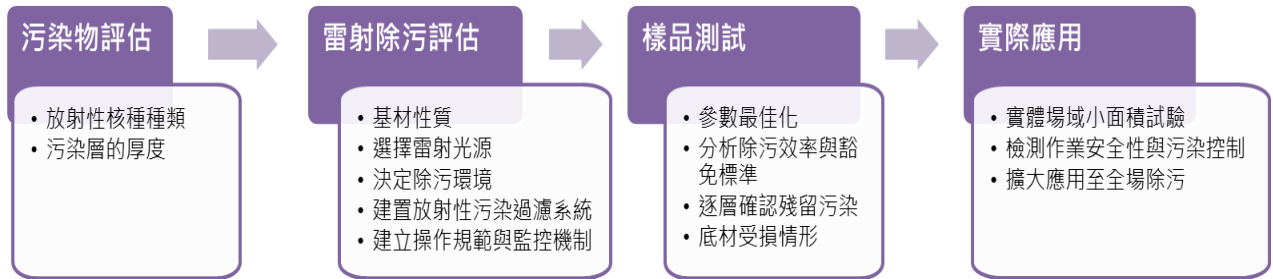


圖 3-37 雷射除污流程建議

表 3-17 除污案例試片大小

參考資料	關鍵字	試片大小
L. Carvalho et al.(2020)	大氣、304 不鏽鋼、Eu 污染	30 mm × 30 mm × 3 mm
Qian Wang et al.(2023)	大氣、304 不鏽鋼、雷射功率、脈衝時寬、掃描速率與欠焦距距離	20 mm × 20 mm
Maxim Chebanet al. (2025)	水下、不同液體介質、薄膜	30 mm × 30 mm × 2 mm
Avadhesh Kumar Sharma et al. (2023)	大氣、噴霧氣溶膠收集	試片沒有明確大小 容器: 2.5 m × 1.5 m × 3.92 m
Georg Greifzu et al.(2019)	大氣、改變時寬、去除塗料	100 mm × 50 mm × 2 mm
Maxim Cheban et al.(2024)	大氣、0.1 bar 真空環境及大氣壓力下的氫氣環境	0.2 ± 0.05 μm 二氧化鈾覆蓋在 SS 304 (30 mm × 30 mm × 2 mm)
Wagner-Stipp et al. (2023)	大氣、雷射剝蝕過程中的嵌入效應	8 mm × 16 mm
Aniruddha Kumar et al. (2013)	大氣、PFBR 燃料棒	燃料棒總長約 2580 ± 1 mm，只針對前端 350 mm 進行除污

● 未來管制條例研究方向建議

目前國內並沒有專為雷射除污所設立的管制條例，為確保雷射除污技術安全應用於核電廠除役作業，後續研究可持續蒐集研析國際規範（IAEA GSR Part 3、IEC 60825-1、ANSI Z136 系列、美國 21 CFR Part 1040）及國內《游離輻射防護安全標準》等，研究一套兼顧輻射防護與雷射安全的管制方向。針對此安全面向，建議未來研究可持續著重研析以下國際作法與指引：

1. 雷射安全與操作防護：

- 遠端與自動化：研析國際上如何要求作業應採遠端或自動化操作，以合理抑低人員曝露。
- 系統符合性：研析國際上依 IEC 與 ANSI 標準，如何確保系統符合 Class 4 高功率雷射要求，並配置光束遮罩、聯鎖裝置、緊急關機與警示標誌。
- 污染控制：研析國際上對雷射作業區防護罩、負壓通風與集塵系統的要求，以及如何搭配集塵或真空收集系統（如日本研究中的水霧輔助回收技術），即時收集剝蝕產物與氣溶膠。

2. 人員管理與輻射監測：

- 管理制度：研析國際上設立雷射安全官（LSO）制度、區分操作員與管理員層級（確保熟悉輻射與雷射雙重防護）的經驗與要求。
- 監測與防護：研析國際上要求操作人員配戴指定波長的防護眼鏡及劑量計，以及環境須設有輻射與氣溶膠監測裝置（如確保廢氣排放濃度符合 IAEA 年劑量限值 $< 10 \mu\text{Sv}$ ）的作法。

3. 廢棄物清除標準：

- 研析國際上對除污後進行表面活度量測及清除限值（如 Co-60 $< 0.1 \text{ Bq/g}$ ）的標準，並研析如何確認廢氣與廢水中放射性濃度低於釋放限值，以作為解除輻射管制並轉為一般廢棄物處理的依據。

總結而言，後續研究可持續蒐集研析雷射除污相關之國際法規、標準、指引，以作為我國雷射除污作業時之參考準則與執行依據，從而確保雷射除污過程安全可控、環境風險最小化，並落實核能設施除役的高效與永續目標。

參考文獻

- [1] “A study on the effect of laser decontamination by beam overlap rate of crud formed on aluminum alloy.” [Online]. Available : [https :
//www.worldscientific.com/doi/epdf/10.1142/S0217979225400120](https://www.worldscientific.com/doi/epdf/10.1142/S0217979225400120)
- [2] J. Robertson, “The mechanism of high temperature aqueous corrosion of stainless steels,” *Corrosion Science*, vol. 32, no. 4, pp. 443–465, Jan. 1991, doi : 10.1016/0010-938X(91)90125-9.
- [3] Q. Wang *et al.*, “Laser decontamination for radioactive contaminated metal surface : A review,” *Nucl. Eng. Technol.*, vol. 55, no. 1, pp. 12–24, Jan. 2023, doi : 10.1016/j.net.2022.09.020.
- [4] “核電廠除役除污技術介紹,” 工研院中文版. [Online]. Available :
[https :
//www.itri.org.tw/ListStyle.aspx?DisplayStyle=18_content&SiteID=1&MmmID=1036452026017131620&MGID=1125337240734600254](https://www.itri.org.tw/ListStyle.aspx?DisplayStyle=18_content&SiteID=1&MmmID=1036452026017131620&MGID=1125337240734600254)
- [5] G. Greifzu, T. Kahl, M. Herrmann, W. Lippmann, and A. Hurtado, “Laser-based decontamination of metal surfaces,” *Optics & Laser Technology*, vol. 117, pp. 293–298, Sept. 2019, doi : 10.1016/j.optlastec.2019.04.037.
- [6] G. Zhu *et al.*, “Mechanism and application of laser cleaning : A review,” *Opt. Lasers Eng.*, vol. 157, p. 107130, Oct. 2022, doi : 10.1016/j.optlaseng.2022.107130.
- [7] R. A. Bowling, “A Theoretical Review of Particle Adhesion,” in *Particles on Surfaces 1 : Detection, Adhesion, and Removal*, K. L. Mittal, Ed., Boston, MA : Springer US, 1988, pp. 129–142. doi : 10.1007/978-1-4615-9531-1_10.

- [8] “Laser-Assisted Decontamination of Fuel Pins for Prototype Fast Breeder Reactor : [Online]. Available : [https : //www.tandfonline.com/doi/abs/10.13182/NT13-A16434](https://www.tandfonline.com/doi/abs/10.13182/NT13-A16434)
- [9] A.-M. Reinecke, M. Acker, S. Taut, M. Herrmann, W. Lippmann, and A. Hurtado, “Laser beam decontamination of metallic surfaces with a pulsed (150 W) Nd : YAG laser,” *Nuclear Engineering and Technology*, vol. 55, no. 11, pp. 4159–4166, Nov. 2023, doi : 10.1016/j.net.2023.07.037.
- [10] A. Kumar *et al.*, “Laser-Assisted Decontamination of Fuel Pins for Prototype Fast Breeder Reactor,” *Nuclear Technology*, vol. 182, no. 2, pp. 242–247, May 2013, doi : 10.13182/NT13-A16434.
- [11] W. Stipp *et al.*, “Surface contaminants’ incorporation after nanosecond laser ablation,” *J Radioanal Nucl Chem*, vol. 332, no. 11, pp. 4535–4540, Nov. 2023, doi : 10.1007/s10967-023-09153-3.
- [12] A. Choubey *et al.*, “Studies on pulsed Nd : YAG laser cutting of thick stainless steel in dry air and underwater environment for dismantling applications,” *Optics & Laser Technology*, vol. 71, pp. 6–15, Aug. 2015, doi : 10.1016/j.optlastec.2015.02.007.
- [13] M. Cheban *et al.*, “Studies of laser cleaning and decontamination in liquid and polymerized media,” *Nuclear Engineering and Technology*, vol. 57, no. 8, p. 103569, Aug. 2025, doi : 10.1016/j.net.2025.103569.
- [14] “Underwater laser cleaning for marine and offshore applications | ICALEO | AIP Publishing.” [Online]. Available : [https : //pubs.aip.org/lia/icaleo/proceedings-abstract/ICALEO2010/2010/456/399972](https://pubs.aip.org/lia/icaleo/proceedings-abstract/ICALEO2010/2010/456/399972)

- [15] S. Zhu, Y. F. Lu, M. H. Hong, and X. Y. Chen, "Laser ablation of solid substrates in water and ambient air," *J. Appl. Phys.*, vol. 89, no. 4, pp. 2400–2403, Feb. 2001, doi : 10.1063/1.1342200.
- [16] "Nuclear Decontamination by Laser Ablation | Adapt Laser." [Online]. Available : [https : //adapt-laser.com/success-stories/nuclear-decontamination-by-laser-ablation/](https://adapt-laser.com/success-stories/nuclear-decontamination-by-laser-ablation/)
- [17] A. K. Sharma *et al.*, "Radioactive Aerosol Control and Decontamination in the Decommissioning of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station," *Nuclear Technology*, vol. 209, no. 12, pp. 2030–2043, Dec. 2023, doi : 10.1080/00295450.2023.2186675.
- [18] "Nuclear decontamination - efficient solutions by cleanLASER," cleanLASER.. [Online]. Available : [https : //www.cleanlaser.de/en/applications/branches/nuclear-decontamination/](https://www.cleanlaser.de/en/applications/branches/nuclear-decontamination/)
- [19] "Decommissioning of nuclear power plants," cleanLASER. Accessed : [Online]. Available : [https : //www.cleanlaser.de/en/news/decommissioning-nuclear-power-plants/](https://www.cleanlaser.de/en/news/decommissioning-nuclear-power-plants/)
- [20] "Lasers and Nuclear Decommissioning | Allied Scientific Pro." [Online]. Available : [https : //www.alliedscientificpro.com/blog/our-blog-1/nuclear-decontamination-by-laser-for-decommissioning-77](https://www.alliedscientificpro.com/blog/our-blog-1/nuclear-decontamination-by-laser-for-decommissioning-77)
- [21] "Ludlum 12," ERG Office. Accessed : Nov. 02, 2025. [Online]. Available : [https : //ergoffice.com/product/ludlum-12](https://ergoffice.com/product/ludlum-12)
- [22] "Nuclear Radioactive Decontamination for decommissioning with Laser," ASP Laser Inc.. [Online]. Available : [https : //www.alliedscientificpro.com/blog/our-blog-1/case-study-nuclear-](https://www.alliedscientificpro.com/blog/our-blog-1/case-study-nuclear-)

radioactive-decontamination-for-decommissioning-with-laser-technology-
69

[23]“核能安全委員會主管法規共用系統-法規內容-游離輻射防護安全標準.”

Accessed : Nov. 03, 2025. [Online]. Available : [https :
//erss.nusc.gov.tw/law/LawContent.aspx?id=FL011947](https://erss.nusc.gov.tw/law/LawContent.aspx?id=FL011947)

[24]“雷射安全國際標準的基本概念與最新趨勢,” SGS 台灣.[Online].

Available : [https ://www.sgs.com.tw/](https://www.sgs.com.tw/)

[25]“New Revision of ANSI Z136.1 (Laser Safety Standards) - HPS.” [Online].

Available : [https ://hps.org/hpspublications/articles/ansiz136-1/](https://hps.org/hpspublications/articles/ansiz136-1/)

[26]“Safety Standards.”. [Online]. Available : [http :](http://www.iaea.org/resources/safety-standards)

[//www.iaea.org/resources/safety-standards](http://www.iaea.org/resources/safety-standards)

[27]EUROPEAN COMMISSION *et al.*, *Radiation Protection and Safety of
Radiation Sources : International Basic Safety Standards.*

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2014. doi :
10.61092/iaea.u2pu-60vm.