

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基礎研究

案號： NSC11301015L

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 113 年 12 月

## 摘要

本計畫以核電廠除役階段的特殊結構及技術挑戰為主軸，針對關鍵技術與管制需求展開深入研究。首先，針對雷射切割技術在高輻射場域的應用可能性，探討其應用於反應器壓力槽與內部組件拆除的技術瓶頸，包括高輻射環境下自動化設備的操作與精確性問題，並透過文獻研析提出應用策略。其次，聚焦核電廠地下系統、結構及組件的除役問題，例如管道、儲槽及貯存室等，系統性分析其拆除過程中面臨的污染物洩漏、輻射特性調查、工業安全及土壤污染等挑戰，並藉由彙整國內外相關技術案例，提供管制機關針對此類結構的除役建議。最後，針對鋸切割及研磨水噴射切割技術，蒐集相關文獻資料，分析拆除技術的規劃部署、分段切割策略及測試模擬方法，進一步強化管制要項的研析。本計畫將為管制機關提供核電廠除役作業的具體技術支援與管制建議，確保除役工作的安全性、有效性及合規性，並深化我國在核電廠除役領域的技術能力。

## **Abstract**

This project focuses on the specific structural and technical challenges during the decommissioning phase of nuclear power plants, addressing critical technologies and regulatory needs. First, the feasibility of laser cutting in high-radiation environments is analyzed, with emphasis on technical bottlenecks, such as precision and automation in reactor pressure vessel dismantling, supported by literature review. Second, the study examines the decommissioning of underground systems, structures and components, including pipelines, tanks, and vaults, identifying challenges like decontamination, radiation surveys, and industrial safety. Finally, a comprehensive analysis of saw cutting and abrasive water jet cutting techniques is conducted, covering planning, segmentation strategies, and simulation. This research provides technical support and regulatory recommendations to ensure safe, efficient, and compliant decommissioning operations, enhancing domestic expertise in nuclear decommissioning.

## 目錄

摘要.....	i
目錄.....	iii
圖目錄.....	xii
表目錄.....	xxiii
一、特殊狀況與一般狀況自動化系統於高輻射作業相關應用研析 .....	1
(一) 前言 .....	1
(二) 執行方法及研究步驟.....	1
(三) 工作彙整重要內容.....	3
3.1 應用於核電廠高輻射環境作業場所之自動化與機器人技術進行之文 獻彙整.....	3
3.1.1 福島第一核電廠除役背景簡介 .....	3
3.1.2 除役機器人特性介紹 .....	4
3.1.3 福島電廠除役經驗 .....	14
3.1.4 自動化系統技術展示 .....	17
3.2 應用於熱室中的自動化工具機的案例與自動化系統的設計原則之相 關文獻彙整.....	24
3.2.2 抗輻照監控技術設計 .....	31
3.2.3 韓國原子能研究院(KAERI)熱室改造 .....	39

3.2.4 熱室拉曼光譜技術 .....	49
3.2.5 ITER 熱室 .....	55
3.3 一般雷射切割與自動化技術結合文獻彙整 .....	69
3.3.1 結合雷射切割的自動化系統 .....	70
(四) 研究成果與管制建議 .....	86
參考文獻 .....	88
二、針對除役核電廠地下結構、系統與組件等之技術報告及國際案例進行 資料蒐集與研析，掌握核電廠除役拆除作業考量因子及重點事項，彙整研 析提出我國除役拆除作業的管制要項 .....	92
(一) 前言 .....	92
(二) 執行方法及研究步驟 .....	93
(三) IAEA 地下設施除役報告重點摘錄[41] .....	96
3.1 過去作法造成除役困難的因素 .....	96
3.2 地下設施的除役策略及規劃 .....	97
3.2.1 場址的未來運用 .....	99
3.2.2 場址淨化(cleanup)標準/最終狀態規範 .....	99
3.2.3 封存(Entombment)決定 .....	100
3.3 細部規劃及相關工程 .....	100
3.3.1 計畫要求 .....	102

3.3.2	場址與設施的歷史 .....	103
3.3.3	輻射特性調查 .....	103
3.3.4	專案決策的風險評估 .....	104
3.3.5	關鍵的工程問題 .....	105
3.3.6	選擇最佳除役策略 .....	111
<b>3.4</b>	<b>地下管路的除役經驗與技術 .....</b>	<b>113</b>
3.4.1	物理、輻射特性及危險物質的調查 .....	116
3.4.2	管路切割及移除 .....	130
3.4.3	技術評估與選取 .....	136
3.4.4	管路拆除的國際經驗 .....	137
3.4.5	工人保護 .....	144
<b>3.5</b>	<b>地下儲槽除役經驗與技術 .....</b>	<b>145</b>
3.5.1	物理特性調查 .....	146
3.5.2	輻射特性調查 .....	148
3.5.3	地下儲槽拆除技術 .....	152
3.5.4	儲槽廢棄物移除計畫案例 .....	155
3.5.5	地下儲槽封存(Entombment of underground tanks) .....	163
<b>3.6</b>	<b>貯存庫及隧道的除役經驗 .....</b>	<b>165</b>
3.6.1	廢棄物清除、除污及拆除計畫 .....	166

3.6.2 貯存庫封存計畫 .....	173
<b>3.7 結論與建議 .....</b>	<b>175</b>
<b>(四)國外核電廠地下設施拆除案例及國內職安相關規定.....</b>	<b>177</b>
<b>4.1 蘇聯 VVR-S 研究用反應器[3] .....</b>	<b>177</b>
4.1.1 所應用的拆除技術 .....	177
4.1.2 操作除役技術的相關條件 .....	179
<b>4.2 美國 Rancho Seco 核電廠[PWR][4].....</b>	<b>182</b>
<b>4.3 印度 Cirus 反應器[1] .....</b>	<b>184</b>
<b>4.4 英國地下管路除役經驗[1].....</b>	<b>187</b>
<b>4.5 斯洛伐克 BOHUNICE A-1 核電廠[氣冷式重水反應器(Gas Cooled Heavy Water Reactor, GCHWR)]除役經驗[1] .....</b>	<b>191</b>
<b>4.6 管溝開挖作業安全檢查重點及注意事項[7] .....</b>	<b>197</b>
<b>4.7 其它儲槽或隧道等地下作業的國內職安相關規定[8、9] .....</b>	<b>198</b>
4.7.1 通風方面 .....	198
4.7.2 氣體檢測方面 .....	199
4.7.3 人員定位系統與通訊設備 .....	199
4.7.4 個人防護設備 .....	200
<b>(五) 研究成果及管制相關建議.....</b>	<b>201</b>
<b>參考文獻.....</b>	<b>205</b>

三、針對鋸切割(Sawing)及研磨水噴射切割(Abrasive Water Jet Cutting, AWJC)技術進行研析，包含切割前規劃部署與測試、分段切割考慮之策略等，提出我國除役拆除作業的管制要項 .....	206
(一)前言 .....	206
1.1. 主要挑戰 .....	206
1.1.1. 高輻射劑量與放射性核種 .....	206
1.1.2. 結構與材料的挑戰 .....	206
1.1.3. 切割和運輸問題 .....	207
(二)執行方法及研究步驟 .....	207
(三)研析工作彙整重要內容 .....	208
3.1切割前的規劃部署與測試，以及切割規劃與策略 .....	208
3.1.1 分割及包裝計畫 .....	208
3.1.2 準備工作 .....	209
3.1.3 切割流程 .....	211
3.1.4 風險管理和預防 .....	213
3.1.5 二次廢棄物及碎片管理 .....	214
3.1.6 鑑定 .....	214
3.2鋸切割和研磨水噴射切割對於 RPV 內部組件分段切割的技術文獻	

3.2.1	鋸切割.....	215
3.2.2	研磨水噴射切割 .....	217
(四)	國際間除役核電廠採用鋸切割與研磨水噴射切割對於壓力槽內部組件 進行分段切割的相關案例.....	219
4.1.	Zion 1&2 核電廠爐體切割策略 (PWR, 1040MWe) (熱切割 (Thermal cutting)).....	219
4.1.1.	切割前規劃部署與測試 .....	220
4.1.2.	分段切割策略及程序 .....	221
4.1.4	RPV 於空氣中切割 .....	223
4.1.5	切割後 RPV 區塊及廢棄物處理 .....	226
4.2.	德國 Wüergassen (BWR) 和 Stade (PWR)核電廠爐心切割策略 227	
4.2.1.	Wüergassen 核電廠 (BWR, 640 MWe).....	228
4.2.2.	Stade 核電廠 (PWR, 670 MWe) .....	228
4.2.3.	其他注意事項.....	229
4.2.4.	Wüergassen 核電廠拆除策略 .....	229
4.2.5.	Stade 核電廠拆除策略 .....	237
4.3.	SONGS 1 核電廠爐體切割策略 (PWR, 450 MWe).....	242
4.3.1.	切割前的規劃部署與測試 .....	242
4.3.2.	分段切割策略及程序 .....	243

4.3.3.	安全性與廢棄物管理 .....	246
4.4.	Chooz A 核電廠爐體切割策略 (PWR, 310MWe) .....	247
4.4.1.	拆除策略及方式 .....	247
4.4.2.	事前準備工作.....	249
4.4.3.	拆除順序及步驟 .....	250
4.4.4.	廢棄物的處理及包裝策略 .....	252
4.5.	Kori 1 核電廠爐體切割策略 (PWR, 576MW) .....	252
4.5.1.	拆除策略及方式 .....	253
4.5.2.	事前準備工作.....	255
4.5.3.	拆除順序及步驟 .....	256
4.5.4.	廢棄物分類與包裝策略 .....	258
4.6.	Maine Yankee (PWR, 860MWe) 及 Connecticut Yankee (PWR, 560MWe) 核電廠爐體切割策略.....	260
4.6.1.	切割策略及方式 .....	260
4.6.2.	事前準備工作.....	261
4.6.3.	拆除順序及步驟 .....	263
4.6.4.	廢棄物分類與包裝策略 .....	264
4.7.	比利時 BR-3 (Belgian Reactor No. 3, PWR, 10 MWe)核反應器 拆除策略.....	265

4.7.1.	RPV 拆除策略和技術選擇 .....	266
4.7.2.	RVI 拆除策略和技術選擇 .....	269
4.7.3.	放射性廢料的管理 .....	270
4.8	Rancho Seco 核電廠爐體切割策略 (PWR, 913 MWe).....	272
4.8.1.	切割前規劃部署與測試 .....	273
4.8.2.	分段切割策略及程序 .....	275
4.8.3.	切割後 RPV 區塊及廢棄物處理.....	278
4.9.	Oskarshamn 核電廠 1 號機、2 號機切割策略 (BWR, 1450 MWe)	
	279	
4.9.1	切割前規劃部署與測試 .....	280
4.9.2	分段切割策略及程序 .....	280
4.9.3	廢物處理程序.....	284
4.10.	José Cabrera Plant 除役策略 (PWR, 160 MWe) .....	285
4.10.1.	切割前規劃部署與測試 .....	285
4.10.2.	分段切割策略與程序 .....	285
4.10.3.	廢棄物處理程序 .....	288
4.11.	Barsebäck 核電廠除役策略 (BWR, 615 MWe).....	289
4.11.1.	切割前規劃部署與測試 .....	290
4.11.2.	分段切割策略與程序 .....	290

4.11.3. 廢棄物處理程序 .....	294
(五)、研究成果與管制建議 .....	<b>295</b>
5.1兩種切割方式優劣 .....	296
5.2制定全面計畫 .....	296
5.3廢棄物管理 .....	297
5.4過濾系統與水下能見度 .....	297
5.5切割順序 .....	298
5.6輻射防護 .....	298
參考文獻 .....	<b>300</b>

## 圖目錄

圖 1-1 MARS-ND 整合平台 [1].....	5
圖 1-2 Hydro-Lek 多臂系統 [1].....	5
圖 1-3 安裝於 PMORPH 上的緊湊型輻射劑量計 [2].....	7
圖 1-4 安裝於水下 ROV 上的各種測量儀器 [2].....	8
圖 1-5 超聲波視覺原理及可視化結果示例 [2].....	8
圖 1-6 Packbot 510 機器人與卷軸器 [4].....	18
圖 1-7 雙機器人—有線/無線混和通訊系統 [4].....	19
圖 1-8 三菱重工七米長的機械臂[5].....	20
圖 1-9 尺寸僅有鞋盒大小之 Manbo 小型機器人 [6].....	21
圖 1-10 用於清除福島 1 號核電廠 2 號機組反應器內的燃料碎片的機械臂 裝置 [7].....	22
圖 1-11 柔性機器人之各種技術演示 [8].....	23
圖 1-12 為應付不同環境之五種柔性機器人 [8].....	23
圖 1-13 機器人 1 (帶履帶) 切割管道並儲存到存儲罐中的演示 [8].....	24
圖 1-14 機器人 4 的動作演示 [8].....	24
圖 1-15 電子元件對伽馬輻射的敏感性 [9].....	26
圖 1-16 N-MOSFET 中 Si/SiO <sub>2</sub> 界面層的電荷陷阱 [10].....	28
圖 1-17 對 BD250C 離散電壓調節器進行間歇性輻照和熱退火 [12].....	30

圖 1-18 福島第一核電廠 3 號機組需要清理用過核子燃料池中的重型碎屑。 在遠端移除受損的建築物和反應爐設備的同時，水下移動攝像系統將從安全距離監控操作。 [16].....	34
圖 1-19 監測 RNPP 3 號機組之閉路電視系統 [17] .....	35
圖 1-20 不同光纖對輻射耐受性之比較實驗 [20] .....	37
圖 1-21 矽芯氟摻雜包層光纖在伽馬射線照射前後的輻射誘導衰減 (RIA) 差異 [21].....	38
圖 1-22 (a) TIR 微結構光纖和 (b) 空心光纖 (HCF) 的示意圖 [22] .....	39
圖 1-23 韓國原子能研究院輻照材料檢測設施 (IMEF) 的俯視圖 (位於 IMEF 地下的先進用過核子燃料處理設施)。 [23].....	40
圖 1-24 翻新前後 ACPF 熱室結構示意圖。 [23] .....	43
圖 1-25 模擬先進用過核子燃料處理設施氫氣艙的氫氣艙模型系統佈局。 [23].....	44
圖 1-26 氫氣艙模型系統的開發及安裝設備的遠程可控性測試。 [23] ...	44
圖 1-27 ER 過程的中子能譜。 [24] .....	47
圖 1-28 機械手臂熱室 [25].....	49
圖 1-29 手持式 LIBS 於機械臂安裝架內的簡化示意圖：(a) 側視圖，(b) 正視圖。相機 1 對準 LCD 螢幕；相機 2、3 和 4 對準 LIBS 測量介面；瞄準十字雷射位於雷射頭兩側對稱排列，並以 “+” 符號表示。 [26] .....	51

圖 1- 30 接觸式拉曼探頭機器人安裝：(a) 簡化的側視圖，(b) 照片。此安裝裝置設計用於輕鬆對準樣品，確保測量精度 [26].....	51
圖 1- 31 遠距拉曼探頭示意圖：(a) 遠距拉曼探頭，(b) 基本光學設計。此探頭設計用於從遠距離進行測量，並且不需要花時間對焦[26]。.....	52
圖 1- 32 模擬活度熱室演示區域(a) 含有廢物分揀桌和 M3000 機器人的模擬活度熱室；(b, c) 機器人進行等離子切割；(d) 用於遠程工具更換的工具架和可停靠插頭 [26].....	52
圖 1-33 元素發射線示例：(a) 鋁，(b) 鈹，這些由應用光子學 LIBS 8 和日立高科技 LIBS 儀器測得 [26].....	53
圖 1- 34 接觸式拉曼探頭 [26].....	53
圖 1- 35 接觸探頭測得的高密度聚乙烯（HDPE）光譜 [26].....	54
圖 1- 36 拉曼光譜數據的主成分分析（PCA）[26].....	54
圖 1-37 遠距拉曼探頭操作：(a) 模擬活性熱室窗戶視角進行測量，(b, c) 控制室日間視角 [26].....	55
圖 1- 38 門及參考編號 [28].....	60
圖 1- 39 運送容器位於貨運電梯內時的劑量率要求 [28].....	61
圖 1- 40 運送容器位於 HCB 內時的劑量率要求 [28].....	61
圖 1-41 運送容器在配備厚屏蔽門的 HCB（熱室吊籠）內移動時的劑量分佈圖 [28].....	62

圖 1-42 當運送容器位於電梯內且門 1 關閉時的劑量分佈圖 [28]	62
圖 1-43 RHS 維修間佈局概述。[29]	64
圖 1-44 氬密封與去氬整體系統配置概念。 [30]	66
圖 1-45 加拿大與韓國正在運行的 CANDU 反應爐。 [32]	69
圖 1-46 加拿大與韓國的預期氬庫存。 [32]	69
圖 1-47 機器人雷射切割參數與控制的人工神經網絡架構示意圖。[32]	71
圖 1-48 MSLoad 雷射切割機台-塔式堆疊組裝。[33]	72
圖 1-51 遠端拆解系統的構造示意圖。[35]	75
圖 1-52 測試平臺的構造示意圖。[35]	75
圖 1-53 壁爬行機器人搭載雷射切割系統示意圖[36]。	76
圖 1-54 工作分解結構流程圖[38]。	79
圖 1-55 代理系統的架構（右），代理規則（左），以及機器視覺系統（下） [39]。	81
圖 1-56 等離子弧切割架構示意圖[40]。	82
圖 1-57 接觸式電弧金屬切割架構示意圖[40]。	83
圖 1-58 磨料水懸浮噴射切割架構示意圖[40]。	84
圖 1-59 化學去汙流程[41]。	85
圖 2-1 子項計畫 2 研究流程及執行方法	96
圖 2-2 制定場址除役策略流程	98

圖 2-3 規劃地下設施除役工程的關鍵課題 .....	101
圖 2-4 拆除熱室：在加拿大渥太華 Tunney's Pasture 放射性同位素生產設施中，拆除各種嵌入式處理系統，以便進行維護 .....	115
圖 2-5 清除美國伊利諾州愛達荷國家工程實驗室沸水反應器(BORAX)汽機廠房周圍受污染的土壤.....	115
圖 2-6 捷克共和國使用的 PVK-3 型管路輻射特性調查台車.....	120
圖 2-7 捷克共和國使用的 PCK-60 型管路檢查及拆除台車.....	120
圖 2-8 Science and Engineering Associates 的 Pipe Explorer™ 系統部署順序 .....	124
圖 2-9 機械石棉清除系統(BOA)[11].....	132
圖 2-10 日本 JPDR(日本發電示範反應器)除役計畫，使用帶鋸切割管路 .....	134
圖 2-11 比利時 BR-3 Mol 除役計畫，使用車床軌道切割機，切割反應器頂蓋立管 .....	134
圖 2-12 比利時 Mol 除役計畫，使用液壓剪切割直徑達 2 英吋(5 cm)的管路 .....	135
圖 2-13 在美國伊利諾州阿貢的 ANL 氣動傳輸管工程中，使用液壓切割機拆除埋入式管路.....	138
圖 2-14 蒸汽轉換器嵌入式管路的分段.....	139
圖 2-15 將遠端操作拆卸裝置(BROKK)，放入美國紐約州布魯克海文	

(Brookhaven)的 BGRR 管路中 .....	141
圖 2-16 印度 Cirus 反應器的地下主冷卻劑管路在回填前，應用新的冷自黏瀝青膠帶(cold self-adhesive bituminous tapes)情況 .....	142
圖 2-17 斯洛伐克 A-1 核電廠除役計畫所使用的 3D 雷射掃描儀.....	148
圖 2-18 用於伊利諾州 Argonne CP-5 反應器設施伽瑪輻射場的伽瑪相機 .....	149
圖 2-19 斯洛伐克 A-1 核電廠除役計畫中使用的 ALADIN 相機 .....	151
圖 2-20 進行模型測試的 DENAR-41 機械手臂(斯洛伐克).....	159
圖 2-21 DENAR 機械手臂在模型測試期間完全組裝(斯洛伐克) .....	159
圖 2-22 模擬機械手臂進行斯洛伐克 A-1 儲槽的除役作業 .....	160
圖 2-23 義大利 Garigliano 核電廠用於儲存樹脂的地下儲存槽.....	163
圖 2-24 義大利 Garigliano 核電廠高活性坑內堆積的廢棄物.....	168
圖 2-25 英國 540 號廠房熱室除役期間，一台 ARTISAN 機械手的工作情況 .....	172
圖 2-26 西班牙 Vandellós 1 號核電廠的石墨貯存庫完成除污後 .....	173
圖 2-27 放射性廢液輸送管路 .....	177
圖 2-28 Rancho Seco 核電廠場址 .....	183
圖 2-29 Cirus 反應器地下管路.....	185
圖 2-30 BEPO 拆除管道出口 .....	191
圖 2-31 A-1 核電廠 AWPS 的外部地下儲槽系統 .....	192

圖 2- 32 儲槽底部情況 .....	193
圖 2- 33 DENAR-41 機械手外觀 .....	194
圖 2- 34 地下儲槽切割模擬測試 .....	195
圖 2- 35 A-1 核電廠使用高壓水射流進行除污 .....	195
圖 2- 36 從 A-1 核電廠地下儲槽回收污泥 .....	196
圖 2- 37 污泥行走器 .....	196
圖 3- 1 研究流程及執行方法 .....	208
圖 3- 2 分割及包裝計畫流程圖 .....	209
圖 3- 3 線性操作系統或環形底盤立體圖 [3] .....	211
圖 3- 4 RPV 內上、下部內件區段 [1] .....	213
圖 3- 5 研磨水噴射切割的操作系統示意圖 [6] .....	217
圖 3- 6 研磨水噴射切割運作時的配置示意圖[6] .....	218
圖 3- 7 打開 RPV Flange 區域。 .....	223
圖 3- 8 RPV 拆除設備之 3D 模擬示意圖 .....	224
圖 3- 9 遠端遙控拆卸工具工作站。 .....	224
圖 3- 10 RPV 分段計畫，黑線為建議的切割線。切割成四層共 22 個區塊。 [7] .....	225
圖 3- 11 RPV 遠端遙控熱切割 .....	226
圖 3- 12 Wüergassen 核電廠 RPV 內部構件拆除進度表 .....	227

圖 3- 13 (左) 40 T-bolts 詳細資料；圖 3- 14 (右)帶有插入控制棒導管切割段的桶.....	230
圖 3- 15 內部組件的拆解步驟.....	232
圖 3- 16 (a)工作環境包含水下最終處理平台 (b)已安裝基礎架構概述 ....	233
圖 3- 17 On-site performance .....	234
圖 3- 18 Wüergassen NPP 切割和包裝策略 .....	234
圖 3- 19 Wüergassen NPP 之 RPV 的拆解.....	235
圖 3- 20 Wüergassen 的切割技術.....	235
圖 3- 21 Wüergassen RPV 切片的分類.....	236
圖 3- 22 Wüergassen 之切割和包裝策略.....	237
圖 3- 23 Stade NPP Pool 佈局 .....	237
圖 3- 24 (a)Stade 爐心內部組件拆除部分 (b)片段包裝的最終容器 “Konrad” .....	238
圖 3- 25 Stade 核電廠的拆除作業堆放區 .....	238
圖 3- 26 On-site performance .....	239
圖 3- 27 Wüergassen NPP (BWR) 淨水系統 .....	241
圖 3- 28 RPV 移除及包裝[16].....	246
圖 3- 29 Chooz A 的 RPV 結構示意圖 .....	248
圖 3- 30 切割過程中所使用的設備，由左至右為：帶鋸、圓盤鋸、液壓剪	

.....	248
圖 3- 31 切割工具於模擬池中進行測試，左圖為西屋公司，右圖為 FAT	
.....	249
圖 3- 32 帶鋸切割上爐心板示意圖 .....	250
圖 3- 33 分割方式示意圖，左為 RPV，右為冷卻管與熱交換管 .....	254
圖 3- 34 包裝容器示意圖，左為 VLLW/LLW，右為 ILW .....	254
圖 3- 35 VISIPLAN 運作方法示意圖 .....	255
圖 3- 36 RVI 分割方式示意圖 .....	257
圖 3- 37 RPV 分割方式示意圖 .....	258
圖 3- 38 RVI 切割後部件包裝方式示意圖，(a)上部 (b)下部 .....	259
圖 3- 39 RPV 切割後部件包裝方式示意圖 .....	260
圖 3- 40 Connecticut Yankee 的水下過濾系統 .....	261
圖 3- 41 Connecticut Yankee 反應爐腔體水池上方的工作區 .....	262
圖 3- 42 Maine Yankee 熱屏蔽與爐心支撐筒的切割計畫示意圖 .....	264
圖 3- 43 Connecticut Yankee RPV 及其內部最終配置示意圖 .....	265
圖 3- 44 RPV 拆除計畫示意圖 .....	266
圖 3- 45 RPV 的分割示意圖 .....	268
圖 3- 46 具與部分 RPV 切割示意圖 .....	269
圖 3- 47 法蘭放置於特殊包裝容器中 .....	271
圖 3- 48 RPV 切割設備示意圖 (a)研磨水噴射切割機械臂 (b)(c)機械臂軸旋	

轉示意圖.....	275
圖 3- 49 RPV 分割計劃示意圖 .....	276
圖 3- 50 各區塊切割尺寸 (a)法蘭 (b)冷熱端噴嘴 (c)核心注水噴嘴 (d)環狀區 (e)下半球形頂蓋區域 (1"(inch) = 2.54 cm, 1' (foot) = 0.3 m).....	278
圖 3- 51 (a)廢棄石榴去除系統 (b) 上端水刀鑿穿孔垂直吊運 (c) 翻轉將不銹鋼被覆側朝下(因其劑量率較高)，水平放置在枕木上進行運輸。 .....	279
圖 3- 52 RPV 整體示意圖 [31].....	281
圖 3- 53 分段的 RPV 內部構件 (a)蒸汽乾燥器 (b)核心護罩頂蓋 (c)核心噴灑管線(d)蒸氣分離器 (e)爐心網格 (f)爐心側板 (g)爐心側板 (h)供水噴灑組件.....	283
圖 3- 54 RPV 在運輸過程中的展示，配備輻射防護罩和減震器。 .....	284
圖 3- 55 在上部內部部件上切割護罩管 .....	286
圖 3- 56 切割上爐心筒 .....	287
圖 3- 57 切割下半部內部組件 .....	287
圖 3- 58 具有廢棄物類別的上部和下部內部構件 (A=非-LILW 和 B=LILW) .....	288
圖 3- 59 廢棄物容器 .....	289
圖 3- 60 蒸汽乾燥機切割現場 .....	291
圖 3- 61 切割爐心側板蓋 .....	292

圖 3- 62 切割爐心格架 .....	293
圖 3- 63 切割爐心側板 .....	293
圖 3- 64 切割內部件的包裝 .....	295

## 表目錄

表 1-1	Quince 執行的任務清單[4].....	11
表 1-2	概述了 ACPF 翻新過程中遇到的問題以及解決問題的措施。[23]	42
表 1-3	放射性物質總活度評估之物質清單[24].....	46
表 1-4	利用 QAD-CGGP 與 MCNP-4C 估算表 1-3 物質經不同厚度之輻射屏蔽後熱室之表面伽瑪劑量率。(HC:重混凝土，S:鋼) [24].....	46
表 1-5	MCNP-4C 計算的熱池表面有效中子劑量率[24].....	47
表 2-1	常用的地球物理技術彙整表.....	117
表 2-2	按使用 PIPE EXPLORER 技術時間順序排列的場址列表.....	124
表 3-1	RPV 內部組件切割後整理[17].....	244
表 3-2	組件特徵整理[17].....	245
表 3-3	RPV 輻射特性調查結果 (a)Reactor Vessel Wall (b)Reactor Vessel Cladding (Scaling Factor 數值於原文有誤，由上而下應為 7.02E-04；1.9 E-01；1.00 +0；4.33E-03；5.34E-01；7.79E-06；1.50E-06).....	273
表 3-4	RPV 各區段物理數據(1 pound(lb) = 0.454 Kilogram(kg)/1 ft <sup>3</sup> = 2.83E(-2) m <sup>3</sup> ).....	275
表 3-5	放射性活度清單.....	284

## 一、特殊狀況與一般狀況自動化系統於高輻射作業相關應用研析

### (一) 前言

目前世界各國已除役及除役中核電廠，尚未有利用雷射切割技術拆解反應壓力槽之報導，而一般產業利用雷射切割技術進行均質金屬板材與管材屬於相當成熟並且已廣泛應用於業界的技術。顯見雷射切割技術拆解反應壓力槽此議題複雜度超越雷射切割技術具備非接觸性及可遠距施工所帶來減少對於施作期間合理抑低員工輻射暴露的優點。本年度進一步擴大蒐集文獻範圍，朝向雷射切割系統在特殊環境應用時可能存在的技術瓶頸，蒐羅關於可與雷射切割元件相互結合之自動化與機器人技術之相關技術文獻，分析探討其配置應用於核電廠除役切割拆解作業之規劃與策略，彙整研析提出我國除役拆除作業並考慮採用雷射切割工法前，可供管制單位卓參的管制要項。

### (二) 執行方法及研究步驟

本子計畫在本年度的研析工作可分為三個階段。首先收集應用於核電廠高輻射環境作業場所之自動化與機器人技術進行之文獻彙整，相關資料較具有參考價值的皆來自日本福島第一核電廠事故後續的善後工作相關資訊。此面向研析工作藉由彙整高度複雜的善後環境中，自動化系統的使用經驗。在高輻射環境中的自動化系統是能夠進一步協助工作流程中減少員工輻射暴露的新技術，但性能不佳或是設計不良的系統反而可能影響工作

流暢度，造成不必要的輻射暴露，因此了解較為惡劣的輻射工作環境，可以作為安排自動化系統工作條件的極限參數考量。也有助於在電廠除役期間的輻射作業工作安全餘裕設計有個較為合理的預估與準備。

第二個階段是應用於熱室中的自動化工具機的案例與自動化系統的設計原則之相關文獻彙整，針對在一般高輻射作業環境也就是熱室中所應用的各種自動化設施，相關設施的設計要點與使用經驗，進行相關文獻彙整，以期能供給一般核電廠正常除役期間壓力反應槽解之前，所需一併考量的高輻射條件與較為合適之自動化系統如何配置之相關資料。

最後階段是研析可與雷射切割元件相結合之自動化與機器人技術之相關技術文獻，分析探討其配置應用於核電廠除役切割拆解作業之規劃與策略，彙整研析提出我國除役拆除作業的管制要項。

### (三) 工作彙整重要內容

工作項目	年月												備註
	113 1	112 2	113 3	113 4	113 5	113 6	113 7	113 8	113 9	113 10	113 11	113 12	
蒐集在國際間三大核災中，用以配合應用於高輻射環境作業場所之自動化與機器人技術進行善後的相關文獻報告						※							
蒐集彙整應用於各國熱室中的自動化工具機的案例與自動化系統的設計原則。									※				查核點： 113年7月19日前，提送期中簡報
研析可與雷射切割元件相結合之自動化與機器人技術之相關技術文獻，分析探討其配置應用於核電廠除役切割拆解作業之規劃與策略，彙整研析提出我國除役拆除作業的管制要項									※				
期末報告撰寫												※	
工作進度估計百分比 (累積數)	%	%	%	15%	30%	40%	50%	60%	70%	80%	90%	100%	

### 3.1 應用於核電廠高輻射環境作業場所之自動化與機器人技術進行之文獻彙整

#### 3.1.1 福島第一核電廠除役背景簡介

2011年3月11日，日本發生了芮氏規模9.0的大地震，震撼全國，並導致日本東京電力公司福島第一核電廠發生超越設計基準之環境衝擊情況。當地震發生時，核電廠的1至3號反應爐立即停機，而4至6號反應爐則處於安全停機狀態。然而，隨著地震摧毀外部電力供應，核電廠必須依賴柴油發電機維持運作。

不幸的是，在地震後不到一小時，海嘯帶來的近15公尺高海水灌入了核電廠的地下室，導致應急柴油發電機設備受損甚至被沖走。此時，1號反應爐內的燃料棒仍持續產生高溫，但因停電，廠區無法啟動抽水系統為反

應爐降溫，隨即導致 1 號反應爐發生氫氣爆炸，隨後 3 號和 4 號反應爐也接連發生爆炸並釋出放射性物質，最終導致爐心熔毀。這場災難成為繼車諾比核災後最嚴重的 7 級核子事故，也是人類歷史上首次在同一座核電廠中出現多個反應爐發生核災的情況，徹底顛覆了核工業對核災應變的認識和計畫。

長期以來，核電廠大多建在海邊或河邊，方便取水過濾後用於冷卻反應爐。然而，在福島核災處理過程中，為了應急滅火，廠方直接取用海水澆灌反應爐，雖然在一定程度上抑制了反應爐溫度上升，卻也加速了設備的腐蝕，並殘留了大量海水在廠區。伴隨著結構受損，海水不斷滲入廠區，截至 2021 年 3 月，廠內已累積了 125 萬公噸的廢水，其中約 77.8 萬公噸（約 72%）尚未經過多核素去除設備（ALPS）進行第二階段的廢水處理。最終，日本政府於 2023 年決議逐步將這些廢水排放至太平洋，這一決策引發了國際社會的廣泛關注與討論。

### 3.1.2 除役機器人特性介紹

現成硬體 MARS-ND 完全由商用現成組件構建，是一個液壓/電氣連接系統，具有可編程性、解析運動和防撞等特殊功能，如圖 1-1 MARS-ND 整合平台 [1]圖 1-2 Hydro-Lek 多臂系統 [1]。這種系統的發展使得能夠在對人類來說過於危險的放射性環境中執行微妙而精確的拆除任務。MARS-ND 的主要現成組件包括作為行動平台的最小 Brokk 拆除機

Brokk 40，和兩個 Hydro-Lek 機器人操縱器。[1]

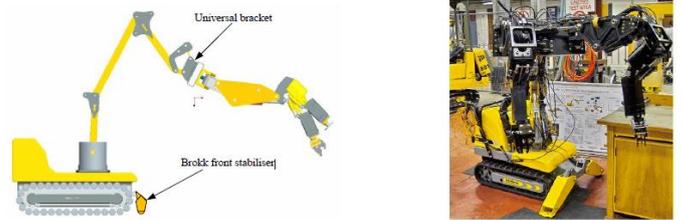


圖 1-1 MARS-ND 整合平台 [1]

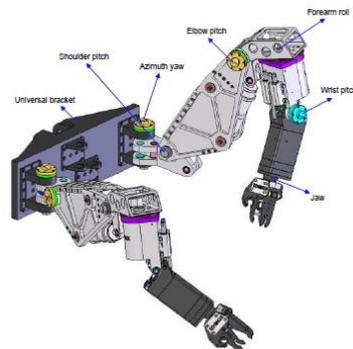


圖 1-2 Hydro-Lek 多臂系統 [1]

移動機構作為機器人系統的重要組成部分，其性能直接影響機器人的整體效能。移動機構的主要功能在於支撐機身及驅動機器人依據指令在作業場域中移動。常見的移動機構包括輪式、履帶式與足式，另外還有蛇行式和複合式等。以下針對這些移動機構特性進行概述，並介紹日立於福島第一核電廠除役工作中所應用的相關機器人技術。

1. 履帶式因與地面接觸面積大，故對地面的壓力小，乘載能力較大，有較強的路況適應能力、爬梯能力、越障平穩性高等特點。但是履帶式移動平臺的功耗較大、轉向時對地面破壞程度大。
2. 足式機器人雖在特殊的環境下具有優於輪式與履帶式移動能力。

但由於其結構自由度太多、機構複雜，導致難於控制、移動速度慢、功耗大。其他如蛇行式和跳躍式雖然在某些方面，如複雜環境、特殊環境、機動性等具有其獨特的優越性，但也存在一些致命的缺陷，如承載能力、移動平穩性等。

3. 複合式機器人雖能適應複雜環境或某些特殊環境，如管道，有的甚至還可以變形，但其結構及控制都比較複雜。
4. 相比之下，輪式移動機器人雖然具有移動穩定性，但這與路況有很大關係，存在複雜地形如何實現精確的軌跡控制等問題。但是由於其具有自重輕、承載力大、機構簡單、驅動和控制相對方便、行走速度快、機動靈活、工作效率高等優點，而被大量應用。

日立集團利用先進的遠端操作設備，在福島第一核電廠的除役工作中取得顯著進展，主要集中於處理受污染水體、清除用過核子燃料池中殘餘燃料，以及從反應器爐心中移除燃料碎片。以下是日立所開發的專門機器人及其技術：

### **1. ASTACO-SoRa 雙臂重型機械手臂**

此機械手配備兩個手臂，安裝於緊湊底盤上，適合在高輻射和狹小空間中執行重載作業，有助於清除反應爐內的燃料和碎片。

### **2. PMORPH 變形機器人與船型潛水進入裝置**

用於反應爐主安全殼（PCV）內部與外部檢查，以收集燃料碎片清除計畫所需的數據。該機器人具有變形功能，能適應不同環境需求。在調查中，機器人將到達反應爐壓力容器正下方，並充分利用機載攝影機和其他設備，測量輻射和溫度水平，並收集重要數據，以考慮各種除役情況。船型潛水接入設備陣容這些船型潛水接入設備可以在水中游泳，同時使用各種不同的測量儀器來獲取有關水下沉積物的資訊。

圖 1-3 所示的設備在所有 ROV (remotely operated vehicle, 遠端遙控車) 導航時都有一個連接到引導電纜的引導環。裝置是用於目視檢查的緊湊型，具有增強的移動性。

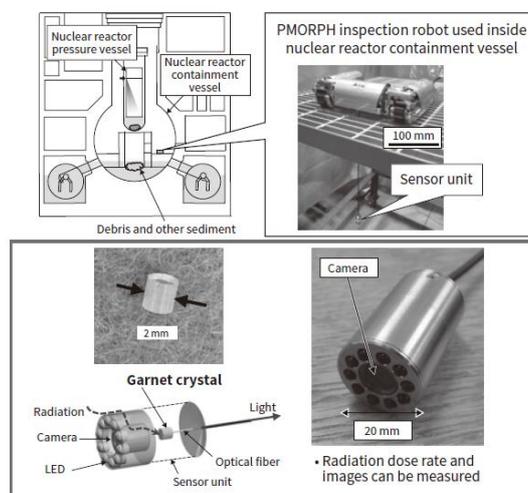


圖 1-3 安裝於 PMORPH 上的緊湊型輻射劑量計 [2]

圖 1-4 中其他裝置具有使用超音波對沉積物進行 3D 繪圖，原理示意圖如圖 1-5 所示，使用超音波測量沉積物厚度與使用輻射探測器檢測燃料碎片以及對沉積物進行採樣。先進的測量技術日立開發並應用於機器人，使其能夠在高放射性環境中運行，以實現福島第一核電廠的

除役。其中包括機器人自身位置估計和姿態估計技術；光纖式伽瑪射線劑量計、中子測量等輻射量測技術；以及用於可視化地下狀況（包括燃料碎片）的超音波感測技術。這些技術可用於以下工作：檢查、環境改善和燃料碎片清除。未來，這些技術將進一步發展，以長期支持除役工作。

Inspection Device	Measuring Instrument	Inspection Details
ROV-B: Sediment 3D mapping	<ul style="list-style-type: none"> <li>Scanning ultrasonic rangefinder</li> <li>Water temperature meter</li> </ul>	The scanning ultrasonic rangefinder is used to check the sediment height distribution
ROV-C: Sediment depth measurement	<ul style="list-style-type: none"> <li>High-output ultrasonic sensor</li> <li>Water temperature meter</li> </ul>	The high-output ultrasonic sensor is used to measure the sediment depth and the conditions of the objects underneath to estimate the debris height and distribution
ROV-D: Sediment debris detection	<ul style="list-style-type: none"> <li>CdTe semiconductor detector</li> <li>Improved compact B10 detector</li> </ul>	The debris detection sensor is dropped onto the sediment surface to check the debris content using nuclide analysis and neutron flux measurement
ROV-E: Sediment sampling	<ul style="list-style-type: none"> <li>Suction type sampling device</li> </ul>	The sediment sampling device is dropped onto the sediment surface to sample the sediment surface

圖 1-4 安裝於水下 ROV 上的各種測量儀器 [2]

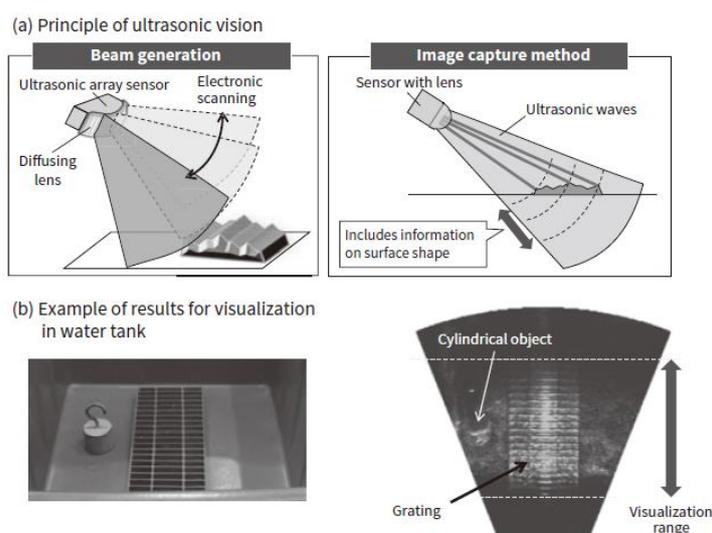


圖 1-5 超聲波視覺原理及可視化結果示例 [2]

### 3. TEMBO 機械手臂

由堆高機組成，充當機動推車，配有機械手和末端執行器，類似於人的手臂和手。機械手「手臂」採用七軸配置，使其能夠在非常狹小的空間內進行操縱，並且連接末端執行器後，它具有 60 公斤的負載能力，足以搬運重達 50 公斤的塊。此外，驅動機械手的小車沿著各軸的工作台行程增加，機械手的移動範圍變寬，設備平滑地提升和將塊狀物放入收集箱中的能力提升。除了改進末端執行器規格、增強其輸送能力外，還考慮到各種風險（翻倒時的回收、鐵板螺栓鬆動、切割、鑿剝等），準備了一系列末端執行器。使用模型與 TEMBO 進行進一步培訓，並於 2015 年 6 月中旬在福島第一核電廠 2 號機組開始運作。

這些技術和機器人設備使日立在核電廠除役領域的遠端操控和高輻射環境操作方面取得了突破。未來，這些技術將進一步提升，以支持長期的除役任務，並有望應用於更多高輻射及複雜作業的工程挑戰中[2]。各組件耐輻射性能(Radioactive resistant performance) 根據機器人工作場所的劑量率，對每個機器人的抗輻射性要求進行不同規定。維護考量以下幾點：

1. 機器人發生故障時，需備有可自行移動至非高輻射工作區域，以利於維修作業
2. 機器人不操作時，需盡可能將其移動至非高輻射工作區域放置，以利延長使用壽命

3. 機器人外殼(含載運系統)設計需盡可能便於污染時除污

4. 機器人組件裝置設計需考量便於維護替換 [3]

輻射防護問題是核電廠用機器人的重要特徵之一。機器人為機電整合之系統，運作於輻射環境中，若無任何輻射防護措施，容易導致機器人感測器、電子元件、信號傳輸系統等瞬間失靈，例如：受輻射影響大的影像元件，由於使用了光電感測器，內部元件同時受到光脈衝干擾和輻射干擾，極易損壞。也會加速絕緣材料、潤滑劑、黏合劑及密封部件等的老化，或是對其他對輻射敏感的零件，可能造成損傷，而影響到機器人的正常運作，嚴重的話，將導致機器人無法運行。因此於高輻射之作業場所，機器人輻射防護至關重要，不容忽視。機器人在輻射環境中的生存問題，這也一直是世界性的難題。核電廠用機器人的輻射防護需要先從受輻射影響較大的元件和材料方面開展研究，以提高部件的抗輻射水準。機器人上常用的輻射防護方式有下列幾種：

1. 屏蔽防護：為傳統的防護方式，即在輻射源和關鍵部件之間以可隔離輻射之材料將輻射隔離，這類常用屏蔽材料有不銹鋼、鉛合金、鎢合金、鑄鐵、混凝土、水等。鉛屏材料類型、形狀和用量取決於輻射類型、輻射源強度以及可容許的劑量率。通常採用的為鉛屏蔽方式。
2. 塗覆防護：其原理與屏蔽防護一樣，即在機器人中的電子器件、

感測器、信號通訊單元等對輻射敏感的元件或部位的表面塗覆或包覆一層防護材料。

3. 電路抗輻射加固：電路抗輻射加固方式有多種，其中一種方式為硬體冗餘設計。是指在設計機器人硬體電路時，針對易被損壞的電路採用多通道冗餘設計，當某一通道受到輻射粒子擊壞後，其他通道能夠代替被擊壞的通道，確保硬體系統仍能正常工作。此種方式在不增加機器人重量的前提之下，提高了耐輻射能力，但在高輻射環境下，其抗輻射能力仍不夠。

機器人主要的輻射防護關鍵技術有：影像感測器耐輻射技術、耐輻射能力的材料、適合輻射環境的機械結構設計、電子元件的輻射防護、關鍵部件的輻射防護加固。下表就幾個方面來論述。[4]

表 1-1 Quince 執行的任務清單[4]

項次	任務	所用時間 min	行走距離 m	環境劑量 mGy/h
1	在 2 號機組反應爐底層的放射性污染水池安裝水位計(空間過小，未成功)	95	182	65
2	測量 2 號機組反應爐廠房底層以上的放射性劑量，對反應爐廠房內空氣中的固體顆粒進行取樣	195	230	50
3	查看 3 號機組反應爐爐芯噴霧系統的損壞情況，測量反應爐周圍的劑量水準	105	130	54
4	查看 2 號機組 1 樓的損害	80	100	N/A
5	查看 3 號機組 1 樓的損害	90	160	N/A
6	查看 2 號機組 3 樓的損害情況，5 樓的燃料水池(纜線卡住，未能返回)	138	408	250

## 1. 影像裝置

輻射會對影像裝置 CCD 或 CMOS 產生快速的損壞，所以在輻射環境內使用的影像裝置需要進行專門的防輻射處理。可選擇的解決方式有下：

- i. 採用前面所述的屏蔽防護方式，影像裝置外殼用高比重金屬材料，來屏蔽輻射，但要注意高比重材料，密度高，重量重，將會影響到機器人的性能。另在影像裝置的透光材料使用含鉛玻璃來降低和可見光一起穿透的射線，此種方式的不足之處是，鉛玻璃無法完全阻隔伽馬射線等常見射線，另外鉛玻璃呈綠色，如果過厚會阻擋大部分可見光，影響成像品質。
- ii. 利用普通影像裝置，以增加反射鏡的方式來防護。此影像裝置由普通影像裝置、反射鏡、輻射防護外殼等組成。利用伽馬射線不會被反射鏡反射，而可見光可被反射的原理，使可見光與伽馬射線分離，使可見光進入成像元件成像，而伽馬射線不會進入損壞成像元件。

## 2. 有機材料

一般機器人移動機構所使用的輪胎或是履帶大都由橡膠所構成，此外其他絕緣材料、密封劑、潤滑劑、黏合劑等都會涉及到有機聚合材料。這些材料，在受到一定輻射劑量後，容易產生分子鍵斷裂、降解和重新交聯，進而改變聚合材料的化學結構，使材料老化。這通常除了導致機械性能的降

低，亦會造成絕緣性等電性發生改變。根據歐洲核子研究中心(CERN)和美國橡樹嶺國家實驗室(ORNL)之研究，以材料機械性能的變化作為輻射損傷劑量的評價指標，在常用的有機材料中：聚四氟乙烯和聚醯胺等材料的輻射損傷劑量在  $10^2\sim 10^3$  Gy，密封用人造橡膠和聚丙烯等的在  $10^4$  Gy 以上，矽酮、礦物油和聚苯材料等潤滑油的在  $10^4\sim 10^8$ Gy，氯丁酚醛等黏合劑的在  $5\times 10^5\sim 10^7$  Gy 之間。

### 3. 結構設計

- i. 集中式機殼設計：由於機器人在輻射環境下運行，整體機具應具有某種程度的耐輻射能力，因此機器人的電路系統結構設計上建議採用集中式機殼設計方式，盡可能將所有電路系統或是對輻射敏感的關鍵元件，集中包覆於機殼內，而機殼則可使用屏蔽材料，或在外側塗覆防護材料，來防止輻射損壞電路系統。
- ii. 防水、防塵：由於機器人在執行任務過程中，難免會遭受到粉塵汙染，因此對於粉塵之防護也相當重要。最好能將電氣元件密封在機殼殼體內，使其具有防水、防塵之功效，轉動軸可採用雙密封圈密封。如此當機器人本體表面受到粉塵汙染時，即可輕易的使用表面沖洗方式來去除汙染物。

### 4. 電子元器件的輻射防護

- i. 電子元器件，特別是積體電路極易受電磁波或突波的干擾，為保證機器人能在輻射或複雜的環境下正常運作，必須進行就輻射加固設計。可採取的手段有：在探測儀器上塗特殊抗輻材料，增強抗干擾能力；設計中選取抗干擾能力強的晶片，從而保證電路抗干擾能力；在電路設計中，設計適當的抗干擾電路，如冗餘設計，保證電路在輻射環境中正常工作；對系統電路板整體進行適當輻射防護，如塗抹抗輻射材料等，增強系統可靠性與穩定性。
- ii. 總而言之，機器人系統的輻射防護需要在耐輻射材料的選擇、輻射加固和結構設計等多個方面進行綜合考慮，才能增加機器人的耐輻射能力。[4]

### 3.1.3 福島電廠除役經驗

福島第一核電廠事故後的主要包含三部分：污染水處理、燃料清除與燃料碎片處理過程中，日立集團所採取的措施與技術解決方案。

#### 1. 處理受污染的水

- i. 當水與熔融燃料直接接觸後，將水注入核反應爐以冷卻已熔化的燃料時，就會產生污染水。當流入受損建築物的雨水或地下水與積聚在建築物地下樓層的含有放射性物質的水混合時，也會產生這種現象。

- ii. 為了減少地下水流入建築物，有必要從建築物週邊的井（子排水管）中抽取地下水，以降低地下水的水位，同時使用安裝在建築物內部的泵來降低建築物內殘留水的水位。日立集團通過安裝從下排水管抽取的地下水淨化設備（用於下水道和其他區域的淨化設備）以及從建築物內的殘餘水中抽水並將其輸送到污染水處理設備（建築物內的剩餘水傳輸系統）的設備，為抑制污染水的產生做出了貢獻。此外，日立通過將每棟建築內部餘水輸送系統中的泵位置更改為每棟建築底層的地漏水槽，通過實施殘餘水的轉移，使底層的地板表面保持裸露，從而實現了“2020 年內完成建築物內殘餘水的處理”。
- iii. 日立開發並安裝了對污染水處理設備（高性能多核物質去除設備）處理的水進行過濾、去離子處理和以其他方式處理的設備，以將放射性核素（不包括氫）的濃度降低到通知濃度限值以下，設備於 2015 年起運作處理污水，福島第一核電廠於 2023 年 2 月通過了使用前檢查。雖然先進液體處理系統（ALPS）處理過的水目前儲存在福島第一核電廠場地內的水箱中，但有計劃用海水稀釋並將其排放到海洋中。

## 2. 燃料的清除

- i. 在 4 號機組核反應爐大樓中，3 號機組 PCV 的含氫廢氣通過

排氣管流入，引起氫氣爆炸，嚴重損壞了建築物的頂部。日立集團清除了大樓頂部作業樓層的成堆雜物，並與竹中株式會社合作安裝了燃油清除蓋和燃油處理設備。

- ii. 清除散落在用過核子燃料池內的碎片。在清除池內碎片的同時，東京電力公司還使用燃料處理設備從燃料池內清除燃料，截至 2014 年 12 月底，共清除了 1,535 根燃料棒。
- iii. 1 號機組核反應爐建築因地震後海嘯而失去爐心冷卻功能，受損爐心的氫氣洩漏到建築物內部，導致氫氣爆炸，嚴重損壞了建築物的頂部。從 2018 年開始，從核反應爐大樓頂部運行樓層北側和中心區域清除碎片，日立集團於 2020 年 11 月完成了對堆積在運行樓層南側的碎片（包括橋式起重機和燃料轉換器）的碎片墜落預防和緩解措施。計劃是在整個建築物上完成一個大蓋板的放置，然後從蓋板內清除碎片，並安裝燃料處理設備。東京電力公司控股公司計劃在 2027 年至 2028 年之間開始燃料清除。

### 3. 清除燃料碎片

- i. 地震發生時，燃料儲存在運行單位 1 至 3 的爐心中，由於地震後海嘯導致爐心冷卻功能喪失，燃料、燃料包殼管、爐心內部結構和其他部件熔化。日立集團正在 PCV 內部進行調查，以

收集與考慮全面清除燃料碎片的方法有關的資訊。

可視化結果範例透過在由多個振盪器組成的超音波陣列感測器上安裝使用透鏡的擴散器、在橫向上以電子方式掃描超音波並設定延遲時間、並在垂直方向上擴大波束寬度，擴大影像範圍與使用鏡頭的差異。日立集團採取了多種技術措施以減少污染水的產生、清除受損建築物內的燃料和碎片，並通過多核物質去除設備處理受污染的水，以使放射性核素濃度降低至安全標準之下。[2]

### 3.1.4 自動化系統技術展示

#### 3.1.4.1 通訊纜線纏繞的問題

在福島事故救援中，美國的 PackBot 機器人採用有線加無線的混合通訊方式，使無線通訊距離可達約 1000 m，同時機器人配備 250 m 光纖通信纜線，在無線通訊不可用情況下，使用有線通信。其通信單元設計的纜線卷軸器是防止纜線纏繞的關鍵，卷軸器控制系統能夠根據機器人的行徑需求自動出線或收線，盡可能降低纜線纏繞，並防止纜線過度拉緊而造成通信故障。另外，Packbot 可根據應用需要，配備 2.4 或 4.9 GHz 頻段全向天線，增強信號的穿透能力。



圖 1- 6 Packbot 510 機器人與卷軸器 [4]

參與福島事故的日本 Quince 機器人，也使用有線/無線混合通訊系統，如圖 1- 6 Packbot 510 機器人與卷軸器 [4]。利用兩台機器人，一台用以現場環境偵測，另一台用以鋪設通訊電纜。機器人的控制器置於建築物外，用 200 m 雙絞電纜和超高速數位用戶迴路(Very High Data Rate Digital Subscriber Line, VDSL)來建立控制器和偵測區域門外無線設備之間的通訊。在偵測區域門內無線設備跟鋪設電纜機器人之間，同樣也使用了 500 m 的雙絞線電纜和 VDSL 設備來建立通訊。門的內外，使用 2.4 GHz 無線通信設備建立通訊。當鋪設電纜機器人向前移動時，機器人上的電纜可捲出。當返回移動時，可以由操控員的控制繞回。

圖 1- 7 雙機器人—有線/無線混和通訊系統 [4]顯示了安裝在電纜機器人上的電纜卷出/回捲機構。在鋪設電纜機器人和偵測機器人間，亦使用 2.4 GHz 無線通信。如此使得機器人能實現 2 km 的遠程操作。

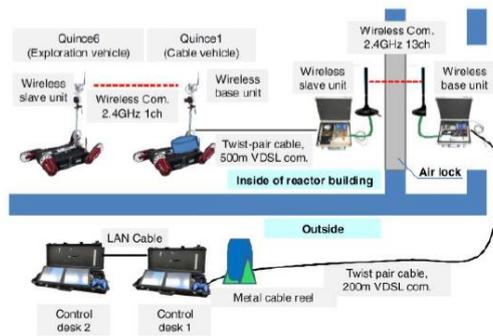


圖 1-7 雙機器人—有線/無線混和通訊系統 [4]

### 3.1.4.2 三菱重工機器人手臂技術應用於福島核燃料碎片移除

福島第一核電廠事故後，日本政府啟動了長期除役計畫，其中一個關鍵挑戰是安全移除熔毀燃料碎片和反應爐內部結構。為應對這一問題，三菱重工（MHI）設計了一台 7 米長的機器人手臂，具備 6 軸控制能力和高達 2000 公斤的反作用力承受能力，其末端定位精度可達 5 毫米，遠超設計要求。然而，因現場條件和規範不明確，加上首次嘗試超大尺寸的液壓驅動系統設計，開發過程面臨諸多挑戰。這些問題使建模和硬體在環測試成為關鍵，以優化控制設計並確保系統穩定性。

為解決這些技術難題，三菱重工團隊使用 MATLAB 和 Simulink 平台，採用基於模型的設計（Model-Based Design）方法。透過 Simulink 模擬 Gazebo 模擬器結合 ROS 的測試框架，開發了液壓伺服系統模型及二自由度控制模型，並加入重力補償和液壓差壓反饋等技術。該方案成功縮短了開發和調試時間至原來的一半，不僅滿足核燃料提取計畫的時間要求，還為未來高負載高精度液壓設備的設計提供了可重複利用的技術基

礎。[5]



圖 1-8 三菱重工七米長的機械臂[5]

### 3.1.4.3 Hitachi-GE 與 IRID 共同開發高輻射抗性之水下機器人 Manbo

自 2011 年福島第一核電廠事故以來，日本持續依靠機器人進行燃料碎片的清理工作。2022 年，東京電力啟動了新的反應爐內部調查，投入了包括蛇型機器人和水下機器人 "Manbo" 在內的 6 台特製機器人，用於檢測反應爐底部的高活度核污水和熔毀燃料殘骸。這些機器人利用輻射硬化材料和高精度傳感技術，成功收集了關鍵影像，為清理計畫提供數據支持。然而，由於輻射強度高於預期，大多數機器人需要在短時間內完成任務後迅速撤離，顯示出抗輻射技術仍需進一步優化。

福島核電廠的清理推動了防輻射機器人技術的快速發展。最新技術結合輻射硬化材料、介子成像和虛擬現實模擬設備，使工程師能夠在等比例

模型中測試並改進機器人性能。儘管日本政府希望通過機器人加快核電廠的除役與重啟，但仍面臨清理進度緩慢、開發成本高昂及公眾對核能安全的疑慮等挑戰。未來，隨著技術成熟，這些機器人有望成為高輻射環境清理和維護的關鍵解決方案。[6]



圖 1-9 尺寸僅有鞋盒大小之 Manbo 小型機器人 [6]

#### 3.1.4.4 福島核碎片清除工作

福島第一核電廠的碎片清除作業中，機器人手臂的最大長度達 22 米，可深入反應爐內，分階段移除燃料碎片。該機械臂配備多種感測器，包括雷射感測器，用於評估三維外部環境及輻射環境。此裝置還能偵測反應爐壓力容器（PCV）內的輻射狀況，防止放射性物質外洩至密封容器外部。

該機械臂的主要結構由不鏽鋼和鋁製成，總長約 18 米，重量 4.6 噸，配備 18 個軸，其中包括 4 個拖板和 14 軸自連桿。裝置可攜帶各類工具，如伽馬感測器、雷射掃描儀、光子感測器和相機，以進行精確切割、破碎及水刀分割等操作，適應高輻射區域的作業需求，累積劑量上限

為 1 MGy。[7]

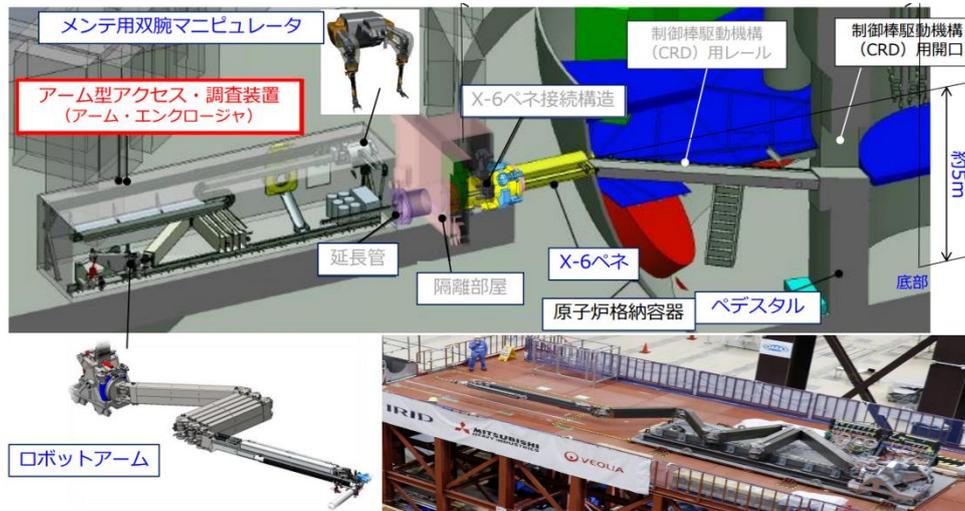


圖 1- 10 用於清除福島 1 號核電廠 2 號機組反應器內的燃料碎片的機械臂裝置 [7]

### 3.1.4.5 日立 GE 核能公司開發用於燃料碎片回收的「柔性結構臂（肌肉機器人）」和遠端操作技術

日立 GE 核能公司為福島第一核電廠的除役計畫開發了"柔性結構臂（肌肉機器人）"和燃料碎片遠程操作技術，以應對燃料碎片回收過程中的高輻射環境挑戰。該機器人臂具有高度柔韌性和操作靈活性，能在狹小的反應爐內部空間進行精確操作，包括側面進入和部分浸入的動作，使其能夠有效地靠近並回收燃料碎片。2016 年的初步測試顯示，這一系統能夠克服高輻射環境下的操作限制，為燃料碎片清理提供了創新的解決方案。

此外，這套系統還配備了履帶式機器人，用於清除反應爐壓力容器

(RPV) 內的障礙物，進一步增強了設備的適應性。該技術展示了機械手臂和履帶系統在高輻射環境下的協同工作能力，並提高了操作的精度和穩定性。柔性結構臂的開發，指示著核能除役技術的重大突破，為未來的輻射高風險作業提供了可行的操作工具 and 技術支持，為核電廠除役計畫注入了新的希望。[8]

<各種試驗例>



圖 1-11 柔性機器人之各種技術演示 [8]

名称	ロボット1 (歩行タイプ)	ロボット2(単腕)	ロボット3	ロボット4	ロボット5
装置外観					
外形寸法	4350L × 630W × 1110H (アーム伸ばし時)	2700L × 600W × 350H (伸長時)	1650L × 430W × 185H	2000L × 2800W × 325H (伸展時)	1710L × 370W × 185H (伸長時)

圖 1-12 為應付不同環境之五種柔性機器人 [8]

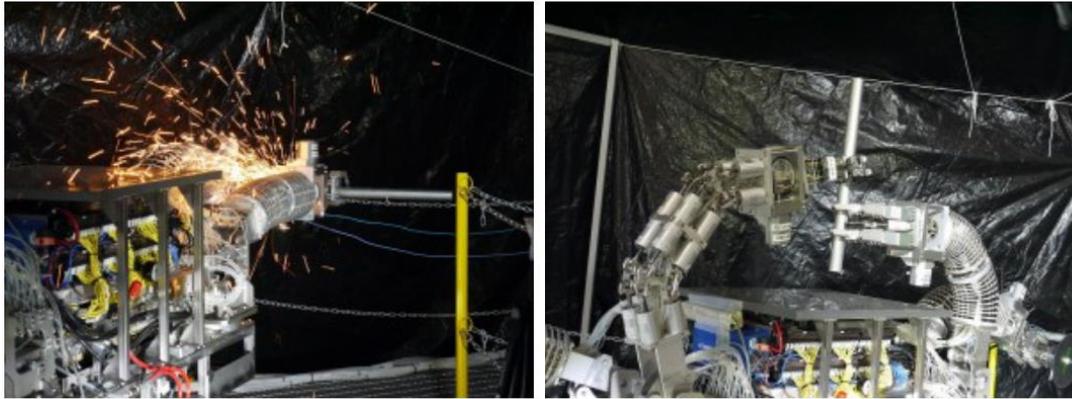


圖 1-13 機器人 1 (帶履帶) 切割管道並儲存到儲存罐中的演示 [8]



圖 1-14 機器人 4 的動作演示 [8]

## 3.2 應用於熱室中的自動化工具機的案例與自動化系統的設計原則之相關

### 文獻彙整

#### 3.2.1.1 自動化系統中各重要部件之輻射耐受性

隨著自動化系統和機器人在許多行業中的應用日益增多，核子設施的除役行業也對機器人平台產生了相應的需求。核設施的除役工作需要面對放射性污染等挑戰，尤其是在核廢料儲存池的地質環境以及核電廠除役過程中，這種需求尤為重要。福島核災事故的善後工作經驗強調了機器人和自動化系統在這些工作中的價值。由於核設施除役過程中不可避免的高輻

射環境，自動化設備和機器人系統必須具備極強的輻射耐受能力，以確保在高輻射環境下的穩定運行。

因此，本節將針對機器人系統中各個重要部件的輻射耐受性進行討論，並探討在核設施除役中的應用潛力，為未來核工業領域的自動化與機器人技術發展提供參考。

### 3.2.1.2 電子組件的一般輻射效應

輻射對電子組件的影響通常可以分為兩大類：總游離劑量（Total Ionizing Dose, TID）效應和單事件效應（Single Event Effect, SEE）。TID 效應是由累積的游離輻射劑量引起的，這會導致材料特性隨著時間逐漸發生變化。相對而言，SEE 效應是由單個高能粒子（例如重離子或質子）引發的瞬間效應，可能導致組件的瞬時故障或甚至永久性損壞。

在核設施的除役環境中，TID 和劑量率因具體位置和操作條件的不同而有所變化。以英國的 Magnox 儲存池為例，TID 可以達到 0.5 MGy(Si)；而在福島核電廠周圍，劑量率則可達到 4 至 6 Gy(Si)/hr。這些輻射環境中的極端劑量率給電子組件的輻射耐受性提出了極高的要求。

### 3.2.1.3 電子元件之輻射耐受性

在不同種類的電子元件中，其對伽馬輻射的敏感程度存在顯著差異。下面比較了各類電子元件在不同伽馬輻射劑量（Gy）的損傷程度，如圖 1-15 電子元件對伽馬輻射的敏感性 [9] 所示。圖中採用了三種顏色標示

損傷級別：

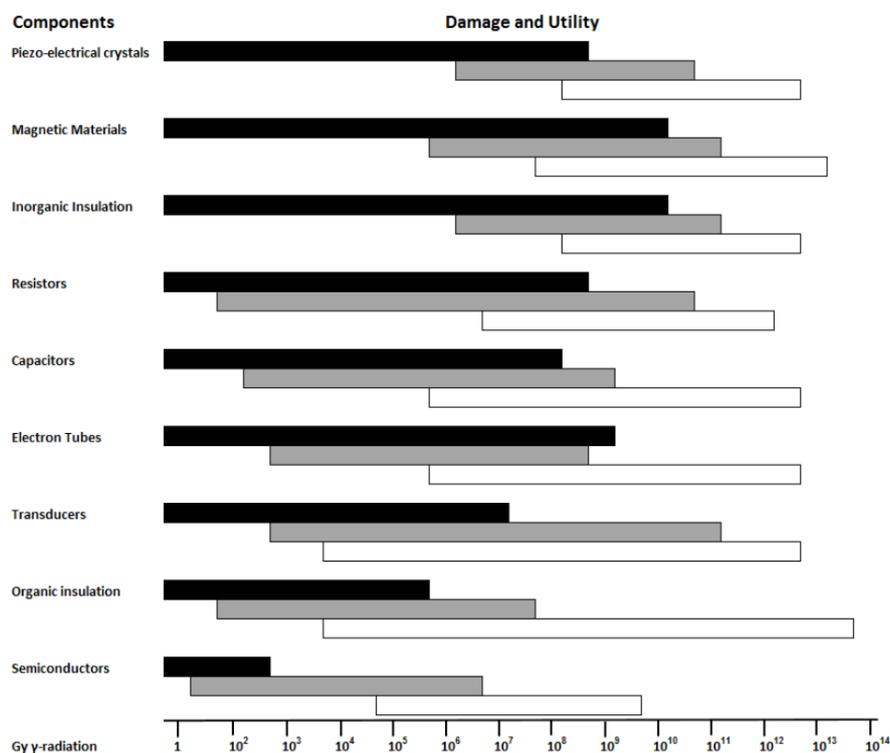


圖 1-15 電子元件對伽馬輻射的敏感性 [9]

1. 黑色代表輕度到中度的損傷，此階段下元件的功能可能會部分受到影響，但在低劑量的伽馬輻射下仍然可以維持基本的工作能力。
2. 灰色代表中度到重度損傷，元件性能明顯下降，可能會開始出現功能上的不穩定。
3. 白色代表嚴重且永久的損傷，此時元件的結構或材料可能已經受到不可逆的破壞，無法再正常運作。

在所有列出的元件中，半導體材料的輻射耐受性最差。半導體在較低的伽馬輻射劑量下即會產生損傷，並隨著劑量的增加，損傷程度迅速加重，最終導致永久性破壞。這種現象說明了半導體元件在輻射環境下的脆

弱性，對於在高輻射環境下工作的電子設備設計具有重要的啟示。因此，在輻射防護設計中，如何有效保護半導體元件成為一項重要課題。[9]

#### 3.2.1.4 電子元件之輻射耐受性-半導體材料

半導體材料在伽馬輻射環境中，可能會產生自由電子，這些自由電子有可能使金屬氧化物半導體場效應電晶體（MOSFET）意外導通，導致元件的性能不穩定，如圖 1- 16 N-MOSFET 中 Si/SiO<sub>2</sub> 界面層的電荷陷阱 [10]所示。此外，輻射對晶體管性能的影響也會反映在關鍵參數上，例如門檻電壓的變化和漏電流的增加。這些變化會嚴重影響半導體元件在輻射環境下的可靠性。[10]

為了減少輻射對半導體的影響，有幾種有效的解決方案：

1. **使用更具輻射耐受性的半導體材料**：例如碳化矽（SiC）和氮化鎵（GaN）等材料相較於傳統的矽（Si），擁有更高的能隙，能有效降低因輻射引起的電荷累積。[11]
2. **屏蔽材料的使用**：可以採用鉛或特殊的高熵合金（High Entropy Alloy），用以包覆敏感的半導體元件，阻擋或吸收輻射粒子的進入，從而保護元件。
3. **熱退火處理**：在經過輻射暴露後，通過適當的熱退火工藝可以有效地消除界面陷阱，幫助材料恢復其原始的電性能。

這些方法對提升半導體元件在高輻射環境中的穩定性和可靠性具有重

要作用，特別是在航空航太和核能領域等高輻射暴露的應用場景中，選擇合適的材料與保護措施至關重要。

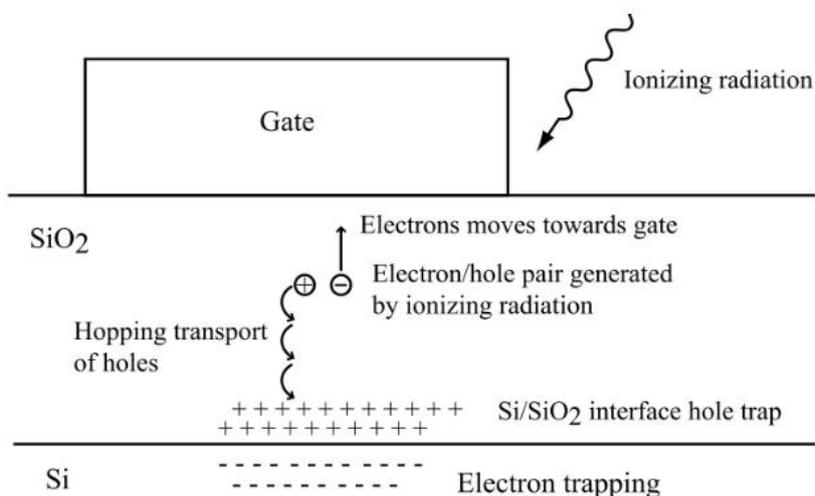


圖 1- 16 N-MOSFET 中 Si/SiO<sub>2</sub> 界面層的電荷陷阱 [10]

### 3.2.1.5 電子元件之輻射耐受性-慣性測量單元

慣性測量單元（Inertial Measurement Unit，IMU）是一種電子裝置，用於測量物體的特定力、角速度和磁場，例如加速度計、陀螺儀和磁力計。這些感測器可提供物體在三維空間中運動和方向的數據，常被應用於機器人平台、包含電子產品到太空軌道衛星。然而，各部件的輻射耐受性並不盡相同。

在輻射耐受性的研究中，以下為一些常見元件的行為範例：

1. **ADXL335 加速度計**：在累積劑量（TID）達到約 0.7 kGy(Si) 時，開始出現性能退化的跡象。
2. **ENC-03R 陀螺儀**：在 TID 約 1 kGy(Si) 下，顯示出輕微的退化，但

在測試期間內未顯示失效或漂移現象。

3. 所有測試的 IMU 元件中，除 ENC-03R 陀螺儀外，大多在 TID 接近 1 kGy(Si) 前即已失效。

為了提升 IMU 在輻射環境中的使用壽命及可靠性，可以採取以下解決方案：

1. **模組化設計**：將 IMU 設計為可拆卸單元，方便在部件因輻射劣化時進行更換，以保證系統運行的穩定性。
2. **輻射屏蔽層的應用**：在 IMU 周圍設置屏蔽層，以減少輻射累積劑量（TID）對 IMU 的影響，從而增強其在高輻射環境下的耐受性和使用壽命。

這些方法在空間和高輻射環境中特別重要，能夠幫助延長 IMU 元件的運行時間並提升可靠性。[12]

### 3.2.1.6 電子元件之輻射耐受性-電壓調節器

電壓調節器的作用是確保電源供應穩定，以避免突波引起的設備故障和性能下降。它在機器人平台和其他電子系統中扮演關鍵角色，而在高輻射環境中，輻射可能影響電壓調節器的效能，從而影響系統的穩定性和可靠性。

相比於一般電壓調節器，離散電壓調節器（Discrete Voltage Regulator）具備更高的可調整性與可靠性，適合在輻射環境下強化系統穩

定性。以 BD250C 為例，此類離散電壓調節器在經歷間歇性輻照和熱退火後，能保持較好的穩定性和耐受性，如圖 1-17 對 BD250C 離散電壓調節器進行間歇性輻照和熱退火 [12]所示。[12]

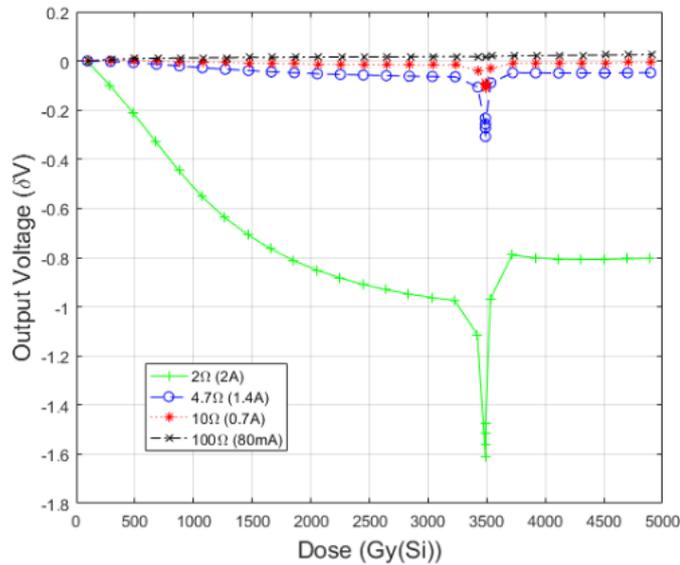


圖 1-17 對 BD250C 離散電壓調節器進行間歇性輻照和熱退火 [12]

為了進一步保護電壓調節器，以下措施可以有效減少輻射損傷的影響：

1. **溫控塊和散熱片的使用**：透過溫控塊或散熱片來控制設備溫度，可以在運行期間進行退火，從而降低輻射損傷的風險。
2. **控制輸出電壓負載**：通過在輸出電壓達到預定臨界值後，額外控制負載來達到所需溫度，進行設備的輻射退火保護。

這些方法有助於電壓調節器在高輻射環境中的正常運行，並延長設備的使用壽命。隨著輻射劑量的增加，電壓輸出的變化曲線圖中可以看到，適當的調節和防護措施可有效緩解輻射對設備性能的影響。

### 3.2.1.7 電子元件之輻射耐受性-微控制器

微控制器是機器人設備中最重要組件之一，其功能影響整個系統的正常運作。一旦微控制器失效，設備便有可能失去控制，導致系統故障。針對輻射環境中的耐受性，有研究對 Microchip PIC18F4520 的快閃記憶體進行測試，結果顯示其在 1.2 kGy(Si) 的輻射劑量下達到了退化臨界值。在此劑量之後，快閃記憶體會受到不可逆的損壞，無法修復。但在 1.2 kGy(Si) 的臨界值之內，記憶體仍能正常讀取和重新編程。為了確保微控制器的耐輻射性能，以下解決方案可以幫助延長其在輻射環境中的使用壽命：

1. **模組化設計**：將微控制器設計成模組化結構，使其在輻射損耗後可以快速更換，以維持系統的運行穩定性。
2. **提前更換**：在接近 1.2 kGy(Si) 的輻射劑量時，建議在安全臨界值之前進行更換，以避免快閃記憶體損壞導致系統的完全失效。

透過這些措施，可以在高輻射環境中確保微控制器的長期可靠性，並降低因輻射損壞帶來的風險。[12]

### 3.2.2 抗輻照監控技術設計

在高輻射環境下，為了精確地監測設備並確保其操作性能良好，專門設計了抗輻射監控設備，例如用於核反應爐爐心和燃料池等高輻射區域的監視系統。由於傳統的感測器和監視設備無法在此類環境下長期運行，因此需要採用具備耐輻射特性的裝置。

本節將對這些抗輻射設備，通常包括耐輻射攝影系統和光纖技術，進行描述。

### 3.2.2.1 耐輻射攝影機

Ahlberg Cameras 是一家源自瑞典的高科技公司，專注於設計和生產抗輻射視覺檢測設備，適用於核反應爐和核廢料設施等高輻射環境。其產品包括抗輻射水下攝影機，能夠提供彩色高清（HD）影像，並在空氣中及水下進行檢測，廣泛應用於核電廠的反應爐和燃料池中，用於核燃料檢查、一般操作監控以及核設施的除役和拆解作業。Ahlberg Cameras 的設備不僅具備優異的抗輻射特性，還需具備耐用性，以應對水下長時間的粗重操作需求，確保在惡劣條件下的可靠運行。[13]

為進一步提升其設備的抗輻射性能，Ahlberg Cameras 與英國的 Resolve Optics 合作，委託其設計和生產高耐輻射的固定焦距變焦鏡頭。Resolve Optics 為 Ahlberg Cameras 開發的 Mini-Rad F30 HD 攝影機系列，能夠承受高達 5 Mrad 的輻射劑量，並大幅超越市面上的標準核用彩色 HD 攝影機，使其成為替代傳統管式攝影技術的理想選擇。[14]

Resolve Optics 在抗輻射鏡頭設計方面擁有豐富經驗，所有鏡頭元件均採用摻有氧化鋇的玻璃或合成二氧化矽，能耐受高達 100 Mrad 的輻射劑量和 55°C 的工作溫度，並保持影像清晰、不變色、不衰退。這些鏡頭在 400 至 750nm 的波長範圍內提供高解析度和最低幾何失真，不僅適用於

核能檢測，還廣泛應用於醫學研究和太空科技。Resolve Optics 的抗輻射鏡頭被應用於同步輻射治療機、X 光儀器等，並獲得 NASA 的選擇，用於開發適合太空應用的抗輻射變焦鏡頭，以應對太空輻射環境下的嚴苛要求。[15]

綜合來說，Ahlberg Cameras 與 Resolve Optics 共同提供了針對高輻射環境的整體視覺解決方案，結合耐用的抗輻射攝影機和高性能光學元件，成功應用於核能、醫學及太空領域，並為高輻射操作環境中的長期穩定運行提供了有力支持。

下面為上述公司提供的實際應用案例之相關報導。

### **3.2.2.2 實際應用案例**

#### *3.2.2.2.1 福島 3 號機組拆除作業的水下監控*

在福島核電廠 3 號機組的拆除作業中，必須清理用過核子燃料池中的重型碎屑。為了安全地移除受損的建築物和反應爐廠房設施，操作人員使用水下移動攝影系統進行全距離的遠端監控和操控。這種移動攝影系統允許從遠端操作站安全地監視和控制清理過程，避免了操作人員直接暴露於輻射環境的風險。

具體來說，水下攝影系統通過連接攝影機控制單元和遠端操作工作站的 2 公里長光纖，實現了遠距離的影像傳輸與操控。此外，從距離 3 號機組約 700 米的遠端操作工作站，操作人員能夠精確地進行碎屑清理工作。

這一設計大大提升了拆除作業的安全性與效率，並有效減少了輻射暴露的風險。[16]

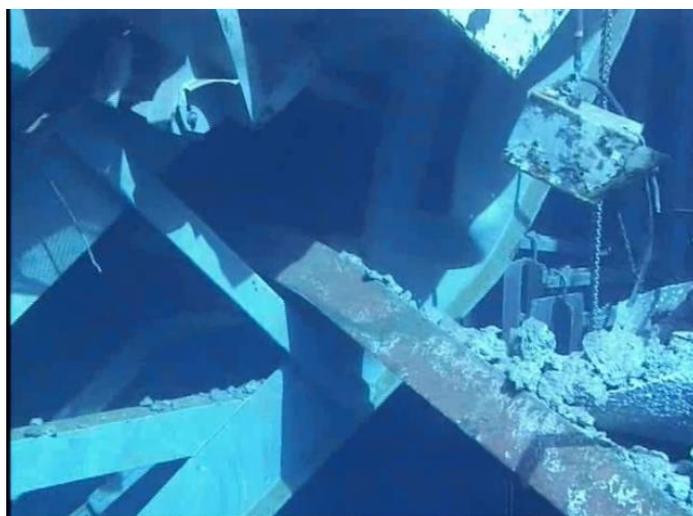


圖 1- 18 福島第一核電廠 3 號機組需要清理用過核子燃料池中的重型碎屑。在遠端移除受損的建築物和反應爐設備的同時，水下移動攝像系統將從安全距離監控操作。[16]

#### 3.2.2.2.2 烏克蘭羅夫納核電廠(Rivne NPP)監控

烏克蘭 Rivne 核電廠（RNPP）為了提升其運行安全性，於 2018 年在第 3 號機組安裝了一套先進的閉路電視系統（CCTV）。此系統的設計目標包括早期偵測如蒸汽、煙霧、火災和洩漏等危險情況，確保運行期間能及時發現潛在風險。此外，CCTV 系統還負責影像記錄，以便事後對關鍵事件進行評估，並監控進入受控區域的人員活動，以加強安全管理。

針對 RNPP 的不同輻射和溫度環境，Ahlberg Cameras 設計了一套適應多種條件的全面監控系統，包含 29 台攝影機（具備高、中、低輻射和溫度適應性）、LED 照明、聲音記錄和非接觸式溫度測量功能，並配備 6 個操作站、集中管理軟體及傳輸基礎設施。該系統顯著提升了核電廠的安

全性，並有效減少了設備故障導致的非計劃停機時間。[17]

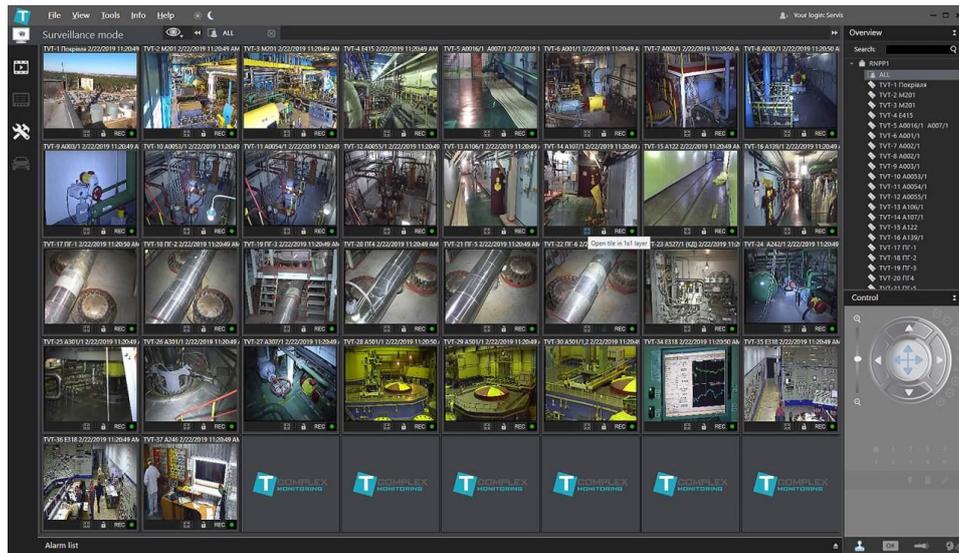


圖 1- 19 監測 RNPP 3 號機組之閉路電視系統 [17]

### 3.2.2.2.3 Sizewell B 核電廠的四面靈活檢測方案

英國 Sizewell B 核電廠於 2015 年採用了乾式燃料儲存技術，為了確保燃料組件在裝入金屬密封容器前完好無損，核電廠需要一套能從各個角度檢查燃料組件的系統，特別是對燃料棒和底部噴嘴的完整性進行檢查。這項需求促使 Sizewell B 尋求更靈活的檢測方案，以提升檢查的全面性和準確性。

為了解決這一挑戰，Ahlberg Cameras 開發了「四面靈活檢測方案」，該方案包括四面攝影系統、一台專用的底部檢測攝影機、遠程攝影機系統以及數據記錄設備。四面攝影系統安裝了四台抗輻射高清攝影機及燈光，能全方位檢查燃料組件，而第五台攝影機專門用於檢查燃料組件的底部，遠程攝影機則安裝在池旁，提供操作靈活性。系統透過光纖連接，操作員

可從不同位置控制攝影機，大幅提升操作效率與人員的安全性。[18]

### 3.2.2.3 光纖技術在高輻射環境中的應用與挑戰

光纖由於重量輕、抗電磁干擾能力強且具有高傳輸速率的優勢，在輻射環境中成為廣泛應用的關鍵技術。然而，光纖在高輻射環境下會受到損傷，導致性能下降，因此需要深入研究其損傷機制以提升光纖的耐輻射性能。研究顯示，輻射對光纖的損傷主要分為兩類：位移損傷和游離損傷，這些損傷由輻射粒子與光纖材料之間的能量交換過程引起。

位移損傷是由高能輻射粒子撞擊光纖內的原子，使其從晶格的正常位置移動，進而導致光學性能的劣化。而游離損傷則是由輻射激發的電子與光纖材料相互作用，引發材料內部空缺的產生，這些自由載流子可形成部分缺陷，進而影響光纖在紫外和可見光波段的透光性。[19]

由於游離損傷的能量較低，研究更側重於降低此類損傷對光纖性能的影響。為了應對這些輻射損傷，研究者們提出了多種技術來提升光纖的抗輻射性能，最常見的是摻雜技術和抗輻射材料製程。

#### 3.2.2.3.1 摻雜技術

2008年，Wijnands 等人發表了關於氟摻雜光纖輻射耐受性的研究結果。研究團隊進行了輻射實驗，將來自日本藤倉公司（Fujikura）的氟摻雜光纖與標準通訊用鍍摻雜光纖及 PSC 光纖進行比較。結果顯示，氟摻雜光纖在伽馬輻射和高能物理輻射環境中表現出卓越的輻射耐受性，遠優

於傳統的鍍摻雜光纖。這些結果展示了氟摻雜光纖在高輻射環境中的應用潛力，為輻射敏感區域的光纖選擇提供了新的方向。[20]

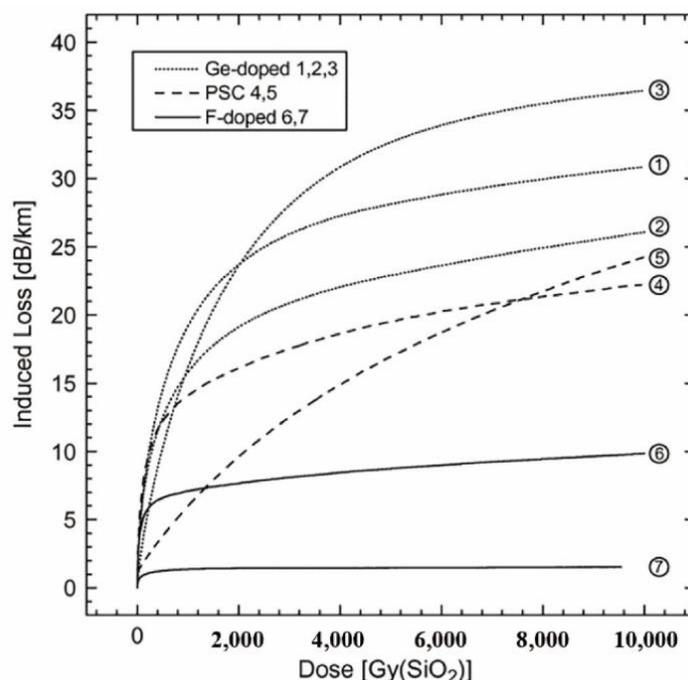


圖 1- 20 不同光纖對輻射耐受性之比較實驗 [20]

2016 年，Pal 等人提出了一種基於氟摻雜光纖的輻射耐受型光纖布拉格光柵 (FBG) 感測器。他們的實驗顯示，使用改良的化學氣相沉積法 (MCVD) 製備的矽芯氟摻雜包層光纖在近紅外區域具備優異的傳輸性能和輻射耐受性。當該光纖在伽馬輻射環境下暴露 180 分鐘後，其輻射誘發衰減 (RIA) 能夠迅速恢復到輻射前的水平，如圖 1-21 矽芯氟摻雜包層光纖在伽馬射線照射前後的輻射誘導衰減 (RIA) 差異 [21] 所示，展現出卓越的自我恢復能力。[21]

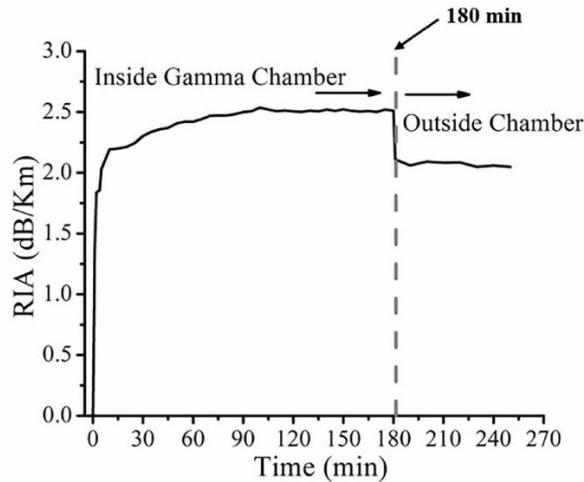


圖 1-21 矽芯氟摻雜包層光纖在伽馬射線照射前後的輻射誘導衰減 (RIA) 差異 [21]

雖然人們普遍認為純矽芯摻氟包層二氧化矽纖維具有最佳的抗輻射性，但確定最佳氟含量和瞭解氟的作用機制仍不清楚。因此，摻氟纖維仍是一個需要進一步發展的研究方向。

### 3.2.2.3.2 抗輻射材料製程

商業光纖根據需求分為不同類別，包括現成品 (COTS) 多模 (MM) 和單模 (SM) 光纖。雖然這些光纖在輻射前具有相似的光學和結構特性，但在輻射敏感度上可能存在顯著差異。大多數研究主要關注基於全內反射 (TIR) 技術的光纖，以確保光的導引傳輸。此類光纖通常由矽芯構成，外層覆有聚合物或金屬塗層，通過不同的摻雜技術形成徑向折射率分佈 (RIP)，以有效導引光線。

隨著微結構光纖和光子晶體光纖的應用增加，兩種特殊結構的光纖開始商業化。第一類是 TIR 實心芯光纖，具有微結構包層，如圖 1-22

(a) TIR 微結構光纖和 (b) 空心光纖 (HCF) 的示意圖 [22] (a) 所示；第二類是中空芯光纖 (HCF)，其芯部包含空氣孔並具有微結構包層，如圖 1-22 (b) 所示。與 TIR 光纖不同，中空芯光纖的導光機制依賴於結構參數而產生特定波長的窄頻傳輸窗。

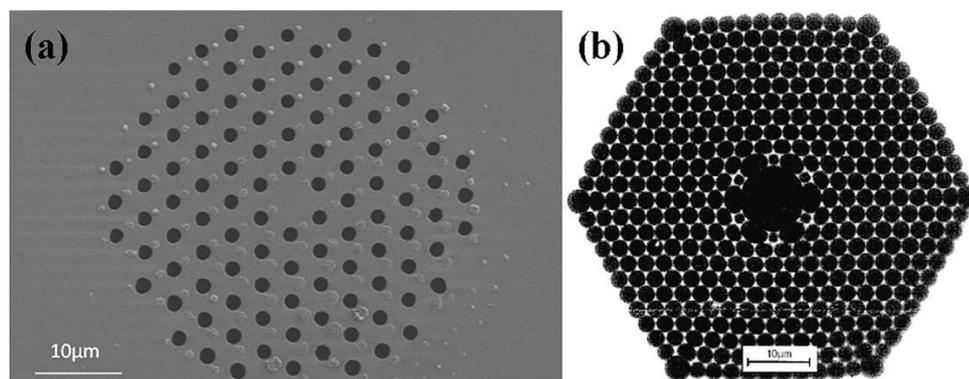


圖 1-22 (a) TIR 微結構光纖和 (b) 空心光纖 (HCF) 的示意圖 [22]

目前針對微結構光纖的輻射響應研究有限。TIR 實心芯光纖的輻射敏感度與相同玻璃材質的全矽光纖相似；相比之下，中空芯光纖在穩態伽馬射線輻射下顯示出更高的耐輻射性，但在脈衝 X-ray 輻射下的瞬態響應較為複雜。此外，中空芯光纖的導光特性適用於強化的波導應用，使其能適應輻射環境，並促成矽芯光纖的緻密化現象。這類光纖的單一玻璃結構也簡化了其輻射響應的複雜性，進一步增強了其在輻射環境中的應用潛力。 [22]

### 3.2.3 韓國原子能研究院(KAERI)熱室改造

韓國原子能研究院 (KAERI) 為提升針對用過核子燃料處置與研究之性能需求，於 2014 年將位於輻照材料測試設施(IMEF)地下室先進用過燃

料處理設施 (ACPF) 中的熱室部分進行改造。熱室是針對核輻射屏蔽的安全殼的名稱。熱這個字指的是高放射性。



圖 1-23 韓國原子能研究院輻照材料檢測設施 (IMEF) 的俯視圖 (位於 IMEF 地下的先進用過核子燃料處理設施)。 [23]

核燃料處理過程具有極高的技術需求和風險控制要求。本節將探討核燃料處理設施中的隔離與工藝設計、輻射防護、新增硬體配置及高風險工作應對策略，旨在展示核燃料處理設施中如何通過精心設計來確保操作的安全性和有效性。熱室牆壁使用 0.9 米厚的重混凝土製成，以確保操作區域劑量率低於 0.01 毫西弗/小時。隔離室用於供應和取回材料及容器。

核燃料處理設施包含兩個主要空間：隔離室和工藝室。隔離室配置為  $2.2 \times 2.0 \times 4.3$  米 (長度×寬度×高度)，而工藝室則更大，尺寸為  $8.1 \times 2.0 \times 4.3$  米。這些房間的設計旨在實現精確的輻射防護和有效的作業環境。

熱室的牆壁使用 0.9 米厚的重混凝土製成，以確保操作區域的輻射劑

量率低於 0.01 毫西弗/小時。這樣的防護設計有效保護了操作人員免受輻射的傷害。此外，設置於熱室後方的隔離室則主要用於材料和容器的供應及取回，確保了作業過程中的流暢性和安全性。

在整個翻新工作的過程中，現場管理人員的累積輻射劑量為約 330 毫西弗。考慮到翻新工作為期約六個月，這相當於每日平均劑量為 0.45 毫西弗（每月工作 20 天，每天工作 6 小時）。這些劑量數據展示了輻射防護的重要性，並且現場的安全措施有效地控制了輻射劑量，使其在可接受範圍內，保護了操作人員的健康。

核燃料處理的關鍵性能需求之一是將用過的核子燃料中的氧化鈾在高溫融鹽中進行電解還原(electrolytic reduction, ER)，從而還原為金屬鈾。同時，設施還需要將放射性核種，例如銫-137 與銥-90 等分裂產物有效分離。單次處理放射性物質的放射強度可達到 1,385 TBq，這需要高度精密和可靠的硬體支持。

為滿足這些需求，設施增加了兩個房間，其中一個用於進行實驗，另一個則專門用於維修起重機及其他設備。此外，設施內還配置了氫氣隔間、電解還原設施及相關傳送系統，確保各項作業能夠在高度受控的環境下進行。由於空間限制，部分牆壁使用了 4 厘米厚的鋼材進行補強，以增加結構強度，確保設施的安全性。同時，項目團隊在工作規劃階段提前識別了主要的高風險工作項目，並制定了相應的應對措施。這樣的前期規劃

和風險應對措施為施工過程中的安全提供了保障，有效降低了潛在的風險。

核燃料處理設施的安全性依賴於設施設計、輻射防護、新增硬體配置及高風險工作的應對策略。通過厚實的混凝土牆壁、合理的輻射劑量控制、新增的設備設施及結構補強措施，核燃料處理設施在確保操作安全和高效率的同時，實現了對輻射風險的有效控制。這些設計與措施充分顯示了核燃料處理工作中的技術挑戰和應對之道，為未來類似設施的建設提供了有價值的經驗與參考。 [23]

<b>Table 1 – Advanced spent fuel conditioning process facility renovation-related issues and countermeasures.</b>			
Main issues	Dismantlement/ installation	Challenges	Solutions
Maximization of work efficiency inside the hot cell	Dismantlement	Excessive dust in a small space	- Extra ventilation equipment - Dismantling guide with image data
	Installation	Various kinds of construction materials have to be supplied through the restricted route sequentially Narrow working space Difficulty in locating equipment by relying only on drawings (subject to use-dependent modification)	- Material entry route planning - Workforce allocation per waypoint to handle the materials safely - Prefabrication - Mapping with mock-up and three-dimensional simulation
Minimal work hours inside the hot cell	Dismantlement/ Installation	Protection against radiation exposure of workers and working hours management in dust-intensive zones	- Setting up a worker pool and rotating shift work schedules
Safe waste disposal	Dismantlement	Large construction materials have to be dismantled and disposed of with special handling	- Interim space to store large pieces (1) Hot cell structures → interim storage in the isolation room (2) Isolation room structures → use of outside interim work space - Large shielded container for large size of waste materials

表 1-2 概述了 ACPF 翻新過程中遇到的問題以及解決問題的措施。[23]

翻新過程包括前期準備、污染測量、除役、拆解和拆解材料的處理，以及新設施的安裝。為每個階段採用或提出的方法預計可以作為類似翻新項目的參考數據。此外，IAEA（國際原子能機構）、KAERI 及其他研究機

構的技術報告可供參考，用於反應爐和熱室設施的除役工作。下圖展示了翻新前後的 ACPF 熱室結構示意圖。

- 需要物料進出路線規劃
- 需要中間隔離空間，
- 需要設計容器來裝載大型放射性廢棄物
- 需要詳細的員工作業程序與每個輪值的輻射暴露估算(ALARA)。

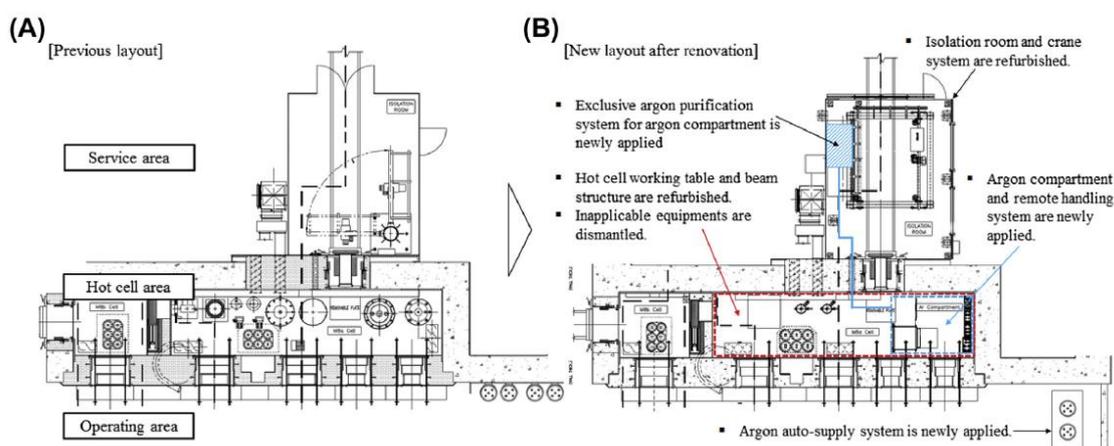


圖 1-24 翻新前後 ACPF 熱室結構示意圖。[23]

改造工程施作前，先建造空間與性能 1:1 的實體模擬系統，搭配工程軟體，驗證 ACPF 內氬氣系統氣密性能，遠端傳送性能合適性。在一個獨立區域內，我們安裝了一個精確代表氬氣隔間的模擬系統，以測試和評估將安裝在氬氣隔間內的新設備的位置和遠程控制，這是 ACPF 翻新的核心過程。通過這個模擬系統，我們檢查了設備的遠程可控性，以及原材料和設備模塊的進入路線。

針對設備安裝，我們詳細檢查了以下項目以確保工作效率、安全性和

質量保證：(1)新設備的模塊化和按模塊運輸與安裝根據定位計劃進行；(2) 在模擬設施中提前模擬遠程操作系統的可達性，並選擇最終安裝位置，如圖 4 和圖 5 所示；(3) 在最終定位前，使用 3D 模擬器對單元之間的干擾進行多方面的檢查。

圖 4 和圖 5 展示了氬氣隔間模擬系統的設計和建造，旨在實現與實際 ACPF 內即將安裝的氬氣隔間相同的氬氣環境。為了確保氬氣環境的安全性和穩定性，保持高水平的氣密性至關重要，以防止充滿氧氣的循環空氣將氬氣洩漏到 ACPF 的其餘空間中。氣密性測試驗證了其氣密性。最終，ACPF 的氬氣隔間按照與模擬系統相同的規格和建造程序完成建設。[23]

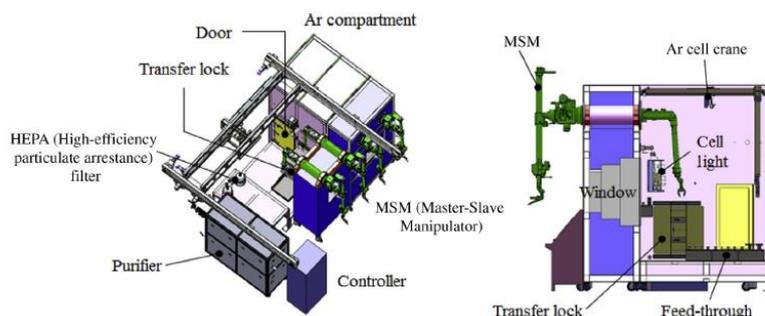


圖 1- 25 模擬先進用過核子燃料處理設施氬氣艙的氬氣艙模型系統佈局。 [23]

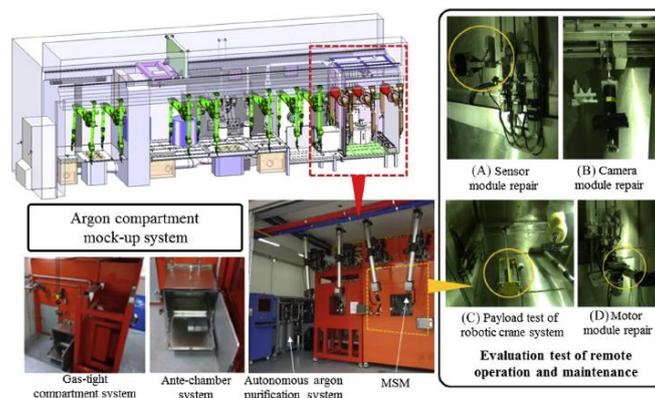


圖 1- 26 氬氣艙模型系統的開發及安裝設備的遠程可控性測試。 [23]

針對輻射屏蔽設計，使用 QAD-CGGP 和 MCNP-4C 程式進行評估，

以確保設計達到輻射劑量的標準。輻射屏蔽設計的計算結果顯示，操作區域和維修區的伽瑪輻射劑量率均符合韓國的標準要求。其中，操作區域的劑量標準為 0.01 mSv/h，維修區的標準為 0.15 mSv/h。伽瑪輻射的強度最高可達 10 MeV，總伽瑪強度計算為  $7.4 \times 10^{14}$  光子/秒。研究顯示，用過的核子燃料、還原金屬鈾和熔鹽的總伽瑪釋放速率相似，但用過核子燃料和殘餘熔鹽的伽瑪能量較高，因為它們含有高能量的伽瑪源，例如銫-137、銫-134 和鎊-154 等。中子輻射的劑量率比伽瑪輻射低一個數量級，因而可忽略不計。

根據表 1-3 放射性物質總活度評估之物質清單[24]，熱室設施設計目的是處理約 1,385 TBq 的放射性物質。設施包括兩個房間，一個用於進行實驗，另一個用於維修起重機和其他設備。前牆、隔牆和後牆選擇使用重混凝土作為屏蔽材料，部分牆壁因空間限制，使用了 4 厘公尺厚的鋼材進行補強。

根據表 1-4 利用 QAD-CGGP 與 MCNP-4C 估算表 1-3 物質經不同厚度之輻射屏蔽後熱室之表面伽瑪劑量率。(HC:重混凝土，S:鋼) [24]與表 1-5，評估“未來熱室”的輻射劑量率，QAD-CGGP 的計算結果與 MCNP-4C 一致，顯示總有效劑量率主要由伽瑪射線貢獻，而中子的貢獻僅佔大約 20%。在厚重混凝土的屏蔽設計中，如果考慮了足夠的安全裕度，可以認為中子引起的劑量率可以忽略。因此得出針對厚屏蔽設施僅考慮用過核子

燃料伽瑪源的 QAD-CGGP 計算是有效的。但為了得到更準確的結果，QAD-CGGP 計算需要一組重混凝土累積因子。根據計算結果，總劑量率符合“未來熱室”的設計標準。確定了屏蔽牆的厚度，以滿足操作區域 0.01 mSv/h 和維護區 0.15 mSv/h 的國內法律要求。這些結果將應用於詳細設計圖繪製和修改熱室設施。 [24]

表 1-3 放射性物質總活度評估之物質清單[24]

Radioactive Source Terms	Radioactivity (TBq)
Spent Fuel (20 kg-HM) – 1 batch	367.4
Reduced Metal Uranium – 4 batches	545.2 (136.3 × 4)
Volatile Fission Products (H, Kr) - 4 batches	20.0 (5.0 × 4)
Molten Salts – 2 batches	452.2 (226.1 × 2)
<b>Total</b>	<b>1,384.8</b>

表 1-4 利用 QAD-CGGP 與 MCNP-4C 估算表 1-3 物質經不同厚度之輻射屏蔽後熱室之表面伽瑪劑量率。(HC:重混凝土，S:鋼) [24]

Shielding Material and Thickness	Dose-rate (mSv/h)			
	QAD-CGGP		MCNP-4C	
	Uncollided	Total	Uncollided	Total
HC 90 cm	$6.93 \times 10^{-5}$	$2.10 \times 10^{-3}$	$7.04 \times 10^{-5}$	$1.60 \times 10^{-3}$
HC 80 cm + S 4 cm	$9.84 \times 10^{-5}$	$2.97 \times 10^{-3}$	$9.69 \times 10^{-5}$	$2.99 \times 10^{-3}$
HC 70 cm	$3.84 \times 10^{-3}$	$1.01 \times 10^{-1}$	$3.75 \times 10^{-3}$	$7.88 \times 10^{-2}$

表 1- 5 MCNP-4C 計算的熱池表面有效中子劑量率[24]

Shielding Material and Thickness	Dose-rate (mSv/h)			
	MCNP-4C			
	Neutron	Relative Error(%)	Secondary Gamma Ray	Relative Error(%)
HC 90 cm	$4.09 \times 10^{-4}$	3.66	$5.05 \times 10^{-5}$	1.47
HC 80 cm + S 4 cm	$6.50 \times 10^{-4}$	2.82	$1.05 \times 10^{-4}$	1.14
HC 70 cm	$3.73 \times 10^{-3}$	1.34	$3.37 \times 10^{-4}$	0.70

SOURCES 程式確定了自發裂變、 $(\alpha,n)$  反應以及  $(W,n)$  由均質介質中的放射性核素衰變引起的延遲中子源和中子譜。ER 過程中的中子源譜為  $6.12 \times 10^7$  n/s，如圖 1- 27 ER 過程的中子能譜。[24]所示。[24]

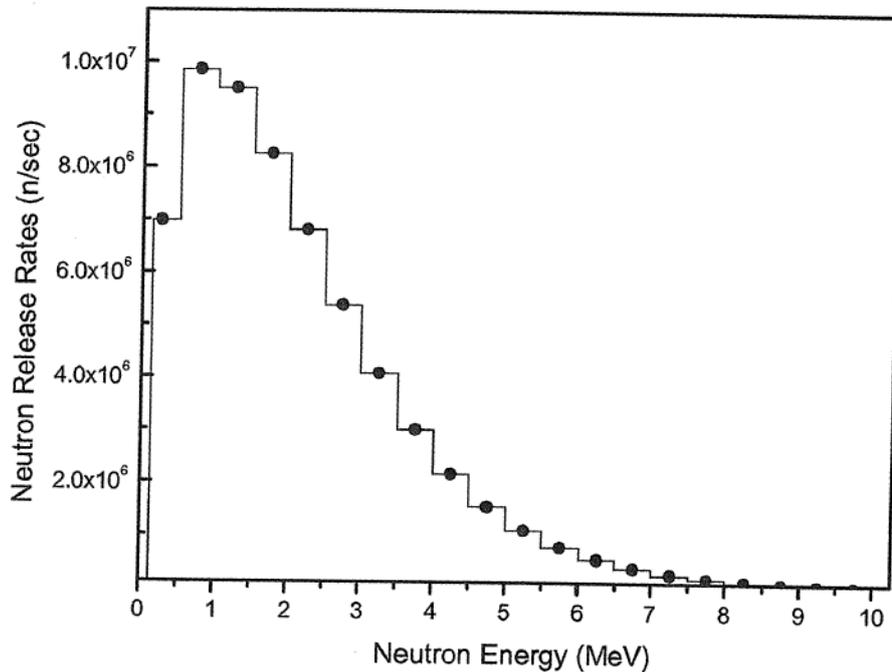


圖 1- 27 ER 過程的中子能譜。[24]

機械手臂熱室的設計旨在利用雙關節式機械手來處理高活性同位素和放射性藥物，確保操作的安全性和精確性。這一設計包含多個創新特點，

以實現對輻射環境的控制和操作效率的最大化，如下圖 1-28。首先，熱室的內膽採用了 SUS316 不銹鋼，並在內部轉角處使用圓弧角過渡設計，這樣的設計有助於防止粉塵和放射性物質的積聚，保持內部環境的潔淨。外表面則使用 SUS304 不銹鋼，增加了整體的耐腐蝕性和結構強度。在輻射防護方面，熱室的正面配備了厚度為 75/60 毫米的鉛遮罩，兩側及後面的鉛遮罩則為 60/50 毫米，這些鉛遮罩能有效屏蔽輻射，確保操作人員的安全。此外，分裝室內設有 HEPA 篩檢程式的層流系統，以達到 A 級 (Class 100/ISO Class 5) 的潔淨環境標準，確保內部空氣質量符合高標準的要求。

熱室還配置了一個創新的真空氣密系統，確保在工作狀態下，內部與外部環境完全隔離，從而避免任何放射性物質外泄。智慧控制台整合了熱室的多種操作功能，能夠即時監控內部的溫度、濕度、氣壓、風速、換氣次數和輻射級別，確保所有參數保持在安全範圍內。輻射偵測器被安裝於熱室內部，用於即時監測輻射劑量的變化，並與門的電磁鎖系統連鎖運作，只有當輻射劑量低於安全預定值時，門才可開啟，進一步確保操作人員的安全。為方便處理放射性物質，熱室的前方設有帶鉛玻璃視窗的鉸鏈門，並配備了兩隻機械手臂。這些機械手臂可選配，用於精確地處理放射性同位素或放射性藥物，並通過視窗進行觀察操作，保證過程的可視化和安全性。此外，熱室內設有產品升降機和料緩沖抽屜，用於確保原料在進

出分裝區域的過程中不受污染。同時，在工作區域下方設有 60 毫米鉛當量的活度計游離室遮罩，以方便活度計的安裝，保障輻射測量的準確性和有效性。可得知此機械手臂熱室的設計結合了多重屏蔽和控制技術，通過使用高效的材料、創新的真空系統以及智慧控制台，確保了熱室的操作安全、環境潔淨和操作效率。這些設計不僅滿足了高活性同位素和放射性藥物的處理需求，還為操作人員提供了良好的安全保障。[25]



圖 1- 28 機械手臂熱室 [25]

#### 3.2.4 熱室拉曼光譜技術

在除役熱室環境中，使用商用現成（COTS）的雷射誘導擊穿光譜（LIBS）和拉曼光譜技術被證明具有可行性。為了實現這些技術的遠程操

作，研究團隊為每個儀器設計並製造了適配器和探針，使其可以由機械臂拾取並從隔離控制室遠程操作，從而確保工人在危險環境中的安全。

目前，許多核電廠正逐步拆除並進行清理活動。為了高效且安全地處理遺留廢物，識別廢物的化學成分和組成是必要的，這有助於在預處理、處理、條件化、固定化、儲存及最終處置的過程中選擇最合適的廢物管理操作和流程。將機器人技術與廢物識別過程相結合，可以使工人免受危險環境的影響。機器人平台被廣泛應用於核工業的多種任務中，例如焊接、切割、結構性劣化量測、清潔、放射性調查和事故現場進入等，這些平台也越來越複雜和功能強大。兩種主要儀器：日立高科技手持式 LIBS 和桌面型 LIBS-8。

1. 手持式 LIBS 用於接觸測量，具備緊湊尺寸、低成本和低能耗的優點，但焦距較近。在 HH-LIBS 在污染檢測中表現出色，但由於其低雷射功率和有限的光譜解析度，在識別複雜樣品和多元素污染物時存在一定的局限性，如圖 1-29。
2. 桌面型 LIBS-8 則具備更高的雷射功率、更寬的波長範圍和光譜分辨率，適合遠距離測量且能夠更準確地檢測和識別污染物。為使這些儀器能夠在核環境中操作，開發了專門的機械臂安裝裝置，使其能夠從隔離控制室遠程操作。[26]

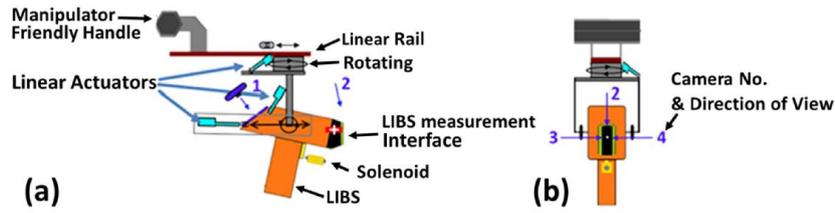


圖 1-29 手持式 LIBS 於機械臂安裝架內的簡化示意圖：(a) 側視圖，(b) 正視圖。相機 1 對準 LCD 螢幕；相機 2、3 和 4 對準 LIBS 測量介面；瞄準十字雷射位於雷射頭兩側對稱排列，並以“+”符號表示。 [26]

兩種拉曼探頭被開發：接觸探頭和遠距探頭。

1. 接觸探頭：接觸探頭能夠提供暗環境進行測量，確保測量的精確性和穩定性。它被安裝在機械臂上，用於測量固體樣品，並具有可靠的自對準功能，如圖 1-30。
2. 遠距探頭：遠距探頭則通過準直雷射束進行測量，適合遠距離操作。它的設計有助於降低污染風險和設備損壞，從而提高操作的安全性和效率。接觸探頭和遠距探頭使用相同的光譜儀和雷射器，並通過光纖耦合連接，如圖 1-31。 [26]

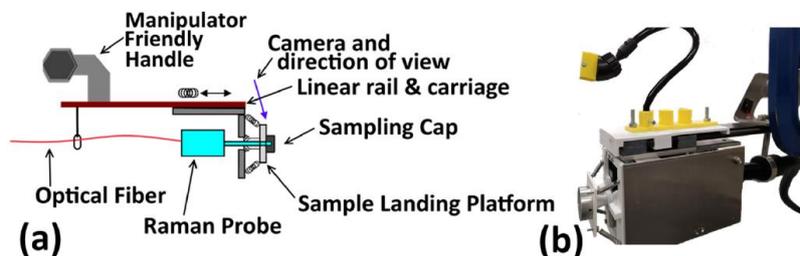


圖 1-30 接觸式拉曼探頭機器人安裝：(a) 簡化的側視圖，(b) 照片。此安裝裝置設計用於輕鬆對準樣品，確保測量精度 [26]

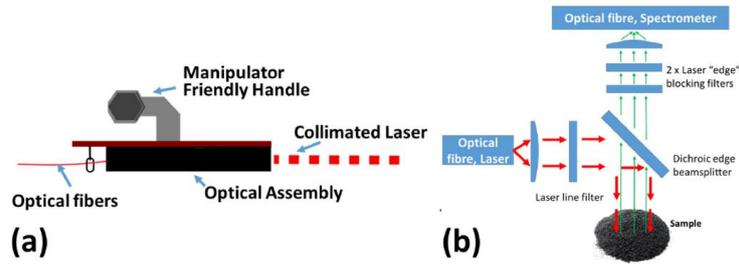


圖 1- 31 遠距拉曼探頭示意圖：(a) 遠距拉曼探頭，(b) 基本光學設計。此探頭設計用於從遠距離進行測量，並且不需要花時間對焦[26]。

如圖 1- 32，在模擬熱室環境中，利用 PaR M3000 機械臂成功地測試了接觸式 LIBS、接觸式拉曼和遠距拉曼。基本的 COTS LIBS 所收集的光譜數據顯示出在污染識別中的潛力。如圖 1- 33，HH-LIBS 雖然不是為污染檢測設計的，但其光譜數據仍能識別出元素污染物如鉍。然而，由於分辨率和光譜範圍有限，對於多種元素的污染檢測，可能會出現光譜線重疊的問題。[26]

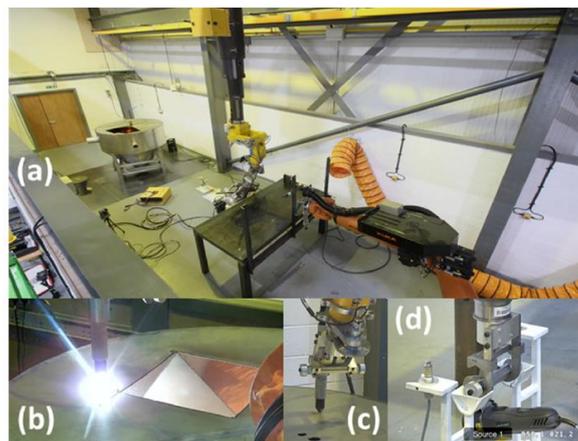


圖 1- 32 模擬活度熱室演示區域(a) 含有廢物分揀桌和 M3000 機器人的模擬活度熱室；(b, c) 機器人進行等離子切割；(d) 用於遠程工具更換的工具架和可停靠插頭 [26]

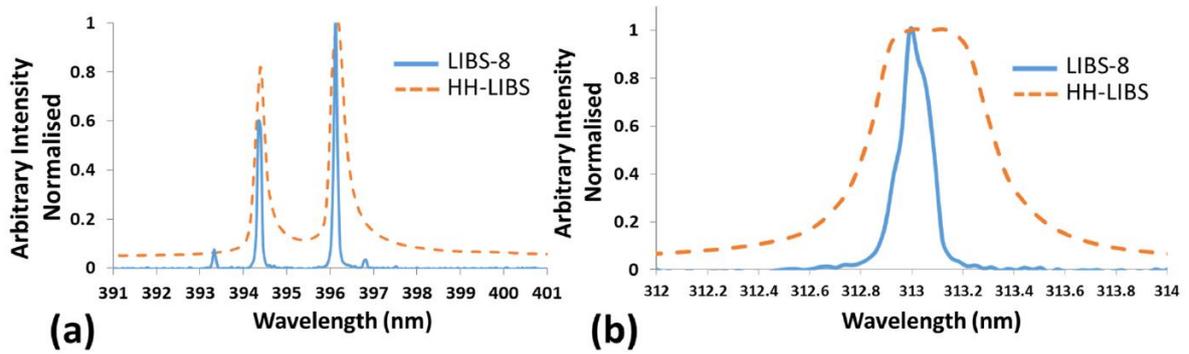


圖 1-33 元素發射線示例：(a) 鋁，(b) 鉍，這些由應用光子學 LIBS 8 和 日立高科技 LIBS 儀器測得 [26]

機器人安裝的接觸式拉曼探頭，在模擬活度熱室中操作，測量分揀桌上的樣品。圖 1-34 中顯示了來自控制室的閉路電視攝像頭視角。圖 1-35 可得知接觸探頭測得的高密度聚乙烯（HDPE）光譜，在模擬活度熱室內部的日光和燈光下，通過 16 米光纖傳輸信號，光譜數據用於識別樣品並傳回控制室。而圖 1-36 使用拉曼探頭測得拉曼光譜技術通過接觸和遠距探頭在固體樣品上的測量表現良好，清晰區分出由六種不同材料組成的樣品，能夠清晰地分離和分類不同類型的材料。接觸探頭在操作時未遇到問題，數據質量高，通過主成分分析（PCA）對樣品進行了有效分類。[26]

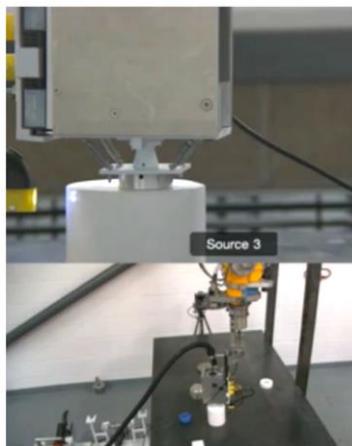


圖 1-34 接觸式拉曼探頭 [26]

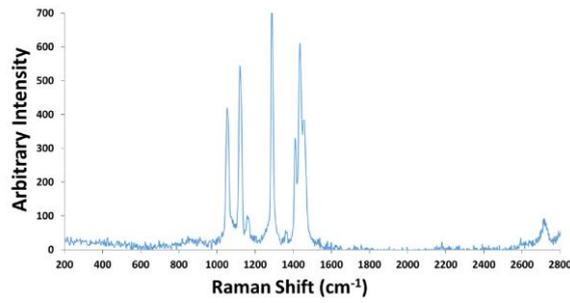


圖 1- 35 接觸探頭測得的高密度聚乙烯（HDPE）光譜 [26]

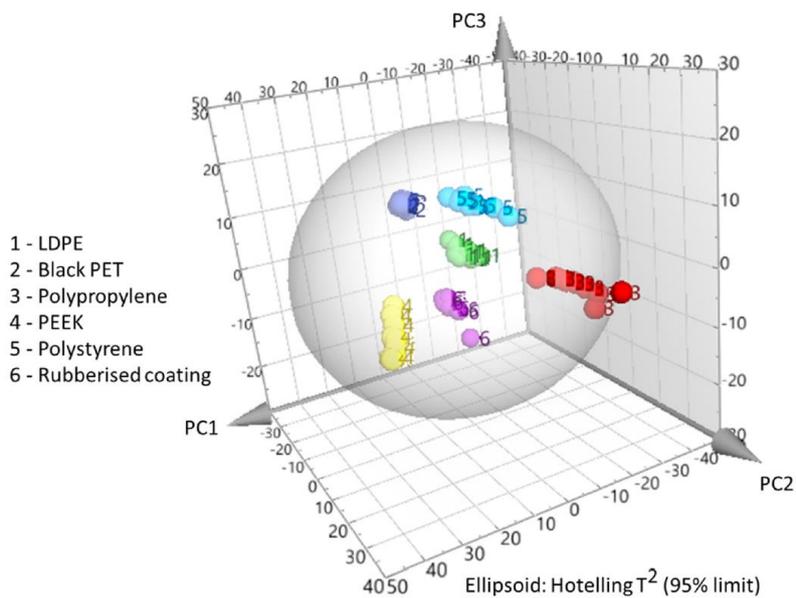


圖 1- 36 拉曼光譜數據的主成分分析（PCA） [26]

遠距探頭在距離樣品 1 米處的測量結果與接觸探頭一致，如圖 1-37，但在環境光強的條件下需要更高功率的雷射器來增加拉曼信號強度。儘管在 1 米距離處仍能獲得良好的光譜數據。為了進一步提升拉曼信號強度，減少環境光的影響，可以採取增加雷射功率和選擇較短波長雷射器的措施。例如，使用 532 nm 波長的雷射器比起更長波長的選擇能更有效地提高拉曼散射信號，進而克服環境光帶來的干擾挑戰。此外，這些改進措

施也能在特定環境下為遠距探頭提供更好的性能，滿足多樣化的測量需求。在硬體結構的設計上，所開發的機械臂支架展現了高度的靈活性和適應性，能夠適配其他技術和類似格式的探頭，例如 X 射線螢光（XRF）儀器。這樣的設計使得探頭的應用不再局限於拉曼光譜測量，而是可以擴展至其他分析技術，增加了系統的多功能性和價值。這一特點不僅使測量更加便利，也為更多不同技術的結合應用提供了可能性，進一步推動了遠距測量技術在多領域的發展。[26]

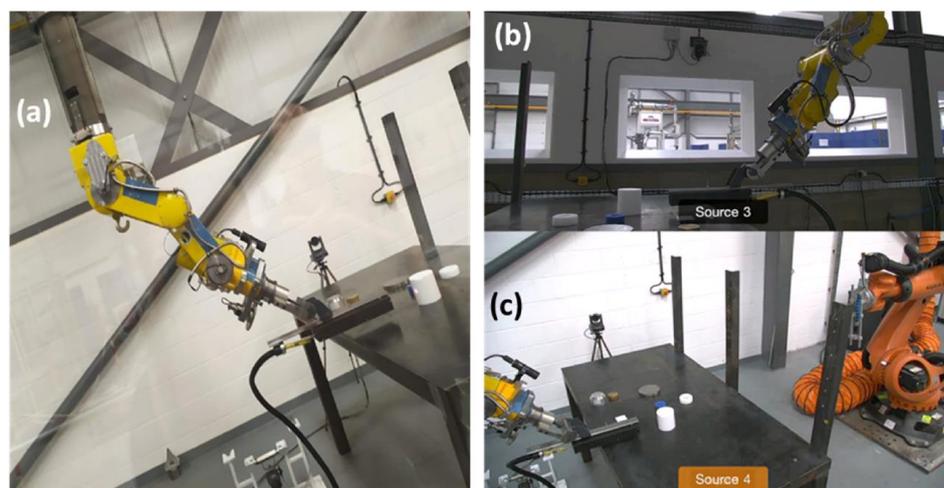


圖 1- 37 遠距拉曼探頭操作：(a) 模擬活性熱室窗戶視角進行測量，(b, c) 控制室日間視角 [26]

### 3.2.5 ITER 熱室

國際熱核聚變實驗反應爐（International Thermonuclear Experimental Reactor, ITER）是全球最大型的國際合作科學項目之一，旨在驗證磁約束控制核聚變技術的可行性，並為未來聚變能電站的建設提供技術基礎。Tokamak 複合設施位於 ITER 現場的中心，周圍有提供服務的輔助建築，

Tokamak 機器則位於 Tokamak 建築內。Tokamak 複合設施是一個高度密集的區域，包含 30 多個不同的系統，如建築服務系統、冷卻水和磁體系統、儀器與控制系統 (I&C)、燃料系統、真空和低溫系統、氬系統、線圈電源和電纜槽、加熱系統、診斷系統及測試包覆層系統。這些系統的高密度佈局要求它們進行良好的整合。

熱室具強化核輻射屏蔽設計作業空間，保護作業人員免受放射性同位素的侵害，同時可以控制和操縱所需的設備，應用於核能和核子醫學行業。熱室系統及其相關設備安裝在熱室建築內，該建築提供空間、支持、封閉和服務。主要功能為處理和儲存從 Tokamak 中移除的固體放射性材料，這些材料將被修理或丟棄。因此，熱室包括：

1. **接收區域**：由一個塵埃清潔設施和一個公共儲存設施組成。
2. **爐內零件儲存區域**：專門儲存 ITER 運營期間將多次更換的零件。
3. **廢物處理區域**：用於回收電漿內壁組件中的氬和受污染的塵埃。
4. **測試區域**：用於測試和修理受到損壞的電漿內壁模組。
5. **維護設施**：用於維修和修理遠程操作設備。

ITER 熱室綜合體位於主 ITER Tokamak 建築的北側，由熱室建築、放射性廢物設施和進入控制建築組成。這樣的佈局設計能夠有效最小化在熱室和放射性廢物設施之間轉移反應爐內組件的距離，並允許與放射性廢物建築的直接連接。

熱室建築是一個矩形的鋼筋混凝土結構，占地面積約為 53.7 x 46.9 m<sup>2</sup>。建築內的電梯系統連接所有 Tokamak 建築樓層與熱室樓層，電梯能夠容納用於密封運輸反應爐內組件的轉運筒（最大可承載 80 噸）。此外，兩個氣鎖的設計允許大部件進出外部區域。在設計方面，熱室建築的佈局和大小主要由 Tokamak 組件維護的要求所驅動，次要由簡化遠程操作過程的設計特徵所影響。這些設計特徵旨在限制機器停機時間以進行組件維護，並最小化存儲的零件數量。維護設施中包括公共的反應爐內組件翻新區域、維修/測試區域以及放射性廢物處理和存儲區域。

ITER 的電漿控制系統（PCS）的開發過程中採用了模型驅動的系統工程方法，以支持整體系統的設計和部署。模型設計工具不僅用於控制功能設計，還包括植入模擬平台來測試和驗證控制功能的設計。PCS 的設計要求高度的功能整合，不同的控制功能之間相互依賴，如多功能傳感器和執行器的共享，這導致不同控制功能之間必須協調。ITER 的操作被劃分為不同階段，PCS 的功能設計和性能要求也隨著每個階段逐步擴展，以支持 ITER 逐步增加的設備能力和操作範圍。多層次的控制系統設計：

PCS 的功能設計被分成多個高層次功能，包括：

1. 磁控：控制 Tokamak 的磁場。
2. 動力學控制：包括加熱和燃料控制。
3. 不穩定性控制：例如抑制電漿中的撕裂模態（Tearing Modes）。

4. 第一壁熱負荷控制：監控和控制電漿對內壁的熱負荷。
5. 壁面調節控制：增強內壁的氣體排放。
6. 例外處理：對異常事件做出異步響應。
7. 中斷預防：防止 Tokamak 的放電中斷。[27]

### 3.2.5.1 自 ITER 熱室建築(HCB)中活化壓力槽內壁傳送屏蔽設計分析

ITER 運轉期間，Tokamak 裝置的組件如披覆層(blanket)會被活化，需規劃傳送過程中的輻射屏蔽才可傳送到 HCB 進行維護與分析。研究目的為評估和改善 HCB 中混凝土門的屏蔽效果。使用第 15 號披覆層的四個活化壓力槽內壁作為輻射源，模擬輻射分布。

ITER 為確保運轉期間壓力槽內壁的檢整與處置作業的安全性與便利性，在 ITER Tokamak 廠房北側規劃了熱室廠房 (Hot Cell Building, HCB)，並與放射性廢棄物處置設施相連通，中間設有輻射管制區。此佈局有效縮短了爐內組件在三個設施之間的傳送距離。HCB 對於 ITER 不同期間的重要性：

1. 建設期間：用於準備和傳送真空容器鈹組件的控制區域。
2. 運轉期間：允許對反應爐內部組件維修，廢物減容處理。
3. 除役階段：位置易於擴展，以滿足未來需求。

在 ITER 的運行期間，Tokamak 裝置的部件如被覆層需要轉移到熱室 building (HCB) 進行維護和進一步分析，評估和優化 HCB 中混凝土門的屏蔽效果。使用 No. 15 被覆層的四個活化第一壁作為輻射源，模擬兩個不同位置的輻射情況。這些部件在等離子體運行期間會被活化，因此在設計階段需考慮到轉移過程中的輻射屏蔽問題。使用 MCAM 構建中子學計算模型，包括 Tokamak 建築和熱室建築。考慮了 20 年運行期間被活化並冷

卻了 21 天的第 15 號包層第一壁作為輻射源放置在貨梯內和 HCB 一層的貨梯附近，劑量率需在 ITER IO 定義的要求範圍內，當轉移箱在移入 HCB 之前位於貨梯中時，HCB 內的劑量率應小於熱室項目要求中規定的  $10 \mu\text{Sv/h}$ 。當轉移箱在貨梯中時，如果貨梯和 HCB 之間沒有門，HCB 中的峰值劑量率達到  $1.8 \times 10^6 \mu\text{Sv/h}$ 。如果關閉貨梯門和預定的門 1，門後的劑量率小於  $0.5 \mu\text{Sv/h}$ ，低於要求。利用以下工具計算並優化屏蔽門的厚度。

1. MCAM：多物理耦合分析建模程序，由 FDS 團隊開發，用於輻射傳輸模擬。
2. MCNP：用於劑量率計算，並使用 FENDL 核數據庫。可模擬複雜的 3D 幾何結構，如 Tokamak 建築和熱室建築。
3. RVIS：用於劑量圖的分析。從 RVIS 中提取屏蔽門後的劑量率和劑量率變化。[28]

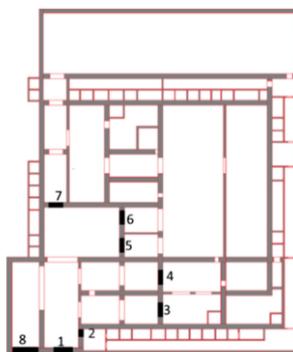


圖 1-38 門及參考編號 [28]

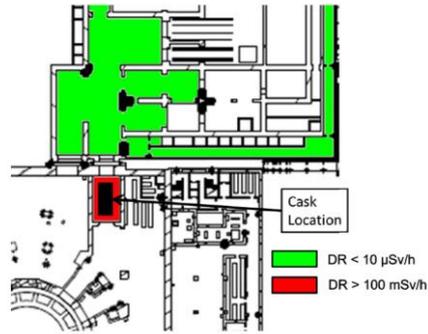


圖 1-39 運送容器位於貨運電梯內時的劑量率要求 [28]

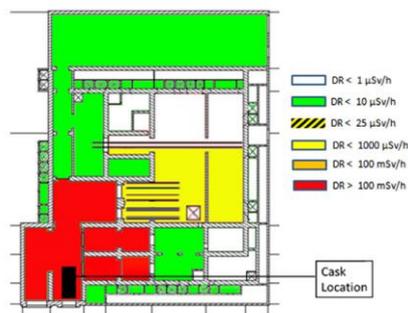


Fig. 7 Dose rate requirement when the cask is in HCB

圖 1-40 運送容器位於 HCB 內時的劑量率要求 [28]

如圖 1-41 與圖 1-42，當傳送箱在 HCB 對接區，沒有屏蔽門時的劑量率，門 2、3、4、5、6 和 7 後面的劑量率都  $> 10 \mu\text{Sv/h}$ 。若有 125 cm 混凝土密封門的劑量圖。門 2-7 後面的劑量率  $< 0.1 \mu\text{Sv/h}$ 。劑量圖顯示，混凝土屏蔽門有效減少 HCB 內的伽馬輻射。[28]

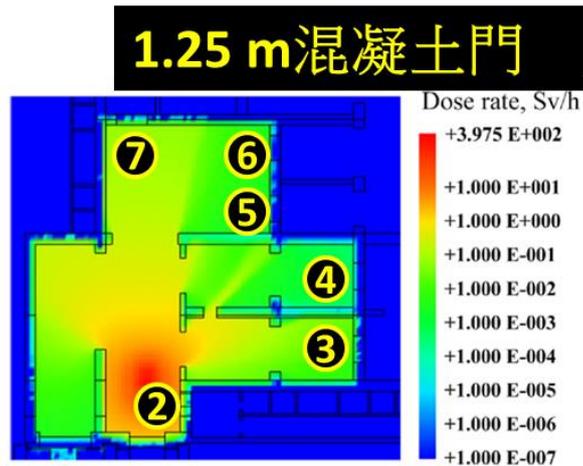


圖 1-41 運送容器在配備厚屏蔽門的 HCB（熱室吊籠）內移動時的劑量分佈圖 [28]

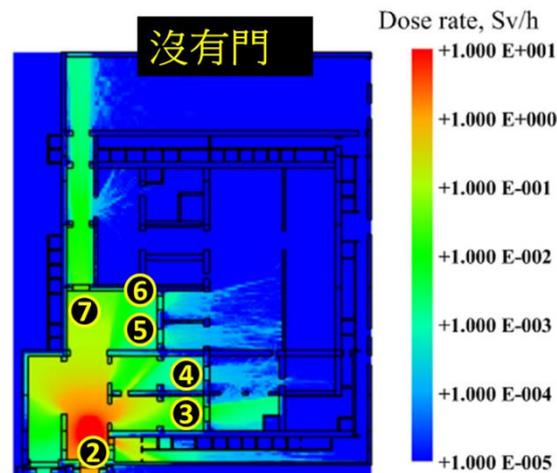


圖 1-42 當運送容器位於電梯內且門 1 關閉時的劑量分佈圖 [28]

### 3.2.5.2 遠端處理系統(RHS)維護概述

ITER 計劃建立專用設施以支持其維護活動，包括遠程處理系統（RHS）的服務。熱室建築將包含專用設備，用於 RHS 的常規遠程維護和修理，並進行去污、維護、重新調試及操作員培訓。熱室建築的設計考

慮了以下兩大需求，Tokamak 組件維護的安全性與便利性和簡化遠端操作過程的研究與審查。具體設計需求包括：

1. 限制停機時間以進行組件維護，並精簡存儲零組件數量。
2. 規劃多功能空間，共用反應爐內組件維修測試區與放射性廢物處置區，如圖 1-43。
3. 規劃使用單一的反應爐內組件接收、除塵和存儲單元。
4. 遠端操作工具交換、維修/存儲區域、設備測試設施、傳送護箱、新零組件與頭頂起重機/操縱器的運貯區域。

RHS 在 Tokamak 真空容器內運作時，將面臨伽馬輻射、氚化和活化塵埃等核子危害。核融合過程中主要的輻射來源是氚和氚電漿產生的 14 MeV 中子，這些中子與內部材料發生核反應，生成不穩定核種，進而產生伽馬輻射。停機保養期間的主要輻射來源包括活化材料的伽馬衰變以及材料吸收氚後的釋放。

為了減少輻射暴露，需設置專用設備去除 RHS 上的活化塵埃。首先，RHS 需被遠程運送到熱室內進行遠程去污，之後進行人工去污，以滿足 ALARA 原則（盡量降低輻射劑量至合理可接受水平）。RHS 上的活化和氚化塵埃主要由鎢和鈹組成，其中鈹的細微顆粒為二類致癌物。在 H-He 階段需特別注意鈹的危害，在 D-T 階段則需注意氚污染。如何減少傳送過程，是熱室內子空間規畫的重點之一。ITER 熱室設計了一個專

用設施來支持維護活動，結合遠程去污和人工去污，以降低危害水平，確保維護活動在安全和高效率的條件下進行。[29]

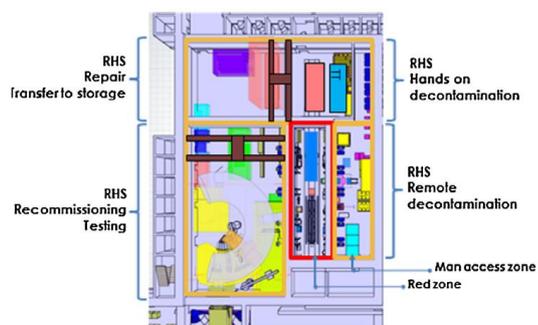


圖 1-43 RHS 維修間佈局概述。[29]

根據 ISO-17873 標準，核設施通風系統的設計和運行應採用多達三個級別的封閉系統來保護放射性材料，並根據空氣污染風險對電廠區域進行劃分。與 ISO-17873 標準相比，ITER 只考慮了正常運行條件下的空氣污染水平，而未充分考慮事故條件，因此在綠色、紅色和琥珀色區域的劃分和處理方式上存在顯著差異。ITER 熱室建築的氬封閉策略考慮了一些特點，這些特點與 ISO-17873 安全指南存在不符之處，需進行進一步改進，如圖 1-44。

在組件從機器到熱室的轉移過程中，必須封閉氬和塵埃污染。使用密封的遠程操作轉移筒系統來協助操作，對接在真空容器端口法蘭處進行。熱室系統及其相關設備安裝在熱室建築內，提供空間、支持、封閉和服務，主要功能是處理和儲存從 Tokamak 中移除的固體放射性材料，包括

接收區域、塵埃清潔設施、公共儲存設施和廢物處理區域。區域劃分：根據潛在污染程度，熱室綜合體被劃分為三個主要區域：

3. 紅色區域房間：永久受到氫污染，包含大量 $\beta$ -發射核素塵埃。配備專用熱室大氣去氫系統（HC-ADS），保持氫濃度在 500 DAC 以下。廢氣通過 HC 通風去氫系統（HC-VDS）排放，保持房間相對於外部大氣壓的負三毫巴壓差。
4. 琥珀色區域房間：圍繞紅色區域，為永久性污染區域。配備 HC-VDS 保持負二毫巴壓差。需要在事故發生時進行增強去氫處理。
5. 綠色區域房間：新鮮空氣經過過濾、調節後分配。綠色區域房間分為兩類：無氫污染風險的房間和有氫污染風險的房間，後者需要連接到去氫系統（HC-VDS）。[30]

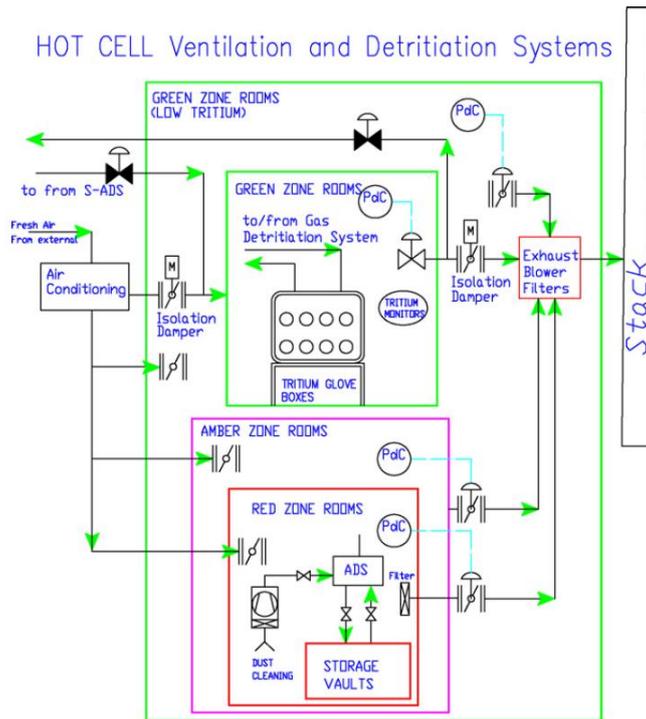


圖 1-44 氣密封與去氬整體系統配置概念。 [30]

### 3.2.5.3 ITER 內部泄漏事故的輻射劑量評估

ITER 的事故分析報告指出，涉及的輻射源包括冷卻劑中的氘化水 (HTO)、腐蝕產物，以及等離子體腔室內的氬和活化塵埃。在基本情況下，超過 90% 的內部前壁 (FW) 冷卻劑庫存 (約 335 噸，若有 10 根下部偏濾器冷卻管破裂則增加到約 450 噸) 會釋放至真空容器中。冷卻劑中氬的濃度為 0.005 克氬/立方米，因此在基本情況下約有 1.3 克氬隨著冷卻劑釋放，當額外的 10 根冷卻管破裂時，釋放量增至約 1.9 克。在等離子體腔室中，假設冷凝泵中 120 克氬和等離子體面元件 (PFC) 中的共沉積層含有 880 克氬，其中 100% 的氬在冷卻管破裂時會被遷移。冷凝泵中 50% 的氬會在前壁冷卻管破裂後立即釋放，其餘氬在接下來的 6 小時內被逐步

釋放，總氚被遷移庫存達到 1000 克。此外，真空容器內的高輻射場和蒸汽的存在會使這些氚迅速氧化，成為氚化水（HTO）。活化塵埃的被遷移量為等離子體擾動期間釋放的 5 千克與累積的 1000 千克 Tokamak 塵埃。真空容器內的放射性物質（液態或沉積狀態）和懸浮的塵埃、腐蝕產物及氚質量，均在分析中通過冷卻迴路和冷卻管破裂的情況進行量化。內部泄漏事件被定義為從單一冷卻管破裂到等離子體燃燒期間真空容器內冷卻管的多重破裂。ITER 內部冷卻管道的泄漏概率約為  $3.5 \times 10^{-5}$ /小時，這一事件的頻率估算為每年 0.22 次，符合 ITER 的頻率範圍。[31]

ITER 與未來的 DEMO 反應爐需要大量氚作為核聚變燃料，但氚的供應面臨著嚴峻挑戰。目前，商業氚的主要來源是加拿大重水反應爐（CANDU），其從重水冷卻劑中提取氚。然而，CANDU 的氚生產能力有限，未來可能無法滿足 ITER 和 DEMO 的需求，如圖 1-45。根據估計，到 2038 年 ITER 除役時，CANDU 的氚庫存可能不足以支持 DEMO 反應爐的啟動。面對氚供應挑戰，本研究探討了多種氚生產方案的可行性：

- **CANDU 反應爐**：目前的主要氚供應來源，但其產量無法滿足長期需求。
- **加速器氚生產技術（APT）**：儘管具有潛力，但因技術挑戰大、成本高，已被美國能源部停止發展。
- **商業輕水反應爐（CLWR）**：生產成本低於 APT，但伴隨核廢料問

題，且難以滿足氙需求。

- **加速器驅動的次臨界系統 (ADS)：**技術可行性較高，並具有潛在的高氙生產能力，有望成為未來氙供應的主要途徑。

氙的總庫存需求是未來核聚變能量發展中的關鍵問題之一，如圖 1-46。對於 CANDU 反應爐的氙生產速率模擬顯示，該來源未來可能不足以支撐需求。此外，ADS 系統在可行性和經濟性方面具有吸引力，但仍需進一步研發以確保穩定的氙生產能力。在技術層面，應該設計一個氙設施來處理從鉛鋰 (PbLi) 中提取氙的過程，並進行放射性安全分析，以確保氙的滲透與釋放控制在環境允許的水準以下。此外，對氙生產成本進行經濟可行性驗證亦是確保核聚變能源可持續發展的重要步驟。ITER 的事故分析報告顯示，冷卻劑中的氙化水、氙及活化塵埃是重要的輻射源，當冷卻管破裂時，這些輻射物質會被釋放並形成潛在的風險。針對核聚變能源發展所需的氙供應問題，現有的氙來源，如 CANDU 反應爐，存在產量不足的隱憂。未來，發展技術上可行且具備經濟效益的氙生產方式，如 ADS 系統，是確保核聚變反應爐持續運行的重要方向。有效的氙增殖與回收策略，以及合理的放射性安全管控，都是推動核聚變能源發展不可或缺的要素。[32]

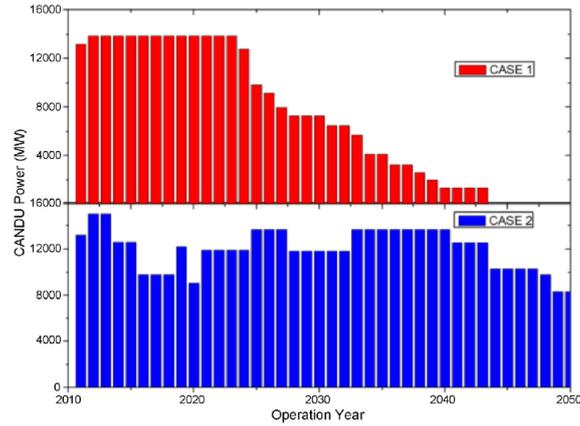


圖 1-45 加拿大與韓國正在運行的 CANDU 反應爐。 [32]

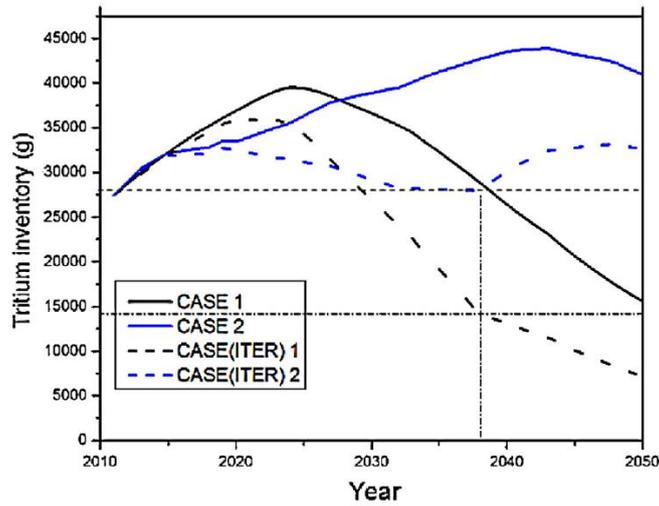


圖 1-46 加拿大與韓國的預期氚庫存。 [32]

### 3.3 一般雷射切割與自動化技術結合文獻彙整

本節彙整研析可與雷射切割元件相結合之自動化與機器人技術之相關技術文獻，分析探討其配置應用於核電廠除役切割拆解作業之規劃與策略，彙整研析提出我國除役拆除作業的管制要項。

### 3.3.1 結合雷射切割的自動化系統

機器人雷射切割系統具有足夠的靈活性，可將各種設備附加到機器人操縱器、末端執行器或雷射切割頭上，用於感測和監測目的。雷射切割操作可透過在線過程監測技術（包括預處理、反應處理和後處理監測）進行監測和預測，此外還可以利用人工智慧（AI）方法進行建模和控制。在人工智慧方法中，如人工神經網絡（Artificial Neural Networks, ANN）、模糊類神經網路（Neural-Fuzzy Networks）、適應性類神經模糊推論系統（Adaptive Neuro-Fuzzy Inference Systems, ANFIS）、基因演算法（Genetic Algorithm, GA）以及粒子群最佳化（Particle Swarm Optimization, PSO），ANN 經常用於罕見事件的建模和控制，特別是在機器人焊接領域，同樣也可應用於機器人雷射切割領域[32]。

實際應用中，ANN 依賴於輸入和輸出信息，例如實驗數據，這些信息是識別模型結構和參數的基礎。架構 ANN 時，可以有效地檢索和收集用於建模和模擬的數據。考慮到雷射切割及相關參數，可以開發一種簡單的 ANN 架構來建模和控制輸入與輸出數據，其結構如圖 1-47 所示。ANN 架構的目的是協助決策制定，優化機器人雷射切割操作的預測和控制，以實現高品質、高精度的切割。該 ANN 架構依賴於學習演算法，如反向傳播（Back Propagation, BP）、彈性傳播（Resilient Propagation, RPROP）、萊文伯格-馬夸特方法（Levenberg-Marquardt）、GA 和 PSO 算法。輸入數據經加

權和偏差求和後，通過激活函數進行處理以生成輸出。在每次處理後，輸出與期望輸出進行匹配，其差異形成誤差信號。隨後，通過提供新的數據調整權重，誤差以一種能在每次迭代中減少誤差的方式回饋至神經網絡系統。這一過程的目的是減小誤差值，使神經網絡系統模型接近預期目標。採用的學習算法會隨著迭代次數的增加調整權重，從而逐步減少誤差，並更接近預期目標[32]。

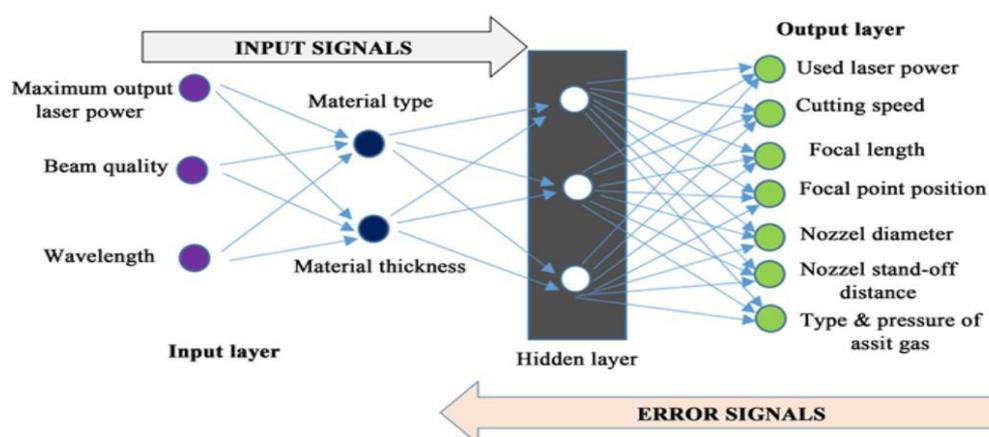


圖 1-48 機器人雷射切割參數與控制的人工神經網絡架構示意圖。[32]

現今市面上所使用的雷射切割自動化系統多為定點式之雷射切割化系統。以圖 1-48 之 MSF 雷射切割機台為例，其工作範圍最大達到  $6 \times 2$  m。MSF 雷射切割機台各個功能部件分別為[33]：

- 1.切割材料的裝載與卸料部分
- 2.塔式堆疊部分
- 3.托盤升降部分
- 4.升降機移動的托盤

5.半成品進入系統的位置及切割材料的卸料區

6.切割材料的梳狀支架

7.切割機的切割工作台

8.有真空吸盤的裝載小車

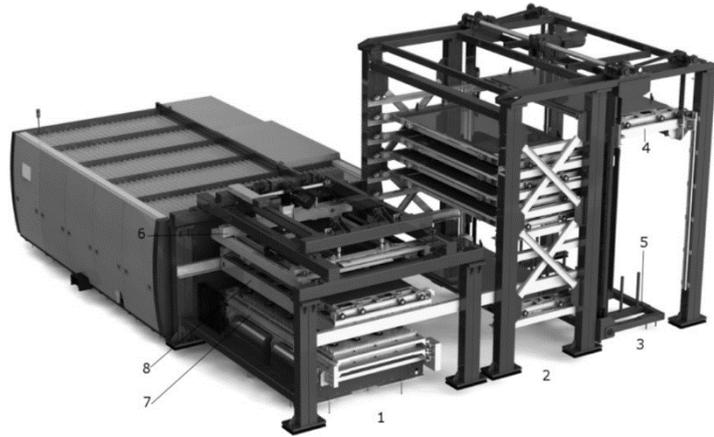


圖 1-498 MSLoad 雷射切割機台-塔式堆疊組裝。[33]

其機台的優勢在於有高效率的材料移動，有極大的靈活性，並且可以有最大化的空間利用率，可以用於大規模生產。但是這種自動化系統對於核電廠除役切割拆解，最大的問題在於有一定的大小限制，並且不方便移動。

研究近期南韓核電機組古里 1 號機除役經驗，有一些正在發展的雷射切割系統可以參考，以下羅列各種不同的切割系統可以應用於核電廠切割除役。

- 管內切割與焊接機器人（laser cutting and welding robots, CWR）系統 [34]

該系統可以用於管道系統，管道系統空間窄小，操作空間極為有限。

CWR 系統可以用於雷射切割與焊接，整個切割頭的長度約為 350 mm，連接延長桿後，長度可達最長 700 mm，管道外徑為 80 mm，如圖 1-49，該切割頭的一端與雷射輸出端連接，另一端伸入管道內完成切割。如圖 1-50，其操作使用三軸工作臺驅動雷射頭移動到指定位置，然後沿 X 軸移動使雷射頭進入管道內部。當到達設定位置時，攝影機監控實際到達的位置並模擬切割過程。在正確模擬後，再開始執行切割動作。在切割過程中，需要手動在管道外部的適當位置纏繞一個環形銅製屏蔽，確保雷射不會穿透並造成損害。

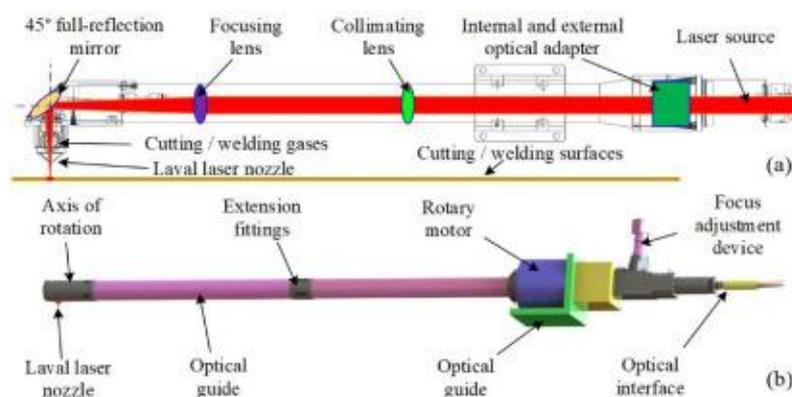


圖 1-49 CWR 雷射系統。[34]

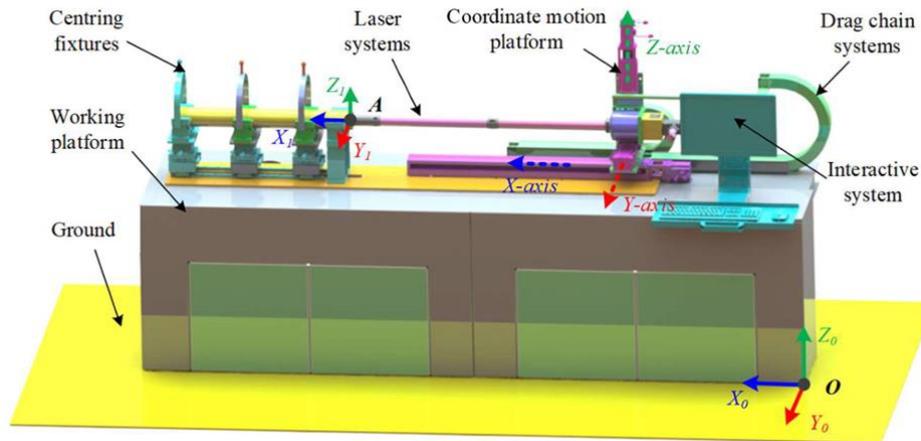


圖 1-50 CWR 雷射系統 3D 模型。[34]

- 遠端拆解系統 (Remote dismantling system) [35]

遠端拆解系統在核電廠除役過程中，遠端拆解系統設計為可在反應堆燃料池中操作，可以用於分割和運輸受到放射污染的大型組件（如反應器壓力容器及其內部組件）。採用自動化機器人系統可減少工作人員進入放射區域的需求。

如圖 1-51 所示，遠端拆解系統由兩個機械臂、3D 成像設備、一個轉盤以及其他設備組成，為了模擬真實除役現場的應用條件，研究團隊開發了一個測試平臺，如圖 1-52 其由工業機械臂系統、液壓機械臂系統、水下雷射切割系統、圓鋸切割系統、3D 成像設備、測試池以及切割目標組成，切割實驗目標設計為反應器上方支撐結構，可為板材和管材。透過數位製造系統和工件定位，可遠端進行機器人路徑規劃，並對現場工件進行路徑校正。

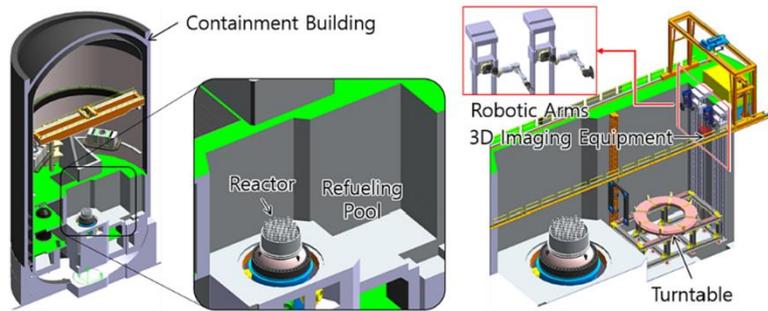


圖 1-501 遠端拆解系統的構造示意圖。[35]

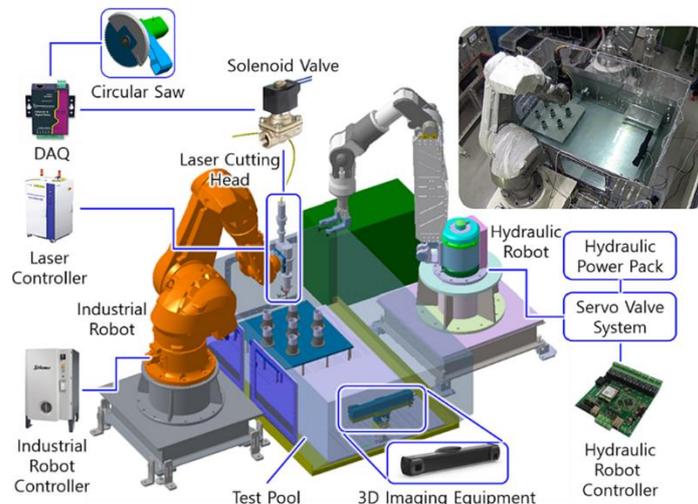


圖 1-512 測試平臺的構造示意圖。[35]

- 壁爬行機器人搭載雷射切割系統(Laser Cutting with Wall Climbing Robot) [36]

該系統結合了 5kW 雷射切割技術與永久磁鐵附著的壁爬行機器人，如圖 1-53 所示，可切割厚度達 40 毫米的鋼板（速度每分鐘 50 毫米），以及 10 毫米厚的鋼板（速度每分鐘 800 毫米）。其遠程設置的雷射源能減少輻射暴露並提高設備重複使用率，適合高輻射環境中的自動非接觸式拆除作業。然而，系統受到機器人承載重量（19 公斤）及磁鐵附著力的限制，運行範圍僅能達到光纖電纜長度的 30 米。

這套系統旨在解決核電廠除役中的金屬結構拆解問題，具有高度自動化的

優勢，可減少人員暴露於高輻射環境並降低次級廢棄物產生。同時，其設計可多次重複使用於不同拆解場景。然而，目前系統在水平切割中的穩定性和精確性仍需進一步優化，且需更多測試以推動實際應用。

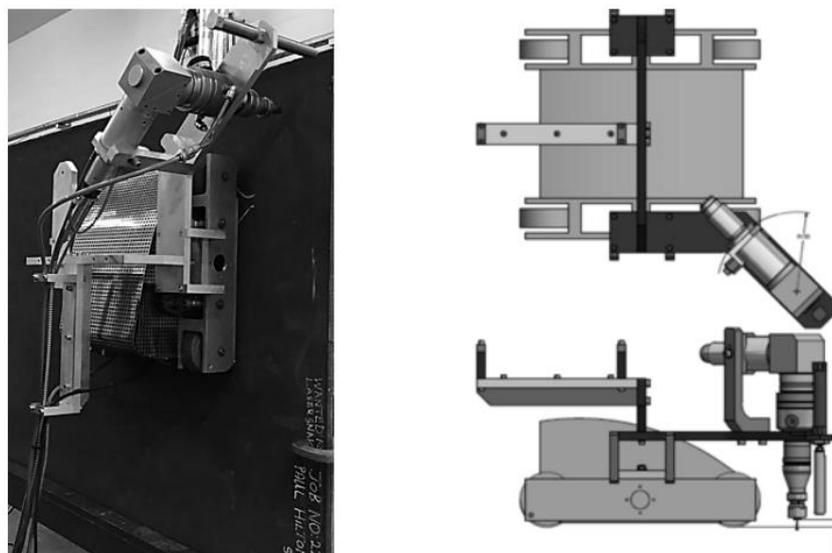


圖 1-52 壁爬行機器人搭載雷射切割系統示意圖[36]。

- 高功率光纖雷射切割系統(High-power fiber laser cutting system) [37]

高功率光纖雷射切割是一種先進的材料分離技術，特別適用於高精度與高效率要求的工業應用。這項技術利用高能量密度的光纖雷射束，將材料加熱至熔融或氣化狀態，再藉由輔助氣體將融化或蒸發的材料從切割縫中移除。其核心優勢在於精確控制能量輸出，使其能夠處理厚重金屬材料，同時將材料損耗降至最低。

光纖雷射切割的效率來自於其光束品質的穩定性和波長的獨特性。相比傳統的 CO<sub>2</sub>雷射，光纖雷射的波長較短，這使其能更有效地被金屬材料吸收，尤其是高反射性的金屬。加上光纖雷射可通過纖維傳輸數百米，因此

在輻射環境下，光源可以遠離操作現場，確保人員安全。此外，這種系統結構緊湊、效率高、維護成本低，成為現代工業中的理想選擇。

採用 10kW 光纖雷射技術，此系統可切割厚度達 70 毫米的材料，尤其適用於核電廠除役中的厚件材料切割。其窄切縫設計減少了材料損耗與輻射廢料產生，並允許遠程操作。然而，對於厚度超過 5 毫米的材料，其效率較二氧化碳雷射稍低，且效能依賴於焦點位置、切割速度及輔助氣體壓力。

在切割過程中，雷射束與材料的互動決定了切割效果。焦點位置被認為是最關鍵的參數之一。當焦點緊貼材料表面或深入材料內部時，可實現更窄的切割縫，減少材料浪費。同時，切割速度、光束直徑及輔助氣體的選擇，也會對切割的深度、速度及品質產生顯著影響。例如，較高的切割速度可減少熱量輸入，從而縮小切割縫寬度，但也可能降低厚材料的切割深度。而使用惰性氣體（如氮氣）可以避免材料氧化，形成平整的切割邊緣。

- 放射性混凝土拆除的風險分解結構(Risk Breakdown Structure, RBS)

[38]

是一種系統化的工具，用於識別和分析核電廠除役過程中拆除放射性混凝土結構時的各種潛在風險。該結構以工作分解結構(Work Breakdown Structure, WBS)為基礎，如圖 1-54 所示，細化拆除作業的每一個步驟，並

將可能的風險與具體的作業活動相匹配，從而為風險管理提供框架。

在放射性混凝土拆除中，作業通常涉及高輻射環境和狹小空間，這使得傳統的建築拆除方法無法完全適用。RBS 的設計旨在反映這類工作的獨特性，將風險劃分為結構風險和工作風險兩大類。結構風險主要指對設施或設備的直接損害，例如坍塌、碰撞或電力系統故障；而工作風險則聚焦於對工人可能造成的身體傷害，如切割工具引發的割傷、粉塵導致的呼吸道疾病或放射性物質污染。

這一結構不僅考量了傳統建築拆除中的風險，還結合了核電廠除役工作的特性，特別是放射性混凝土切割作業中常見的危害，如輻射污染的危險、狹窄空間中的物理傷害，以及使用特定設備（如金剛線鋸）時可能出現的技術性問題。通過與國際標準（如 IAEA 的輻射安全指南）的對照，RBS 為每項作業活動分配了一個對應的危害指數，幫助管理者在作業開始前就能明確風險來源，制定相應的防範措施。

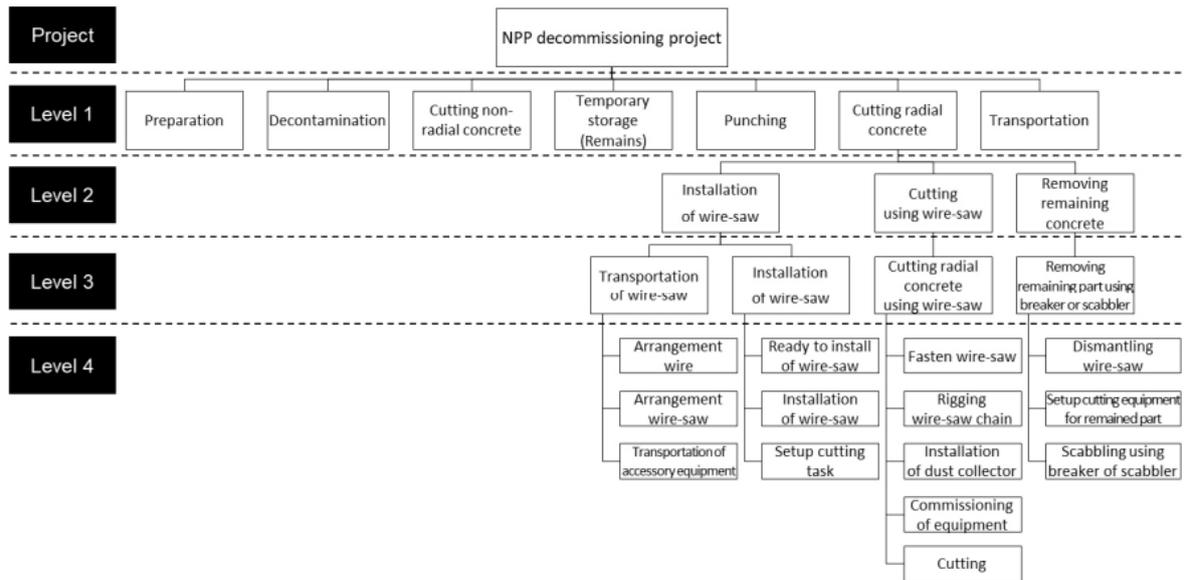


圖 1-53 工作分解結構流程圖[38]。

● 可重組自動化核廢料處理系統 [39]

可重組自動化核廢料處理系統是一種利用先進技術實現高效、安全和靈活運作的自動化解決方案，專門用於核廢料的分類、破碎和處理。此系統的核心特徵在於其架構的重構能力，即能夠在硬體或軟體環境發生變化時，根據需求進行即時的調整與適應。這種系統主要由幾個關鍵部分組成，包括一個視覺系統、理性代理和控制系統，如圖 1-54 所示。

視覺系統負責感知環境，利用時間飛行攝像頭和點雲數據進行三維物體的檢測和辨識，並提供對物件位置和幾何特性的詳細資訊。理性代理則是整個系統的核心，承擔高層次的決策任務，基於「信念—目標—意圖」模型進行自主推理與決策。它能根據感知到的數據和預設目標，動態調整操作策略，例如選擇適合的工具來處理特定的廢料。

控制系統則實現了對機器人和操作工具的實際控制，並具備模組化設計，允許不同品牌和類型的機器人進行互換，而不影響整體功能。例如，當某個操作工具損壞時，系統可以自動切換到備用工具或改變操作策略。整個系統使用了機器人操作系統（ROS）進行整合，使各個組件之間能以標準化的方式進行溝通與協作。

通過這種設計，系統能夠長時間自主運作，在應對危險環境或複雜任務時，顯著減少對人工干預的依賴。同時，它的可重組特性使其能適應未來技術的發展和需求的變化，例如引入新的感知設備或改良的機器人操作功能，從而確保系統的持續效能與靈活性。

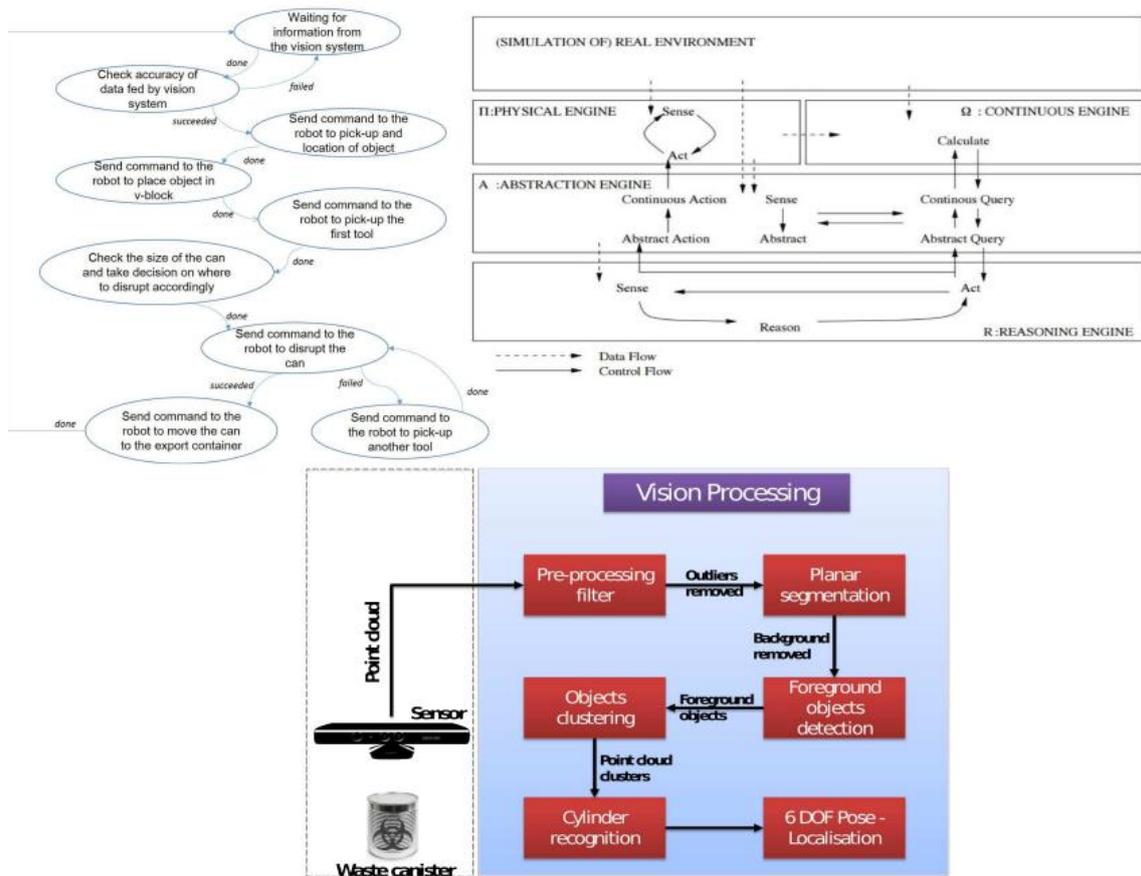


圖 1-54 代理系統的架構（右），代理規則（左），以及機器視覺系統（下） [39]。

● 核反應爐壓力容器切割技術 [40]

1. 等離子弧切割 (Plasma Arc Cutting)

等離子弧切割是一種利用等離子氣體高溫高壓特性來完成切割工作的技術，如圖 1-56 所示。其操作原理是將氣體通過等離子割炬的噴嘴高速釋放，並在割炬內部的陰極與噴嘴之間形成電弧。這一電弧能量使氣體被加熱成高溫等離子流，從而熔化並切割金屬材料。

等離子弧切割的應用特別適合核反應爐壓力容器內部的拆解工作。通常，這一過程是在水下進行，以便控制高輻射環境中切割過程的穩定性和安全

性。等離子弧切割的優勢包括高效率 and 快速切割，特別是在處理厚壁金屬材料時表現尤為突出。然而，這種技術的操作過程可能會產生氣體排放，例如氮氧化物與碳氧化物等，因此需要專門設計的排氣系統來處理切割中產生的氣體。

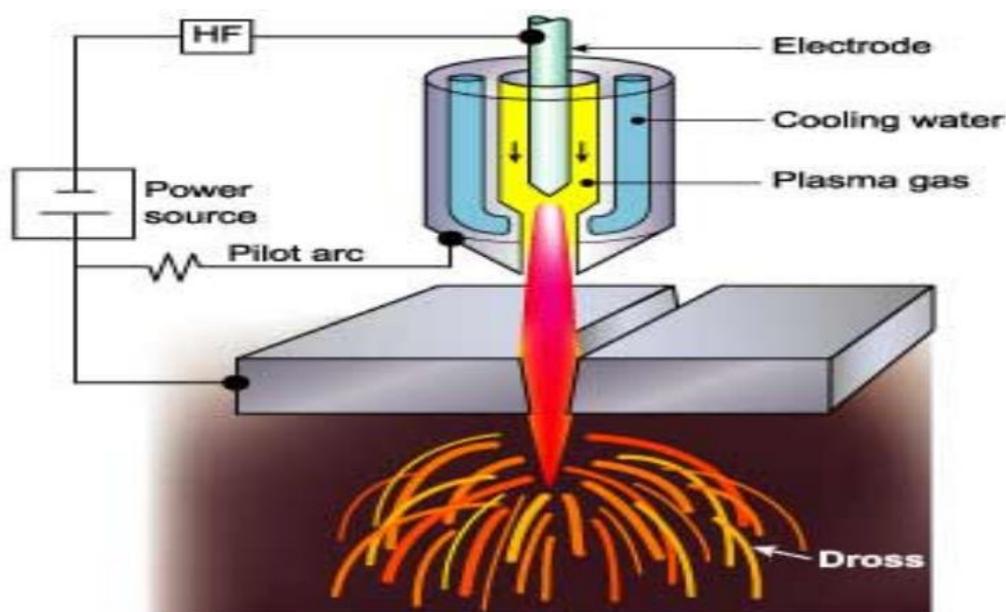


圖 1-55 等離子弧切割架構示意圖[40]。

## 2. 接觸式電弧金屬切割 (Contact Arc Metal Cutting, CAMC)

接觸式電弧金屬切割是一種專為水下切割而設計的熱切割技術，其核心在於利用碳纖維電極與金屬接觸時所產生的電弧進行切割。電極通過機械導引系統緩慢移向待切割的金屬，同時在電極周圍形成強水流幕，以冷卻切割過程並穩定切割效果，如圖 1-57 所示。

這項技術最大的特點是對切割材料結構的要求相對較低。即使待切割的材料存在空隙或中空結構，接觸式電弧金屬切割仍能順利完成操作。此外，

其操作完全依賴於水下環境，這一特性使其在核反應爐壓力容器拆解中的應用非常靈活，特別是在高輻射環境中展現出較強的適應能力。

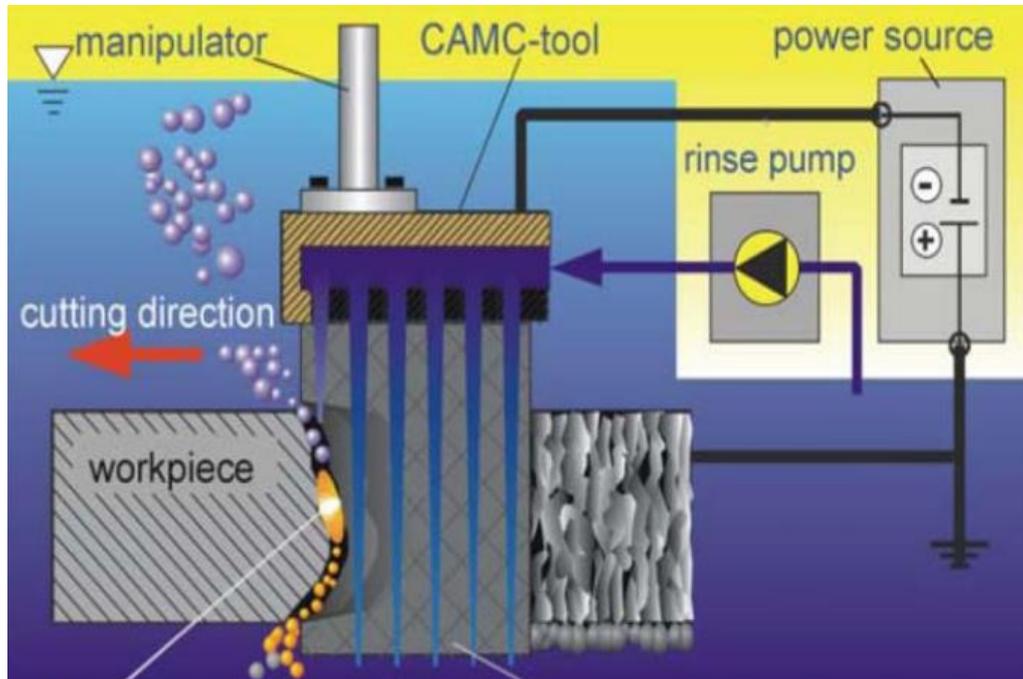


圖 1-56 接觸式電弧金屬切割架構示意圖[40]。

### 3. 磨料水懸浮噴射切割 (Abrasive Water Suspension Jet Cutting, AWSJ)

磨料水懸浮噴射切割是一種基於微研磨原理的切割技術，利用高壓水流攜帶磨料粒子對材料進行高速撞擊與磨削，最終實現精密切割，如圖 1-58 所示。其基本工作流程包括通過壓力生成器將水壓提升至 250 MPa，並將水流與含有磨料的懸浮液混合，形成高壓水懸浮噴射流。這一噴射流通過噴嘴進一步加速後，便能對材料表面進行有效的切割。

AWSJ 技術在核反應爐壓力容器的除役中主要用於需要高精度的操作場合，例如處理複雜幾何結構或進行微細切割。其最大的優勢在於切割過程

中無明火，從而降低了火災風險，同時對輻射環境的適應性也較強。然而，該技術的切割速度相對較慢，並且對設備的壓力與耗材需求較高，因此通常被用於對切割精度要求極高的任務。

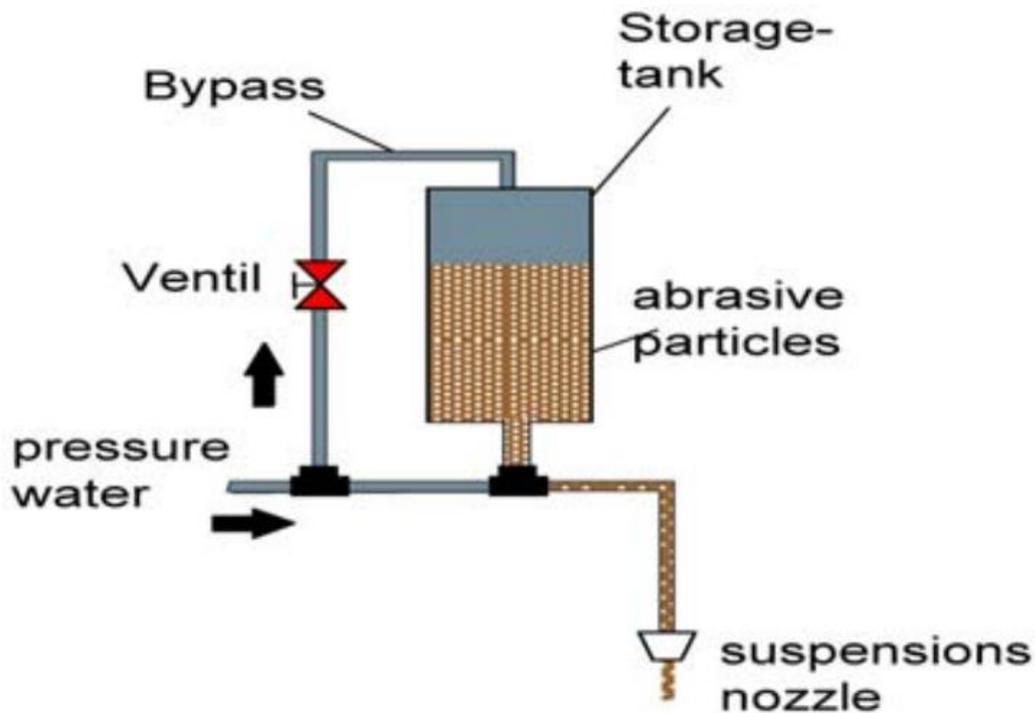


圖 1-578 磨料水懸浮噴射切割架構示意圖[40]。

- 化學去污系統 [41]

化學去汙系統是一種應用化學試劑來去除物體表面放射性污染的技術，通常用於核電廠除役或運行期間的維護。這一系統的核心原理是利用化學反應，溶解或分解附著在金屬或其他材料表面的污染層，包括氧化物、腐蝕產物以及放射性沉積物。圖 1-59 為化學去汙的流程。

在化學去汙過程中，系統會使用酸性或鹼性試劑，如高錳酸鉀、草酸或氟硼酸，根據去汙需求調整試劑的濃度和作用時間。整個過程需要多次循

環，以達到理想的去汙效果（去汙因子，DF）。這些試劑能夠深入污染層，有時甚至會移除部分基底金屬，以確保放射性物質達到可接受的安全水平。

此外，化學去汙系統通常結合一系列輔助設備，如循環泵、加熱器、過濾器 and 離子交換系統，用於維持試劑的循環、控制溫度、清除過程中產生的二次廢棄物，並保證整體系統的安全性與效率。該技術在去除污染的同時，會產生一些二次廢棄物，因此還需搭配廢棄物處理系統來固化或包裝廢液，最終送往合格的處置場地。

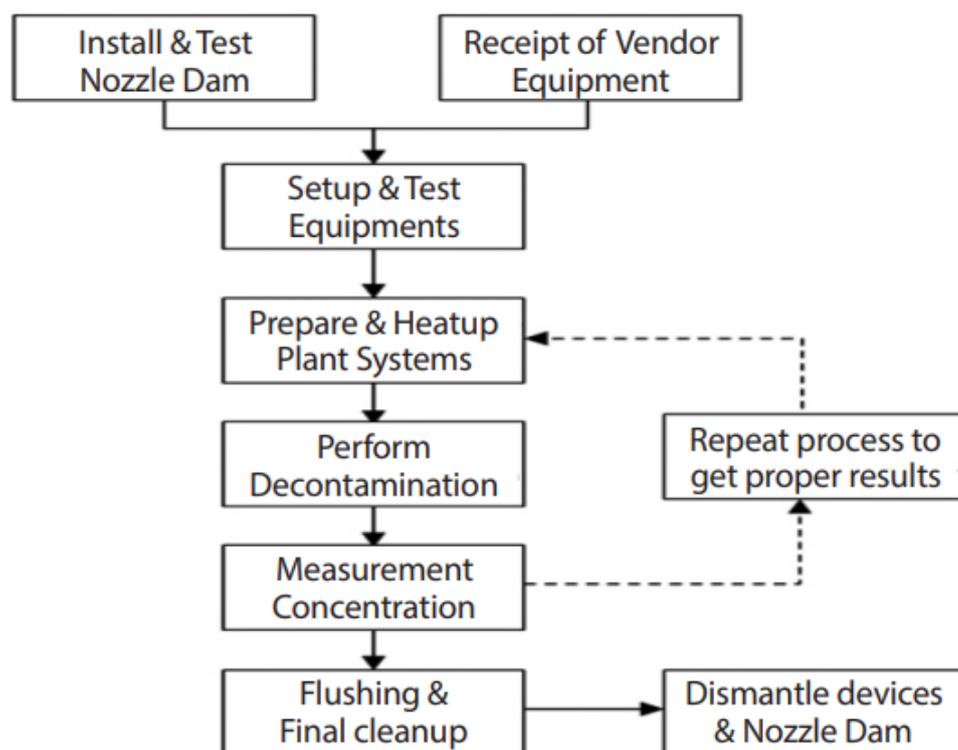


圖 1-58 化學去汙流程[41]。

#### (四) 研究成果與管制建議

對於自動化系統應用於特殊狀況之除役目的：

- 核電廠輻射環境中的機器人設計應以耐輻射為核心，從材料選擇、結構設計、防護技術和操作策略等多方面綜合考量，以提升機器人在高輻射環境下的生存能力與運行穩定性，確保其長期高效地執行任務。
- 採用先進技術與綜合措施，包括污染水治理、燃料清除和燃料碎片處理，優化核電廠除役過程，確保輻射風險控制在安全標準之下，同時提升設備與流程的效率與精確性，以長期支持核災後的除役工作及環境恢復。
- 透過簡化設計、預先模擬測試、增強屏蔽材料及退火處理等策略，能有效提升高輻射環境中電子設備的耐受性與系統穩定性。
- 需配備高規格之抗輻射攝影機與光纖技術輔助人員作業前之輻射調查，如進行中日本福島第一核電廠除役過程中，證明相關技術有效提升作業安全。

對於自動化系統應用於一般情形之除役目的：

- 為進行有效的輻射調查，並確保人員作業安全，應用抗輻射攝影機和光纖技術能在 Rivne 核電廠除役經驗中證明有效。
- 通過摻雜技術和微結構光纖的改進，進一步提升了光纖的輻射耐受性，為未來輻射環境中的監測和傳輸提供了可靠的支持。
- 輻射屏蔽設計應基於精密的數值模擬工具(如 MCAM、MCNP 和 RVIS)

評估輻射屏蔽效果，優化屏蔽材料厚度和配置，確保操作區域與維護區的輻射劑量率符合安全標準。

- 機械手臂熱室設計應結合多層輻射屏蔽、高效氣密系統、智慧控制台與潔淨環境技術，確保高活性同位素及放射性藥物的安全處理，同時提高操作精準度與效率，並為操作人員提供全面的輻射防護和操作環境保障。
- 在核設施除役熱室中，結合機器人技術與先進的光譜檢測技術(如 LIBS 和拉曼光譜)，通過開發專用的遠程操作適配器與探頭，實現精確、高效的污染物檢測與分類；同時採用提升雷射功率與光譜解析度的改進措施，擴展設備適應性與多功能性，進一步增強危險環境中的測量能力與操作安全性。
- ITER 熱室建築設計應結合遠程與人工去污技術，基於 ISO-17873 標準的通風系統設計，優化子空間規劃，設置專用設備處理活化塵埃與氚污染(HC-ADS 和 HC-VDS)，並確保 RHS 的運輸、維護和操作符合 ALARA 原則，以實現核輻射危害的有效控制及維護活動的安全性和高效性。

## 參考文獻

- [1] M. Bakari, D. Seward, and C. J. Taylor, *The Development of a prototype of a multi-arm robotic system for decontamination and decommissioning (D&D) applications within the nuclear industry*. 2009.
- [2] S. Okada, R. Kobayashi, and K. Ueno, "Development of advanced measurement technologies and their application to decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station," *Kensa Gijutsu*, vol. 27, no. 12, pp. 37-42, 2022. [Online]. Available: [http://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig\\_q=RN:54077993](http://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:54077993).
- [3] 陳勝朗, "機器人在核電廠運維作業和除役作業的應用與設計," 2018.
- [4] 原子能委員會核能研究所, "核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃技術研究(1/4)," 2019.
- [5] MathWorks. "Mitsubishi Heavy Industries Develops Robotic Arm for Removing Nuclear Fuel Debris." [https://ww2.mathworks.cn/company/user\\_stories/mitsubishi-heavy-industries-develops-robotic-arm-for-removing-nuclear-fuel-debris.html](https://ww2.mathworks.cn/company/user_stories/mitsubishi-heavy-industries-develops-robotic-arm-for-removing-nuclear-fuel-debris.html) (accessed).
- [6] T. News. "10 年過去，福島核電廠再次投放機器人，但解決問題可能仍需 35 年以上？." <https://news.qq.com/rain/a/20220213A04HOK00> (accessed).
- [7] J. Times. "Fukushima nuclear fuel debris removal begins at No. 1 reactor." <https://www.japantimes.co.jp/news/2022/08/26/national/fukushima-debris-removal/> (accessed).
- [8] I. R. I. f. N. D. (IRID). "Development of “Flexible Structure Arm (Muscular Robot)” and Remote Operation Technology for Fuel Debris Retrieval." <https://irid.or.jp/en/topics/%E7%87%83%E6%96%99%E3%83%87%E3%83%96%E3%83%AA%E5%8F%96%E3%82%8A%E5%87%BA%E3%81%97%E3%81%AB%E3%81%8A%E3%81%91%E3%82%8B%E9%81%A0%E9%9A%94%E4%BD%9C%E6%A5%AD%E6%8A%80%E8%A1%93%E3%83%BB%E3%80%8C%E6%9F%94/> (accessed).
- [9] S. Battisti, R. Bossart, H. Schönbacher, and M. Van de Voorde, "Radiation damage to electronic components," *Nuclear Instruments and Methods*, vol.

- 136, no. 3, pp. 451-472, 1976/08/01/ 1976, doi: [https://doi.org/10.1016/0029-554X\(76\)90366-9](https://doi.org/10.1016/0029-554X(76)90366-9).
- [10] H. Kvedalen, "Study of radiation effects in COTS semiconductors for use in high energy physics experiments," 2002.
- [11] J.-M. Lauenstein. "Wide Bandgap Power – SiC, GaN – Radiation Reliability." NASA GSFC. (accessed.
- [12] "THE RADIATION TOLERANCE AND DEVELOPMENT OF ROBOTIC PLATFORMS FOR NUCLEAR DECOMMISSIONING."
- [13] A. Cameras. "Ahlberg Cameras " <https://www.ahlbergcameras.com/> (accessed.
- [14] R. Optics, "High Definition Nuclear Inspection in Colour," 2021. [Online]. Available: <https://www.resolveoptics.com/2021/04/high-definition-nuclear-inspection-in-colour/>.
- [15] R. Optics, "Radiation Resistant Lenses." [Online]. Available: <https://www.resolveoptics.com/radiation-resistant-lenses-3/>.
- [16] A. Cameras, "Fukushima Cleanup." [Online]. Available: <https://www.ahlbergcameras.com/case/fukushima-cleanup/>.
- [17] A. Cameras, "CCTV System in Ukraine." [Online]. Available: <https://www.ahlbergcameras.com/case/cctv-system-in-ukraine/>.
- [18] A. Cameras, "4-Face Flexible Solution at Sizewell B." [Online]. Available: <https://www.ahlbergcameras.com/case/4-face-flexible-solution-at-sizewell-b/>.
- [19] G. Pacchioni, L. Skuja, and D. L. Griscom, *Defects in SiO<sub>2</sub> and related dielectrics: science and technology*. Springer Science & Business Media, 2012.
- [20] T. Wijnands, L. K. D. Jonge, J. Kuhnenn, S. K. Hoeffgen, and U. Weinand, "Optical Absorption in Commercial Single Mode Optical Fibers in a High Energy Physics Radiation Field," *IEEE Transactions on Nuclear Science*, vol. 55, no. 4, pp. 2216-2222, 2008, doi: 10.1109/TNS.2008.2001859.
- [21] A. Pal *et al.*, "Sensors for Harsh Environment: Radiation Resistant FBG Sensor System," *J. Lightwave Technol.*, vol. 35, no. 16, pp. 3393-3398, 2017/08/15 2017. [Online]. Available: <https://opg.optica.org/jlt/abstract.cfm?URI=jlt-35-16-3393>.
- [22] S. Girard, J. Baggio, and J. L. Leray, "Radiation-induced effects in a new class of optical waveguides: the air-guiding photonic crystal fibers," *IEEE Transactions on Nuclear Science*, vol. 52, no. 6, pp. 2683-2688, 2005, doi: 10.1109/TNS.2005.860735.
- [23] S. N. Yu, J. K. Lee, B. S. Park, I. Cho, and K. Kim, "Hot cell renovation in

- the spent fuel conditioning process facility at the Korea Atomic Energy Research Institute," *Nuclear Engineering and Technology*, vol. 47, no. 6, pp. 776-790, 2015/10/01/ 2015, doi: <https://doi.org/10.1016/j.net.2015.06.013>.
- [24] i. J. Cho *et al.*, "Evaluation on the Radiation Shielding for the Design of a Hot Cell Facility," *Journal of Nuclear Science and Technology*, vol. 41, no. sup4, pp. 97-100, 2004/03/01 2004, doi: 10.1080/00223131.2004.10875654.
- [25] 貝克西弗. "機械手臂熱室." <https://www.bqsv.com/RWD/htm/ch/p/p3-8.html> (accessed).
- [26] P. Coffey *et al.*, "Robotic arm material characterisation using LIBS and Raman in a nuclear hot cell decommissioning environment," *J Hazard Mater*, vol. 412, p. 125193, Jun 15 2021, doi: 10.1016/j.jhazmat.2021.125193.
- [27] P. C. de Vries *et al.*, "Strategy to systematically design and deploy the ITER plasma control system: A system engineering and model-based design approach," *Fusion Engineering and Design*, vol. 204, 2024, doi: 10.1016/j.fusengdes.2024.114464.
- [28] S. Yu, Q. Yang, C. Chen, L. Hu, Y. Wu, and M. Loughlin, "Shielding Design for Activated First Wall Transferring in ITER Hot Cell Building," *Journal of Fusion Energy*, vol. 34, no. 4, pp. 887-894, 2015, doi: 10.1007/s10894-015-9895-6.
- [29] J. P. Friconneau, V. Beaudoin, A. Dammann, C. Dremel, J. P. Martins, and C. S. Pitcher, "ITER hot Cell—Remote handling system maintenance overview," *Fusion Engineering and Design*, vol. 124, pp. 673-676, 2017, doi: 10.1016/j.fusengdes.2017.01.005.
- [30] C. Rizzello, F. Borgognoni, T. Pinna, and S. Tosti, "Review of tritium confinement and atmosphere detritiation system in hot cells complex," *Fusion Engineering and Design*, vol. 85, no. 1, pp. 58-63, 2010, doi: 10.1016/j.fusengdes.2009.06.003.
- [31] Q. Duan, X. Fang, S. Chen, H. Xie, C. Wang, and D. Wang, "Preliminary risk assessment of in-vessel leakage accident in ITER," *Sci Rep*, vol. 14, no. 1, p. 3486, Feb 12 2024, doi: 10.1038/s41598-024-53304-9.
- [32] M. Ni, Y. Wang, B. Yuan, J. Jiang, and Y. Wu, "Tritium supply assessment for ITER and DEMONstration power plant," *Fusion Engineering and Design*, vol. 88, no. 9, pp. 2422-2426, 2013/10/01/ 2013, doi: <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2013.05.043>.

- [33] I. Onderova et al., "Automatic Handling Equipment for Laser Cutting," *Machine Design*, vol. 10, no. 3, pp. 1821-1259, 2018, doi: 10.24867/MD.10.2018.3.103-110
- [34] L. Zheng et al., " Design and development of automatic pipe cutting and welding robot for fusion reactor," *Fusion Engineering and Design*, vol. 205, 2024, doi: 10.1016/j.fusengdes.2024.114555
- [35] D. Hyum et al., " Remote dismantling system using a digital manufacturing system and workpiece localization for nuclear facility decommissioning," *Annals of Nuclear Energy*, vol.195, 2024, doi: 10.1016/j.anucene.2023.110182
- [36] T. P. Sattar, P. Hilton, and M. O. F. Howlader, "Deployment of laser cutting head with wall climbing robot for nuclear decommissioning," in *Proceedings of the 19th International Conference on Climbing and Walking Robots and Support Technologies for Mobile Machines (CLAWAR 2016)*, London, UK, Sep. 2016, World Scientific Publishing.
- [37] A.B. Lopez, E. Assunçao and J. Blackburn, " High-power fiber laser cutting parameter optimization for nuclear decommissioning," *Nuclear Engineering and Technology*, vol. 49, no. 7, pp.865-872, 2017, doi: 10.1016/j.net.2017.02.004
- [38] H. Moon et al., " Developing risk breakdown structure for nuclear power plant decommissioning projects in Korea focusing on radioactive concrete dismantle," *International Journal of Sustainable Building Technology and Urban Development*, vol. 11, no. 4, pp.269-280, 2020, doi: 10.22712/susb.20200021
- [39] J. Aitken et al., " Autonomous nuclear waste management," *IEEE Intelligent Systems*, vol. 33, no. 6, pp. 47-55, 2018, doi: 10.1109/MIS.2018.111144814
- [40] K.S. Jeong, et al., "Cutting Technology for Decommissioning of the Reactor Pressure Vessels in Nuclear Power Plants," *Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting*, 2012, Jeju, Korea.
- [41] G.Y. Park, and C.L. Kim, " Chemical Decontamination Design for NPP Decommissioning and Considerations on its Methodology," *Journal of Nuclear Fuel Cycle and Waste Technology*, vol. 13, no. 3, pp. 187-199, 2015, doi: 10.1007/s10894-015-9895-6

二、針對除役核電廠地下結構、系統與組件等之技術報告及國際案例進行資料蒐集與研析，掌握核電廠除役拆除作業考量因子及重點事項，彙整研析提出我國除役拆除作業的管制要項

### (一) 前言

許多運轉中及關閉的核設施，都有地下系統、結構與組件，例如：輸送廢棄物的管道、儲槽、貯存庫(vaults)或是埋設在地面下的排氣管道，這些設施被納入核電廠的設計中已有很長一段時間，但許多運轉中或已停機的核電廠，並未將其除役視為一個嚴重的問題，且很少在設計或建造時加以考慮；然而，地下設施可能會面臨一些特殊的除污及拆除問題，例如進入的困難、內容物洩漏及由此導致的基礎與土壤的污染，以及輻射特性調查等問題。在過去的技術文獻中，並未系統性的探討其相關的除役拆除考量，而且由於其獨特的物理、配置及放射性特徵，一般的除污與拆除策略可能無法全面適用。

本子項參考核安會上年度(112)針對核電廠受污染煙囪的研究資料[13]其發現國內核一廠的煙囪排氣，是由廢氣廠房的地下通道連接至主煙囪，該地下通道在除役階段，勢必亦將面臨拆除問題，而隨著國際核電廠除役經驗的不斷累積，可藉由本計畫系統性地彙整此議題之相關考量，除了突顯此項容易被忽略的課題，研究成果將提供國際性的技術報告論點與國際實質案例，將有助於管制機關建立更完善的核電廠特殊結構之除役管制，以協助推動我國在核能領域的技術實力及提升行政管制的能量。

## (二) 執行方法及研究步驟

與核電廠煙囪除役面臨的情況相似，地下結構、系統與組件雖常見於核電廠的設計中，但在早期建廠時，卻顯少考慮到要如何將其除役，且過往的技術文獻中，亦缺乏關於核電廠地下或嵌入式組件除役的系統性報告與資料。

隨著全球核能電廠的除役案例增加與經驗回饋，國際原子能總署 (International Atomic Energy Agency, IAEA) 將注意力集中在單一組件或結構的除役上，例如 2005 年出版的” Dismantling of Contaminated Stacks at Nuclear Facilities”，核安會 112 年度委託研究報告中[13]，已先針對該技術報告，彙整摘錄相關重點及煙囪拆除過程中應考量之重要因子，並輔以國外核電廠及一般工業廠房之拆除案例經驗回饋，提供國內管制機關掌握核電廠受污染煙囪之拆除技術資訊，研究成果亦受到良好評價。

為能將研究成果實際應用於國內除役核電廠，該研究亦實地前往核一廠進行煙囪資料蒐集與訪談，進而瞭解其煙囪排氣，係透過廢氣廠房的地下通道連接至主煙囪，後續在國內核電廠除役過程中，這些地下設施或許將面臨一些特殊的除污及拆除問題。IAEA 於 2006 年出版“Decommissioning of Underground Structures, Systems and Components”技術報告，其目的[1]即是要確定並說明這些核電廠地下結構、系統及組件 (Structures, Systems and Components, SSC) 的除役技術與策略，包括對產生

的廢棄物流進行輻射特性調查、除污、拆除及管理，以利規劃、管理及未來執行此類 SSC 除役的人員，提供綜合經驗與指導；該報告亦提及可提供管制機關的相關人員，在審查計劃、進行檢查作業，及確認除役作業是否圓滿完成時有所幫助。

鑑於 112 年度執行的研究方法獲得良好之成效，故本研究將參照其研究模式，首先著重研析 IAEA 這份有關核電廠地下結構、系統及組件除役的技術報告，以該報告的重點摘錄為基礎，彙整這些地下設施在除役過程中應考量的重要因子，像是地下管道在除污及拆除時的技術選取考量，及可能面臨的議題等。

除了 IAEA 技術報告的重點彙整摘錄外，並將輔以國際案例的相關作法，儘管近年來，國際上已有不少核電廠陸續完成除役作業，但由於過去這類地下設施在核電廠除役過程，鮮少受到關注，促使 IAEA 出版這份技術報告，內容亦藉鏡一些成員國的集體經驗，提供政策制定者、營運商、廢棄物管理者，有關地下系統、結構或組件的除役要點。雖然技術報告是 2006 年出版，距今年代略為久遠，但其已將美國及歐洲等多國案例收錄在報告中，即便現在的核電廠除役相關報告，亦很少完整提及此類設施的除役作法，故本子項會先篩選技術報告內幾個代表性的案例，進行研析與重點摘錄；至於近期案例，則將以”核電廠地下結構、系統、組件、除役”等關鍵字進行網路資料搜尋，並透過例如美國 NRC 網站，嘗試找出美國解除管制的

核電廠，在其除役計畫中，是否提及地下結構、系統及組件的除役拆除經驗及作法，最後再與 IAEA 的技術報告重點進行整合，提出有關核電廠地下設施除役拆除作業考量因子及重點事項，以利於管制機關掌握這類特殊構造的拆除技術資訊，作為後續管制方向之參考。



圖 2-1 子項計畫 2 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 過去作法造成除役困難的因素

許多第一代核電廠的組件配置，並不那麼利於進行除役，在核能設計的初期，重點通常放在快速建造及運轉效率的配置，而很少關注最終的除役作業，這通常導致設計人員優先考慮簡易的技術解決方案，而不管這些解

決方案在某些情況下，可能且實際上確實會在除役過程中，導致環境污染及額外的複雜性，須審慎考量其輻射防護標準及除役設計標準。

許多早期電廠也含有現在受到管制，但當時尚未受到管制的物質(例如石棉)，除了標準(建築、環境等)的改變外，許多這些設施可能還承擔了新的任務，而致電廠出現物理性的變化，例如可能會將新的部分包裹或堆疊在舊設施之上，使最終的除役作業複雜化。

同樣地，核電廠中經常會安裝地下儲槽或貯存庫(vaults)，主要是用來收集未經處理的廢棄物，其通常設計在地面層以下，目的在利用重力，簡化放射性廢棄物(固體或液體)的轉移。應留意的是，若運轉階段缺乏處理或調節的基礎設施，而使廢棄物處理及調節推遲到除役階段，由於過去的環境法規明顯較為寬鬆且限制更少，現階段再進行同樣的工作，情況將變得更加複雜。

### **3.2 地下設施的除役策略及規劃**

一般來說，規劃地下設施除役的特殊之處，主要在於工作區域出入困難以及放射性問題，有時需應用特定的技術。首先從策略面開始規劃，以決定計畫的整體方向，IAEA 先列出有關電廠場址制定除役策略的流程，如圖 2-2 所示。

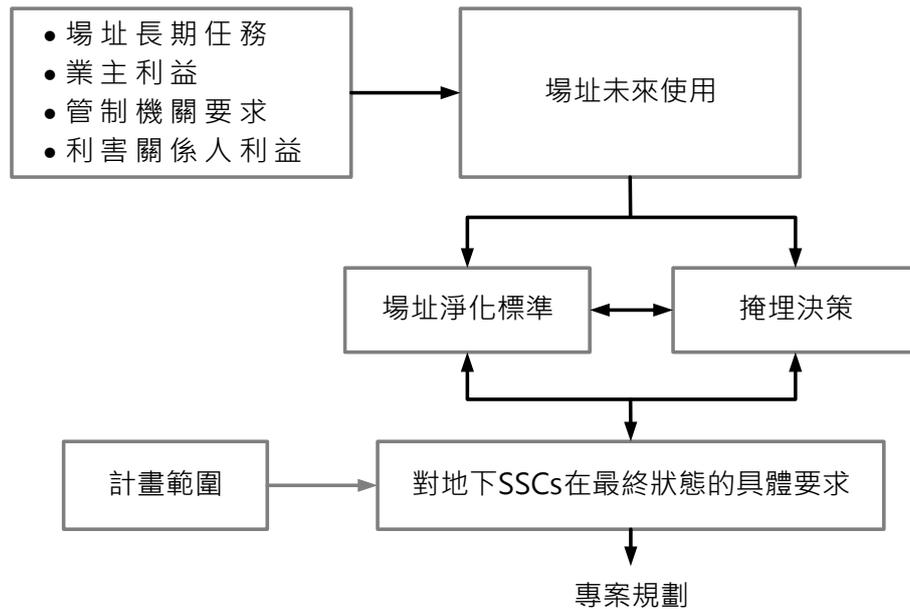


圖 2-2 制定場址除役策略流程

如圖 2-2 所示，除役策略需考量多項要求，其中一些因素會直接影響該場址的未來用途，且與地下設施的除役計畫直接相關。

這些輸入要素(input)包括：

- (a) 場址的長期任務—可以是無限期用作核設施及/或工業設施，或者是在沒有任何限制的情況下，完全脫離監管控制。
- (b) 業主利益—以國外私人電廠的情況而言，業主將決定場址的未來用途，並間接決定除役策略，同時會考慮到場址及其基礎設施的價值、場址上資產的剩餘使用壽命、負債及資金供應情況等因素。
- (c) 管制機關的要求—與除役的其他方面一樣，管制機關將影響場址最終必須達到的條件。有些國家是由核管單位及環境單位共同管制，在此情況下，策略制定必然要滿足相關管制單位的要求。

(d) 利益關係人的利益—其他各種利害關係人團體，可能有能力影響解除管制完成標準的戰略決策，這將影響計畫完成後，能繼續保留在現場的設施。這些團體還可以根據可用資金，以及在電廠及/或場址達到各種解除管制標準所需的時間，來決定除役的最終時間。

場址的整體除役策略，可分為立即拆除(全部或部分)或延遲拆除，而所選取的地下組件拆除策略，會與之直接相關，特別是與場址的外釋標準有關，選擇要立即或延遲除役策略，取決於場址將來的使用機會。一般而言，要外釋的場址，絕對有必要拆除放射性組件(或證明剩餘部分符合管制機關的外釋標準)；而對於延遲除役的情況，則需規劃並實施長期的安全與環境保護策略，並且在安全固封期結束時，重新進行一些評估或反饋。

### 3.2.1 場址的未來運用

場址的長期計劃，直接關係到地下設施的除役策略及要達到的淨化標準，理想的情況是，在開始規劃場址除役前，就要了解其未來的運用；否則針對地下設施可能需要採取較為保守的方法，即以相對原始或較乾淨的條件，作為地下設施除役的最終狀態。

### 3.2.2 場址淨化(cleanup)標準/最終狀態規範

場址的淨化標準/最終狀態規範，是指能否將任何地下結構或組件保留在原地，無論是否要進行除污，以及其殘留放射性及有害物質的可接受標

準是多少。而淨化的標準，通常是與其他利害關係人協商後制定的。相關要求如下：

- (a) 殘餘污染(放射性污染及化學污染)
- (b) 計畫完成後，會遺留在現場的殘餘污染程度

### 3.2.3 封存(Entombment)決定

由於地下組件通常位於地表以下的位置，若直接拆除不易或成本過高，封存（即將地下組件留在原地，經輻射除污後並採取措施防止污染擴散）可以作為除役的一種策略，而地下組件其它特有的因素，例如難以進入除污及拆除，或未來長期的場址運用/管制問題，都可能有利於實施封存策略。

對地下設施或其一部分進行封存，相當於近地表的處置場，因此，將適用處置場的安全標準。IAEA 認為，在某些情況下，就地處置(封存)，包括(反應器)封裝，及限制後續的進入，是一項可行的選擇；儲槽及貯存庫適合封存，但管路的拆除通常比封存更容易，除非管路被深埋，基於工業安全考量，否則通常不會考慮對管路進行封存。

## 3.3 細部規劃及相關工程

一旦決定場址的整體除役策略，並且確認場址要達到的最終狀態，即可據此制定執行計畫，並擬定作業細節、專案進度及成本估算(據此得出預算)，及有關地下設施除役計畫的一些具體細節(如圖 2- 3 所示)，其中一個

重要面向是監測，包括遵守材料淨化(clearance criteria)標準及場址修復(site remediation)標準，而制定整體除役計劃的第一步，是決定要進行何種程度與類型的輻射特性調查，以支援整體除役計畫的發展。

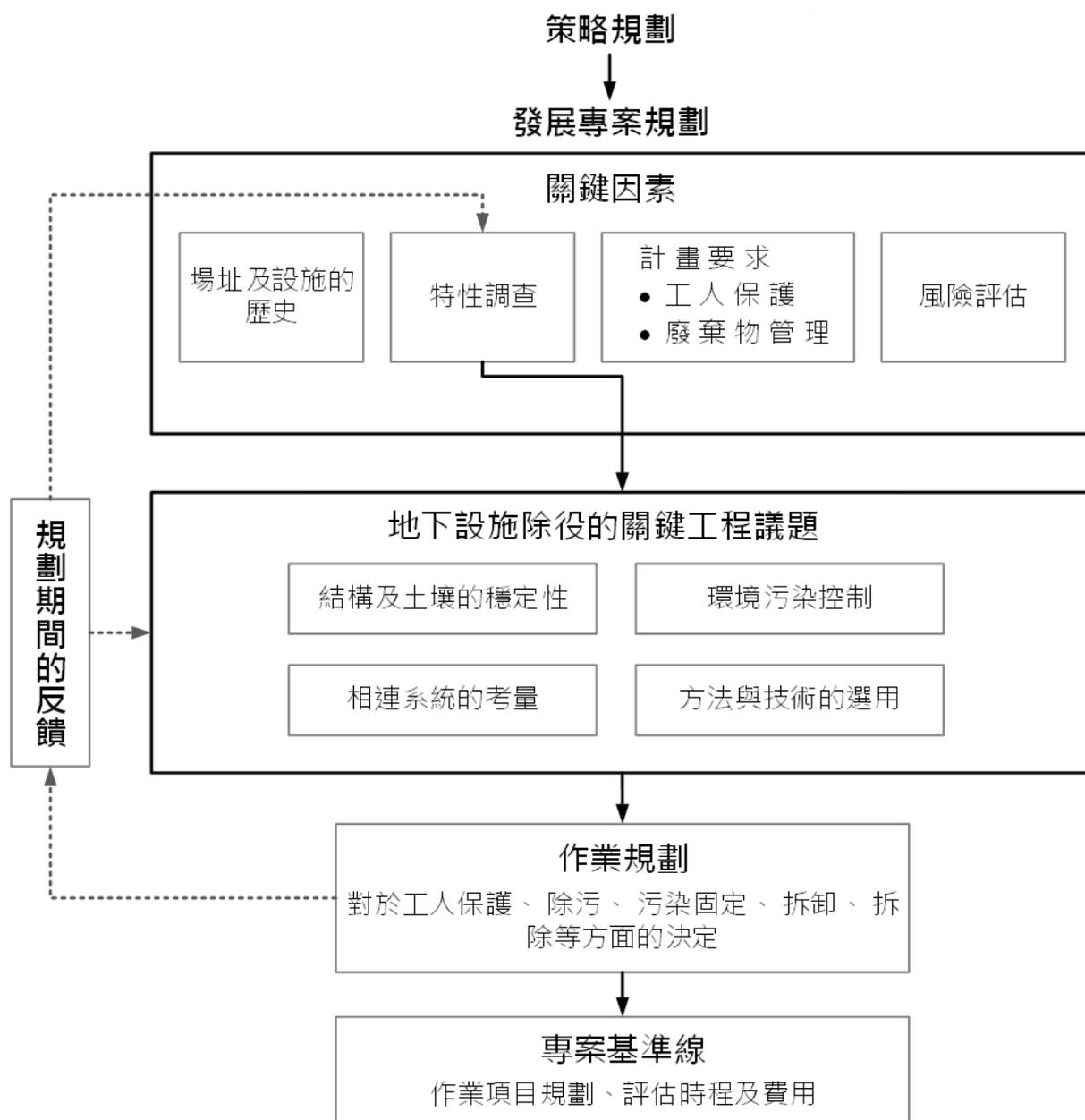


圖 2-3 規劃地下設施除役工程的關鍵課題

### 3.3.1 計畫要求

為了瞭解地下設施的狀況，需進行以下 4 項特性調查：

- (1) 位置— 在合理的精確度範圍內，了解計畫範圍內的地下 SSC 位置；  
同樣重要的是，了解其他需要防護的構造位置，以防止其損壞，或加固以防止其結構倒塌。
- (2) 環境條件— 根據現場位置，雨或風等天氣變化，可能會對除役作業產生影響，特別是戶外區域，規劃時應充分考慮這方面的因素。
- (3) 地質條件— 需了解周圍土壤及地下水情況的相關資訊，以決定開挖方法，是否需要以及如何穩定周圍環境。
- (4) 物質條件— 需要除役目標(如管路、儲槽)的相關資訊，作為選擇拆除及/或移除方法與技術的參考，以及是否需要特殊方法。

有些方面未必與位置或物質條件相關，但對於規劃輻射特性調查至關重要，包括：

- (1) 人員防護及環境保護規劃— 這意味著要準確了解除役目標內部或外部可能存在的放射性或有害污染物(例如放射性同位素成分及物理化學性質)。
- (2) 廢棄物管理規劃— 輻射特性調查的資料，會用來估算預期廢棄物的種類與數量，如果挖掘出的材料數量很多，則需要對回填及廢棄物管理的體積進行估算。

### 3.3.2 場址與設施的歷史

回顧場址及地下設施的建造與運轉歷史，是收集資訊的第一步，這將有助於規劃地下設施除役的輻射特性調查需求，歷史回顧的整體目標，是盡可能詳細地提供記錄不全或未記錄的改善情況，包括流經系統及儲存槽，或儲存槽底部的殘留物，這些都可能污染儲存槽本體，若洩漏亦可能污染周圍土壤或已廢棄的 SSC 位置等。

地下 SSC 除役的歷史回顧主要來源包括：

- (1) 回顧歷史記錄(竣工圖、建築材料清單等)。
- (2) 照片，特別是在地下 SSC 施工或改建期間拍攝的照片。
- (3) 可考慮回顧運轉日誌，然而，如果運轉時間長達數年，回顧時應設定具體目標(例如尋找洩漏物)。
- (4) 訪問電廠內的工人，或可能對退休人員進行訪談，因其掌握的資訊可能沒有被記錄下來，但應謹慎行事，因為傳聞證據可能不正確或具有誤導性。

### 3.3.3 輻射特性調查

與地面上的除役工作相比，或是其他結構的除役，可能需要特別考慮進出困難，及地下 SSC 位置的不確定性等因素，在選擇儀器、儀器傳輸系統、取樣方法及分析技術時，這一點是很重要的。

輻射特性調查應作為規劃地下設施除役計畫及執行的輸入要素(input)，

通常包括 3 個階段：

- (1) 先前的輻射特性調查
- (2) 正在進行的輻射特性調查
- (3) 受影響場址的最終調查

理想的情況是，在開始挖掘前，就能獲得所有需要的輻射特性調查資料，但實際上，這或許是不可能的，例如，在原地進行輻射特性調查可能非常昂貴，或者可能根本沒有關於配置的良好記錄；另一種輻射特性調查方法，是在施工過程中獲取數據及相關資訊，在此過程中，可能需要採取額外的措施，來防止意外損壞，或更頻繁地檢查危害物，結果將導致工作進展緩慢；但直接獲得的數據具有補償價值，可以更有效地反映並理解實際情況，而不用依賴推測或間接估算的結果。

#### 3.3.4 專案決策的風險評估

與其他所有除役計畫一樣，專案風險評估的重點，是找出並確認可能對專案產生負面影響的因素，例如目標、進度、成本，及工人的劑量曝露與產生的廢棄物最小化。針對地下管路、儲槽及其他組件的除役而言，應特別關注專案的風險管理，因為待除役的設備年代久遠、過去的記錄不全，以及在某些情況下，難以在除役作業開始前，獲得準確的評估，這些都造成了很大的不確定性，放射性風險評估對於計畫範圍的決策，具有特別重要的價值。

### 3.3.5 關鍵的工程問題

與任何除役計畫一樣，需要解決廣泛的工程問題，對地下 SSC 除役特別重要的 4 個議題包括：結構與土壤的穩定性、環境污染控制、連接系統及技術選取。

#### 3.3.5.1 結構與土壤的穩定性

拆除地下組件涉及大量的開挖，需要特別注意，可能會干擾相鄰或連接結構的支撐；此外，為防止周圍土壤塌陷，對護牆與擋土牆進行結構分析與設計，也至關重要，地下設施除役計畫的管理者，需要調整並確保符合這些公認的標準。

#### 3.3.5.2 環境污染控制

戶外工作環境是地下 SSC 除役作業的特點，故需要特別考慮環境污染的可能性，特別是：

- (a) 在揭開(uncovering)或打開(opening)受污染的 SSC 時，所產生的粉塵與蒸氣是重要因素，對於小型作業或污染程度極小的情況，拆除過程中經常使用灑水；在其他情況下，控制措施可能包括搭建帳篷，以及在許多情況下，還會使用臨時通風及空氣過濾系統。
- (b) 無論雨水是否會接觸到受污染的物體，都需要考慮雨水問題，包括收集及取樣規定，當使用帳篷來控制粉塵及蒸氣時，必須協調雨水

收集池的放置與帳篷的搭建。

- (c) 若待除役的儲槽、管路及貯存庫集水池等，內有殘留液體，則有可能造成地下水污染，需要小心謹慎，確保捕獲此類污染物。如果拆除前的輻射特性調查，已確定有這種可能時，應事先警告工人；若有此類液體存在的合理可能，則應事先規劃緊急應變措施。

### 3.3.5.3 連接系統

需特別注意連接不同設施的地下系統，相關工程考量因素包括：

- (a) 選擇隔離連接系統的位置與方法，需考慮的系統範圍很廣，例如電力、數據與通訊、水、系統廢棄物、下水道(雨水及衛生)、壓縮空氣及天然氣。
- (b) 選擇安裝新系統(例如，用於地下結構的高效微粒空氣(HEPA)通風裝置)，或是重新安置現有系統，而不是試圖維持現有的配置。

### 3.3.5.4 技術選取

有多種工具及方法可用於拆卸及拆除，選擇取決於便利性、可用性、電源或其他因素。而地下 SSC 除役方法及技術的選取，主要取決於 2 個相關因素：

- (1) 放射性：工作區域的劑量率或污染程度
- (2) 物理因素：工作區域的可及性

在許多情況下，技術的選擇可能並不容易，因此，採用成本效益評估方法，有助於確認替代方案是否可行，同時應考慮到可用方案的技術與成本問題。

除污及拆除作業的人員進出，常常受限於高輻射場、運轉與除役產生的放射性污染及粉塵，尤其是工作區域的物理配置，更加劇其限制。除役任務(例如切割、拆除及清除碎片)需要在不同的、潛在不穩定的結構條件(例如濕滑或不平坦的地面)下，使用可靠且堅固的設備。

因此，地下 SSC 除役的作業環境，常常會為工作人員及複雜的遠端處理設備或機器人，帶來特殊的困難。經過驗證的設備，如果經調整而能夠克服這些限制，則能成為地下 SSC 除役計畫更具成本效益的方法；但在許多情況下，可能需要在傳統方法間進行權衡：即開發創新技術及工具，或是要採用經過驗證的設備。在地下 SSC 拆除工程中，進行權衡研究的關鍵因素，是配置的獨特性及/或可能存在一次性的情況。

#### 3.3.5.5 除污

在拆除及移出組件前，如何處理污染是一個重要的課題，是否對表面進行原地除污，還是在異地清除或固定污染，這些決定涉及到許多權衡。

地下設施除役所進行的除污，通常是出於以下目的：

- 符合解除管制的規定
- 防止或盡量減少放射性粒子或物質在空氣中傳播的作業

- 實現較不嚴格的廢棄物分類，例如回收金屬，或理想情況下，允許無限制外釋
- 組件移除或拆除

其中一個例子是，含有受污染污泥的地下儲存槽，在儲存槽拆除之前，必須先決定要如何移除並處理這些受污染污泥；另一個例子是被腐蝕的管路，其可能正在洩漏並受到外部污染，這就需要決定如何清除液體，以及如何在清除過程中，防止污染物擴散。

#### 3.3.5.6 人員安全

對於地下 SSC 除役，保護工人是技術選取、工程規劃及作業規畫的重要考量，當中涉及的典型危險，包括重型機具操作、起重與吊裝、噪音、墜落物、眼睛危害、輻射曝露、進入密閉空間工作、火災危險、電擊、土壤塌陷及熱應力。

對於地下 SSC 除役，尤其需要特別重視與以下相關的安全問題：

- (1) 打開及進入封閉空間—這適用於儲存槽、貯存庫及隧道，特別是那些長期封閉的空間。
- (2) 生物性危害—在封閉空間，特別是貯存庫及隧道，可能存在生物危害，例如黴菌、死鳥與嚙齒動物，以及動物糞便。
- (3) 化學危害—例如含有或曾經含有腐蝕性及酸性溶液的儲存槽。
- (4) 埋設及嵌入式電氣系統—這些系統面臨雙重挑戰，既要確定位置，

還要確保電路斷電。

笨重的個人防護裝備、炎熱的夏季氣候、在通風不良或不通風區域的室內工作，以及體力消耗較高的工作，都會阻礙工人保持涼爽的能力，隨著工人體溫升高，工作效率及品質可能會下降，發生事故或不必要的放射性曝露風險也會隨之增加。

### 3.3.5.7 廢棄物管理

另一個重要的限制，是地下組件除役所產生的廢棄物量。廢棄物量的估計是在規劃階段進行的，這些通常基於初始的輻射特性調查，但其中的重要因素，還包括要移除組件的性質，以及在運轉階段，可能因洩漏而受到污染的土壤或混凝土的量，如果在拆除期間，因操作不當或在作業執行過程中發生問題，導致污染擴散，則廢棄物量也會增加。

對於地下 SSC 除役，尤其需要特別重視與以下相關的策略問題：

- (1) 根據計畫的外釋標準，估算地下除役作業將產生的受污染土壤或混凝土數量。
- (2) 採用適當的控制方法及技術，防止拆除作業期間的污染擴散。
- (3) 制定除役作業期間持續調查的計畫，除初步定性外，將這些結果與用於規劃的初始數據進行比較，並修訂工作計畫作為反饋。

### 3.3.5.8 反饋

應記錄並分享工作進展過程中，良好作法或任何問題的回饋，這對於地下 SSC 除役工作尤其重要，且能幫助他人預見許多可能出現的情況。隨著工作的進行，當沒有足夠的輻射特性資訊及/或需要制定額外的工程細節時，就需要重複進行某個過程(iteration)與反饋。

### 3.3.5.9 專案基線(baseline)

制定穩健的專案基線，是所有除役計畫的核心及必要條件，專案基準基本上就是建立一套商定的文件，定義需要完成哪些工作、需要多長時間，以及成本，內容通常包括：

- 管制協議(包括專案期間的預期變化)
- 除役終點的明確定義
- 詳細且適當說明專案內的各項作業(包括作業分工架構)
- 成本估算
- 完成所需工作的計畫及時程表
- 需完成任務的規範
- 利害關係人管理計劃
- 成本、人力資源需求及設備的資源分配
- 風險評估(安全、技術與財務)
- 應急準備金(Allowances for contingencies)

### 3.3.6 選擇最佳除役策略

選擇地下 SSC 最佳除役策略的關鍵決策因素，通常包括：

- 廢棄物管理
- 輻射與工業安全、及環境要求
- 管制規定(例如策略的可接受性，及最終狀態的外釋規定)
- 設計、施工及物理條件
- 運作歷史(例如污染物沈積及土壤污染)
- 可及性及工作環境(例如高度、位置及對其他設施的影響)
- 資源與設備的成本及可用性

在選擇地下 SSC 的除役策略時，將評估每個因素對計畫是否能及時、具成本效益地執行，並符合法規要求的影響，然後可以根據這些因素的優劣進行排序，並對每個因素的重要性給予適當的權重。其中一種方法，是針對特定 SSC 除役專案的相關因素，建立定性評分系統，以確定其優缺點，並對替代方案進行排序，從而得出最佳策略，也可以使用成本效益分析(cost-benefit analysis)或多歸因效用分析(multi-attributable utility analysis)等，更為正式的定量的評估方法。

一般來說，無論選擇哪種方法，重要的是要完整記錄各種參數的分析，另應留意的是，無論分析得多麼仔細，管制機關或管理要求的變化，都可能決定實際策略的選擇。

而地下 SSC 的除役規劃，由於常缺乏完整的資訊，也許需要先針對可能遭遇的問題進行假設，以執行計畫，後續再定期對實際情況進行評估，並根據策略或計畫中的假設，提出適度的修改，需考量的一些關鍵問題包括：

- (a) 廢棄物產生量—產生的廢棄物量可能比原先估計的還要多。這可能是由於先前未檢測到的組件洩漏，或對挖掘材料裝入容器進行處置的效率，所作的錯誤假設所造成的。
- (b) 持續調查(survey)及監測(monitors)計畫—在拆除地下組件期間，有必要實施放射性調查計畫，以確認規劃期間使用的數據，以及正在進行的工人保護與環境控制措施，是否充分。這通常需要對移除的材料及組件進行取樣並分析，此類調查對於確認已(或將)符合外釋標準亦至關重要。
- (c) 解除管制作業—地下組件的存在，可能會干擾廠房及場址外釋調查時，所使用的測量結果，通常會在這些測量開始前，先移除這些組件，若無法事先移除，則需對這些情況的影響進行評估，以確保這兩項作業的進行均符合管制規定。
- (d) 對組件進行密封或塗層處理—即使在組件開始移除前已排空其內部，但保持其物理完整性對於其在移除過程中也有好處。事實上，失去物理完整性會產生額外的問題，因為殘留的污染物會擴散到工

作區域及環境中，只要不影響管路的分段，就可以透過堵塞或密封管路等方式來保持物理完整性；同樣地，固定劑、塗層等可以防止鬆散污染物的擴散，然而，其在後續切割時，對油漆或塗層的影響，值得考慮。

- (e) 記錄保存一埋地及嵌入式組件的記錄，往往保存欠佳，在除役過程中遇到此類組件時，可能需要採取應變措施，能完整並準確記錄從建造到運作期間的資訊，對於及時、經濟且徹底地展開除役工作，至關重要，尤其對採取延遲除役策略(deferred strategy)而言，記錄甚至更為重要，因為電廠的知識將逐漸消失。

### 3.4 地下管路的除役經驗與技術

管路是地下 SSC 除役計畫中的主要部分，然而，地下管路的主題，不僅涉及管路本身，許多直接相關的組件還包括配件、閥門、儀器、穿牆裝置及吊架，另包括透過管路連接的組件，例如泵浦、樣本收集裝置、污水坑、壓縮機及容器。

1940~1970 年代設計並開始運轉的核電廠，常運用地下管路來傳輸廠房或儲槽之間受污染的流體，這些管路的典型除役方法，包括先進入系統以進行輻射特性調查，然後使用高壓水柱等方式，進行管路清潔，接著再挖掘溝槽並拆除管路。與管路除污及拆除有關的典型問題，包括：

- (a) 由於缺乏竣工圖，以及其他施工與各種營運記錄的保存缺陷，導致

確切的管路路線及系統連接，存在不確定性。

- (b) 因為不確定管壁的實際狀況，及可能持續洩漏，使得積極除污措施變得不可行。
- (c) 存在難以除污的固體沈積物、污泥或沈澱物，這通常是由於休眠期過長，及缺乏適當維護所造成的，而缺乏除污化學品的注入點，往往使情況變得更加複雜。
- (d) 難以進行輻射特性調查及移除分段組件，包括初步移除障礙物(如圖 2-4 示)。
- (e) 由於空間狹小，使工作環境極惡劣，可能出現熱應力及/或高輻射/污染水平，需要使用個人防護裝備。
- (f) 由於管路洩漏，可能會污染附近的組件及/或結構，以及土壤，且對於可能需要進行的外圍補救工作範圍，也充滿不確定性(如圖 2-5 所示)。



圖 2-4 拆除熱室：在加拿大渥太華 Tunney's Pasture 放射性同位素生產設施中，拆除各種嵌入式處理系統，以便進行維護



圖 2-5 清除美國伊利諾州愛達荷國家工程實驗室沸水反應器(BORAX)汽機廠房周圍受污染的土壤

### 3.4.1 物理、輻射特性及危險物質的調查

要執行地下嵌入式管路的輻射特性調查，可能比較困難、耗時且昂貴，尤其是如果管路延伸很長的距離(在較老的核電廠中，長達幾公里的管路並不罕見)；然而，有些地下 SSC 除役計畫中的管路，可能位於非污染區域，或場址可能含有易於清除(remediated)的放射性核種，故建議並實施分級方法，其所依據的概念為：與污染可能性較高的管路相比，污染可能性較低的管路，所需的輻射特性調查計劃強度較低。

#### 3.4.1.1 地球物理輻射特性調查目標

許多舊核電廠的一個共同問題，是通常不確定地下管路的位置及路線，或者充其量只是大概知道，在某些情況下，根本就沒有記錄，或現場實際情況與現有記錄不符。可能被污染的典型地下管路，包括下水道(sewers)、廢水管路(waste lines)、通風管道(ventilation pipes)、集水坑(sumps)及液體排放管路(liquid discharge lines)；其他值得關注的部份，包括地下儲槽及處置坑(disposal pits)、電纜及服務設施、埋藏物與埋置的材料(emplaced materials)，以及混凝土結構中，裂縫或斷裂的位置。例如愛沙尼亞帕爾迪斯基核能中心(Paldiski Nuclear Centre in Estonia)除役前的管路輻射特性調查，根據愛沙尼亞業者提供的資料，地下約有 2,030 m 的放射性污水管(不鏽鋼)，及 1,500 m 的通風管道(碳鋼)。

管路除役計畫的先決條件，是確認管路的位置及路線，由於障礙物或

高輻射水平，實際進入管路是不切實際的(甚至不可能)，因此開發了遠端技術來定位地下管路及其他組件，表 2-1 列出了一些技術及其典型應用。

拆除管路的輻射特性調查，必定涉及管路的材質，建造管路及相關組件最常用的材料是鋼(碳鋼或不銹鋼)，但也有用如塑膠、混凝土、陶瓷或橡膠等其他材料，管路可外加塗層(油漆或瀝青帶)或隔熱材料(礦棉、石棉等)，這些材料常可能是危險物質(石棉、含鉛油漆，或含有多氯聯苯(PCB)的油漆)，管路及輔助組件可能被放置在混凝土走廊或隧道中，有時帶有鋼襯裡或直接放置在土壤中。

IAEA 報告中的地球物理輻射特性調查，著重於對地下組件特別重要的技術：例如，用於定位物體的地球物理方法，及用於評估材料狀況的非破壞性檢測(Non-Destructive Testing, NDT)。

表 2-1 常用的地球物理技術彙整表

技術名稱	應用領域
震動(Seismic)	地質結構 垃圾掩埋場及溝渠的橫向與縱向 範圍
地面穿透雷達 (ground penetrating radar)	埋藏物、地質結構及污染物
電磁放射線照相術	土壤污染物檢測

(Electromagnetic radiography)	
圓錐貫入試驗 (Cone penetrometer tests)	沈積邊界及污染物
磁梯度測量儀 (Magnetic gradiometry)	埋藏的金屬物體，例如桶子及儲槽
電磁感應 (Electromagnetic induction)	埋藏物，垃圾掩埋場及溝渠的範圍
電阻率(Electrical resistivity)	埋藏物，垃圾掩埋場及溝渠的範圍
重力及微重力 (Gravity and microgravity)	埋藏物，垃圾掩埋場及溝渠的範圍

### 3.4.1.2 地球物理輻射特性調查技術

地球物理輻射特性調查，對於確認地下組件及某些污染源的位置來說特別重要，表 2- 1 列出典型的方法及其用途，在前述愛沙尼亞帕爾迪斯基的案例中，建議使用地面穿透雷達(ground penetrating radar)、磁力計(magnetometer)及震動技術(seismic techniques)。

#### 3.4.1.2.1 非破壞性檢測(Non-Destructive Testing, NDT)

有時需要使用 NDT 來驗證地下或嵌入式組件的完整性，其目的是評估

SSC 在過去或現在，內部受污染液體的洩漏情況，其亦有助於評估除污方法或組件的完整程度。

非破壞性檢測是一個描述性術語，用以在不改變或破壞材料與零件用途的情況下，對其進行檢查。

與地下管路輻射特性調查相關的常用 NDT 方法有：

- 目視檢查(Visual inspection)
- 音洩檢測(Acoustic emission testing)
- 渦流檢測(Eddy current testing)
- 超音波檢查(Ultrasonic inspection)

#### (1) 目視檢查(Visual inspection)

目視檢查是一種廣泛用於評估焊接或組件狀況或品質的一種 NDT 方法。

為了檢查地下結構，可能需要搭配使用特殊設備，例如捷克共和國使用安裝在手推車上的閉路電視攝影機，進行管路檢查，如圖 2-6、圖 2-7 所示。



圖 2- 6 捷克共和國使用的 PVK-3 型管路輻射特性調查台車



圖 2- 7 捷克共和國使用的 PCK-60 型管路檢查及拆除台車

## (2) 音洩檢測(Acoustic emission testing, AET)

AET 使用超音波，頻率範圍通常在 20 kHz 至 1MHz 之間，由材料內的聲源快速釋放能量所產生，在彈性波穿過固體傳播到表面時，由 1 個或多

個感測器記錄下來。

AET 的優點，是可以從少數幾個位置，對整個結構進行監測，可以在使用中測試結構(毋需停止使用)，亦可透過警報進行連續監測。如果釋放的能量足夠，不只能偵測到微觀變化，還可以使用多個感測器來定位來源位置。

地下管線系統中的洩漏，可以利用流體(液體或氣體)流過孔洞時產生的特徵聲波來定位，沿著管路方向放置的聲敏感測器，可將洩漏處產生的聲能(機械能)轉換為電能；除提供洩漏徵兆外，洩漏定位功能，亦可為地下管路系統的除役，提供精確的資訊，此方法的限制性，必須在管路沿線設置多個接觸點來安裝感測器。

### (3) 渦流檢測(Eddy current testing)

渦流檢測是一種電磁技術，只能用於導電材料，其應用範圍廣泛，從裂紋檢測到快速篩選小組件的缺陷、尺寸變化或材料變化，常用於航空、汽車、船舶及製造業。

### (4) 超音波檢查(Ultrasonic inspection)

超音波檢查使用短波長、頻率高的聲波，來檢測缺陷或測量材料厚度，其已用於飛機、發電廠及壓力容器的焊接，這個程序相當複雜，需要大量的技術培訓與技能。

除了上述方法外，其他技術例如彩色染料示踪劑(coloured dye tracers)、氣體示踪劑(gas tracers)及同位素示踪劑(isotope tracers)，也可用於地下管路的洩漏定位。

#### (5) 混凝土的非破壞性檢測(Non-destructive testing of concrete)

混凝土的非破壞性檢測方法，有例如電磁、超音波，及地面穿透雷達等，亦適用於嵌入式管路的物理特性調查。

#### 3.4.1.2.2 輻射特性調查

掩埋(buried)或嵌入式(embedded)組件除役方法的選擇，取決於許多因素。放射性污染物的特性調查，是最重要的因素之一，正確選擇除污方法、拆除方法，及管理除役作業所產生的放射性廢棄物都很重要。污染的主要特性調查有：

- 污染類型( $\alpha$ 、 $\beta$ 或 $\gamma$ )
- 污染程度(高、中或低)
- 污染物對材料的附著力(鬆散或固定)

在某些情況下，工作區域中的一些條件，例如：地下或嵌入式管路的可及性較差，或存在 $\alpha$ 污染物，可能需要使用特殊設備來執行該區域的特性調查。

### (1) 管路探測儀(Pipe Explorer devices)

這些設備用於管路及排水管的特性調查，其為氣動式的管狀塑膠薄膜，可將各種探測器或感測器(例如伽馬、 $\beta$ 探測器及攝影機)送進受污染的管路系統中，過去這項作業曾嘗試使用手持式測量儀器，但僅能測量管路系統外部可觸及的部分，或需要進行昂貴的挖掘、測量及處置。各種測量困難，包括在某些情況下，無法測量表面污染臨界值及工人曝露量，以及實際進出受限，都限制了傳統調查方法的有效性。

Pipe Explorer 設備特別有效的部份，是其能證明埋入式管路沒有受到污染，故可以保留在原處，或使用標準的移除或拆除技術，將其移除。Pipe Explorer 設備已用於多個除役場址，例如 Mound 場址、Trojan 核電廠、愛達荷國家工程與環境實驗(Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, INEEL)及阿岡國家實驗室(Argonne National Laboratory, ANL)的 CP-5 反應器除役計畫，以 Pipe Explorer 進行測量的部署方法，如圖 2-8 所示。表 2-2 依時間順序，列出 Pipe Explorer 在管路特性調查的應用清單。

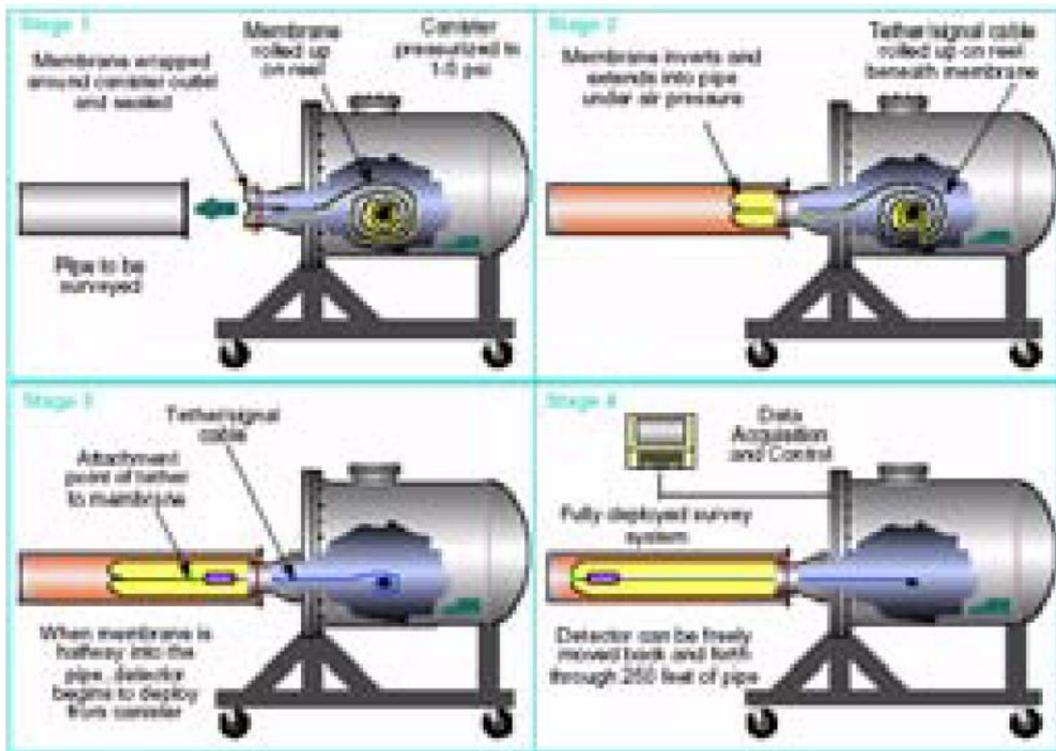


圖 2- 8 Science and Engineering Associates 的 Pipe Explorer™ 系統部署順序

表 2- 2 按使用 PIPE EXPLORER 技術時間順序排列的場址列表

應用場址/日期	管路/應用類型	調查類型
INEEL(reactor facilities), July 1994	廢棄物管路	Gamma (銻-137)
Adrian, MI(私人工業場址), April 1995	埋在地下的排油管 路	Beta (鈾-238)
Inhalation Toxicology Research Institute (research lab.), November 1995	埋在地下的排水管	Beta (鋇-90) Gamma (銻-137) 錄影
USDOE, Grand Junction Projects Office	埋在地下的排水管	Beta (鈾-238)

應用場址/日期	管路/應用類型	調查類型
(鈾研磨示範廠), February 1996		錄影
ANL, CP-5 反應器(反應器設施), August 1996	下水道、通風管道 及燃料棒儲存管	Alpha (銻-241) Beta (鋨-90) Gamma (銻-137) 錄影
USDOE Mound Facility (氙設施) November 1996	埋在地下的放射性 廢棄物排放管	Gamma (鈷-60) 錄影
Trojan (核電廠), November 1997	清潔放射性廢棄 物、髒放射性廢棄 物及輔助廠房的放 射性廢棄物	Gamma 調查(鈷- 60)
Los Alamos National Laboratory (energy R&D laboratory), August 1998	垃圾掩埋場特性調 查	Gamma 光譜儀
Savannah River Site (鈾生產廠) September 1999	雨水及系統排水管	Beta (鋨-90)
Battelle Columbus Laboratory, King Avenue and West Jefferson sites (核能研究與發展), December 1999 and January 2000	雨水及系統排水管	Beta 及 gamma

應用場址/日期	管路/應用類型	調查類型
Brookhaven National Laboratory (核能研究與發展), August 2000 and September 2001	管路	Beta 及 gamma
Rocky Flats plant (鈾設施) July 2001	通風管道	Alpha
Maine Yankee (核電廠) September 2002	管路	Gamma

### (2) 管路爬行設備(Pipe Crawler<sup>TM</sup>)

這些設備由一個輪式平台組成，平台上安裝薄型蓋革-穆勒探測器 (Geiger-Müller detectors) 陣列，可以透過手動方式，直接在管路系統中移動。

紐約 Shoreham 核電廠在規劃除役時，發現拆除受污染的地面排水管路成本過高，管路一般會埋入鋼筋混凝土中約 4 英尺(1.2 m)深的地方，通常位於結構工字樑下方，於是決定開發 Pipe Crawler 設備，以便對電廠進行除污，並檢查嵌入式管路。Pipe Explorer 設備可能比 Pipe Crawler 設備具有更顯著的優勢，包括速度更快、越過障礙物的能力、管路直徑分佈範圍更大、可轉向及可防止交叉污染。Pipe Crawler 曾在 CP-5 反應器除役計畫及 Park Township 場址進行廣泛測試。

### (3) $\alpha$ 污染測量

由於  $\alpha$  粒子在空氣中的傳播距離很短，因此很難直接測量管路內的  $\alpha$

污染，故經常採用間接測量方式，IonSens 監測器就是這樣的技術，美國能源部 Savannah River 場址燃料製造設施中，即用該監測器測量表面難以接近管路內部的  $\alpha$  污染。美國 Alamos 國家實驗室已開發出基於遠距離探測  $\alpha$  技術的探測器(Long Range Alpha Detector, LRAD)。LRAD 技術透過檢測  $\alpha$  粒子在氣態介質中產生的離子，來測量  $\alpha$  污染，而不是檢測  $\alpha$  粒子本身，LRAD 技術的優點在於，與傳統偵測器不同，基於 LRAD 的儀器不需要靠近  $\alpha$  源，即可提供靈敏的測量結果，監測器是專門為檢測管路中的污染而設計及製造的。使用駐極體離子室(Electret Ion Chamber, EIC)來測量直徑 150 毫米管路內的污染情況，EIC 由一個裝入已知空氣體積的導電塑膠室中的駐極體及一個電荷讀取器所組成，由於離子聚集在駐極體表面，其表面電荷會減少，在已知時間間隔內，電荷的減少提供了輻射的定量測量值。

#### (4) 地下污染測量

地下管路輻射特性調查的典型問題，是過去的洩漏及對周圍土壤污染的可能性，在 Brookhaven 石墨研究用反應器(Brookhaven graphite research reactor, BGRR)運轉期間，流經石墨反應器的冷卻空氣，經由地下排氣管道到達排氣煙囪，反應器關閉後，排氣管道積水，成為設施下方土壤的潛在污染源，為了確定潛在污染的位置及範圍，需要對地下土壤進行徹底的特性調查，以便制定適當的補救措施計畫。所選的創新技術包括：使用小型地質探針在土壤及廠房下方安裝採樣口，以及使用氣體示踪劑來確定洩漏

路徑，此外，還利用三維(3-D)可視化工具，來分析收集到的數據，使用原位物體計數系統(In Situ Object Counting System, ISOCS)對土壤樣本進行現場快速伽馬測量，並使用光纖感測器 BetaScint 技術，對土壤樣本進行β測量。

#### 3.4.1.2.3 危險成份的特性調查

除了對地下管路、儲槽及其他組件進行物理及輻射特性調查外，建議另進行其他分析，以便：

- 量化可能遇到的工業危害
- 確定保護工人及環境的最適當措施
- 選擇最合適的切割工具及除污技術
- 在回收前，對金屬廢棄物進行分類，包括塗漆金屬

分析並檢測重金屬或其他生物或化學污染物是否存在，也很重要，這在一些 IAEA 成員國中，是一個重要的考量因素，因為這些國家的管制要求，有限制其中一些材料的處理及處置，這也是了解如何適當保護從事除役作業員工的一個重要考量因素。

目前使用的方法，是採集樣本並在合格的實驗室中進行分析，然而，由於附近沒有大量合格的實驗室或其他限制因素，這種方法並非是最經濟可行的，因此，使用現場即時分析儀(in situ real time analysers)非常有用，且具有成本效益，這類技術將說明如下：

### (1) 含鉛塗料分析儀(Lead paint analysers)

含鉛塗料分析儀是電池供電的手持式分析儀，利用 X 射線螢光(X ray fluorescence, XRF)光譜分析，來識別並量化牆壁及地板裝修表面中的重金屬及元素。

大約 20 秒內即可調查出 25 種元素，輸出單位為 mg/cm<sup>2</sup>，根據不同的應用，可能需要轉換成不同的單位，此分析儀可檢測出 24 種不同的重金屬或化學污染物。

### (2) 多元素分析儀(Multielement analysers)

多元素分析儀是另一種電池供電的手持式分析儀，其亦使用 XRF 光譜來量化金屬中的元素，並確定金屬材料中的特定合金，讀數以重量百分比表示，並與內建資料庫進行比對，以識別合金，可在約 20 秒內完成測量並提供結果。

### (3) 流量探針化學分析儀(Flow probe chemical analysers)

流量探針化學分析儀是一種流動試劑系統，分析物穿過膜後，擴散到含有試劑的容器中，試劑與分析物之間的化學反應，會產生不同光譜的產物，再利用寬頻白光照射反應體積，來測量產物的吸收特性。

使用光纖將該光從閃光燈傳送到反應體積，然後傳送到小型固態光譜儀，目標污染物是水基質中的金屬離子，以及水基體與環境空氣中的揮發

性有機化合物(Volatile Organic Compounds, VOC)。

#### (4) 可現場部署的 VOC 分析儀(Field deployable VOC analysers)

其以現有的紅外線光聲氣體分析模組為基礎，其中一個模組使用濾光片來監測窄波長範圍內的紅外線吸收，從而測量多達 5 種目標氣體(加上水蒸氣)，另一個模組則包含一個完整的傅立葉變換光譜儀，以提供完整的中紅外光譜。

各種模組組合成一個完整的分析儀系統，並提供採樣及樣本製備模組，這些技術可以從多個點自動進行氣體採樣，並將土壤及水樣本準備好，供氣體分析儀進行 VOC 測量，或者與圓錐貫入計等部署及回收系統連接。

### 3.4.2 管路切割及移除

現有的金屬材料切割技術可分為兩大類：熱切割及機械切割，在管路拆除前，通常需要進行一些前置作業，例如清除石棉，甚至將管路隔離一段時間，直到制定出工作計劃，且獲得批准後再實施，或有助於推動實際的作業。

#### 3.4.2.1 前置作業

在管路拆除工作開始之前，通常需要對工作區域或工件，進行一些切割前的準備工作，例如拆除絕緣材料或隔離系統，這些前置作業可能非常耗時，往往需要大量的時間，甚至超過實際作業所需的時間；而舊式的管

路系統，通常採用石棉作為隔熱材料，在一些其他情況下，很難找到隔離管路的方法，以便對其進行切割或拆除作業。

#### 3.4.2.1.1 清除石棉

許多舊式的核設施中，幾乎所有的蒸汽及製程管路系統，都採用含石棉材料(Asbestos Containing Materials, ACMs)進行包覆及隔熱，以人工清除ACMs 雖耗費大量的人力且成本高昂，但為了能開始進一步的除役作業，這是滿足管制要求的先決條件。目前的手動清除方法需要大批的鷹架、隔離區域及空氣監測等基礎設施，這通常會導致石棉清除率較低。

為此美國能源部(USDOE)開發了一種創新的機械石棉清除系統，稱為BOA(如圖 2-9 所示)。BOA 可以遙控放置在管路外部，並沿著管路爬行，濕潤石棉材料、封裝及剝離管路，並將移除的隔熱材料裝袋，仔細留意真空及夾帶氣流，確保系統可以在沒有密封的區域下進行，同時滿足纖維計數標準。在 1 名工人的協助下，將 BOA 石棉清除頭放置在絕緣管上，而另 1 名操作員則透過遙控裝置控制機器人。BOA 可切割各種類型的絕緣覆層，例如石膏膠帶、鋁製襯墊、金屬絲網、塑膠套及管夾，使用混合立銑刀(hybrid endmill)及水射流切割機，切割襯墊及絕緣層。使用一組扇形噴射噴嘴，將切割好的部分，從管路上清除下來，然後透過真空軟管將其吸出；機外 HEPA 真空收集系統，透過對整個拆除模組抽真空，來收集石棉纖維，一個獨立的流體系統提供密封劑，用以在剝離的管路上噴撒封裝材料。



圖 2-9 機械石棉清除系統(BOA)[11]

#### 3.4.2.1.2 隔離與清洗管路

美國能源部橡樹嶺國家實驗室的儲存槽，曾經用於儲存液體放射性廢棄物，在暴雨期間及之後幾天，地下水經由與這些儲存槽相連的管道滲入，因為地下水流進儲存槽，必須將其作為放射性廢棄物進行處理，必須將這些儲存槽隔離，以防止儲存槽清理作業結束後，地下水又滲漏到其中。

另一個特殊的問題是，管路被累積的固體堵塞，常用的一種方式是對管路過度加壓，以嘗試清除堵塞，但往往不成功且不受歡迎；其他侵入性方法包括：清管器(sewer snakes)及水射流(water jetting)，這些方法雖然有效，但應特別留意對作業人員曝露方面造成問題。

#### 3.4.2.2 熱切割

最常見的熱切割技術是電漿弧(plasma arc)切割、氧乙炔(oxyacetylene)切割、氧氣汽油(oxygasoline)切割，及氧氣燃燒棒(oxygen burning bars)。在某些情況下，熱切割技術是拆除管路系統在經濟面及技術面的理想方法，這些技術已使用多年，以其快速切割材料而聞名，此外，相對較低的成本、設備的現成可用，以及熟悉這些設備的操作人員，也是其優勢；然而，熱切割技術也有缺點，其會產生大量熱量、高溫廢棄物及空氣污染，無論這些空氣污染物是氣體或微粒，操作人員都需要採取呼吸防護措施以防吸入，一旦產生空氣污染或微粒，就需要進行操作後的清理及復原。

#### 3.4.2.3 機械切割

機械切割是應用冷切割工藝去除材料，這類型常見技術包括：機械鋸切(mechanical sawing)、水射流技術(water-jet techniques)及機器切割(machine cutting)，這些技術具有許多優點，例如：減少熱量的產生、沒有高溫廢料，且空氣污染的可能性極低。鋸切通常僅限用於尺寸較小的管路，雖然比熱技術慢，但經濟實惠，在機械類切割技術中，速度也還算相當快(如圖 2-10)；水刀射流技術具有良好的切割速度，但會產生大量液體廢棄物(含有金屬及磨料顆粒)，需要在適當的條件下，進行處理及處置，廢液收集會使廢棄物處理變得複雜，且有造成污染擴散的可能性；機器切割技術包括銑刀(milling cutters)及便攜式車床(portable lathes)(圖 2-11)，機器切割的典型特徵是精度高、工作區域顆粒污染少、廢棄物易於控制及收集作後續處理，以及空氣

污染物產量低。



圖 2- 10 日本 JPDR(日本發電示範反應器)除役計畫，使用帶鋸切割管路



圖 2- 11 比利時 BR-3 Mol 除役計畫，使用車床軌道切割機，切割反應器

頂蓋立管

### 3.4.2.3.1 獨立式管路切割剪(Self-contained pipe cutting shears)

該技術由獨立的液壓剪組成，可有效快速切割小型管路或導管。除了進行切割外，其亦可卷曲管路末端，有助於密封任何殘留的污染物，使用中的液壓剪如圖 2-12 所示。



圖 2-12 比利時 Mol 除役計畫，使用液壓剪切割直徑達 2 英吋(5 cm)的管  
路

### 3.4.2.3.2 高速蚌殼式切割機(High speed clamshell pipe cutter)

蚌殼式切割機是一種輕型分離式管材車床，用於切割直徑介於 10-26 英寸(25-64 cm)的管路，這些管路的軸向與徑向間隙都很小(在狹窄的管路隧道中作業時，具有顯著優勢)，該工具能遠端操作、無空氣污染或煙霧，以及液壓供應動力等優點。這是一種高速切割技術，在每次切割之間，有合

理的準備時間，且對操作員的培訓要求最低。

### 3.4.3 技術評估與選取

選擇管路切割技術時的一個主要考慮因素，是應該在原地，還是搬離原處至其它專用車間進行切割，由於需要方便地處理並運送分段的組件到儲存或處理站，故假設一些切割作業可能需要在原地進行；另一個重要的考慮因素是可及性，這取決於在拆除之前，是否移除了障礙物，以及其清除的程度。最困難的情況是，管路嵌入混凝土中，或是位於狹窄且擁擠的隧道或管道中。

熱切割通常最適合待切割管路未受放射性或其他有害物質污染、未塗有有害物質的油漆或塗層、且不在高溫微粒廢棄物會造成污染或回收及/或清理問題的地方，使用熱切割技術的主要原因是速度快、成本低，以及環境污染或工人接觸問題的風險較低。

若管路有塗漆或塗層(例如鉛基油漆)時，建議將其去除後(這可能是昂貴且耗時的過程)，再進行熱切割；當熱切割不可行時，機械切割可以作為熱切割的替代方案，當管路上有油漆或塗層時，可選擇在不去除油漆或對管路進行任何方式準備的情況下進行切割，此外，產生的限制廢棄物極少，且易於收集及清除，在受限空間內工作的需求，似乎是使用冷切割技術的另一個有力論據。

#### 3.4.4 管路拆除的國際經驗

與地下及/或嵌入式管路相關的除役計畫，通常是大型除役專案的一小部分，然而，在某些情況下，可能只有設施的一小部分或較小的設施除役，而難以找到有關管路拆除的資訊，且資訊很零散，以下說明幾個相關案例。

位於伊利諾州阿貢市的 ANL 計畫，涉及挖掘及拆除地下管路，以及處置所有被確定為放射性廢棄物的材料(管道及土壤)。在 2 棟研究大樓之間，用 1 個氣動傳輸管系統，傳輸受輻射燃料樣本及其他樣本，傳輸系統的地下部分，由外徑 2.125 英吋(5.4 cm)的銅管，及一根用於連接電氣控制裝置的隨附導管組成。該系統長約 1850 英尺(564 m)；地下管路位於一條深約 4 英尺(1.22 m)的溝渠中，該溝渠沿著其所經過區域的等高線延伸。工作人員首先使用液壓壓線機，在不同間隔處壓扁或壓緊管路，然後用液壓切割工具，在每個壓接區域的中間切割管子(圖 2- 13)，最後用膠帶將管路兩端黏住，並根據需要，進一步縮小尺寸，以便放入廢棄物包裝中，進行運輸及處置。

該計畫目標[5]主要為：

- (1) 移除與傳輸管路相關的任何放射性及有害物質
- (2) 調查管路外部是否有鬆散污染及管道內部是否有高輻射點
- (3) 拆除傳輸管並打包以便處置
- (4) 調查圍繞傳輸管的土壤是否受到污染

(5) 回填傳輸管所在的溝渠，並將該區域恢復至原來的狀態



圖 2-13 在美國伊利諾州阿貢的 ANL 氣動傳輸管工程中，使用液壓切割機拆除埋入式管路

ANL 的另一個計畫，是要將 76 個棒儲存管，拆除移至約 15 英尺(4.5 m)深處，由於圖面及材料的資訊不正確，在發生了一系列意外與失常後，只能拆除部分管子，另一部分則填充混凝土並留在原處。

聖弗萊恩堡(Fort St. Vrain, FSV) [高溫氣冷式反應器(High-Temperature Gas Reactor, HTGR)]除役計畫中，主要關注的問題是，如何積極除污至解除管制的標準、驗證其有效性，並記錄可外釋的品項(例如受污染的管路系統)。在該計畫中，管路除污的長度超過 24,000 英尺(7,315 m)，並有 6,200 英尺(1,890 m)的管路進行輻射調查，這包括大量嵌入混凝土中的管路系統，由

於市售的管路探測器種類有限，且在 FSV 的應用受到限制，因此，調查計劃包括修改現有的探測器設計，並開發新的調查儀器與方法，管路除污所採用的技術包括顆粒噴砂(grit blasting)、磨料噴砂(abrasive blasting)及高壓水清洗(high pressure water washing)。

噴砂的標準軟管輸送系統，便於進入管道並部署，且提供受控的除污過程，噴嘴經過修改並安裝在輸送帶上，使軟管穿過管路，能讓整個管路的表面，進行 360° 全面覆蓋的噴砂，管路末端被密封，形成一個封閉系統，並連接真空回收系統，以便收集並重複使用噴砂介質。

另一個案例是德國拆除預埋式管路，如圖 2-14 所示，在預埋管路的圓周進行取芯鑽孔，穿透管壁厚度，以便在不損壞牆體結構的情況下，輕鬆拆除管路。



圖 2-14 蒸汽轉換器嵌入式管路的分段

BGRR 的地下管路除役特性調查，其地下管路內有一個主襯墊，視訊檢查(Video inspections)顯示，主襯墊內的多個位置有“水渣沈積(water crud deposition)”，並且使用氣體示踪劑進行洩漏測試，結果顯示地下管路將受污染的水洩漏到周圍的土壤中，多數相關的放射性是銫-137 及銥-90，故除役作業範圍，是拆除管路中的主襯墊。在拆除作業中，規劃使用 2 台遠端控制的 BROKK 設備，其中一台將配備鑿子(chisels )或剪刀(shears)等拆除工具；另一台將配備抓斗(grappe)或遙控圓鋸(remote controlled circular saw)配件。將遠端操作的 BROKK 拆卸系統，運送到 BGRR 管路中的情況，如圖 2- 15 所示。



圖 2- 15 將遠端操作拆卸裝置(BROKK)，放入美國紐約州布魯克海文 (Brookhaven)的 BGRR 管路中

在印度的 Cirus 反應器中，主冷卻水管路約 70 %都安裝在地下 5 m 深的土壤中，反應器廠房內及其周圍設有鑽井，以檢測這些管路的洩漏情況。在翻新大修期間（1997-2002 年），所有主冷卻水管路均在 110%標準工作壓力下進行測試，以檢查其物理完整性。對無法承受測試壓力的部分，進行詳細的檢查及測試後，發現管路在地下的區域有洩漏，首先將這些區域的

管路挖掘出來並使其裸露在外，然後嘗試使用聲發射技術(Acoustic emission technology)來檢測洩漏，但是沒有成功；後來是在冷卻水中加入螢光鈉染料，然後檢查挖掘坑中所收集的地下水，是否有染料的痕跡，最終找到了洩漏的部分。

隨後挖掘出所有的地下管路，使其暴露出來(如圖 2- 27)，期間採用了目視檢查、壓力測試、超音波測試及保護塗層測試等各種方法來評估其狀況，估計清除了 8,000 m<sup>3</sup> 的土壤，並檢查了約 1,600 m 長的主冷卻劑管路，制定並進行保護塗層、彈性墊圈、所有接頭及洩漏管道的更換計畫，經檢查發現，洩漏部位周圍的土壤已受到污染。



圖 2- 16 印度 Cirus 反應器的地下主冷卻劑管路在回填前，應用新的冷自黏瀝青膠帶(cold self-adhesive bituminous tapes)情況

對管路進行取樣及特性調查，以確定存在污染的程度及類型，輻射調查亦提供有關沈積物範圍與位置的資訊，並對機械切割及氣體切割設備進行試驗，以決定選用何種技術。在現場切割並移除的管路，總長度約 900 m，直徑介於 50~250 mm 之間，並作為放射性廢棄物進行處置，這項工作預計將為拆除埋入土壤中的放射性污染管路提供經驗。

另一個例子是，1985~1990 年間，法國 La Hague 的用過燃料後處理廠，拆除了近 1,100 m 的埋入式放射性污染管路，它由一根埋設混凝土管道(duct)組成，管道內有 6~8 根直徑為 80 mm 的聚乙烯管，以及與管道平行埋設的直徑為 165 mm 的普通焊接鋼管。

除役工作的程序，包括在管路(pipes)及管道(ducting)上方設置一個工作場所(intervention' shop)，內部配備包括：

- 沿著管路及管道挖掘至少 6 m 距離的溝渠
- 拆除並存放混凝土封板及管道中央段
- 將管路切成若干段
- 將這些部分拆除，並存放在體積為 10 m<sup>3</sup> 的容器中
- 切斷管道，將其取出並放入容器中
- 將廢棄物封裝在容器中並移走
- 對工作環境進行通風
- 將挖掘處底部受污染的土壤清除(必要時)

### 3.4.5 工人保護

在許多核能除役作業中，防護衣及呼吸防護裝置的使用十分普遍，在體力需求較高的工作中，穿著笨重的防護服及/或設備，可能會妨礙工人保持工作效率，這一點對於有需要長時間停留的除役作業尤其重要，具體有關的部份，包括通風不良的環境、擁擠的空間、難以進入及缺乏活動空間。美國能源部環境管理計畫開發了一些創新技術，並在 ANL、Fernald、Rocky Flats 及 Hanford 等場址進行測試。這些系統的選擇說明如下：

- (a) 熱應力監測系統(Heat stress monitoring system)－其透過一系列核心溫度、皮膚溫度、心率及運動情況，遠端分析工人的生理狀態，相關軟體會提示作業人員的主管或安全人員，注意可能表示人員處於過度壓力下的參數。
- (b) 個人冰鎮冷卻系統(Personal Ice Cooling System, PICS)－是一種獨立的核心體溫控制系統，使用一般的冰作為冷卻劑，並透過一個可調節速率的電池供電泵，將冷卻水通過安裝在服裝中的管路，以進行循環。PICS 已被證明可以控制熱應力、提高生產力、減少劑量曝露，並提高工人的舒適度。
- (c) 進階工人防護系統(Advanced Worker Protection System)－這是一種自給式的呼吸及冷卻系統，旨在為工人提供 2 小時的呼吸用空氣，同時為工人降溫。當液態空氣蒸發時，能為工人降溫，蒸發的空氣

提供工人呼吸，亦可冷卻工人身上穿著的液體冷卻服中的循環水。

- (d) 透氣工作服(Breathable coveralls)－此領域的進展，包括提供重量更輕、防水、透氣及/或一次性(一次性使用)的防護服，但其防護能力與現有服裝相當。

### 3.5 地下儲槽除役經驗與技術

地下儲槽的除役有 2 個主要部分，其一是清除槽內的液體或固體廢棄物，其二是槽體本身的除污及拆除，並對受污染的土壤區域進行修復，對於這兩個問題，物理可及性至關重要；而另一個複雜因素是，工作區域中的儲槽及其內容物，通常具有很高的輻射劑量率，在許多情況下，此類結構的巨大物理尺寸，也可能會對其管理及最終除役造成問題。鑑於上述原因，已陸續開發出遠端操作技術，且產品已有市售，得以更輕鬆地接近儲槽，以便進行特性調查、除污及拆除。

採用地下儲存槽來儲存廢棄物的一個特殊問題，是如何將儲存槽中的廢棄物清除，經過多年儲存，廢棄物可能已經分離成液體層及污泥層，甚至形成堅硬的水垢沈積物，必須將厚重的污泥從儲槽中清除。一種創新的方法，是將污泥與現有儲槽內的液體混合，而不是添加更多液體並增加廢物量，這種方法產生的泥漿料，可以更容易地從儲槽中清除。例如，在美國能源部的一些場址，需要從地下儲存槽中取出數百萬公升的放射性液體及污泥廢棄物，然後轉移到處理設施，再處理成可接受的最終廢棄物形式，

為了從儲存槽中取出廢棄物，通常會將污泥與液體廢棄物混合，形成液體與懸浮固體組成的漿液，然後，透過管線輸送到指定的地點進行處理，然後再進行處置。從儲存槽廢棄物回收的漿料，具有高黏度及高固體含量，高黏度漿料難以泵送，並產生較大的背壓(backpressures)，如果泵浦背壓超過輸送管線的額定值，則無法繼續泵送，由於傳輸管線中的固體重力沉降，可能會造成管路堵塞。監測輸送管線中漿料的輸送特性(即懸浮固體百分比、密度、黏度、質量流量及顆粒尺寸)，可以防止管路堵塞，並確保廢棄物的安全輸送；線上儀器可為操作員提供泥漿特性的即時測量值，操作員可以迅速作出回應，以防止任何可能導致管路堵塞的情況。

### 3.5.1 物理特性調查

由於地下儲槽的可及性較差，進行特性調查通常是一個既困難又麻煩的過程，此外，地下儲槽經常含有高放射性液體或其他廢棄物，一般需要採用遠端或半遠端技術，來清除其內容物。由於幾何形狀或障礙物等原因，傳統的伸縮方法有其局限性，但在過去幾年中，全球陸續開發了許多改良的技術。

用於管路物理特性調查的方法，也可用在儲槽，但由於儲槽的尺寸較大，其使用的設備，不需要像用於管路特性調查的設備那麼精密，且可以使用更複雜的儀器，此亦適用於儲槽的完整性測試(檢測或評估洩漏、喪失完整性等的可能性)。

### 3.5.1.1 雷射測距儀及結構光測繪系統(The laser range finder and structured light mapping system)

雷射測距系統由雷射、接收器(如照相機)及資料處理設備所組成，對於結構光系統，雷射光束傳播的位置及方向是已知且受控的，相機顯示光束在待測繪表面上的二維投影位置，如果該位置是雷射光束與物體的交點，即可進行簡單的三角計算，以確定該點在空間中的位置。

### 3.5.1.2 大型地下儲槽觀測系統(Viewing systems for large underground storage tanks)

作為 USDOE 大規模修復計劃的一部分，遠端視訊及攝影系統已被開發用於部署在地下儲槽，此部署需要使用輕型多功能手臂(Light Duty Utility Arm)，並開發影像系統。

### 3.5.1.3 3D 雷射建模(Three dimensional laser modelling)

在斯洛伐克 A-1 核電廠[氣冷式重水反應器(Gas Cooled Heavy Water Reactor, GCHWR)]除役計畫中，竣工圖並不完整，且在其他情況下，也被發現不是 100% 準確，由於工作區域的輻射劑量率較高，對這些工作區域進行人工的輻射特性調查既困難又耗時。在規劃除污作業的實施細部前，就利用先進技術對 A-1 核電廠設施進行 3D 建模。3D 雷射掃描與 3Dipsos 軟體相結合，用於取得這些區域的建築與設備配置數據。A-1 計畫使用了 2 個雷射掃描測距感測器，法國 Mensi 公司的 Soisic(圖 2-17)，基於三角測量原

理，以每秒 100 個離散點的速率運行，工作範圍為 80~12 m；德國的 Callidus 則採用飛行時間原理，工作範圍為 15~30 m。在這兩種系統中，測量結果皆以 (x, y, z) 點雲的形式呈現，所有測量點都會被傳送到 3Dipsos 軟體內，內建的整合程式會將來自不同觀察位置的所有 3D 座標，帶入一個公共框架中，之後，使用最小平方法調整演算法，將幾何圖元(圓柱體、圓錐體、彎曲部、平面等)，擬合到操作員選擇的群組中，最後，就能獲得竣工時的 3D 模型，竣工建模目前用於更新設施圖，例如地下液體廢棄物儲存槽。



圖 2- 17 斯洛伐克 A-1 核電廠除役計畫所使用的 3D 雷射掃描儀

### 3.5.2 輻射特性調查

#### 3.5.2.1 GammaCam 相機

GammaCam 是一種對伽馬射線敏感的照相機，可將放射性熱點資料，疊加到設施的視訊影像上。該裝置在 ANL CP-5[重水式反應器]除役計畫(圖 2-18)、Fernald[鈾再處理設施]的大規模除役計畫、INEEL[反應器測試設施]及多個商轉核電廠中都表現出色；在 CP-5 反應器中，該設備進行了放射性洩漏成像、隔離混凝土貯存槽內的輻射源，以及檢測並消除臨時屏蔽中的輻射洩漏區域等測試，這些可能都是地下儲槽除役時，有用的典型應用。GammaCam 可減少工人曝露，進而提高其安全性，否則工人就必須進入該區域手動定位及測量輻射熱點，該技術還可以降低工人受傷或受污染的風險，因其可在受污染的工作區域外進行操作；使用該技術還能降低成本，因為與使用傳統技術相比，獲得相同數據所需的時間及工人數更少。



圖 2-18 用於伊利諾州 Argonne CP-5 反應器設施伽瑪輻射場的伽瑪相機

### 3.5.2.2 Radscan 影像系統(The Radscan imaging system)

英國核燃料有限公司(British Nuclear Fuels Ltd, BNFL)最初開發了 Radscan 伽馬射線成像系統，目的在調查並繪製大面積的勘測數據，以確定放射性污染，由此產生的調查數據，可描述確切位置的污染程度，而毋須像之前需要大量人力進入現場來收集這些相同的數據。資料可以電子方式及錄影帶永久保存。Radscan 600 技術已在 Hanford 的 C 反應器中得到驗證，該裝置的較新型號，如 Radscan 700 及 800 已有市售。

### 3.5.2.3 ALADIN

這款影像伽瑪相機是由法國原子能委員會開發，其有 2 種模式運作：熱點偵測或定位。偵測模式可讓攝影機掃描現場，電腦螢幕會同時顯示即時彩色視訊影像，及定期更新的伽瑪影像，一旦偵測到熱點，根據輻射強度及增強管增益的不同，定位源項只需要 5 秒到 10 分鐘不等的時間，圖 2-19 顯示用於斯洛伐克 A-1 核電廠除役計畫的 ALADIN 相機。



圖 2-19 斯洛伐克 A-1 核電廠除役計畫中使用的 ALADIN 相機

#### 3.5.2.4 Cartogam 影像系統(The Cartogam imaging system)

為 ALADIN 的商用版本，Cartogam 是專為核電廠維護及除役期間的伽馬射線分析，所設計的即時可攜式伽馬射線影像系統，此系統可以快速定位污染區域內的放射性核種，選擇要繪圖的區域及採集模式(累加或計數)後，操作員就可以啟動自動擷取程序，在曝光時間結束時，系統會產生一個合成影像，由伽馬映射與可見影像通過透明度相互疊加而成，伽瑪影像強度會自動歸一化至全尺度；此外，相關的數值也會進行校正，故可進行場景對場景間的比較，根據使用者定義的核種或光譜，對熱點進行劑量率的評估。

### 3.5.3 地下儲槽拆除技術

這些結構的巨大物理尺寸，以及儲槽周圍普遍存在高輻射強度，可能會阻礙手動冷切割技術的使用，需考慮採用遠端或半遠端操作及熱技術。

#### 3.5.3.1 金屬組件的切割方法

金屬組件通常使用機械及熱方法來切割，機械方法已經發展得很成熟，除了使用炸藥進行切割外，這些技術產生的二次廢棄物易於處理，與熱技術相比，所產生的空氣煙霧也少得多。機械方法包括：

- (a) 鋸—機械鋸主要分為 3 種：往復鋸(reciprocating saws)、帶鋸(band saws)及圓鋸(circular saws)，尺寸涵蓋小型手持鋸到大型工業鋸(例如帶鋸)，與鋸子不同的銑床，也用於類似的用途。
- (b) 磨料切割輪(Abrasive cutting wheels)、刀片(blades)、鋼絲(wires)及鑽芯鑽(core drills)—這些都是以輪子、珠子或鏈條，其內含固定在半剛性支撐矩陣中的磨料，並以電動、液壓或氣體驅動。
- (c) 磨料切割機(Abrasive cutters)可以乾式使用，也可以與冷卻劑(例如水)一起使用，冷卻劑通常會循環使用，以減少二次廢棄物量。
- (d) 剪切機(Shears)—剪切機可以手動、氣動、液壓或電動驅動，剪切不會產生二次廢棄物，也不會產生從組件上沖壓出來的離散形式廢棄物，可以輕鬆處理並回收，剪切機的尺寸及重量各有不同，具體取決於待處理組件的預期應用。

而熱切割技術通常比機械切割技術更快，其設備重量輕，且工具與組件毋需實質接觸，故在切割過程中，部署系統只需承受很小的反作用力。主要的缺點是會產生氣溶膠、粉塵及浮渣，可能會對工人與環境保護、能見度問題及大量二次廢棄物方面帶來隱憂。例如：

- (a) 電弧切割(Plasma arc cutting)
- (b) 火焰切割(Flame cutting)－火焰切割是一項成熟的技術，使用的是燃料氣體(乙炔或丙烷)、或燃料蒸氣(汽油)與氧氣或空氣的流動混合物，混合後並點燃，以產生高溫火焰。
- (c) 熱噴槍(Thermic lances)－熱噴槍由一根鐵管組成，鐵管裝有鋼、鋁及鎂絲，讓氧氣在鐵管流動，透過噴槍尖端的鋁熱反應來達到切割的效果，其中所有成分都會在熱反應中被消耗掉。

有時也會使用磨料水噴射切割(abrasive water-jet cutting)及電切割技術來進行此類操作，電切割技術是以金屬蒸發為基礎。這些技術包括：

- 放電加工(Electro-discharge machining)
- 金屬解體加工(Metal disintegration machining)
- 可消耗電極(Consumable electrodes)
- 接觸弧金屬切割(Contact arc metal cutting)
- 電弧鋸切割(Arc saw cutting)

### 3.5.3.2 混凝土結構

對於混凝土組件，機械及熱技術都是可用且常用的切割技術，用於金屬結構的一些切割技術，也可用來切割混凝土結構：

- (a) 鋸子—包括砂輪、刀片、金鋼石線及鑽芯機。
- (b) 膨脹水泥漿(Expansive grouts)—非鋼筋混凝土可透過鑽孔並填充濕水泥漿混合物來破壞，當水泥漿固化後會膨脹，在混凝土基材內產生內應力，若要將鋼筋(如果混凝土裡面有的話)從混凝土附近的區域清除，仍會造成進一步的拆除問題。
- (c) 岩石劈裂(Rock splitting)—這是一種透過液壓驅動 2 個可膨脹導軌之間的楔形塞子，打入預先鑽好的孔中，使岩石或混凝土破碎的方法。
- (d) 鋪面破碎機及鑿錘(Paving breakers and chipping hammers)—這是傳統的土木工程技術，這些工具廣泛以機械破壞表面的局部區域，來清除混凝土。
- (e) 磨料水噴射切割(Abrasive water jet cutting)—如果所使用的水通過受污染的收集器進行回收，則有可能污染清潔區域。

混凝土熱切割技術亦包括火焰切割及熱噴槍。

### 3.5.4 儲槽廢棄物移除計畫案例

#### 3.5.4.1 美國儲槽廢棄物清除計畫

西谷示範計畫(West Valley Demonstration Project, WVDP)場址有 4 個地下儲槽，其中 2 個直徑 69 英尺(21 m)，高 26.9 英尺(8.2 m)，每個儲槽底部都有網格結構。這些儲槽建於 1960 年代，用於儲存現場用過燃料再處理作業過程中所產生的放射性廢棄物。在 1996 年 7 月至 1999 年 12 月的回收作業中，使用長軸調動(long shafted mobilization)(噴射混合器(jet mixer))幫浦，來移動這 2 個儲槽中的散裝廢棄物。使用輸送泵將 96%的高放射性廢棄物(HLW)轉移至 WVDP 玻璃化設施，儲槽現在含有儲槽污泥所殘留固體，及玻璃化作業產生的沸石離子交換介質(zeolite ion exchange medium)。

回收作業是利用現有的噴射混合泵(mixer pumps)及沖洗管(Sluicing wand)來移動廢棄物，為了讓混合泵能進行有效的混合，儲槽中的液體至少要有 14 英吋(35cm)，導致每批從儲槽中取出的廢棄物數量減少。如果回收殘餘廢棄物的成本過高，或現有的廢棄物回收方法無法滿足儲槽淨化目標，則可能需要替代的廢棄物回收設備，特別是需要從通道受阻(由於儲槽的內部配置及存在內部結構)的儲槽中，回收廢物的相應技術。與基礎方法相比，進階式廢棄物回收系統(Advanced Waste Retrieval System, AWRS)可提供更高的固體去除與轉移能力，其能力提升是由於伸縮臂能將抽吸器(suction pick-up)直接放在距槽底 1 英寸(25.4 毫米)左右的位置，並將抽吸系統連接

到現有的輸送泵，以便將回收的廢棄物從儲槽輸送到玻璃化設施，因為抽吸裝置可以直接移動到廢棄物處，故毋需使用混合泵或沖洗管來移動廢棄物。雖然 AWRS 是專門為 WVDP 的應用而開發的，但伸縮臂、噴射泵組件，以及研磨機-分離器元件(grinder-separator assembly)等組件，可能適用於其它有類似儲槽問題的 USDOE 場址。

美國能源部致力於從 Savannah River 場址的 51 個地下廢棄物儲存槽中，清除數千立方公尺的高放射性廢棄物，其主要的放射性廢棄物有鋇、鈾及鈾，繼續儲存這些廢棄物，將對公眾、工人與環境構成風險。Savannah River 場址是 USDOE 中，第一個清空並實際關閉高放射性廢棄物儲存槽的場址，清空及關閉剩餘儲槽的任務，將於 2028 年完成。

每個儲槽中的廢棄物，將被轉移到一個廢棄物預處理設施，然後再轉移到國防廢棄物處理設施，並在那裡被玻璃化後，倒入不銹鋼容器中。廢棄物清除後，會用水清洗每個儲槽的內部，每個儲槽都透過加蓋並密封所有管路，以及切斷所有電氣連接，進行物理性隔離，最後，在儲槽內灌滿水泥漿。

核能材料與設備公司(Nuclear Materials and Equipment Corporation, NUMEC)於 1960 年在賓州 Parks 鎮建造了一座鈾燃料製造廠，該製程採用水相沈澱及煅燒技術來生產二氧化鈾( $\text{PuO}_2$ )粉末，廠內有專用的廢水收集與處理系統，這些廢水被收集在 2 個 1000 加侖(3785 公升)的地下混凝土儲

槽中。在 1960 年代初生產作業完成後，該設施被停用；然而，地下廢水收集系統仍然存在，但進出口管路被封鎖。無論是所有權的變更及轉讓，還是 Parks 鎮設施區域的重新利用，都沒有對收集池(collection tanks)造成干擾，這些收集池近 30 年來一直處於閒置及隔離的狀態。到了 1991 年，決定成立一個專案團隊，對這些儲存槽進行特性調查及修復，儲槽的輻射及化學特性調查，包括收集儲槽內容物樣本，以及儲槽下方的土壤樣本，因為並未在土壤中發現污染，故推論這 2 個儲槽保持了結構的完整性。選定的修復方案包括：將儲槽中的液體泵入桶中、安裝吊具以吊起各個儲槽、使用起重機移除儲槽，並將混凝土儲槽移到場址的廠房內進行拆除

Mound 的除污及除役計劃項目也包括廢棄物轉運系統(Waste Transfer System, WTS)，WTS 計畫主要拆除埋在地面下 6~17 英尺(2~5 m)的 2 條地下服務管線，以及 41 號廠房，這是一棟地上一層的混凝土結構物，地下 15 英尺(4.5 m)處，有一層澆築混凝土的地下室，室內有 2 個儲槽及一個維修坑(service pit)。41 號廠房的除役計畫，從完全不建造包圍結構，到建造磚混結構，再到掩埋等，深入分析了幾種拆除的替代方案，研究結果顯示，柱廠式類型(pole barn type)的建築被選為以合理成本滿足安全標準的最佳替代方案。地下室混凝土及周圍的泥土被移除、裝箱並運去處置，用乙炔切割炬(acetylene cutting torch)縮小鋼儲槽的尺寸，裝箱後作為超鈾廢棄物運離。

#### 3.5.4.2 斯洛伐克 A-1 核電廠廢棄物清除

斯洛伐克 A-1 核電廠除役計畫於 1999 年啟動，其中最重要的任務之一，是為輻射水淨化站(active water purification station, AWPS)的除役作準備，由於某些區域存在放射性物質及高輻射強度，使工作人員無法進入地下儲槽及 AWPS 的房間。因此，有必要使用遠端操作機械手臂，來進行該地區的特性調查、除污及拆除作業。通用型機械手臂 MT-80，是一款 5 方向自由度的液壓臂，工作範圍可達 1.8 m，可負載 80 kg。AWPS 除役準備工作的主要優先事項之一，是清除地下儲槽的污染，為此，開發了 DENAR-41 機械手臂，這是一款具有垂直軸承結構的長液壓臂，可以直接放置在儲槽上方；DENAR-41 開發過程中的主要困難，是儲槽的直徑較大(達 16 m)，而機械手臂伸入儲槽檢查室的孔洞較小(約 540 mm × 540 mm)，DENAR-41 還可以固定並操縱機械手臂 MT-80，以協助回收廢棄物。到了 2004 年底，9 個地下儲槽已完全除污，此外，還開發了一種移動式水泥固化設施(mobile cementation facility)，用於固化 DENAR-41 從地下儲存槽回收的放射性污泥，圖 2-20 及圖 2-21 顯示模型測試期間的 DENAR-41 機械手臂。

在 A-1 核電廠除役計畫中，EUCLID 及 3Dipsos 軟體，用於設施及遠端操作系統的 3D 建模，此外，它還用模擬機器人在除污及拆除的 3D 操作，模擬有助於優化機械手臂的運作，並規劃除役順序。如圖 2-22 顯示 AWPS 儲槽除役的一種應用。



圖 2- 20 進行模型測試的 DENAR-41 機械手臂(斯洛伐克)



圖 2- 21 DENAR 機械手臂在模型測試期間完全組裝(斯洛伐克)

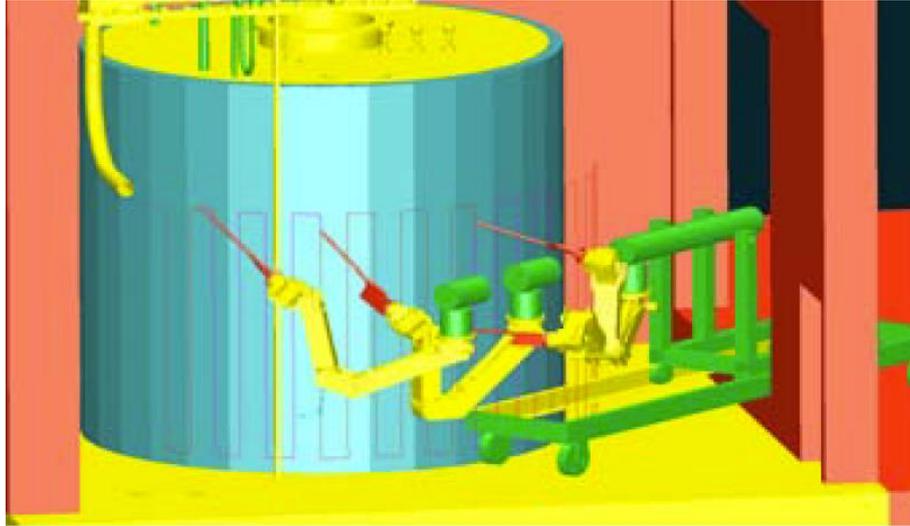


圖 2- 22 模擬機械手臂進行斯洛伐克 A-1 儲槽的除役作業

#### 3.5.4.3 英國 Magnox 發電廠的廢棄物清除

在 Magnox 型反應器場址，Magnox 分流器(Magnox splitters)與接線片(lugs)、熱電偶線(thermocouple wires)及石墨套管(graphite sleeves)與支撐杆(struts)等組件，在反應器的整個運轉壽命期內不斷累積。這些組件通常存放在混凝土屏蔽的筒倉中，最終，筒倉內將裝有數百噸到數千噸不等的材料。筒倉的大小從 3 m × 3 m × 4.5 m 深到 8 m × 25 m × 5 m 深不等，有時會透過一個通常 1 m × 1 m × 1 m 厚的階梯式塞子(steped plug)進入，但在某些情況下，特別是較小的筒倉，只能利用一個直徑才 20 cm 的中心孔進入。這些廢棄物的回收及處理，是 Magnox 反應器除役作業的重要組成部分。迄今為止，已經建造了 3 個回收系統，並且全部採用機械回收裝置，即透過安裝在半剛性桅杆或機械手臂上的末端執行器進行回收，到目前為止，已經從 Trawsfynydd、Berkeley 及 Dungeness 反應器場址的操作中獲得

相關經驗。

Trawsfynydd 核電廠有 2 座 Magnox 型反應器，於 1995 年運轉年限到期時關閉。在運轉期間，現場累積了 2 種類型的 ILW，即被活化的雜項組件(miscellaneous activated components, MAC)及燃料元件碎片(fuel element debris, FED)，這些 ILW 必須回收並包裝到 3 m<sup>3</sup> 的不銹鋼箱中，再放入鋼筋混凝土外包裝內，用灌漿固定。

被活化的雜項組件不僅包括受輻照的爐心組件，還包括各種其他物品，例如熱電偶、電纜、抓斗及用於封閉立管的鋼製組件，這些被活化的雜項組件廢棄物，透過溜槽(chute)排放到位於各個反應器生物屏蔽地下區域的 2 個貯存庫(vaults)。MAC 貯存庫是約 7.5 m × 6.5 m × 3 m 深的厚(>1 m)混凝土箱，MAC 廢棄物的回收，是透過 Artisan®遠端控制液壓機械手臂，伸入貯存槽天花板上 6 個新開孔洞之一，來進行回收操作，MAC 廢棄物會被裝入一個吊籃，之後將吊籃懸掛在高架單軌上的移動式升降機上，當籃子裝滿時，可以透過檢修孔將其升起，並透過廢棄物傳送隧道，轉移到包裝室。

燃料元件碎片包括在送往後處理設施之前，從燃料元件上剝離的燃料護套及末端固定裝置，這些廢棄物透過振動輸送系統(vibrator conveyor system)排出，該系統安裝在 2 組 16 個貯存槽的正上方房間內。每個 FED 貯存槽約為 2 m × 2 m × 4 m 深，FED 廢棄物使用位於貯存槽上方房間內

的一個回收單元中，3種不同抓斗之一進行輸送，抓斗回收到一個定點就會將廢棄物放入推車，然後，推車被驅動到廢棄物輸送機，廢棄物輸送機又透過化驗站，將廢棄物運送到包裝室。

通風系統為核設施提供典型的設計特色，會對氫氣進行監測，以確保其在灌漿與固化過程中，保持在規定的標準內，氫化燃料擾動期間，應特別注意防火措施。

#### 3.5.4.4 義大利 Garigliano 核電廠的廢棄物清除

在義大利 Garigliano 核電廠，蒸發器濃縮物、離子交換樹脂及其他污泥在運轉期間，被排放到位於地下貯存庫的金屬槽中(圖 2- 23)，廢棄物的回收與調節，是在一棟預鑄的建築內進行，該建築位於地下貯存庫的通道地板上，以確保靜態與動態密封。遠端控制過程分成 3 個主要步驟：

- (1) 透過伸縮臂攪拌槽內，使廢棄物的化學、物理及放射性特性均質化
- (2) 抽取儲槽內的廢棄物
- (3) 將廢棄物轉移至固化系統(德國 NUKEM 公司設計製造的移動式機器 MOWA，圖 23)，根據所需的屏蔽材料類型與數量，總共生產了 1,671 個包裝，每個包裝重量從 850 公斤到超過 4,000 公斤不等。調節後的廢棄物庫存為 874 Ci (32 TBq) 。



圖 2- 23 義大利 Garigliano 核電廠用於儲存樹脂的地下儲存槽

### 3.5.5 地下儲槽封存(Entombment of underground tanks)

某些地下組件因位置的關係，原則上適合選擇封存作為除役策略，地下組件特有的其他因素，例如長期的場址管制與使用，及難以進入除污及拆除，都可能有利於實施封存策略。封存設施的全部或一部分，類似近地表處置場的裝置，因此，將完全適用處置場的安全標準。

Savannah River 場址已關閉了幾個 HLW 儲存槽，關閉儲存槽的目的，是使設施處於毋需採取進一步措施的狀態，這被定義為透過清除廢棄物並穩定任何殘留污染物，來關閉儲存槽，這種方法消除了當前的危害，也讓後代子孫不用再繼續管理這些廢棄物。關閉前，已在可行範圍內對儲存槽

進行清潔。其中的 2 個儲存槽，殘留的污泥量達數立方公尺，每個儲存槽都用 3 種能夠流動的自流平灌漿(selflevelling grout)配方來充填，以穩定殘留污染物，與污泥直接接觸的底層，是一種化學還原水泥漿，目的在使相關的放射性核種保持不溶狀態；第二回填層是自流平灌漿材料，主要由沙子組成，當這種材料凝固時，其稠度與硬質土壤相同，假設儲存槽頂部的混凝土及鋼筋，最終都會隨時間推移而發生結構劣化，利用這種材料來填充，以防止儲存槽在未來坍塌。頂部回填層是一種堅固的灌漿材料，旨在將來失去對該場址的管制時，阻止入侵者在受污染的土壤中鑽井。

另一個例子涉及 Hanford 場址的鋇燃料再處理示範廠(strontium Semiworks Pilot Fuel Reprocessing Plant)的除役，其地下儲存室(ground cells)採用一種自流平的散裝混凝土配方來填充，但在填充之前，需用水泥漿填充儲存室內的 10 個大型儲槽(容量大於 1900 公升)，以便：

- (a) 防止其鬆脫及漂浮
- (b) 防止儲槽內出現大面積空隙

要將這些儲槽填滿很困難，因為沒有易於接近的灌注管路，且儲存室(cell)內的高輻射強度，嚴重限制進入儲存槽，所選用的方法是透過液位測量管，將稀薄的灌漿漿液，泵送至每個儲槽中。

對於地下儲槽而言，污染場址修復及廢棄物處理的玻璃化技術系列中，最近發展的一項特殊應用是：GeoMelt 原位玻璃化技術(GeoMelt in situ

vitriification technology)，此技術可破壞有害成分及放射性成分，可應用於原地及異地廢棄物。利用該技術，電流可將受污染的土壤及廢棄物，轉化為穩定的結晶或玻璃化產品，此技術需要將電極插入實際受污染的土壤基質中，並長時間施加高電壓，以產生熔化或玻璃化的廢物團塊，其中包含熔化區域內的土壤及固體物質。玻璃化材料區的深度，通常為 5-7 m，直徑為 10-15 m，標準廢氣處理系統會收集並處理氣態污染物(gaseous effluents)，處理材料的生產率約為 3-5 噸/小時，該技術已在美國及澳洲被廣泛應用於修復受放射性及其他有害物質污染的廢棄物場址，但在待玻璃化的區域中若有水存在，可能會導致執行時出現問題，但對這些結構進行灌漿，相對於玻璃化技術而言，仍然是一種具有優勢的方案。

### 3.6 貯存庫及隧道的除役經驗

除了儲槽及管路外，地下設施還有其他組件，在多數情況下，這些組件的除役策略及特性調查技術，與先前描述的並無太大的不同；用於儲槽的物理及輻射特性調查方法，也可用於貯存庫及隧道。

而用於切割儲槽的技術，也可用於貯存庫及隧道的除污及拆除，這些組件通常由混凝土製成；混凝土切割技術主要用於拆除貯存庫。以下將介紹此類 SSC 的一些實務拆除經驗。

### 3.6.1 廢棄物清除、除污及拆除計畫

#### 3.6.1.1 加州 Canoga 公園能源技術工程中心

美國能源部能源技術工程中心(Energy Technology Engineering Center, ETEC)位於洛杉磯地區，多年來，許多與核子相關的研究設施與實驗都在此進行。SNAP 反應器的早期版本建於 1960 年代，並為美國能源部運轉，作為未來可能的太空應用；1970 年初期，在完成地面測試後，就拆除了反應器爐心、燃料及液態金屬傳輸迴路。反應器位於一個長 40 ft(12 m)，寬 28 ft(8.4 m)，深 36 ft(10.8 m) 地下測試貯存庫結構中，該設施內一個試驗室中的被活化組件，已被完全拆除並移走。除役作業可藉由地面下的水平開口，或經由試驗室地板上方 51 ft(15.3 m)處的貯存庫開口來進行。有限的進出空間、高輻射強度及預期的空氣污染物排放，對除役作業造成了嚴重限制。

在以下方面實現了可靠、高效的性能：

- (a) 透過改造以前用來檢查反應器壓力槽的設備，來遠端切割並拆除被活化的鋼材
- (b) 將類似拖拉機的工具，改裝為固定設備配置，以遠端拆除混凝土屏蔽及相關管路與鋼筋
- (c) 利用安裝在專用框架上的電漿炬(plasma torches)，對垂直及水平鋼襯裡進行切割與拆除，實其能夠遠端定位及移動

#### 3.6.1.2 愛達荷州化學加電廠

位於 USDOE INEEL 場址的前愛達荷州化學加電廠，RALA 廢氣室是一個地下混凝土結構，深度約為 10 ft(3 m) x 14 ft(4.2 m) x 9 ft(2.7 m)深，建在加電廠房角落外的土堤。為了準備除役，製作了一個臨時包封區，並將其安裝在廢氣室的入口處，成為進入該區的控制點，同時也為工人提供一個更衣區及廢物包裝區，並建立了污染控制邊界；廢氣室頂部會鑽一個洞，並在其上方安裝排氣扇，使室內的空氣經由包封區被吸入 HEPA 空氣過濾裝置。除役階段包括：設備的拆除及裝箱；區域除污及場址復原。

### 3.6.1.3 科羅拉多州 Fort St. Vrain(FSV)核電廠[高溫氣冷式反應器(High-temperature gas reactor, HTGR)]

在 FSV 核電廠，設備儲存井(equipment storage wells, ESW)是用來儲存控制棒驅動機構等高度污染的設備，這些井的直徑約為 18 in(45 cm)，深度在 30~40 ft(9-12 m)之間。ESW 的表面污染程度非常高，9 個 ESW 被澆注到更換燃料的混凝土地板中，故拆除難度很高且耗時，選擇的是旋轉噴砂除污技術。整體而言，這項作業是成功的，但應留意的是，焊接點及有腐蝕的區域，被證實很難除污。

### 3.6.1.4 義大利 Garigliano(BWR)核電廠

義大利 Garigliano 核電廠於 1967 年建造了一個地下坑，用於儲存從反應器中取出的高活性組件，後來該坑又被用來儲存其他雜項作業的固體廢棄物。由於輻射場很高，故坑裡長期注滿水作為屏蔽，圖 2-24 顯示清除作

業開始後不久的坑內物質狀況。據估計，1987 年底的總庫存約為 30,000 Ci (1,000 TBq)，其中大部份來自鈷-60 及鎳-63。選定的除役策略包括以下步驟：

- (a) 在坑上方建造一個包封廠房，以維持負壓作業環境
- (b) 在坑上方的工作平台清除固體廢棄物；在水下將受輻照碎片從坑中移至儲存箱，並保持水循環及過濾系統持續運作；將廢棄物放置於含有定位裝置的金屬框架箱中，以確保預先設定的幾何位置
- (c) 將這些箱子放入鋼筋混凝土容器中
- (d) 對混凝土容器及其內容物進行灌漿(總共產生 6 個 50 噸廢棄物容器)
- (e) 將容器轉移至其儲存地點
- (f) 將坑內積水排到設施的廢液處理系統，並對坑表面進行除污



圖 2-24 義大利 Garigliano 核電廠高活性坑內堆積的廢棄物

### 3.6.1.5 新墨西哥州 Los Alamos 的相分離器坑

Los Alamos 國家實驗室的一個主要除役計畫，與相分離坑(Phase separator pit, PSP)有關，這是一個大型的地下混凝土結構，配備：

- 不銹鋼分離器容器
- 腐蝕性物質的混合裝置
- HEPA 過濾器組
- 液體輸送泵、管線及相關設備

廢液被收集並儲存在 3 個 1,300 加侖(5000 公升)地下儲存槽中，作為除役計畫的一部分，這些組件全部都被拆除，大部分 PSP 及其組件都被外釋，且多數是在除污後外釋的。

### 3.6.1.6 英國 Winfrith A59 廠房的熱室

英國原子能管理局(United Kingdom Atomic Energy Authority, UKAEA) Winfrith 場址的 A59 廠房，熱室是用來作核燃料元件受輻照後的檢查。該設施於 1990 年代末被宣佈為多餘設施，並於 2000 年開始除役作業。熱室的斷面為 45 cm × 15 cm 的矩形，內襯鋼板，通風管道長度超過 12 m，管道大部分位於熱室 1.5 m 厚外壁的鑄造結構內。由於管道進出不便，最初是透過有限的真空清潔進行除污，隨後，在管道的某些部分記錄到高達 100 mSv/h 的接觸劑量率。使用微型自聚焦微光相機對管道進行了檢查，可以看到表面有粉塵沈積物，使用壓力清洗系統對這些表面進行除污，首先使

用溫水除油劑，然後使用冷水去污劑，並將洗滌水收集後作為廢液處理，除污後的劑量率降低至 2 mSv/h 左右。

規劃用水性黏合劑噴塗在管道內部，以固定殘留污染物，然後用硬質膨脹泡沫填充管道，使其保持穩定，然後在拆除過程中將其分解，以便作為低放射性廢棄物材料進行處置。

### 3.6.1.7 伊利諾州 Argonne 的 Map Tube 設施

位於 ANL 東場址的 Map Tube 設施，用於臨時儲放小型、高放射性物體及廢棄物。該設施包含 129 根鑄鐵管，垂直安裝在 21 ft(6.3 m)深的混凝土整體結構中，由於裝置劣化使得降水進入，腐蝕了管路中的放射性物質，這些受污染水的洩漏，導致周圍土壤及地下水受到放射性污染。在管路中發現了放射性沈積物及許多小的金屬物體。

為了清除放射性水及沈積物，對管路進行除污處理，高放射性金屬物體利用遠端進行特性調查並將其移除，透過在每根管路周圍進行深層的混凝土取芯作業，將每根管路從混凝土基體中移除，從而從清除結構中的殘餘放射性。然後將每根管子作為一個整體，從混凝土基體中拆除；清除每根管路兩個接頭中的鉛均，芯材完好無損地運至美國能源部 Hanford 處置場。取芯操作成功地清除了結構中的所有殘留物質。

### 3.6.1.8 瑞士 Lucens 實驗動力反應器

在此案例中，小型研究用反應器發生了一次事故，導致燃料組件熔化，最終導致該設施永久關閉。為了進行封存作業，使用了遠端爐心檢查及切割工具，並建造了培訓用模型。爐穴的封存作業包括：

- 安裝新的爐穴排水系統
- 用混凝土填滿反應器爐穴及水池；
- 牆體與填充混凝土之間的界面，以膨脹水泥進行灌漿
- 在 2025 年之前，定期監測直接排入 Broye 河的水流量，以及物理與化學性質

該場址成為 Vaud 州的財產，該州在仍然可進入的洞穴內，建立了一個文化與歷史展場。

### 3.6.1.9 西班牙 Vandellós 1 號石墨貯存庫[二氧化碳氣冷式反應器]

在西班牙 Vandellós 1 號核電廠，除役工作中的一項重要作業，是清除並處理儲存在貯存庫中的廢棄物，這些廢棄物包括近 200,000 個石墨套管(總共約 1,000 噸)及相關的不銹鋼組件，廢棄物被存放在 3 個混凝土貯存庫中，每個貯存庫的尺寸約為 7 m × 9 m × 24 m，屋頂有出入口(1.3 m × 1 m)，貯存庫內的活度相當高(屋頂強度約 40 mSv/h)，幾乎禁止人員進入。為拆除作業設想的技術方案包括：經由每個貯存庫頂部的通道孔，伸入一個長臂機械(long reach manipulator)，並透過相鄰的通道孔，將每個吊籃放入

貯存庫中，待裝滿後，籃子會被吊升到運輸容器中，透過高架起重機運送到廢棄物處理廠，然後打開容器以外釋其內容物，最後再回收吊籃，並返回貯存庫以裝載其他貨物，直到整個過程結束。所選用的機械手系統是 ARTISAN 200(來自 AEA Technology)，圖 2-25 顯示另一個除役計畫中使用的 ARTISAN 機械手臂。



圖 2-25 英國 540 號廠房熱室除役期間，一台 ARTISAN 機械手的工作情況

廢棄物清除工作的結果是，其中 2 個貯存庫的輻射強度，被清理至 0.5 mSv/h，第 3 個貯存庫的輻射強度，則降至約 5 mSv/h。貯存庫的除役作業於 2000 年開始，相關作業包括拆除內部的設備，牆壁、天花板及地板的除污，以及拆除通風系統。由於設備及廠房表面有  $\alpha$  污染，大部分工作都需

要使用適當的個人防護設備以進行手動操作。在這些作業之後，還進行了一次徹底的調查，以便無條件外釋剩餘結構。圖 2-26 顯示完成除污後的貯存庫。



圖 2-26 西班牙 Vandellós 1 號核電廠的石墨貯存庫完成除污後

### 3.6.2 貯存庫封存計畫

伊利諾州 ANL 有 3 個前放射性廢棄物貯存庫，採用了封存式除役策

略。這些地下混凝土結構從 1940 年末到 1960 年代初，一直在運作，在構思除役計畫時，這些貯存庫已多年未使用，且已嚴重損壞，其中一個貯存庫的污染程度很低，可以完全清除。

但在特性調查期間，其他 2 個貯存庫檢測到的污染程度，比預期的要嚴重，甚至嚴重滲透到表面裂縫中。

其對以下 4 種儲槽除役的替代方案進行評估：

- (1) 儲槽原地除污並移除主要污染物
- (2) 拆卸貯存庫並處置
- (3) 完全拆除貯存庫並處置
- (4) 恢復至未污染狀態

第 1 種方案意味著將少量污染物保留在原地，將剩餘結構進行回填，保持嚴格的行政管制，例如進出管制，並保持對挖掘作業的控制，以防止接觸殘留污染物。在選擇過程中，考慮了以下因素：成本、殘留放射性、除役期間的健康風險、運輸風險及廢棄物產生量。與其他替代方案相比，事實證明，替代方案(1)在實施過程中，對工人的風險較小，產生的廢棄物數量也少得多，並且可以節省大量成本。此外，對產業工人及假想入侵者的放射風險評估顯示，替代方案(1)的額外風險微不足道，故根據該策略完成了除役作業。

廢棄物煅燒設施(Waste Calcining Facility, WCF)在 1963~1981 年間運作，

煅燒過程是將液體廢棄物轉化為乾燥的顆粒狀固體粉末形式，以便於處理與處置。1998年，愛達荷州 INEEL 啟動了關閉 WCF 的 3 階段流程，第一階段是用超過 4,200 立方碼(3,200m<sup>3</sup>)的灌漿材料填充地下三層(包括房間、走廊、管路及容器)，形成一個地下單體結構，將所有污染物封裝並防止其遷移；第二階段使用重型設備拆除該設施；最後，INEEL 對碎石進行灌漿，並用黏土/泥土(earthen)保護蓋覆蓋了整個設施場址。這是 INEEL 首次使用這種封閉技術，據 INEEL 稱，與傳統的除役及拆除計畫相比，這種原地封閉技術具有多項優勢，在減少工人及環境接觸的同時，受污染的廢棄物也減少了 94%，成本降低了 93%，但政府當局是否有能力維持一段明確的控制期，對設施能否採用此類方法除役而言，非常重要。

### 3.7 結論與建議

地下 SSC 的除役，可能是核設施除役及場址復原的一個主要議題。地下 SSC 的除役帶來了各種挑戰，有時與傳統地上設施的除役所遇到的挑戰不同，例如：

- 制定除役策略
- 缺乏關於地下及嵌入組件的確切位置、其具體特徵及功能的資訊
- 在拆除及移除之前，針對除污、固定污染或不採取任何行動之間權衡利弊
- 輻射及化學危害

- 任何剩餘運轉廢棄物的管理
- 地下及嵌入組件的拆除與移除

一般而言，經過驗證的傳統技術(例如，從頂部向下挖掘並移除組件，或在另一個地點進行除污)，是更可取且更易獲得的，在許多情況下，可以藉由改造現有工具，或用於非核目的的工具來節省成本，一個經常出現的問題是，要仔細評估一項新技術，何時已達到足夠的成熟度，可以在風險、工人曝露、廢棄物、對進度與成本的影響等各方面最小化，為計畫帶來實質的好處。

其它關於地下組件除役計畫在審查與評估方面的建議包括：

- (a) 針對地下污染進行全面的特性調查計畫，包括土壤取樣，據以準確估計除役作業產生的廢棄物數量，對於成功規劃地下 SSC 的除役，至關重要。
- (b) 在地下 SSC 除役前及除役期間，確保電廠的電力系統及水力系統停用是一項重要的安全措施，其他非放射性危害，例如有毒物質，或在狹窄空間內工作，通常是地下作業中，值得關注的議題。
- (c) 將已完成計畫的經驗教訓，納入此類計畫的未來規劃中，以免「重蹈覆轍」。

#### (四)國外核電廠地下設施拆除案例及國內職安相關規定

##### 4.1 蘇聯 VVR-S 研究用反應器[3]

VVR-S 研究用反應器是由 Horia Hulubei 國家物理與核工研究所(IFIN-HH)所擁有，是第一座使用 VVR-S 型蘇聯設計的研究用反應器，建於 1955 年至 1957 年之間。反應器除役始於 2010 年，並計劃在 2020 年完成。

其地下結構建於 1965 年至 1967 年間，在反應器 30 m<sup>3</sup> 放射性污水洩漏池及 2 個 300 m<sup>3</sup> 放射性污水儲存池之間，安裝了傳輸用的放射性污水管(如圖 2- 27 所示)；材質為不銹鋼管路，外徑為 108 mm，壁厚為 5 mm。



圖 2- 27 放射性廢液輸送管路

##### 4.1.1 所應用的拆除技術

該電廠用來建造地下結構的材料，主要是碳鋼、不銹鋼及混凝土，故其地下結構除役，涉及金屬組件的切割及混凝土結構的拆除，其中，待切割的金屬組件壁厚為 5 mm、通風管路直徑為 62 mm、通風及放射性廢水輸送管直徑為 108 mm，以及位於豎井內部直徑為 200 mm 的防護管。

其利用以下技術來進行儲存池及內部結構的切割：

(1) 電弧鋸(electric arc saw)

這是一種無金屬刷的工具，毋需直接物理接觸即可切割，透過在圓盤與材料之間維持電弧，來進行切割，圓盤可以是鋼或銅製，轉速介於 300~1800 rpm，切割深度受限於圓盤的直徑，直徑 90 cm 可切割 30 cm 厚的牆壁。電弧鋸可在空氣或水下使用。

(2) 電漿燃燒器(Plasma burner)

透過氣流(氫氣)溫度 10,000~24,000°C 中的電弧進行切割，最大切割深度為 17 cm。電漿流由正離子與自由電子組成，以高速噴出，並與電弧結合。該裝置可在空氣及水中操作，具有良好的切割速度，但會產生大量需收集的顆粒、氣體及氣溶膠。

(3) 氧乙炔切割(Oxyacetylene cutting)

通常與氧氣及可燃氣體(丙烷、氫氣)一起使用，當要切割的金屬達到 800°C 時，會發生放熱氧化，但僅適用於鐵組件；對於不銹鋼、鋁及其他非鐵(non-ferrous)過渡金屬或高合金鋼(high alloyed alloys)，由於形成  $\text{Al}_2\text{O}_3$ 、 $\text{Cr}_2\text{O}_3$  或  $\text{NiO}$  等難熔氧化物，並不適用此方法。

(4) 熱噴槍(thermite lance)

是一根鐵管，內部緊密填充鋼、鋁與鎂粉混合物，在含氧氣流中燃燒，溫度在水中達 2,250°C，在空氣中達到 5,500°C；典型的熱噴槍長 3m，直徑為 6-10mm。

(5) 炸藥切割(Cutting with explosives)

涉及一種特殊的爆炸控制技術，特別適用於具有複雜幾何形狀的物體，但不適用於地下結構。

(6) 切割機或剪刀(Guillotines or scissors)

這是針對所有金屬的常用工具，優點是能降低火災及氣溶膠或顆粒污染的風險，不會產生氣體或煙霧；特別適用於直徑在 36 cm 以下的管路。

(7) 砂輪盤(Cutting with abrasive discs)

是一種常用技術，會產生火花並傳播由研磨盤驅動的顆粒。

(8) 用切割盤進行圓形切割(Circular cutting with a cutter disk)

將切割盤移動到物體外側表面(通常是管路)進行圓形切割，可切割的管路厚度為 7 cm、直徑 6 m，碳鋼的切割深度可達 2 cm，連續潤滑可防止污染物擴散。

#### 4.1.2 操作除役技術的相關條件

為了確保能經濟且安全地操作除役技術，相關注意事項及防護措施說明如下：

(1) 需特殊的儲存條件

由於操作這些地下 SSC 內的流體(例如：潤滑劑、液壓油、其他放射性或非放射性有機溶劑)，可能未考慮到管路上發現的放射性流出物，

而這些流出物可能是危險的。

- (2) 根據特定除役作業條件，需增建或改建通道及拆卸區域(stripping areas)

可能需要在除役期間，安裝淋浴間、添加監測儀器、建立新的物料與人員通道，以及新的開口，尤其進出動線非常重要。

- (3) 多數情況下，正常的通風系統必須根據新的要求作修改

例如：重新佈置管路及閘門、增加抽氣扇與過濾器、提供移動式通風裝置，且必須對系統內的氣流及壓力差進行評估。

- (4) 某些區域可能需要額外的隔離屏障

這些屏障可以由塑膠膜及金屬框架製成，屏障內應保持輕微負壓，以防止污染擴散，且啟用前必須測試氣流；對於小體積的情況，可以使用附有手套的塑膠袋(例如在切割管道時，出現放射性洩漏的情況)。

- (5) 廢棄物管理需要足夠的空間與特定的設施

例如：大型廢棄物的收集、特性調查、分類及處理，所選擇的空間必須對除役作業造成最小干擾，且必須為每個廢棄物包裝提供一個小型的輻射背景空間，以用於放射性測量。

- (6) 建立臨時儲存區

以便受污染組件及設備在處理之前，能就地存放；在某些情況下，必須提供屏蔽設施，必須提供其他空間，用來儲存非放射性及消耗性的組件、設備及材料。

(7) 廢棄物運輸

因除役涉及各類大量廢棄物的儲存，必須先確定運輸方式，運輸容器、路線及時間分配。

(8) 除污方法及所需空間，以及必要的資源(水、電等)

產生的廢棄物必須轉移至特定類別進行處理。

(9) 輻射監測

監測項目包括：環境(內部及外部)、人員(固定個人監測器及便攜式儀器)、不同工作區域的操作監測、區域監測器、廢水及氣溶膠監測器、廢棄物(污染、劑量)等。

(10) 排水及乾燥系統

可能必須改造現有系統，如壓縮空氣、通風、真空系統等。

(11) 準備拆解區域

以作為大型組件或設備的切割與包裝空間，並應選擇在除役系統附近，並且必須提供通風、屏蔽及隔離屏障。

(12) 使用蒸餾水或去離子水

目的是為了簡化管理、除污及二次廢棄物處理。

(13) 準備呼吸面具

可避免因切割噴射產生的潛在放射性氣膠。

(14) 提供額外的照明及通訊設備

(15) 根據工作區域提供電源

必須清楚標記臨時供電系統，以便電源失效時可用。

(16) 檢查並認證符合所需負載的吊升設備(常規及輔助性)

(17) 部署遠端控制設備的觀看系統(電視、內視鏡等)

(18) 提供便攜式防護罩，以降低操作者所受到的輻射劑量

(19) 提供模擬平台，用於人員專業化培訓及設備驗證

(20) 提供消防防護工具

例如：偵煙式探測器及警報系統，以應對特定的除役作業。

(21) 提供基礎設施支持

辦公室、餐廳、乘客運輸、電話、安全監控及醫療服務。

## 4.2 美國 Rancho Seco 核電廠[PWR][4]

Rancho Seco 核電廠位於美國加州沙加緬度縣東南部，距離沙加緬度市中心 25 英里(40 公里)處，場址外觀如圖 2- 28 所示，SMUD 公司於 1966 年購買了 2,100 英畝(850 公頃)的土地建立該電廠，其為 Babcock & Wilcox 壓水式反應器，反應器熱功率為 2,772 MWt，發電功率為 913 MWe。



圖 2- 28 Rancho Seco 核電廠場址

該電廠 1975 年 4 月 17 日正式商轉，1989 年 6 月公投決定關閉電廠，主要原因是成本過高導致電價不斷上漲；至 2009 年 10 月，大部分土地已解除管制，開放供公眾使用，場址內所有發電設備已全部拆除，僅剩下 425 ft(130 m)高的冷卻塔。

根據其執照終止計畫(License Termination Plan, LTP)的內容，地下管路除役前，首先採用高壓沖洗方式來以清除管內碎屑，然後根據需要進行噴砂處理；一旦清潔到可接受的限度，大多數的嵌入式管道將進行灌漿，以將殘留的輻射活度限制在管路內部，降低對環境及人員的潛在影響。

經過場址特性調查，並評估嵌入式(embedded piping)及埋地管路(buried piping)的劑量模型後發現，只有鈷-60 及銫-137 的核種分數(Nuclide Fraction)才是影響劑量的關鍵因素，這些地下管路的 DCGL 值為  $1.00\text{E}+05$  dpm/100

cm<sup>2</sup>。對於直徑大於 2.5 in 的嵌入式及埋地管路，當其殘餘放射性活度超過了 NRC 篩選水平(Screening Levels)時(基於 P<sub>critical</sub> 為 0.90)，就會對這些管路進行灌漿(grouting)封固處理。在對現場管路樣品中的放射性核種進行評估後，確認灌漿封固的臨界水平為 2.10E+04 dpm/100 cm<sup>2</sup>。

管徑大小會影響是否進行灌漿封固處理，其原則如下：

- (1) 當管徑 ≤ 2.5 in：毋需灌漿，因僅減少劑量限度 1.0%；
- (2) 當管徑介於 15 in 與 2.5 in 之間的嵌入式及埋地管路的灌漿條件如下：
  - (a) 當管路中超過 30% 的殘留活度大於 21,000 dpm/100cm<sup>2</sup>
  - (b) 殘餘活度必須是來自廠內的放射性污染
  - (c) 成本符合 ALARA 原則
  - (d) 有些特定位置的管路，其污染物濃度異常高，需根據實際監測數據來確定是否灌漿，而不是採用整體的平均數據
- (3) 當管徑 > 15 in：在符合前述灌漿條件下，僅需對管線末端進行灌漿(基於經濟性及 ALARA 原則(即合理可行的最低劑量)。灌漿末端可以有效封閉管路兩端，防止放射性物質擴散，同時減少不必要的全面灌漿所帶來的成本與輻射曝露風險)。

### 4.3 印度 Cirus 反應器[1]

Cirus 是一座 40 MW(th) 的研究型反應器，位於印度孟買的 Trombay。該反應器自 1960 年開始運轉以來，由於該反應器設計較早，有多條管路、

管道、儲槽及其他服務設施位於地下。該反應器於 1997 年底關閉，進行與延役相關的整修作業，在整修期間，許多地下管路及一些管道被停止使用並且除役。

Cirus 反應器使用輕水作為冷卻劑，主要冷卻水系統的管路，直接連接到其他組件，如循環泵、熱交換器、膨脹罐、緊急水庫及地下儲水槽，並連接到反應器爐心，這些組件位於設施的各個區域，連接的管路埋皆設在地下不同深度，最深有 5 m。管路部份位在空曠區域，以土壤覆蓋層當作輻射屏蔽；管道直徑從 20~500 mm，部分較大尺寸的管路透過膨脹接頭(套管接頭)連接，並以 O 形環進行密封。由於該地區靠近海邊，地下水位較高，使這些管路全部浸沒在地下水中。



圖 2- 29 Cirus 反應器地下管路

在 CIRUS 的翻新時，從爐心卸除燃料後，對管路進行壓力測試，發現 3 條直徑為 200、250 及 500 mm 的管路有輕微洩漏，所以挖掘這塊區域並

移除土壤，暴露所有管線進行檢查，以評估地下管路的物理完整性。

由於該處為開放區域，故避免使用熱切割，以防止空氣中放射性物質擴散到鄰近區域，管道是透過電鋸及手鋸進行機械切割，切割後的管道用聚乙烯薄膜包裹，並用起重機從坑中吊起，運送到另一個區域進行儲存及減容。機械切割雖然耗時，但由於管道的輻射場較低，因此這種方法可以接受；在直徑 500 mm 管道(位於建築物內)的切割案例中，因其輻射劑量率較高(100 - 500 mR/h)，使用機械切割耗時較長，會導致較高的劑量曝露，故改採氧乙炔熱切割，並在切割區域搭建一個帳篷，帳篷內提供新鮮壓縮空氣供呼吸使用，搭配局部 HEPA 過濾系統，以防止空氣中放射性物質擴散。

先以人工方式挖掘了 1.2 公尺深，確定有無其他地下設施的存在，接著使用機械挖掘機挖掘到管道頂部表面，再次以人工方式移除管道下方的土壤，以避免對管道造成損壞；由於坑道較深，使用了木柵欄，並在必要時在側面設置了水平支撐，以防止土壤塌陷；在挖掘時，利用灑水保持土壤濕潤，坑道由電幫浦排水。

移除的管道切割成小段，裝入 200 L 的桶中，收集的污染土壤被用於填充廢物桶中的空隙，以優化廢物處理的體積，這些桶子會轉移到固體廢棄物管理設施並記錄資料以供日後參考；較大的管道，會包裹在聚乙烯薄膜中，並儲存在廢棄物管理設施中。在現場切割並移除的管路，總長約 900

m(直徑介於 50~250 mm 之間)，並作為放射性廢棄物進行處置，後續安裝了新管道，這些新管道都有保護塗層，以防止未來發生腐蝕。

此案例的除役經驗建議包括：

- 正確記錄實際建造的圖面資料，可避免不必要的挖掘
- 適當的計劃有助於應對突發事件
- 挖掘期間需持續進行輻射監測，可察覺是否發生洩漏及避免污染擴散
- 如果土壤受到污染，必須妥善隔離，並避免與未污染的土壤混合

#### 4.4 英國地下管路除役經驗[1]

英國原子能管理局(United Kingdom Atomic Energy Authority, UKAEA)負責管理核反應器及其他用於其核能研究與開發計劃的放射性設施除役，目標是將這些場址恢復至一般用途狀態，並已陸續在英格蘭的 Windscale (Cumbria)、Harwell (Oxfordshire)、Winfrith (Dorset)以及蘇格蘭的 Dounreay (Caithness)等地進行除役作業。

液體廢棄物會在專用的設施進行管理、處理及最終排放，這些設施通常位於場址地勢的最低點，受污染的水依靠重力傳輸，流經廣泛的延遲槽及深層的地下排水系統。這些設施大多是在 50 年前設計的，當時的設計著重便利性及迅速開發場址，並未考量其最終除役可能面臨的問題，所以在排水系統的安裝方式存在顯著差異，例如，有些管路被封裝在混凝土管道

中，但有些則直接埋於土壤中；部份管段有設檢查井，有些則沒有。這些不同的配置，決定了不同的除役方式。

其他需要考慮的因素還包括：

- 由於竣工規格、後續修改及實際運作等因素，而與原始紀錄不一致，致無法確定系統組件的位置
- 有其他設施(例如電力、水源、污水管、瓦斯及光纖電纜)與排水管道相鄰或置於其上
- 排水管的物理完整性，以及放射性可能洩漏到周圍土壤中
- 管路與檢查井內，可能存在大量污泥或沈積物
- 防止有地下水滲入深度挖掘處
- 在場址偏遠地區，進行廢棄物檢測與管理

從英國地下管道的除役過程中，可以得到以下幾點結論：

- 場址排水系統的記錄通常不準確，要確定管道位置、組件性質及其輻射狀況，調查工作是不可或缺的
- 為特定應用而開發或調整既有的設備與技術，有助於降低成本並縮短工時
- 在挖掘受污染管道時，必須定期進行輻射監測，以確保現場條件沒有改變

另一案例是英國 Pile O(British Experimental Pile O, BEPO)反應器，該反應器在 1940 年代中期建於 Harwell 場址的 10 號機庫內，最終在 1960 年代末關閉並卸除燃料。BEPO 是氣冷式反應器，冷卻空氣通過位於地下 9 m，尺寸 2.5 m × 3 m × 8 m(長)的管道進出反應器。這些管道內側有厚達 600 mm 的鋼筋混凝土，管道出口以鋁板覆蓋，並用螺栓固定在混凝土上；冷卻空氣通過管道出口一系列的過濾器及監測設備後，經由一座高 61 m 的煙囪，最終排放至大氣中。燃料移除後，2 個管道已經在反應器區入口處建造混凝土屏蔽牆來密封。

拆除管道的第一階段包含通道升級，按照現代標準重新配置並建立密閉空間，裝設具 HEPA 過濾器的臨時通風系統，以確保管道內的空氣品質，並維持相對舒適的工作溫度，並利用設備盡可能減少管道內的人工作業；改造現有的入口，以便移動式起重機(可以從現有入口清除廢物)及搬運車進入管道內。

經過初步的輻射調查結果確認：

- 空氣進氣管道沒有污染
- 污染只在管道出口的局部區域(主要由銫-137 構成)
- 2 個管道因混凝土屏蔽牆，使其輻射值較低(<10  $\mu\text{Sv/h}$ )

因為較低的輻射與污染程度，所以並未過度限制除役人員進入管道，調查結果亦顯示，管道出口因水滲入，導致鋁板有些腐蝕。

除役作業初期包括移除管道出口的鋁板及腐蝕碎屑、過濾器外殼及監測設備，從反應器端開始，按區域逐步移除鋁板，每個區域均封閉在臨時圍護(temporary containment)的結構內，以防止污染擴散(尤其是鋁板下混凝土曝露的區域)。管道內另設置專用的廢棄物處理圍護區，以確保鬆散的污染物不會從管道轉移到廢棄物包裝上；使用可攜式機械鋸及液壓剪切工具，來移除過濾器外殼及空氣監測控制系統，並再次使用臨時圍護結構，以防止污染擴散。

隨後進行大規模的輻射特性調查，以確認混凝土的狀況，以及管道內是否因水的滲入或排出，使得污染擴散，結果污染只發生在局部區域，且只在混凝土上方幾公分，這部分在管道拆除前，就先用傳統技術(例如衝擊鑽)移除。

進行混凝土破碎工程時，振動監測非常重要，這可確保當地建築物的安全，混凝土從管道中移除後被壓碎(取樣以進行安全測量)，並用來填補挖掘區域。該區域已被平整，以便安全的車輛進入，最終將進行景觀美化，BEPO 反應器已完成除役並拆除 10 號機庫。



圖 2- 30 BEPO 拆除管道出口

BEPO 計畫的結論如下：

- 進入地下設施的既有通道通常要升級，以便地下管道的除役作業
- 地面傳遞的振動應進行監測，確保地下混凝土管道拆除期間，周遭建築物的安全
- 臨時通風系統有助於維持地下管道內的空氣品質及工作溫度

#### **4.5 斯洛伐克 BOHUNICE A-1 核電廠[氣冷式重水反應器(Gas Cooled Heavy Water Reactor, GCHWR)]除役經驗[1]**

位於 Slovakia(斯洛伐克)的第一座 Czechoslovak(捷克斯洛伐克)A-1 核電廠除役計畫從 1998 年起開始。VUJE 公司是該計畫的總承包商，其要完成的最重要任務之一，就是為幾個地下結構的除役作準備，包括：(a)輻射水淨化站(Active Water Purification Station, AWPS)的外部地下儲槽，及(b)固

體放射性廢棄物儲存設施(Solid Radioactive Waste Storage Facility, SRWSF)的外部地下儲槽。

其中，AWPS 曾用來淨化 A-1 核電廠反應器廠房特殊排水系統中的廢水及一般水。AWPS 由一棟建築構成，其中包含接收並處理放射性廢液的主要設備，以及一些外部地下儲槽(如圖 2- 31 所示)。

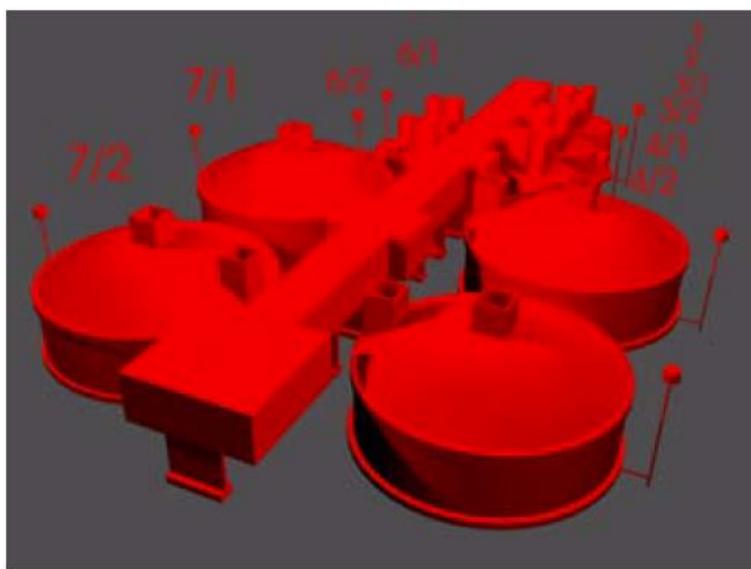


圖 2- 31 A-1 核電廠 AWPS 的外部地下儲槽系統

地下儲槽的除污是最緊迫的，因為經過多年的運作，這些儲槽的狀況不佳，若繼續使用可能會洩漏到環境中。這些儲槽位於 AWPS 主運轉廠房旁的地下，專門用於收集來自 A-1 反應器廠房的不同液體廢棄物；儲槽直徑介於 6~16 m，由混凝土製成，表面覆有一層特殊的聚酯玻璃纖維增強塗層(通常稱為 PESL)。

經過多年的運行，儲槽底部會積累一層污泥，形成分層結構，一些儲槽及檢查井中還被扔入不同的廢棄物，如聚酯薄膜、手套，小燒瓶，甚至導管

等(如圖 2-32 所示)，這些物質都是污染源，因此在進行下一步之前，必須先將其從儲槽中移除。



圖 2-32 儲槽底部情況

由於儲槽內的輻射場劑量率介於 0.5~10 mGy/h，故判定塗層受損，為避免放射性廢液洩漏至環境，故決定將液體廢棄物轉移至安全的儲槽，並對儲槽進行除污及檢查其物理完整性。本案例為此開發了一種特殊的機械手—DENAR-41 機械手(如圖 2-33 所示)，這是一個大型的模組化承重結構，可以安裝在每個儲槽上方。機械手上裝有液壓臂，液壓臂裝在一個垂直的伸縮桅杆上。開發 DENAR-41 的主要困難在於儲槽的直徑較大，而檢查入口卻較小，伸縮桅杆需要通過這個入口進入儲槽；DENAR-41 還可以抓取並操作 MT-80 機械臂及用來協助廢棄物回收的工具。



圖 2- 33 DENAR-41 機械手外觀

大多數使用機械手的遠端操作，都會先進行模擬，2001 年先進行初步的模型測試(如圖 2- 35 所示)，2002~2004 年間，再進行 AWPS 地下儲槽的除污工作(如圖 2- 35 所示)，到 2004 年底，9 個地下儲槽已經全部使用高壓水射流技術完成除污，儲槽上的 PESL 覆層被去除，所有表面均已清潔完成。儲槽內的輻射場與表面污染顯著降低；儲槽間的管道被切斷，並在開口處安裝盲法蘭(Blind-Flange)。這項工作完成後，將決定是否能將這些儲槽用於放射性液體廢物儲存以外的其他用途。

為了固化從 9 個地下儲槽中回收的放射性污泥，開發了一種新的可移動水泥化設施(如圖 2- 36 所示)，此外，還開發了另一種稱之為”污泥行走器(sludge walker)”的遠端技術(如圖 2- 37 所示)，用於從地下儲槽的底部回收污泥。

在地下儲槽區域上方建造了一個新廳。所選的用於回收和清潔儲槽的技術雖簡單但有效。一個可移動的屏蔽平台，配有開啟井蓋、遠程檢查、空氣吸入和回收固體廢物的設備，安裝在 SRWSF 地下儲槽系統上方。



圖 2- 34 地下儲槽切割模擬測試

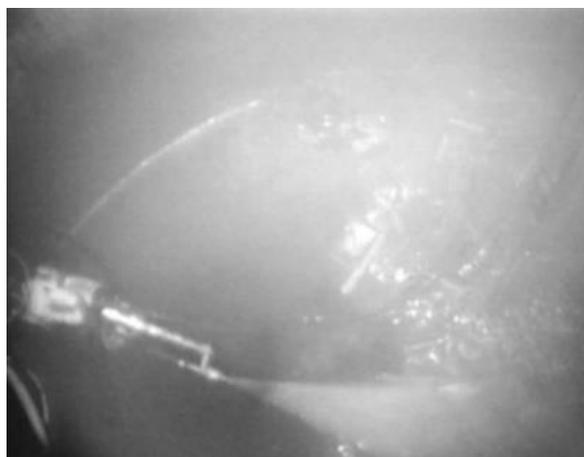


圖 2- 35 A-1 核電廠使用高壓水射流進行除污

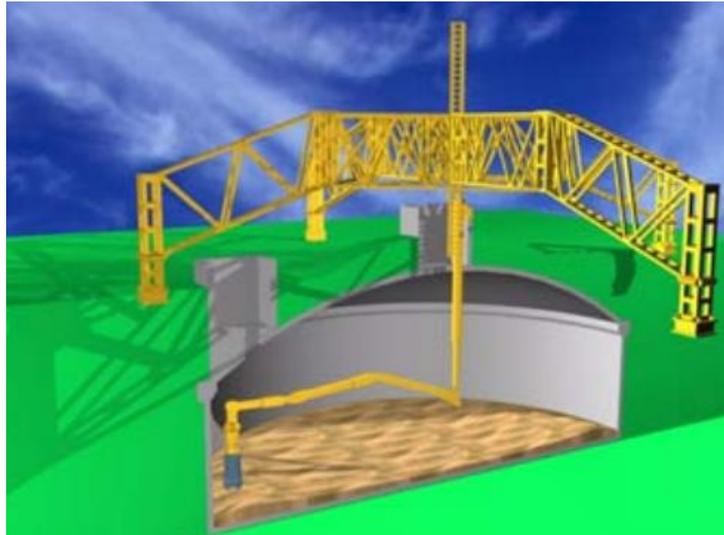


圖 2-36 從 A-1 核電廠地下儲槽回收污泥



圖 2-37 污泥行走器

由於舊結構及系統的文件資料，通常不完全反映其實際建造情況，有時甚至完全缺失，故在除役準備階段，利用各種技術來獲取缺失的竣工數據(例如雷射掃描、攝影測量及影像測量技術等)，來重建竣工時的(3D)狀況及文件是非常有用的。

此外，開發並使用先進的遠端操作技術是可行的，但在決定採用某一

特定技術方案前，必須提前徹底並謹慎地評估其優缺點；使用市售技術的同時進行改裝，並與專用於除役的設備相結合，有助於減少這類工作的準備成本及時間。

#### 4.6 管溝開挖作業安全檢查重點及注意事項[7]

國內勞動部職業安全衛生署為落實職業安全衛生規定，防止管溝開挖作業引起之職業災害，必須實施作業處所之事前調查、挖掘面穩定角度、擋土支撐作業、使用挖掘機械時應採取之措施等，故訂定「管溝開挖作業安全檢查重點及注意事項(以下稱檢查注意事項)」，供勞動檢查及相關事業單位執行相關檢查之準據，露天開挖方式、規模未達「管溝開挖」之規模者，亦可參考該檢查注意事項自主檢查。

其中，管溝開挖垂直深度達 1.5 公尺以上者，為防止土石崩塌，應指定專人擔任露天開挖作業主管，負責作業現場的指揮監督；而管溝開挖作業時，亦應指派專人檢查，並採取防止地面崩塌或土石飛落之措施，依營造安全衛生設施標準第 65 條規定之檢查時機如下：

- (1) 每日作業開始前
- (2) 大雨後(一次降雨量在 50 公厘以上之下雨)
- (3) 震度四級以上地震後(參採「國家災害防救中心」即時地震分布資訊)
- (4) 爆破後(遭遇巨石採取爆破方式鑿除後)。

開挖深度達 2 公尺以上，應於開口處設置護欄，高差超過 1.5 公尺以

上，則應設置安全上下設備。

應就管溝開挖作業地點及其附近之地面，檢點下列事項：

- (1) 有無浮石、龜裂。
- (2) 有無湧水、土壤含水狀況、地層凍結狀況及其地層變化等情形。
- (3) 開挖出之土石應常清理，不得堆積於開挖面之上方或與開挖面高度等值之坡肩寬度範圍內。
- (4) 應有勞工安全進出作業場所之措施(含通道及上下設備)。
- (5) 應設置排水設備(如集水井及抽水機等)，隨時排除地面水及地下水(堆積土石不得堵塞工區排水路)。

#### 4.7 其它儲槽或隧道等地下作業的國內職安相關規定[8、9]

##### 4.7.1 通風方面

根據職業安全衛生設施規則第 29-5 條[8]：雇主使勞工於有危害勞工之虞之局限空間從事作業時，應設置適當通風換氣設備，並確認維持連續有效運轉，與該作業場所無缺氧及危害物質等造成勞工危害。

所謂局限空間定義，依職業安全衛生設施規則第 19 條之 1：「本規則所稱局限空間，指非供勞工在其內部從事經常性作業，勞工進出方法受限制，且無法以自然通風來維持充分、清淨空氣之空間」。此類場所因通風不良而易於引起缺氧、中毒、火災爆炸等災害；又因空間狹小、潮溼、進出不易，故於發生感電，機械傷害及墜落等災害時，緊急救援不易而延誤，此類

場所常見的有人孔、下水道、溝渠、涵洞、坑道、隧道、儲槽等。

對於井、基礎坑等之非壓氣工法的工作場所，應使用通風設備開始送風，於一定時間後測定該場所的氧氣濃度，如果氧氣濃度在 18% 以上，才讓員工進入，在工作期間要繼續通風。而使用壓氣工法之作業室，應使用壓縮機供給空氣，氧氣濃度達 18% 以上，才允許員工進入，且員工在該場所工作期間一定要繼續通風。

針對通風不良的工作場所，為避免人員冒然進入發生危險，行政院勞動部勞動及職業安全衛生研究所已研發完成一款台灣自製的防墜落及救援兩用三腳架[52]，除了讓勞工進出局限空間時，可以保護安全防止墜落，若發生事故時，也可以利用捲揚裝置緊急發揮救援功能，避免災情擴大。三腳架的特色除了可使用手動操作外，還可增加動力模組，提升為可電力操作的三腳架，普及化後可成為防墜落及緊急救援的利器。

#### 4.7.2 氣體檢測方面

根據職業安全衛生設施規則第 29-7 條[8]：雇主使勞工從事局限空間作業，有致其缺氧或中毒之虞者，當作業區域超出監視人員目視範圍者，應使勞工配戴安全帶及可偵測人員活動情形之裝置。

#### 4.7.3 人員定位系統與通訊設備

根據營造安全衛生設施標準第 99 條之 5[8]：雇主對於隧道、坑道之電力及其它管線系統，應於每 500 公尺設置與外界隨時保持正常通訊之有線

通訊設備。

勞動及職業安全衛生研究所亦結合無線通訊科技與身體動作感知技術[10]，開發出人員定位與警示系統，利用主動式無線射頻識別系統(Radio Frequency Identification, RFID)，可隨時記錄勞工位置，再結合聲音、影像及警告訊息的雙向傳輸，可提升管理效能，當勞工進入工作區域時可以做身分的查核、人員發生暈倒或是墜落等緊急狀況時也能自動地發出警訊，而可大幅提高局限空間或高架作業的安全性。

#### 4.7.4 個人防護設備

根據職業安全衛生設施規則第 281 條[8]:高度 2 公尺以上之高處作業，勞工有墜落之虞者，應使勞工確實使用安全帶、安全帽及其他必要之防護具。而局限空間應使用背負式安全帶及捲揚式防墜器。

職業安全衛生設施規則第 282 條[8]:對於從事地面下或隧道工程等作業，有物體飛落、有害物中毒、或缺氧危害之虞者；應使勞工確實使用安全帽，必要時應置備空氣呼吸器、氧氣呼吸器、防毒面具、防塵面具等防護器材。

由於本研究主題涉及地下管道、儲槽或隧道等地下設施拆除作業，故建議管制機關可參考前述「管溝開挖作業安全檢查重點及注意事項」全文及其它職業安全衛生設施規則相關條文，並根據實際應用情況，採用相關

規定作為管制重點。

## (五) 研究成果及管制相關建議

本子項針對 IAEA 出版有關地下結構、系統及組件的除役技術報告進行彙整研析，該報告廣泛涵蓋國際核電廠及核能場址地下設施的拆除經驗與回饋，並蒐集國外較新的地下設施拆除案例與技術應用時的相關考量，據以提出研究成果重點及適切可行的管制建議。

### (1) 工程實務方面：

- (a) 結構與土壤穩定性：確保開挖過程中進行充分的結構與擋土牆分析，避免影響相鄰或連接結構的穩定性。
- (b) 環境污染控制：實施防塵及雨水管理措施，包括搭建帳篷、使用通風系統及控制地下水污染，必要時啟動緊急應變計劃。準備拆解區域作為大型組件或設備的切割與包裝空間，並應選擇在除役系統附近，並且必須提供通風、屏蔽及隔離屏障。
- (c) 連接系統管理：針對電力、通訊、下水道等系統，選擇合適的隔離方法，並考慮安裝新系統或重新配置現有系統，多數情況下，正常的通風系統必須根據新的要求作修改。

### (2) 除役策略方面

- (a) 廢棄物管理：需制定有效的廢棄物處理計劃，並持續調整預估的廢棄物產生量；除役因涉及各類大量廢棄物的儲存，必須先確定廢棄

物運輸方式，運輸容器、路線及時間分配。

- (b) 調查與監測：持續且定期進行放射性調查與監測，確保拆除期間的數據及安全措施符合規範。監測項目包括：環境(內部及外部)、人員(固定個人監測器及便攜式儀器)、不同工作區域的操作監測、區域監測器、廢水及氣溶膠監測器、廢棄物(污染、劑量)等。
- (c) 解除管制：場址外釋前，先移除地下組件，或評估其存在對測量結果的影響。
- (d) 記錄保存：儘可能完整蒐集從建廠到運作期間的記錄，例如竣工圖、建築材料清單、地下 SSC 施工或改建期間拍攝的照片、運轉日誌或對電廠內的工人進行訪談等；確保管路竣工圖及營運記錄的完整性，以降低其路線及與系統連接的不確定性。
- (e) 有些地下 SSC 除役計畫中的管路，可能位於非污染區域，或場址可能含有易於清除的放射性核種，故建議並實施分級方法，污染可能性較低的管路，所需的輻射特性調查計劃，強度低於污染可能性較高的管路。

### (3) 拆除技術方面

- (a) 金屬管材切割技術可分為熱切割及機械切割，在管路拆除前，通常需要進行一些前置作業，例如清除石棉。
- (b) 熱切割適合待切割管路未受放射性或其他有害物質污染、未塗有有

害物質的油漆或塗層、且不在高溫微粒廢棄物會造成污染或回收及/或清理問題的地方；使用熱切割技術的優勢是速度快、成本低，但會產生大量熱量、高溫廢棄物及空氣污染，這些空氣污染物，無論是氣體或微粒，操作人員都需要採取呼吸防護措施，如果產生空氣污染或微粒，則需要進行操作後的清理及復原。

(c) 管路有塗漆或塗層時，建議在去除油漆或塗層後，再進行熱切割，或採用機械切割作為熱切割的替代方案。機械切割產生的二次廢棄物易於處理，與熱技術相比，所產生的空氣煙霧也少得多。

(d) 儲槽因結構龐大且周圍若存在高輻射強度，可能會阻礙手動冷切割技術的使用，需考慮採用遠端或半遠端操作及熱技術。

#### (4) 工人健康及環境安全方面：

(a) 密閉空間安全管理：加強對長期封閉區域（如儲存槽、隧道等）的打開及進入程序，確保工人在進入這些空間時的安全。

(b) 生物與化學危害防護：制定應對生物性危害(如黴菌、動物糞便等)及化學性危害(如腐蝕性或酸性溶液)的防護措施，確保工人不受這些因素影響。

(c) 電氣系統安全檢查：確認埋設與嵌入式電氣系統的位置，並確保電路已安全斷電，避免電擊風險。

(d) 加強高輻射、狹窄工作環境下的輻射調查與個人防護措施，並進一

步評估管路洩漏對周圍結構與土壤的影響。

- (e) 可參考「管溝開挖作業安全檢查重點及注意事項」全文及其它職業安全衛生設施規則相關條文，並根據實際應用情況，採用相關規定作為管制重點。

## 參考文獻

- [1]. “Decommissioning of Underground Structures, Systems and Components,” International Atomic Energy Agency, Technical Reports Series No. 439, VIENNA, 2006.
- [2]. “核一廠除役計畫”，行政院原子能委員會，2019年9月。
- [3]. I. Iorga, R. Deju, A.O. Pavelescu and D. Gurau, “Technical Methodology to Evaluate the Decommissioning of the Contaminated Underground Structures Belonging to the VVR-S Nuclear Research Reactor,” Horia Hulubei National Institute of Physics and Nuclear Engineering (IFIN-HH), Special Issue of the 7th International Advances in Applied Physics and Materials Science (APMAS 2017), Vol. 134, 2018.
- [4]. “Rancho Seco License Termination Plan,” Revision 1, U.S. Nuclear Regulatory Commission, July 10, 2008.
- [5]. Edward C. Wiese, “Decontamination and Dismantlement of the Building 200/205 Pneumatic Transfer Tube at Argonne National Laboratory-East Project Final Report Decontamination Argonne National,” Decontamination and Decommissioning Program, Dec., 1998.
- [6]. [https://www.weshar.com/BOA\\_Sampler.htm](https://www.weshar.com/BOA_Sampler.htm)
- [7]. <https://www.osha.gov.tw/48110/48461/48517/48559/57585/post>
- [8]. 全國法規資料庫 <https://law.moj.gov.tw/>
- [9]. 局限空間作業安全技術手冊 <https://lio.gov.taipei>，臺北市勞動檢查處，  
109年12月21日
- [10]. <https://www.mol.gov.tw/1607/1632/1640/16875/>
- [11]. [https://www.weshar.com/BOA\\_Sampler.htm](https://www.weshar.com/BOA_Sampler.htm)
- [12]. <https://www.mol.gov.tw/1607/1632/1640/14063/post>
- [13]. 行政院原子能委員會，“核電廠特殊結構除役管制技術之先期研究”

期末報告，112年12月

三、針對鋸切割(Sawing)及研磨水噴射切割(Abrasive Water Jet Cutting, AWJC)技術進行研析，包含切割前規劃部署與測試、分段切割考慮之策略等，提出我國除役拆除作業的管制要項

### (一)前言

核電廠除役過程中，拆除反應器壓力槽(RPV)及其內部組件為最具挑戰性的工作之一，主要原因為組件設計十分複雜，且通常處於高輻射環境中，因此對處理過程提出嚴格要求。

#### 1.1. 主要挑戰

##### 1.1.1. 高輻射劑量與放射性核種

RPV 內部組件通常具有厚重的結構和複雜的幾何形狀，這使得它們具備強大的機械強度和良好的熱負荷承受能力。然而，由於這些組件位於反應器的爐心區域，因此長期暴露於高輻射中，內部會積累大量放射性物質。這些高輻射劑量的內部組件大多被歸類為超 C 類(GTCC)放射性廢棄物，在拆除過程中需要特別考慮放射防護措施。

##### 1.1.2. 結構與材料的挑戰

RPV 通常由高強度材料製成，具很強的耐高溫能力，使其結構堅固和耐用，拆除過程的技術挑戰也隨之增加。內部組件的高度放射性是拆除過程中的關鍵目標，尤其是像爐心側板(Core Support Baffle)等部件，由於

活化程度較高，需要更小心地處理。

### 1.1.3. 切割和運輸問題

由於RPV內部組件的高輻射水平和較大的體積，在進行拆除和運輸時，可能需要將其切割成較小的部分，這樣不僅能方便現場儲存，也能減少運輸過程中的輻射風險。因此，在處理這些內部組件時，除了要有先進的技術設備外，還必須充分考慮到放射性廢棄物的分類與儲存要求，以確保安全、有效地完成拆除工作。

## (二)執行方法及研究步驟

在拆除RPV及其內部組件的過程中，高放射性、複雜的結構設計以及使用高硬度材料使得這些組件的切割變得尤為挑戰。這些因素要求選擇既能夠有效進行切割，又能夠保障工作人員安全、減少輻射風險的技術。

參考核安會 112 年機械切割技術應用於核電廠作業之委託研究成果，鋸切割和研磨水噴射切割被認為是最具潛力的切割技術。因此本子項計畫是為了評估這些大型金屬組件(如 RPV 與 RPV 內部組件等)採用鋸切割和研磨水噴射切割方法的可能性評估。本計畫主要內容項目、研究流程及執行方法(見圖 3-1)包含如下：

- I. 彙整採用鋸切割和研磨水噴射切割對於 RPV 內部組件進行分段切割的技術文獻，分析與探討其切割前的規劃部署與測試，切割規劃與策略等。

II. 蒐集研析國際間除役核電廠採用鋸切割和研磨水噴射切割對於 RPV 內部組件進行分段切割的相關案例。

III. 提供研析成果及管制項目建議，可作為後續管制方向參考。

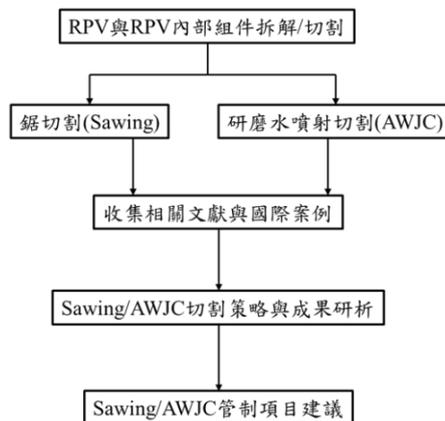


圖 3- 1 研究流程及執行方法

### (三)研析工作彙整重要內容

#### 3.1 切割前的規劃部署與測試，以及切割規劃與策略

##### 3.1.1分割及包裝計畫

在開始真正進行拆除作業以前，為了提升效率、降低成本，需要一個完整的計畫去制定出每一步需要做什麼，評估容器類型與尺寸，選擇切割方法及切割的形狀大小，以上藉由 3D 模組可以有效進行(見圖 3-2)。

根據電廠的設計及運作的資料，建構出 3D 模型，才能進一步將 RPV 分段並制定切割策略，RPV 及內部組件也需要做活化分析，才能分類切割後產生的廢棄物。在早期規劃階段即須考慮廢棄物容器選擇、成本、運輸

要求等，以及過程產生二次廢棄物如何有效的控制、收集、包裝和運輸。

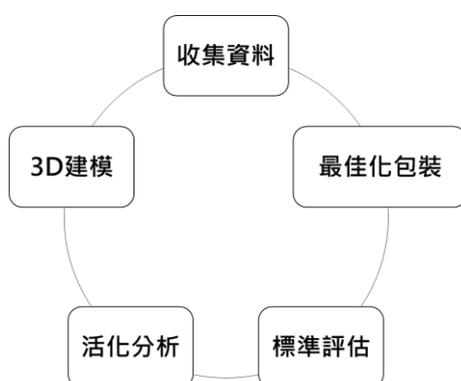


圖 3-2 分割及包裝計畫流程圖

### 3.1.2 準備工作

首先根據所應用的切割技術及相關的遠端處理設備（機械手臂、廢棄物儲存工具、容器），以及預計進行作業的位置及廢棄物容器的尺寸來確定所需空間及切割位置的大小。經過詳細的結構分析後拆除適當的牆體使機具能進入更深的水池，若是破壞了密封性，則可能使得輻射洩漏到外部區域，因此在切割工作開始之前需要確保水池的完整性。

在最高水位處安裝新的工作橋式起重機，此起重機為工作平台的形式，除了原有的工作橋可能會有承重的疑慮外，拆除前的準備造成水位的改變，新的工作平台可以使人員和設備更方便通行。安裝新的烘房將切割後的組件進行乾燥以及最終集裝箱的裝載，這一項工程需要變更場內的設計，例如將不需要的器具清空，將空間另外建設成烘房[1]。而目前實際使用或相關設備進行核設施除役過程中的乾燥操作有以下：

- I. Chooz A:在此電廠進行拆除的計劃中，為了準備未來的設備安裝及廢棄物處理，在先前蒸汽發生器的擺放位置已被混凝土板密封，以形成安裝烘房所需的空間，使其有空間處理需要乾燥的反應器內部組件。  
[1]
- II. General Atomics :在其進行的除役與拆除（D&D）計畫中，設施內設計的存儲解決方案包括對部分遺留的高輻射燃料進行乾燥和臨時儲存。這些操作顯示了乾燥或類似程序在大型核設施除役項目中是必要的過程，尤其在燃料處理和去污染程序中。[2]
- III. Battelle Columbus Laboratories：該機構在其位於美國俄亥俄州的除役計劃中，使用了乾燥設備處理除役烘房內的污染材料。整個過程包含源項去除、初步去污染和最終穩定化處理，以便將這些熱室的殘餘污染降低到可安全拆除的水準。[3]
- IV. IAEA 核燃料處理計畫中的乾燥技術：在某些核設施除役中，國際原子能機構（IAEA）文件提及使用乾燥技術清理燃料棒周圍的水分和異物，這通常用於改善燃料後期處理的效率和安全性。[4]

### 3.1.2.1 鋸切割準備工作

圓盤鋸(Disc Saw)可執行平直的切割，但需要適當的導引設備來控制切割方向與速度，以避免刀片被卡死。軌道必須藉著錨釘固定在結構體上。切割刀具之載具:攜帶切割刀具的機械臂或主軸其結構應具有足夠之剛性，

以確保切割過程具有良好的精度及重複性。此外，鋸切設備可能會因為設備本身或載具的剛性不足，造成操作不順暢或設備故障。另外需要強壯的結構支撐以抵抗切割時的反作用力。[5]

### 3.1.2.2 研磨水噴射切割切割準備工作

須事先依操作環境架設線性操作系統或環形底盤（見圖 3-3）使切割噴嘴在上面移動。在較深的水中，水面湍流和距離會造成視覺扭曲，因此需要多角度鏡頭觀察。在水面上設置移動控制面板確認切割噴嘴的移動方向、速度和實際位置，並結合攝影鏡頭的實時圖像控制，也需安裝水下聲學傳感器，避免視線不佳。

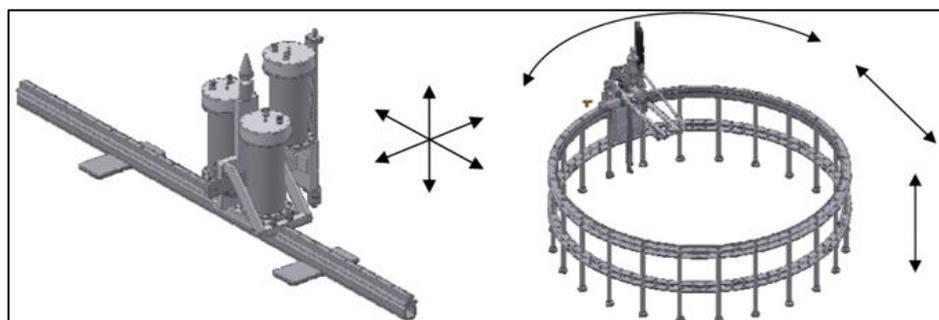


圖 3-3 線性操作系統或環形底盤立體圖 [3]

### 3.1.3 切割流程

進行拆除作業時，會先將 RPV 頂蓋及內部組件拆除，再處理冷卻淨化系統以及核子燃料池與蒸氣乾燥器(Steam Dryer)等，前置完成之後便會開始

將所有設備及混凝土結構拆除，並且詳細進行拆除區域的劃分，並且在上述完成後才能將圍阻體拆除。另外，在上述流程中，RPV 頂蓋及內部組件的拆除伴隨的風險最高，因此需要更加謹慎的進行，並且需要規劃完整的分割拆除順序及指定區域。切割藉由起重工具及設備拆除 RPV 內所有物品由上部內部組件(Upper Internal, UI)分割至下部內部組件(LI Internal, LI) (見圖 3-4)，從 RPV 移除並轉移到指定區域再切割為小零件完整的內部分割序列可總結如下 [1]:

- I. 上部內部構件 (從頂部完成並繼續向下)
- II. 爐心筒(Core Barrel)上部
- III. 熱屏蔽區 (與爐心筒環抱線區域分離)
- IV. 爐心筒環狀區域，包括爐心側板(Baffle)和模型板(Former)
- V. 爐心底板(Lower Core Plate)
- VI. 爐心下部(Core Lower Section)
- VII. 爐心支柱(Core Support Column)

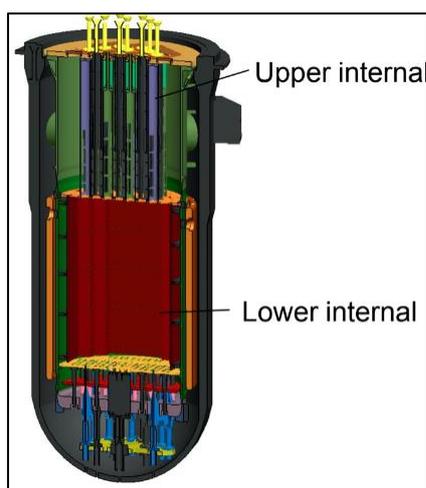


圖 3- 4 RPV 內上、下部內件區段 [1]

### 3.1.4 風險管理和預防

#### 3.1.4.1 切割過程主要風險:

分割和包裝期間，零件需要組裝才能放入處置容器中。移動過程若不慎將部件從水中取出，會導致輻射暴露。另外，切割件掉落導致反應爐腔襯或其他關鍵設備損壞。切割過程會產生不同類型及數量的廢棄物，具體數量和特性以及控制暴露的處理要求會因應切割方式而有不同。

#### 3.1.4.2 預防方式:

開發詳細程序與專門的索具設備防止切割件掉落及零件不慎離水。編寫安全分析報告，識別與 RPV 內部分段性能相關的核風險和常規風險。根據輻射劑量率、工作時間和採取防護措施的需要劃分為多個輻射控制區 (Radiologically Controlled Area , RCA)。所有輻射控制區應保持 ALARA 並

滿足職業暴露劑量限值。

### 3.1.5 二次廢棄物及碎片管理

切割過程中會產生不同種類和數量的二次廢棄物，主要形式為粉塵、污泥、金屬碎片、過濾器和一些液體等。一般來說，機械切割過程會產生大尺寸的碎片和很少的氣溶膠。通常可以使用收集盤、籃子、過濾器和真空清潔來過濾或收集碎片，機械切割技術還具有在水下切割過程中減少二次廢棄物量和提高水透明度的優點。[1]

切割拆除機具將於現場清理完成後進行除污清理，無法除污之機具則視為放射性廢棄物加以處理，並且切割規劃應配合廢棄物管理設施的接收條件、運送動線及輻射防護要求，使現場拆除之廢棄物能順利運往廢棄物管理設施進行後續處理。

### 3.1.6 鑑定

將切割與包裝計畫制定以後，真正開始實施之前，都需要在盡可能真實的條件下，按照預期的方式在預期的環境中進行鑑定，鑑定的過程包含所有在計畫中提到的操作，包含夾緊、搬運、切割、清洗等，並根據制定的程序在水下進行，事前的鑑定不僅可以驗證設備的功能還可以最大程度的降低現場切割工作的風險，例如切割就需要測試所有工作中最厚、最複雜的區域，而運輸廢棄物的夾具或是容器等也需要全面的測試，避免發生掉

落或是洩漏的情況。

## 3.2 鋸切割和研磨水噴射切割對於 RPV 內部組件分段切割的技術文獻

### 3.2.1 鋸切割

鋸切割的原理為使用刀刀在工件上切割出一個狹窄的開口，切割速度快，設備價格較低廉，設置較為簡單且設置時間短，切屑顆粒較大好收集，不易生成氣溶膠，二次廢棄物的數量相對較少以及工作人員暴露較少的輻射劑量等優點。[5]

#### I. 鋸切割的使用優勢及限制

鋸切割具有切割速度較快的優勢，可用於厚度 10 至 60 公分之金屬，尤其在厚度為 10 至 30 公分的中等厚度上效率極佳。便攜電動弓鋸可在約 8 分鐘內完成直徑 20 公分、厚 0.9 公分的管道切割。大型固定弓鋸則適合用於厚度達 60 公分的大型金屬結構，每分鐘可切割約 100 平方公分的表面，可用來快速分割大量材料。然而因為在切割過程中會直接接觸金屬，當用於厚度超過 60 公分或較硬的金屬時鋸片磨損程度高，可能因此降低切割效率並增加耗材需要更換的頻率，導致切割速度受到限制。在適用形狀的部分鋸切割則較為受限，由於刀片形狀的關係，鋸切割只適合用於直線或是曲度較小的弧形切割，另外若是切割材料形狀為不規則形或是包含焊接接點等結構時也不適用鋸切割，因為此類結構可能導致鋸片偏移等等

問題，因此建議使用鋸切割進行簡單結構的快速切割，高複雜度的結構則不建議使用。[5]

由於鋸切割結構簡單、設置時間短，因此使用上機動性高可以快速啟用或進行位置轉移等等，但同時也因為需要操作人員進行設置調整角度及方向，因此高輻射環境中需要佩戴額外的防護設備，此項限制也導致鋸切割在高輻射或是空間狹小的區域中使用上較為不便，要改善此項缺點可以配合機械手臂等設備進行遠程操作以減少人員輻射暴露風險，也可以提升鋸切割在高輻射以及狹小空間使用上的便利性，但仍無法達到超高精度之切割技術。

## II. 鋸切割的成本及廢棄物處理

鋸切割過程中產生的廢屑粒徑較大，可使用簡單除塵和廢料回收系統進行收集和管理，且由於氣溶膠生成較少不易對於空氣環境造成影響，但在切割高硬度材料時會產生金屬粉塵，需配合抽風裝置避免空氣污染。另外鋸切割在切割過程中容易產生噪音和震動，尤其在高硬度材料上進行操作時更為明顯，對周圍環境會有較大影響，因此不適合在需要嚴格進行噪音控制之環境下使用。鋸切割設備通常價格較低，且設置簡單便於快速部署，適合在較低預算之條件下使用，但使用時須定期更換鋸片等耗材，且在高硬度材料操作下會因為耗材使用量提升導致成本進一步增加，且頻繁地更

換需求不僅需要大量人力，也會導致操作時間增加，皆可能使得成本提升。

另外，鋸切割所需之動力來源的維護也可能導致成本提高。

### 3.2.2 研磨水噴射切割

研磨水噴射切割的使用原理為透過高壓水柱噴射磨料微粒進行切割，每分鐘可切割厚度約為 50 公分，在使用時可以產生高達 250 MPa 的壓力，且因為無需接觸金屬表面，切割大厚度材料時依然可以保持高穩定性與效率，同時不會產生大量震動及噪音影響周遭環境。[6]

#### I. 研磨水噴射切割的操作系統及運作方式

研磨水噴射切割的操作系統包括以下幾個元件：高壓幫浦、磨料混合裝置 (AMU)、高壓軟管、切割噴嘴以及水處理系統，如圖 3-5 所示。[6]

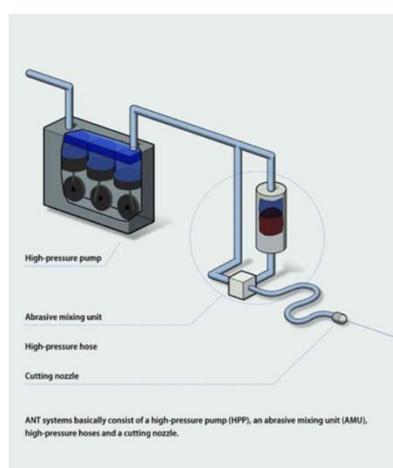


圖 3-5 研磨水噴射切割的操作系統示意圖 [6]

研磨水噴射切割使用時的配置如圖 3-6 所示。首先由高壓幫浦提供 2000 - 2500 bar 的操作壓力和 10 - 30 L/min 的水流量至磨料混和裝置內，其中的混合閥會將水與磨料（通常使用氧化鋁或石榴石）以 9:1 重量比例混合後經過彈性高壓軟管傳遞至切割噴嘴，在使用時會使用噴嘴支架固定噴嘴，並以約 32 千瓦的液壓功率噴射水與磨料的混合物，通常在使用 10 小時後需要更換噴嘴，這些高操作壓力與低水流量的設計可有效降低噴嘴處的反作用力，提升使用效率。另外，在切割時因為彈性高壓軟管具有高度靈活性，且小型噴嘴可搭配遠程自動化運行以及每一軸都可以單獨操作的多軸操作系統，因此研磨水噴射切割非常適合用於精準切割具有複雜形狀或是無法輕易拆解的內部結構。除了以上所說的遠程操作以外，在水中操作也可以使用水體作為天然輻射屏障，可在高輻射環境下減少人員暴露風險。[6]

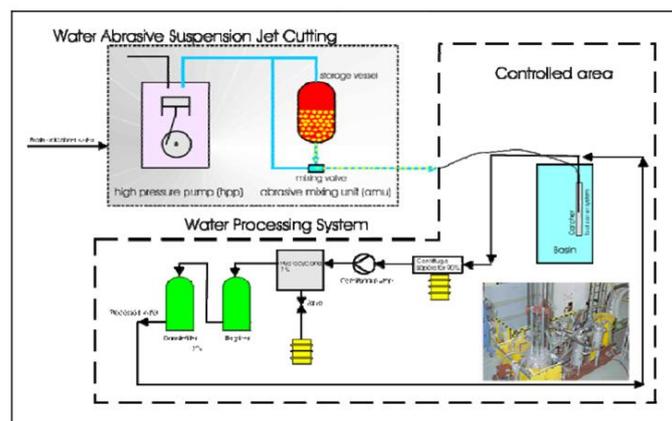


圖 3-6 研磨水噴射切割運作時的配置示意圖[6]

## II. 研磨水噴射切割的成本以及廢棄物處理

研磨水噴射切割過程中會產生磨料和水的混合懸浮溶液，需定期使用專門的過濾系統過濾懸浮液以保持水下能見度並避免污染。另外因為完全在水下進行且無空氣介入，切割時不會產生氣溶膠，適合在要求嚴格空氣污染控制環境中使用，例如密閉高輻射區域。

研磨水噴射切割使用初期需投入較多成本購買設備，例如高壓幫浦和磨料混合裝置，但其非接觸式切割能大幅提高在高輻射區操作的安全性，具有長期的成本效益。運行期間的主要耗材為磨料，使用壽命較長的高品質磨料雖然會提高成本但可以降低更換頻率減少人力消耗，也可以提升切割穩定性，且研磨水噴射切割多搭配自動化及遠程操作使用，進一步降低人力成本的同時也可以提高操作安全性。另外高壓幫浦和磨料混合裝置須定期進行維護以確保高壓運行的穩定性，需要投入較多的人力資源，但可以延長設備使用年限，提升研磨水噴射切割在長期應用中的穩定性。[6]

### (四) 國際間除役核電廠採用鋸切割與研磨水噴射切割對於壓力槽內部組件進行分段切割的相關案例

#### 4.1. Zion 1&2 核電廠爐體切割策略 (PWR, 1040MWe) (熱切割(Thermal cutting))

在探討鋸切割與研磨水噴射切割中，另查找一組使用熱切割之案例進

行比對。Zion 1&2 核電廠的切割是美國第一個大規模使用熱切割(氧-丙烷)技術來進行 RPV 分割的核電廠，由美國的 EnergySolutions 公司負責，涵蓋了兩座 RPV 的分割、切割以及後續包裝。以下是詳細的切割策略、程序及廢棄物處理過程。[7]

#### **4.1.1. 切割前規劃部署與測試**

在實施 RPV 分割之前，進行了周密的規劃和測試工作，確保設備和操作過程的安全與可靠。事前規劃內容項目包括：[8,9]

##### **I. 設備開發與測試：**

開發所需的設備（如火焰切割器和升降桿系統），並進行測試和模型檢驗。確保所有設備經過充分測試，符合安全操作標準。

##### **II. RPV 裸露的準備工作（Preworks）：**

使用等離子切割技術打開 Sandboxes 並清空其中物料。使用繩鋸拆除壓力容器法蘭（RV flange）周圍的混凝土。利用線鋸進行預切割，以便為後續熱切割過程做準備。使用遙控火焰割鋸來拆除密封凸緣。ICI（In-Core Instrumentation）導管排水並將其切割至低於半球形底封頭（Hemispherical Bottom Head, HBH）。

##### **III. 安裝與準備：**

在反應器腔體上方安裝可轉動屏蔽板 (Turnable Shielding Plate, TSP)。  
使用舉升桿 (Lifting Rod, LR) 安裝在反應器內部，並與多股鋼索千斤頂系統 (Strand Jack System, SJS) 進行幾何對接。

#### 4.1.2. 分段切割策略及程序

反應器內部組件 (RVI) 使用水下切割，水下切割是利用冷切割技術 (如往復鋸、圓鋸和銑床) 進行的。此過程中使用了四種主要的分段工具，分別是固定工具 VRS 和三種便攜式工具：圓形切割工具 (CHORCE)、鑽床工具 (BMT) 和快速分段工具 (FaST)。這些工具用於分割 RVI 並進行切割以縮減尺寸。[10]

- FaST：用於分段大型反應器組件，特別是在銑削螺栓時。
- C-HORCE：用於切割爐心筒和熱屏蔽的圓形切割。
- BMT：用於銑削固定螺栓。
- VRS：用於將上部內部組件安置為水平位置進行分段。

#### I. 分段準備與設備部署

- 上部內部組件重約 50,000 公斤，下部內部組件重約 120,000 公斤，這些組件從 RPV 中移除。
- 上部內部組件被安置於專門設計的夾具上，並放置在 VRS 上進行分段。

- 下部內部組件被放置在支架上準備進行分段。

## II. 上部內部組件分段

- 使用 BMT 銑削固定阻板和模型板阻板的螺栓。
- 阻板移除後，將其放入 GTCC 廢棄物容器進行處置。

## III. 下部內部組件分段

- 使用 C-HORCE 進行兩次圓形切割，切割爐心筒的法蘭區域和熱屏蔽上部區域。
- 部署 FaST 工具銑削固定阻板模型板的螺栓，直到被移除。
- 交替使用 FaST 和 C-HORCE 進行切割，直到下部內部組件完全分段。  
分段後的爐心筒和熱屏蔽環將進行後續處理。

## IV. 爐心筒和熱屏蔽分段

- 熱屏蔽移除：由於熱屏蔽與爐心筒上端的導引塊相對接，兩者需同時移除。使用 FaST 和 C-HORCE 進行切割。
- 分段後的爐心筒和熱屏蔽環進行體積縮小處理，以符合處置要求。

## V. 深梁焊接體與導引管移除

- 深梁焊接體（Deep Beam Weldment）、上部爐心板（Upper Core Plate）、導引管（Guide Tubes）和支撐柱（Support Columns）被移除。
- 深梁焊接體被切割為十個段，每段重不超過 4500 公斤。

## VI. 最終分段與包裝

- 所有分段後的組件，包括爐心筒、熱屏蔽和其他內部組件，經過體積縮小後包裝進處置容器。
- 下部爐心板與爐心筒的一部分一同分段並包裝進 GTCC 廢棄物容器。

[11]

#### 4.1.4 RPV 於空氣中切割

熱切割技術（氧-丙烷）使用氧-丙烷熱切割技術進行 RPV 的切割。這是一種高效的技術，可確保大規模切割工作的順利進行。[9]

##### I. 準備工作

打開 RV flange 區域，移除其內容物，包括拆除 Flange 周圍的絕緣層，在 RV flange 中產生預切口並切割冷卻劑管道。



圖 3-7 打開 RPV Flange 區域。

##### II. 安裝將 RPV 分段的所有設備。

例如升降桿、可轉動屏蔽板、火焰切割系統 Flame Cutting System (FCS)、

控制站 Control Station (CS)。

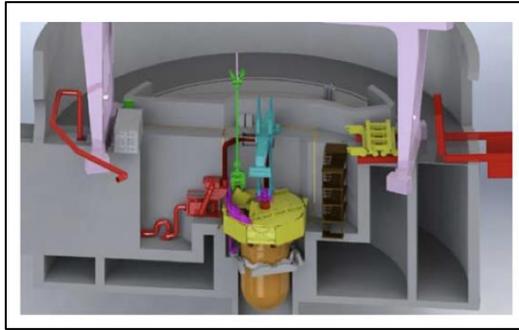


圖 3-8 RPV 拆除設備之 3D 模擬示意圖

### III. 升起 RV 並進行各種裝置的功能測試

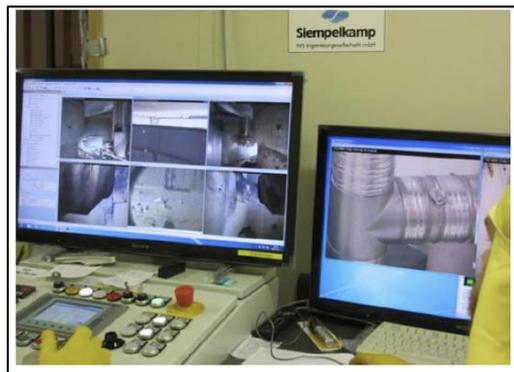


圖 3-9 遠端遙控拆卸工具工作站。

### IV. RV 分割與包裝

使用 SJS 與 FCS 進行 RPV 分割，這些設備將 RPV 切割成四層，共 22 個區段，每一層的切割過程都需要精確控制，避免在切割過程中產生不必要的風險。

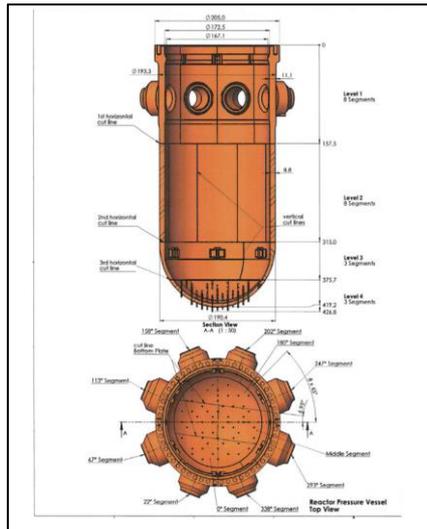


圖 3- 10 RPV 分段計畫，黑線為建議的切割線。切割成四層共 22 個區塊。[7]

## V. 包裝與搬運：

半球形底封頭被焊接並覆蓋，並包裝成運輸用層壓材料，以減少廢氣洩漏。分割的段落被安裝並移至更換燃料池，進行後續包裝。底封頭移動與分段準備：

- 在第二環分割完成後，半球形底封頭需要移至深部更換燃料池，並使用環型吊車進行進一步準備。
- 舉升桿將連接至帶有額外半球形底封頭的 Handover Traverse，拆卸並移走 SJS，以便提供起重機通道。



圖 3- 11 RPV 遠端遙控熱切割

#### 4.1.5 切割後 RPV 區塊及廢棄物處理

RPV 分割不僅是拆除過程的一部分，還包含對各部分無損檢測和微觀結構分析。[7]

##### I. RPV 部件的無損檢查：

- 在分割之前，對 RPV 的表面進行無損檢查，評估近表面缺陷。
- 分割後的垂直焊縫段被切割成較小的零件，進行機械測試和微觀結構分析。
- 這些無損檢查有助於評估分割過程對 RPV 部件的影響。

##### II. 廢棄物處理：

- 切割後的所有廢料，包括 RPV 分割出的零件，都會被送至更換燃料池，並進行後續的包裝處理。
- 這些廢料將根據其放射性水平進行分類並進行儲存或處置。

## 4.2. 德國 Wüergassen (BWR) 和 Stade (PWR)核電廠爐心切割策略

AREVA 成功完成了德國 Wüergassen 和 Stade 核能電廠 RPV 內部構件的拆除作業。在 Wüergassen 核電廠，拆除 RPV 圓柱部分時使用了大氣中的磨料水刀切割技術，Wüergassen 和 Stade 的 RPV 內部構件拆除全程都水下進行，水下深度 3 公尺到 25 公尺。

為了實現規劃階段和現場績效的最有效平衡，每個主要項目都分為子項目和特定活動。因此，可以重疊規劃和執行以節省時間。這意味著一項拆除活動已在現場進行，而下一項活動仍處於工程/驗證狀態。由於每個序列都按計劃執行，這是一個非常有效率的專案且令人印象深刻的例子。[12]

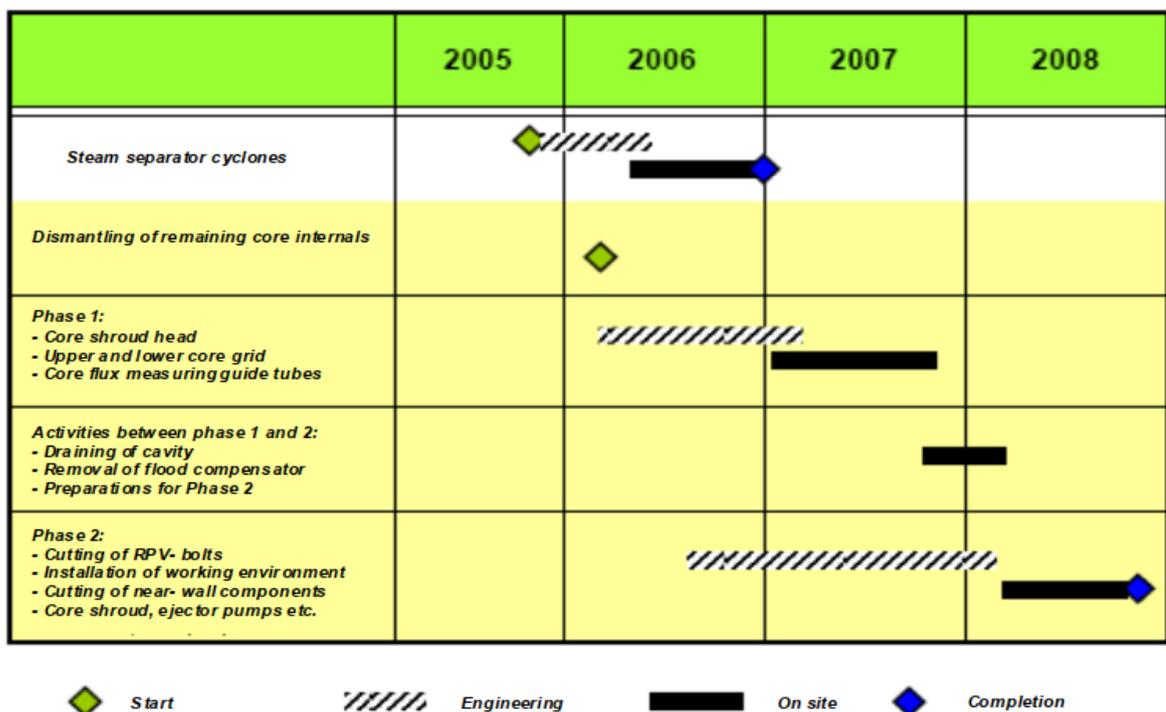


圖 3- 12 Wüergassen 核電廠 RPV 內部構件拆除進度表

#### 4.2.1. Wüergassen 核電廠 (BWR, 640 MWe)

- RPV 內部組件：大約 121 噸的鋼材在水下切割並裝入 200 公升的桶中，部分拆除工作在現場進行，另一部分在水下工作池內完成。AREVA 在該專案中使用了多種切割技術，如帶鋸、銑削、切削、羅盤鋸和水刀切割。[13]
- RPV 圓柱部分：拆除約 320 噸鋼材被切割並包裝以進行最終處置。該拆除作業主要在大氣中使用研磨水噴射切割技術，並透過真空系統吸取磨料與切屑。此過程中主要的挑戰在於如何將切割後的部件從壓力槽運輸至包裝區域，為此專案特別安裝了一部電梯，將切割件運送至渦輪機大廳，並在那裡建造了一個特殊的儲存空間以進行最終包裝。[13]

#### 4.2.2. Stade 核電廠 (PWR, 670 MWe)

Stade 核電廠由 E.ONKernkraft 公司切割 RPV；RPV 內部構件於 2007 年初，AREVA 接手了德國 Stade 壓水式核電廠 RVI 的拆除與最終包裝專案。這個專案採用了與 Wüergassen 類似的切割技術。現場拆除活動分別在多達 5 個獨立工作區域內進行，包括後續分割及包裝區域，並安排平行作業以提升效率。截至 2009 年 9 月，Stade 成功拆除了約 85 噸的爐心內部組件。[13]

### 4.2.3. 其他注意事項

- 優化與輻射防護：為達最佳現場作業效率並將集體輻射劑量降至最低，所有現場活動均經過詳細的前期規劃。人員在最真實的現場條件下，透過原始尺寸的模型進行模擬訓練。規劃著重於尺寸最小化及包裝概念的優化，以減少廢棄物包裝的數量。各組件的分割過程遵循複雜的切割與包裝概念，此概念考量了可能的切割技術、最終形狀及物流條件。在適用情況下，使用液壓機及帶鋸進行後續處理，以減少體積。
- 系統淨化：由於拆除活動相當複雜，AREVA 提供全面的系統淨化服務，以降低輻射暴露，改善整體拆除作業的輻射防護，並為放射性廢棄物的處置提供更多選擇。

### 4.2.4. Wüergassen 核電廠拆除策略

#### I. Wüergassen NPP (KWW) - RVI

##### A. 拆除範圍

Wüergassen 核電廠 RPV 內部組件的拆除於 2003 年開始，並於 2008 年完成。拆除範圍包含多項組件，包括但不限於以下部分：控制棒導管、噴射泵 (Jet Pumps)、T 型螺栓 (T-Bolts)、蒸汽分離器 (Steam Separator Cyclones) 和立管爐心通量測量導管 (Core Flux Measuring Guide Tubes)、爐心覆蓋板 (Core Cover)、爐心側板、上爐心和下爐心格架 (Upper and Lower Core Grid)、噴射泵立管 (Ejector Pump Standpipes) 和擴散器 (Diffusers)。

整體拆除過程中，共產生約 121 噸的拆解材料，並已裝入 200 公升桶中進行包裝和中期儲存，如圖 3-14 所示。[14,15]

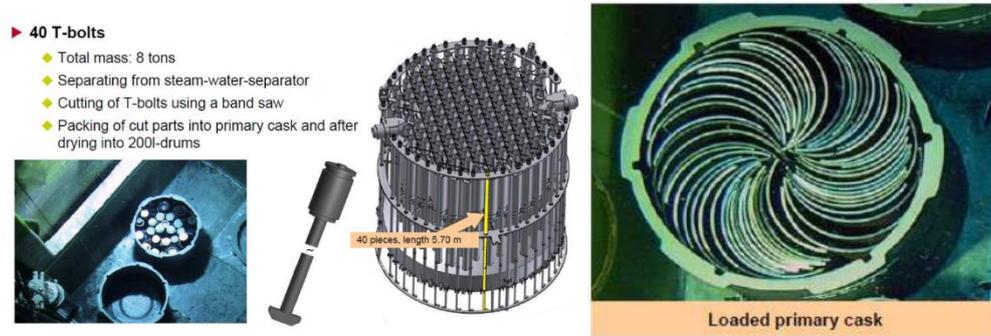


圖 3- 13 (左) 40 T-bolts 詳細資料；圖 3- 14 (右)帶有插入控制棒導管  
切割段的桶

## B. 拆除方式

- 水下拆除：所有 RPV 內部組件的拆除均在水下進行。水下操作的目的是降低輻射暴露，確保工作人員的安全。
- 切割技術：AREVA 在此拆除專案中使用了多種切割技術，根據不同部件的特性選擇合適的技術，包括：帶鋸、銑削、切削、羅盤鋸和磨料水刀切割。內部組件的拆解步驟分為兩階段，第一階段針對可移動組件拆解，第二階段針對不可移動之內部組件拆解 (圖 3-15)。Würgassen NPP 獨立工作區的規劃採用不同方式：可拆卸的爐心內部組件 (如爐心蓋板或上下格架) 在固定池中進行拆卸，而剛性安裝的爐心內部組件則在 PV 法蘭上的工作台上進行拆除。水下平台覆蓋了 RPV 直徑的一半，另一

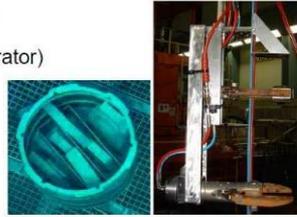
半則用於拆除作業。水下的最終加工與包裝平台連接在旋轉平台上。

[13,14,15]

► **Phase 1: Mobile internals in set down pool**

- ◆ Core cover (remaining from steam-water-separator)
- ◆ Upper core grid
- ◆ Lower core grid
- ◆ Core Instrumentation

→ Packing into primary casks & 200l drums



► **Cutting of core cover**

- ◆ Water Abrasive Suspension Slicing - WASS (cutting speed ca. 50 mm/min)
- ◆ Compass saw
- ◆ Hydraulic shear



► **Phase 2: Rigidly installed internals in RPV**

- ◆ Core Shroud
- ◆ Components close to RPV-wall e.g. sample magazines, standpipes of feed water sparger and jet pumps

→ Packing into primary casks & 200l drums

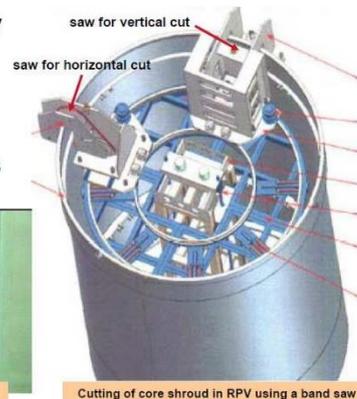


圖 3- 15 內部組件的拆解步驟

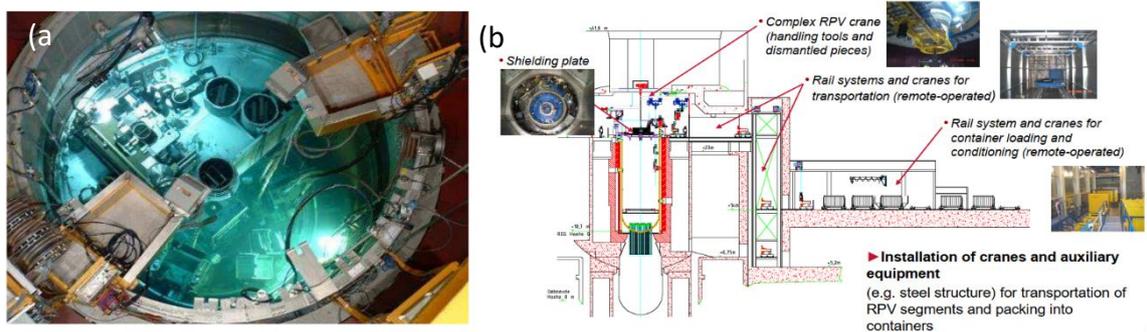


圖 3- 16 (a)工作環境包含水下最終處理平台 (b)已安裝基礎架構概述

### C. 作業程序

在進行 Wüergassen 的 RPV 內部組件拆除之前，於測試設施中對切割設備進行了密集測試，並利用最真實的竣工模型對現場人員進行訓練，確保設備和人員均已充分準備好。現場操作開始後，首先使用水磨料懸浮切割技術（WASS 技術）從爐心蓋板圓頂切割出圓形片段，隨後使用相同技術去除剩餘橫梁。當頂蓋完全拆除後，爐心蓋板頭部內部的噴霧管和噴霧噴嘴等部件才能被拆卸和包裝。使用 WASS 裝置和液壓剪切割噴嘴，並使用鋼鋸將噴霧管分割成可拆卸的碎片。帶鋸和液壓機的最終加工以及包裝工作則在拆解區旁的最終加工平台上完成。最後，利用 WASS 技術切割蓋板頭部的外環，並將所有蓋板頭部件存放在 200 公升桶中，共計 28 個桶。[13]

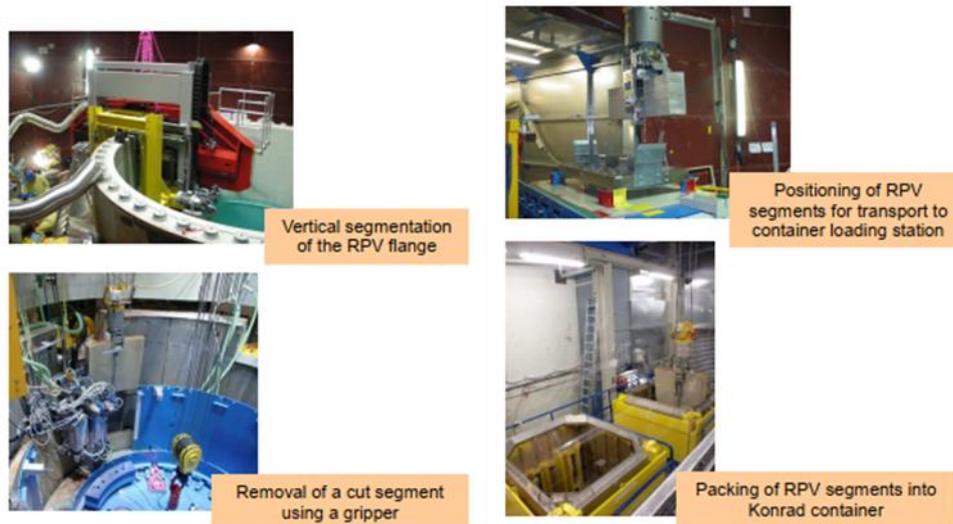


圖 3- 17 On-site performance

## II. Wüergassen NPP (KWW) – RPV Cylindrical Part

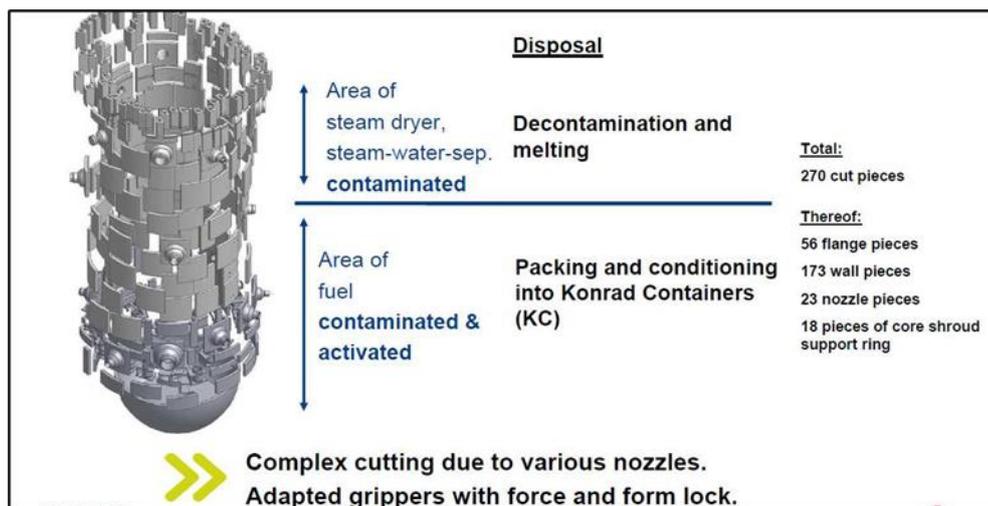


圖 3- 18 Wüergassen NPP 切割和包裝策略

### A. 拆除範圍

Wüergassen 核電廠的 RPV 圓柱部分拆除專案包括 RPV 圓柱部分的切割與包裝。整個項目共拆除並包裝了約 320 噸的鋼材，這些切割後的部件

被用於最終的廢料處置或回收熔融處理。

## B. 拆除方式



圖 3- 19 Wüergassen NPP 之 RPV 的拆解

- 大氣中的磨料水刀切割：RPV 圓柱的拆除主要在大氣中進行，採用了磨料水刀切割技術。此技術能夠有效切割厚重金屬構件，並避免熱應力對材料的影響。水刀切割技術在大氣中操作，並使用真空系統來吸取切割過程中產生的磨料和切屑，以保持工作環境的清潔和輻射控制。[13]



圖 3- 20 Wüergassen 的切割技術

- 最終包裝：

- 電梯系統：為了將切割後的部件從反應爐壓力槽運輸到包裝區域，專案團隊在現場安裝了一部電梯。此電梯用於將切割的部件運送到渦輪機大廳，以便進一步的包裝和處置。[14]



圖 3- 21 Würgassen RPV 切片的分類

- 特殊包裝設施：在 Würgassen 核電廠，RPV 內部組件切割後，約 121 噸鋼材被裝入 200 公升桶中儲存，圓柱部分則使用磨料水刀在大氣中切割並包裝約 320 噸鋼材。拆除的部件透過電梯運送至渦輪機大廳的特殊包裝設施進行最終儲存，並確保材料的輻射安全控制與廢料最終處置。[13]

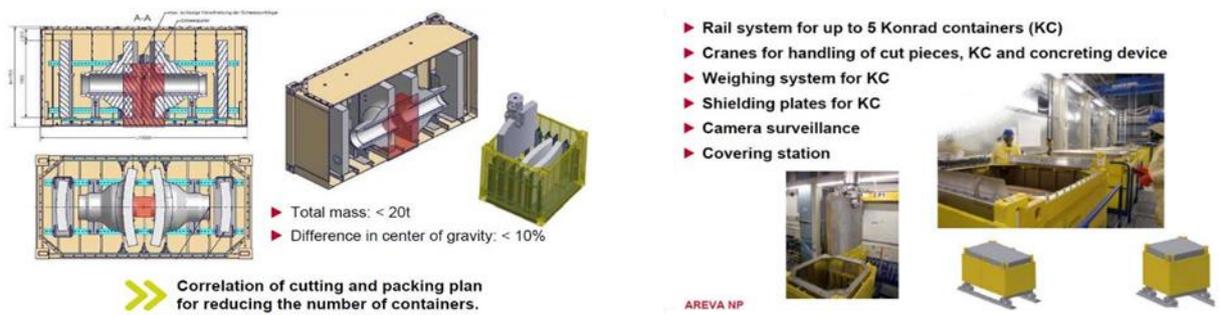


圖 3- 22 Würgassen 之切割和包裝策略

#### 4.2.5. Stade 核電廠拆除策略

##### I. Stade NPP (KKS) - RVI

##### A. 拆除範圍

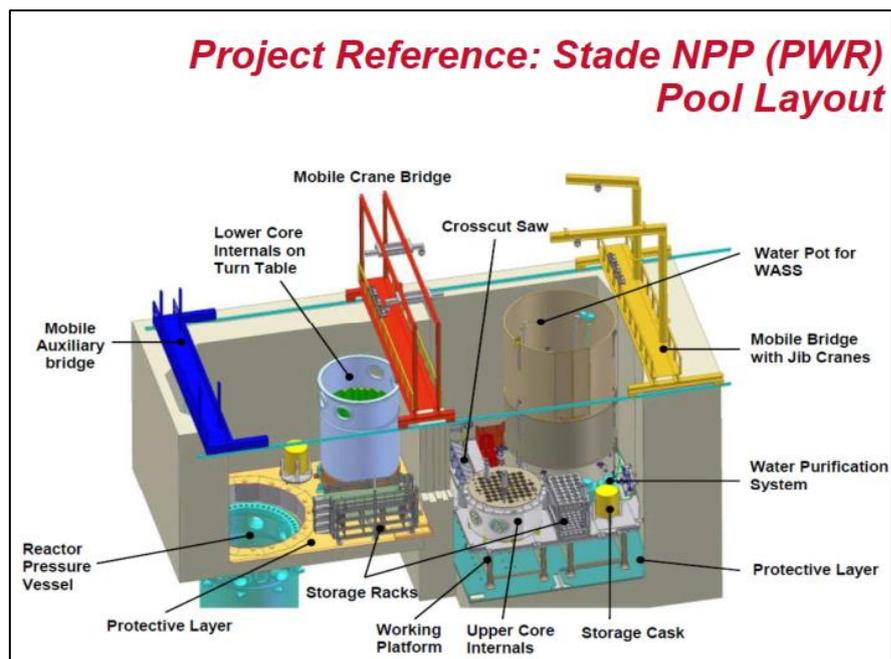


圖 3- 23 Stade NPP Pool 佈局

- Stade 核電廠的 RPV 內部組件拆除專案涵蓋整個反應爐壓力槽內部的拆除工作，包括：上部內部組件、下部內部組件和 爐心支

架 (Core Stool)。此拆除項目總計拆除了約 85 噸的內部組件，並將這些拆解下來的部分包裝在 "Mosaik" 容器和 "Konrad" 容器中，用於最終處置。[13,14]

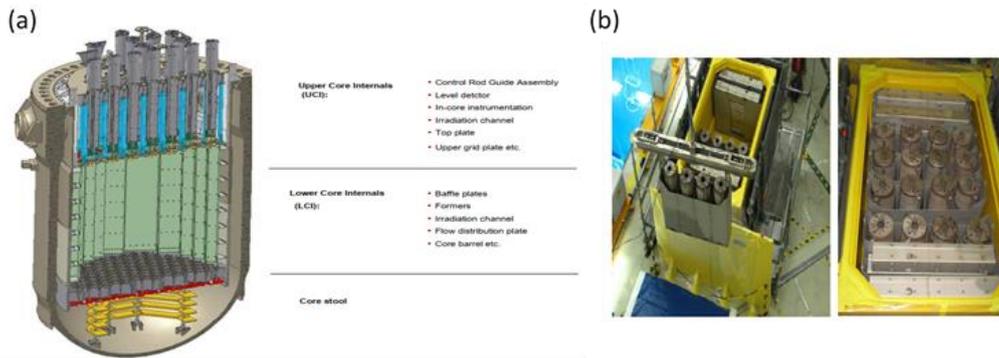


圖 3- 24 (a)Stade 爐心內部組件拆除部分 (b)片段包裝的最終容器  
“Konrad”

## B. 拆除方式

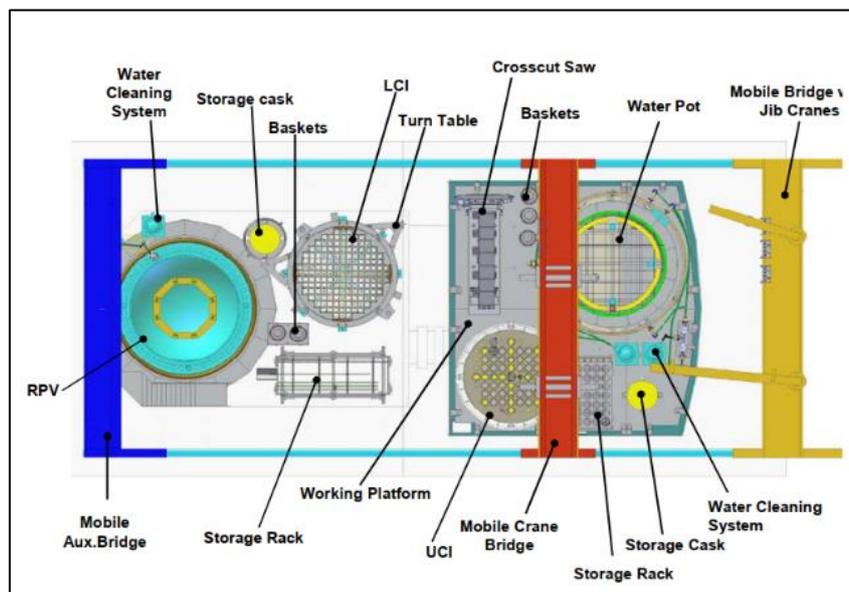


圖 3- 25 Stade 核電廠的拆除作業堆放區

- 水下拆除：整個 RPV 內部組件的拆除作業全程在水下進行，以確保輻射防護並降低工作人員的輻射劑量。水下操作有效地提供了屏蔽保護，將輻射暴露降至最低。
- 切割技術：AREVA 根據不同部件的需求使用了多種切割技術，其中包括：鋸切割、和液壓機。

### C.作業程序

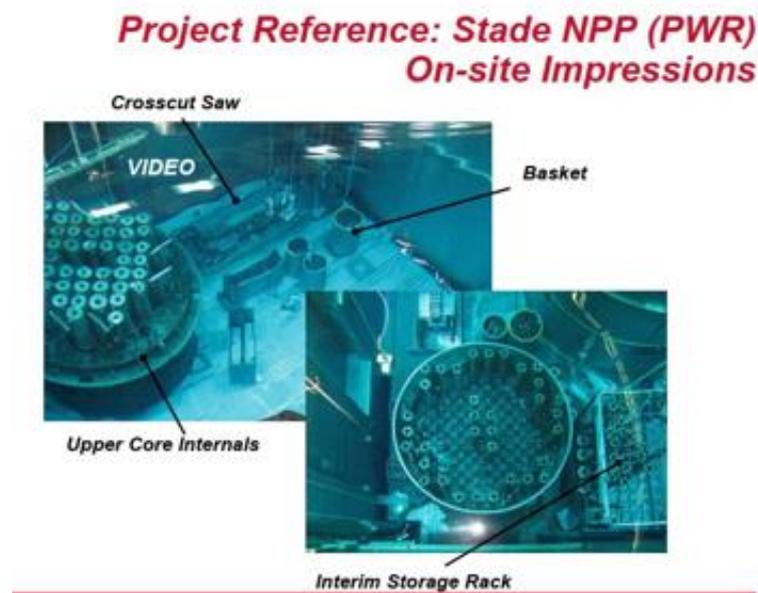


圖 3- 26 On-site performance

- 多區域平行作業：在 Stade 核電廠 RPV 內部組件的拆除作業中，AREVA 採取了多區域平行作業的方式，以提高作業效率並縮短現場操作時間。整個拆除過程在五個分段區域中同時進行，包括反應器池的下爐心內部組件預分割、燃料池的上部內部組件切割與 Mosaik 容器包裝，以及水箱中的水刀技術最終分割。便於獨立操作，在各分段區域上方安裝了三座旋臂起重機及移動作業橋。[13,14]

- 輔助設備：為增強作業效率並確保獨立性，AREVA 安裝了三座移動式工作橋，並配備旋臂起重機，便於在不同區域間運輸拆卸的部件。[13,14]

#### **D. 最終包裝**

切割完成後的部件被壓縮和包裝，以減少廢料容器的使用數量。經過進一步的體積壓縮後，部件被分裝在 Mosaik 和 Konrad 容器中，便於最終的放射性廢棄物處置。該項目成功地將廢料容器數量減至最小，同時達成了輻射防護的目標。

#### **4.2.6. Wüergassen (BWR)和 Stade (PWR)拆除的輻射防護**

在輻射防護方面，AREVA 採取多項措施，確保拆除作業的安全和輻射劑量控制[13,14,15]：

- I. 輻射劑量控制與規劃：**所有拆除作業在開始前均經過詳細規劃並進行模擬測試，並主要在水下進行，以有效降低輻射暴露並提供輻射屏蔽效果。
- II. 水處理系統：**為保持水質清潔並防止細顆粒擴散，AREVA 安裝了包含流錐、水力旋流器和精細過濾的多階段水處理系統，能有效去除切割作業中產生的磨料和切屑。

- ▶ Collecting the water-abrasive-kerf mixture
- ▶ Deposition of abrasive and kerf material using the principle of a hydro cyclone



➤ Deposition directly into 200l drums – no additional handling necessary.

AREVA NP

圖 3- 27 Wüergassen NPP (BWR) 淨水系統

- III. 真空吸取系統：**對於在空氣中進行水刀切割作業，配備真空吸取系統收集切割後的細微物質，避免顆粒擴散，進一步減少工作人員的輻射暴露。
- IV. 水刀切割技術：**研磨水刀技術具備優勢，能有效降低輻射劑量暴露，並能在不引發熱變形的情況下精確切割，特別適合拆除高輻射的組件。
- V. 保健物理學家監控：**拆除作業全程由保健物理學家監督，以確保輻射防護符合標準。操作 WASS 設備和鋸切過程中產生的微細顆粒未導致水面及工作區域輻射劑量顯著上升，且切割和包裝作業的水覆蓋率始終維持在適當水平。
- VI. 輻射劑量成效：**Wüergassen 核電廠的集體劑量率控制在 RPV 內部 89 mSv、圓柱部分 137 mSv；而 Stade 核電廠的集體劑量率則控制在 113 mSv 以下，顯著低於預估值，顯示出良好的輻射防護成效。

### 4.3. SONGS 1 核電廠爐體切割策略 (PWR, 450 MWe)

San Onofre Nuclear Generating Station Unit 1 (SONGS 1) 核電廠的反應器內部組件切割工作是除役過程中的關鍵步驟之一。該項目使用遠程工具進行研磨水噴射切割和金屬解體加工(Metal Disintegration Machining, MDM)方法來切割反應器內部的組件。這一過程由南加州愛迪生公司(SCE)團隊進行計劃和執行。[16]

#### 4.3.1. 切割前的規劃部署與測試

SCE (Southern California Edison) 團隊在切割反應器內部組件之前，進行了詳細的規劃與準備工作。從其他除役案例中汲取經驗，並將這些經驗正式納入 SONGS 1 的專案計劃中。[16]

##### I. 關鍵的規劃元素包括：

- 制定全面的專案執行計劃，以確保每個階段都能順利進行。
- 選擇堅固且經過測試的設備，並根據需求進行必要的改進。
- 設計和測試遠程工具(如研磨水噴射切割工具、金屬解體加工工具等)，以適應反應器內部的特殊環境。
- 設置有效的輻射防護計劃，並對工作區進行徹底清潔，保證環境安全。
- 定期進行測試，以確保切割過程中的各項安全措施和設備性能達標。

##### II. 具體的準備工作包括：

- 在切割過程中，需要使用遠程控制的切割設備（如研磨水噴射和金屬解體加工）來確保安全與精確度，並且進行水下清理系統和二次隔離措施的設置，有效捕捉切割過程中的顆粒和金屬屑，並保持水池中的放射性物質在規範範圍內。
- 輻射監控，監測水池中的放射性物質濃度，並確保水池水位不低於40英尺，以保障切割過程中的安全。

### 4.3.2. 分段切割策略及程序

#### I. RVI 的水下切割

RVI 的切割主要使用研磨水噴射切割技術，該技術在水下環境中能有效避免粉塵和顆粒的擴散，並且提高切割精度。具體的切割步驟包括：[17]

- i. 移除反應器頂部（Head Removal）：這是 RVI 切割的首要步驟，先移除反應器的上部頭部，為後續操作鋪平道路。
- ii. 移除並切除控制元件驅動機構（Control Element Drive Mechanism, CEDM）
- iii. 移除上半部內部組件：這一階段涉及對上半部分內部組件的拆卸，包括反應器內部結構元件的解體。接下來，使用金屬解體加工技術，對其他內部組件進行進一步切割和分解：
- iv. 金屬解體加工技術分離爐心筒：這是反應器內部結構中較為重要的一

部分，必須小心處理以避免對周圍結構造成影響。

- v. 移除熱屏蔽：此過程包括拆除保護反應器內部結構的熱屏蔽材料。
  - vi. 分割爐心筒：這是進一步拆解爐心的過程，將爐心的金屬部件逐步分解。
  - vii. 分割爐心板、模型板及高輻照阻板：這些部件的分解需要高精度操作，以確保放射性材料的處理符合規範要求。
  - viii. 分割下爐心板：這一階段將處理反應器的下部結構，進行最後的解體。
- 完成內部組件切割後，所有分段都會被包裝進反應器容器中，以便運輸和後續處理。

表 3- 1 RPV 內部組件切割後整理[17]

Project Element	Results Achieved
Overall Accomplishments	
Hours worked in Radiation Control Area	57,094
Lost time accidents or OSHA recordables	Zero
Total personnel exposure	22.448 person-rem
Radiation background level in work area maintained at:	<2 mrem/hour
Water specification in pools maintained at:	<1E-03 µCi/ml
Water restored to pool following completion of segmentation work:	2E-05 µCi/ml
Segmentation Cutting Details	
Abrasive Water Jet Cutting	
Number of cuts	322
Linear inches of cuts	9,821 inches
Cutting Kerf	0.045
Cutting Time	292 hours
Metal Disintegration Machining	
Number of cuts	767
Cutting time	88 hours
Reactor Internals GTCC Removed	
Components	
Mid Section of Core Barrel	
Baffles and Formers	
Instrumentation Thimbles	
Total Activated Metal Removed	27,000 lbs
Total Activity of Metal Removed	235,000 Ci
Waste Cans	14
Number of Canisters/ISFSI Modules dedicated to GTCC waste storage	1

Conversion Factors: 100 rem = 1 sieverts (Sv); 1 Ci = 3.7E+10 Bq; 1 inch = 2.54 cm; 1 lbs = 0.45 kg

表 3-2 組件特徵整理[17]

Component Name	Total Weight (Pounds, lbs)	Activity (Curies, Ci)	Co-60 Activity (Curies, Ci)
Greater Than Class C Waste			
Baffle Plates	8.88E+03	1.95E+05	1.16E+05
Core Formers	3.22E+03	7.95E+04	3.82E+04
Center Section of Core Support Barrel (78 inches)	1.57E+04	3.93E+04	2.33E+04
Lower Core Support Plate	9.00E+01	2.73E+03	1.62E+03
GTCC Totals	3.15E+04	3.34E+05	1.88E+05
LLRW Shipped Intact Within Reactor Vessel			
Upper Internals Region	5.69E+04	9.07E+02	5.82E+02
Core Region Internals	8.97E+04	3.81E+04	2.35E+04
Lower Internals Region	2.42E+04	3.44E+03	1.73E+03
LLRW Internals Subtotal	1.71E+05	4.24E+04	2.58E+04
Reactor Vessel Assembly			
Reactor Vessel	5.31E+05	1.40E+03	3.63E+02
Reactor Vessel Insulation	1.13E+04	5.20E+00	3.41E+00
Closure Head	1.31E+05	<<1	<<1
Reactor Vessel Assembly Subtotal	6.74E+05	1.41E+03	3.66E+02
Total for Vessel Package	8.44E+05	4.38E+04	2.61E+04
Grand Totals	8.76E+05	3.77E+05	2.14E+05
Grand Totals (S.I. Units)	3.98E+05 kg	1.39E+16 Bq	7.92E+15 Bq

Conversion Factors: 1 Ci = 3.7E+10 Bq; 1 lbs = 0.45 kg

## II. RPV 的空氣中切割

在切割 RPV 時，主要涉及空氣中切割技術。這包括[16]：

- i. 移除 CRDM：首先需要將這些裝置從反應器容器蓋中移除。
- ii. 移除爐內儀表端口組件：在進行切割前，必須先拆除這些設備，並確保反應器腔體已被充分淹沒，以避免造成過多輻射。
- iii. RPV 蓋的包裝與運輸：RPV 蓋在拆卸後會被整體包裝並準備運輸至專用儲存設施。接著，進行對 RPV 的拆卸準備工作：
- iv. 移除 PV 的六個噴嘴及保溫層：這是準備進一步切割的關鍵步驟。
- v. 排水和灌注水泥：在運輸前，將水排乾並灌注水泥以穩定結構。
- vi. RPV 的起重和運輸：使用大型起重設備通過圓頂結構將 RPV 移出，並

最終封閉並焊接在鋼製罐中進行運輸。



圖 3- 28 RPV 移除及包裝[16]

#### 4.3.3. 安全性與廢棄物管理

廢棄物包裝與運輸：所有從反應器內部切割出的部件，包括 GTCC 廢棄物，將進行專門的屏蔽包裝，並轉移到用過的核燃料池中以進行進一步處理。

- 水下清洗系統：在切割過程中，使用水下潛水員和去離子水來清洗切割過程中產生的顆粒，並進行適當的清理。
- 放射性監控：在切割和搬運過程中，會定期檢查工人及設備是否沾染放射性物質，並監控水池中的放射性濃度。

#### 4.4. Chooz A 核電廠爐體切割策略 (PWR, 310MWe)

Chooz A 核電廠位於法國東北部，其拆除工作由西屋公司與 Nuvia France 合作進行，項目包括 RPV 及其內部結構的分段切割、廢棄物管理以及輻射防護等。此除役計劃是 EDF (法國電力公司) 進行的一項重大除役項目，該項目於 2010 年展開，並於 2014 年開始現場作業。由於其反應爐容器設置於地下洞穴，拆除及廢棄物運輸的困難度較高[18]。

##### 4.4.1. 拆除策略及方式

Chooz A 核電廠的拆除範圍涵蓋了 RPV 頂蓋、RPV 及其內部結構的分段切割、反應爐噴嘴的切割以便將 RV 從基坑中提升出來並進行後續密封以及拆除 RV 的熱屏蔽等。此外，還包括用於切割過程中捕捉切割碎屑的輔助真空吸塵器、工作橋、重型搬運工具、空氣過濾系統、隔離操作工作區的需求與設施、廢棄物的特性分析與包裝、土木結構的改造、以及許可證相關文件。圖 3-29 展示將被拆除的 Chooz A RPV [18]。

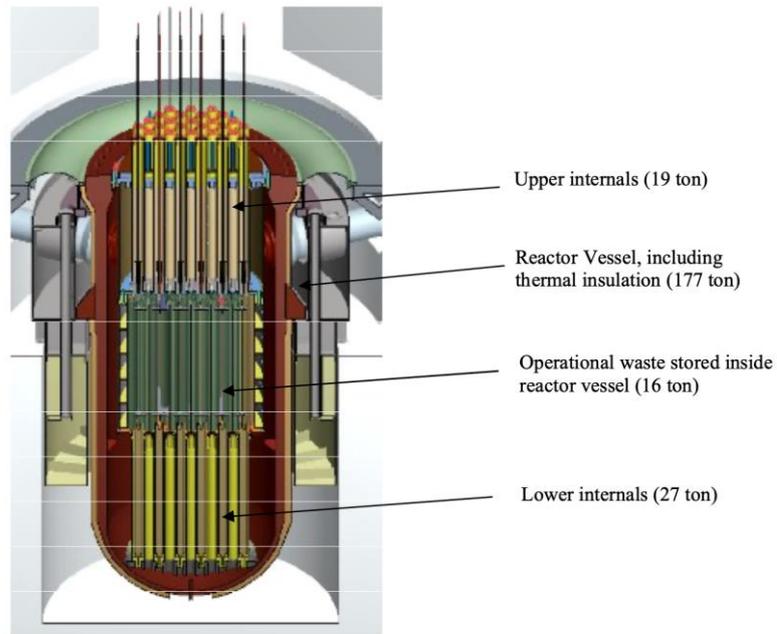


圖 3- 29 Chooz A 的 RPV 結構示意圖

切割過程中多採用水下遠端遙控進行機械切割，利用水體作為屏障進行水下操作，減少輻射暴露，使用到的切割工具包含帶鋸、盤鋸、液壓剪，切割過程中產生的切屑可直接落入切屑池底部方便收集，且過程中不會產生空污氣體。



圖 3- 30 切割過程中所使用的設備，由左至右為：帶鋸、圓盤鋸、液壓剪

#### 4.4.2. 事前準備工作

為了最大程度地減少人員輻射暴露，符合 ALARA 原則，並提高切割效率，Chooz A 拆除團隊進行了以下的切割事前準備：

- 使用 3D CAD 軟體模擬所有切割流程和物件運輸動向以設計最佳的切割與包裝計劃，提高切割效率的同時也可以最大程度降低輻射暴露。
- 各項切割工具在使用會先於專門設計的切割模擬池中，進行全尺寸的模擬測試，以確保切割的精度和設備的穩定性。
- 由於 Chooz A 核電廠設於洞穴中，拆除前需進行隧道改造擴大反應爐洞口方便引進重型設備、進行土木工程修改以及安裝高度與最大水位相容的工作橋以應對周遭空間狹窄的問題。
- 設置輻射屏蔽板並搭配真空設備捕捉切割產生的微屑，確保工作人員的輻射劑量控制在合理範圍。

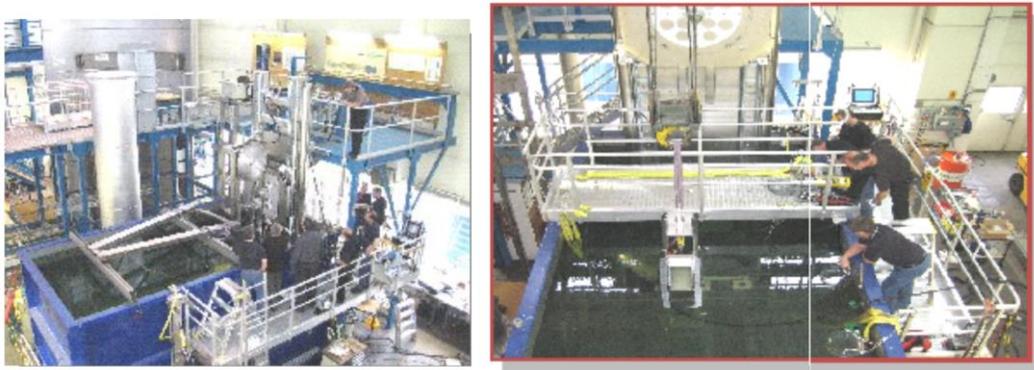


圖 3-31 切割工具於模擬池中進行測試，左圖為西屋公司，右圖為 FAT

### 4.4.3. 拆除順序及步驟

為了在維持高度切割效率的同時盡可能減少人員輻射暴露並保持拆除時的安全性，Chooz A 核電廠將根據以下順序及步驟進行切割作業：

#### I. 上部的內部組件

- i. 切割出大型零件（儀表板、導管支撐鑄件和上爐心板）並存放在反應器池中以供後續分割。
- ii. 使用剪切工具切割 CRDM 驅動桿和一些儀表板件。
- iii. 使用圓盤切割工具切割延伸管、支撐柱和導管。
- iv. 最後使用帶鋸切割上爐心板、導管支撐鑄件和儀表板。

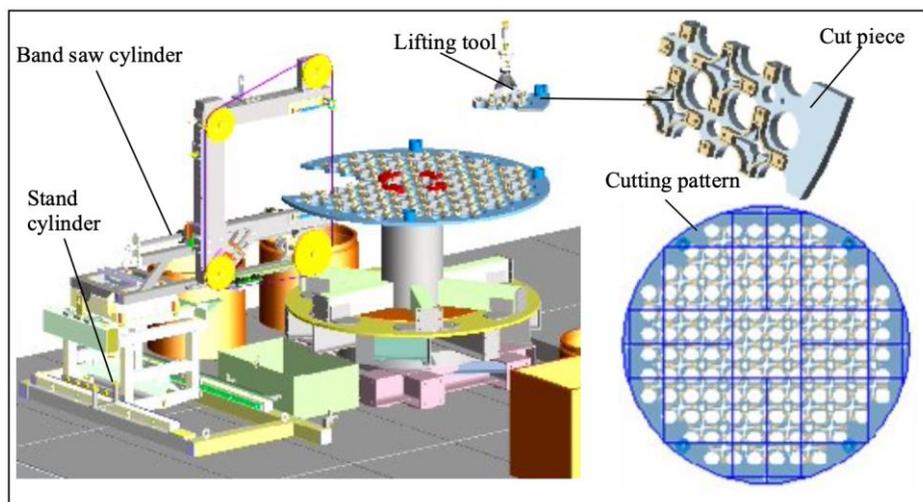


圖 3- 32 帶鋸切割上爐心板示意圖

#### II. 停機後廢棄物切割

- i. 停機後，將 16 噸的廢棄物（包括 Dummy fuel、MOX 底部零件、控

制棒等) 從 RV 運到反應器腔體進行分段。

- ii. Control-rod follower 由鋁合金材料製成需謹慎搬運和清潔，並用剪切技術避免微粒產生。
- iii. Control Rod 以剪切工具切割，Dummy Fuel 用帶鋸切割。

### III. 下部內部組件

- 1. 下半部內部組件提升到可以切割到上爐心筒的位置。分割將透過連接到中心柱的帶鋸完成，該中心柱將放置在下部內部組件內。其原理是垂直切割多條，然後將帶鋸條旋轉 90 度，進行水平切割，使碎片鬆動。
- 2. 爐心筒和擋板將採用相同的技術。然後將下部內部組件的剩餘部分放置在一個台架上，用圓盤切割工具切割護罩管。
- 3. 最後切割下方支撐鑄件、爐心徑向支撐和下半部爐心板，將在支架上用帶鋸切割。

### IV. RPV 分段

- i. 在吊掛 PV 前先使用內部切割工具切割噴嘴。
- ii. 拆除絕緣層後，將容器提升至出口並放置防漏板。由於輻射可能將隔熱材料玻璃化故用圓盤鋸進行切割。
- iii. 最後進行 RPV 的分段，使用帶鋸從上到下完成切割(與下半部切割

原理相同)。

#### 4.4.4. 廢棄物的處理及包裝策略

切割過程中所產生的操作廢棄物如 RCCA 的初級來源、次級來源，將使用剪切工具切割並放入特殊設計的罐中，隨後與其他高活性廢物一起放入多用途罐。運作廢棄物則會儲存在先前的爐心區域的容器中，這些廢棄物包括 Dummy Fuel、MOX 底部零件、控制棒。在完成切割後，低放射性 LLW 和極低放射性廢棄物 VLLW 會送到 ANDRA (法國國家放射性廢棄物管理機構) 廢棄物處置設施，長半衰期低中放射性廢棄物 LILW 則存放在 EDF。

另外為確保分割安裝物料搬運的安全性，拆除團隊也實施了以下措施：安裝鋼防護板減輕重物失控掉落對池中不銹鋼襯的損壞、安裝應急泵解決殘餘洩漏風險、避免部件被不慎從水中提出，產生高劑量輻射。且由於 Chooz A 位於兩個洞穴內，因此在處理廢棄物時須通過通道將其運送至廢棄物緩衝區存放。

#### 4.5. Kori 1 核電廠爐體切割策略 (PWR, 576MW)

Kori-1 核電廠除役工作由韓國水電與核電公司 (KHNP) 主導，於 2017 年正式開始除役程序，主要承包商包括 KEPCO 和 Doosan，項目涵蓋 RPV 及其內部構件的分段切割、廢棄物分類與管理，以及輻射防護措施。

該除役計劃是韓國首座進行除役的核電反應爐，標誌著韓國在核電廠除役領域的重要里程碑。[19,20]

#### 4.5.1. 拆除策略及方式

Kori 1 的切割過程中使用了機械切割及氧丙烷熱切割。切割程序會分為 RPV 和 RVI 兩部分進行。

- I. RPV 包括外殼、包覆層、冷卻劑管和噴嘴，且外部覆蓋有 STS304 箔，內部區域的表面則有不銹鋼包覆層，其內部直徑為 4.17 公尺，殼體厚度為 0.26 公尺，最大厚度為法蘭區域，約 448 毫米。RPV 將會分為圓柱形的主體和球形頂蓋兩部分進行切割。圓柱形主體會先切割為 18 個大部件，再將每個大部件進一步分割為 32 個小部件。球形頂蓋共會切割為 4 個大部件。其中較大的兩個各切割為 32 個小部件，較小的兩個則各切割為 10 個片段。另外，冷卻管與熱交換管部分會進行 6 次切割工序。

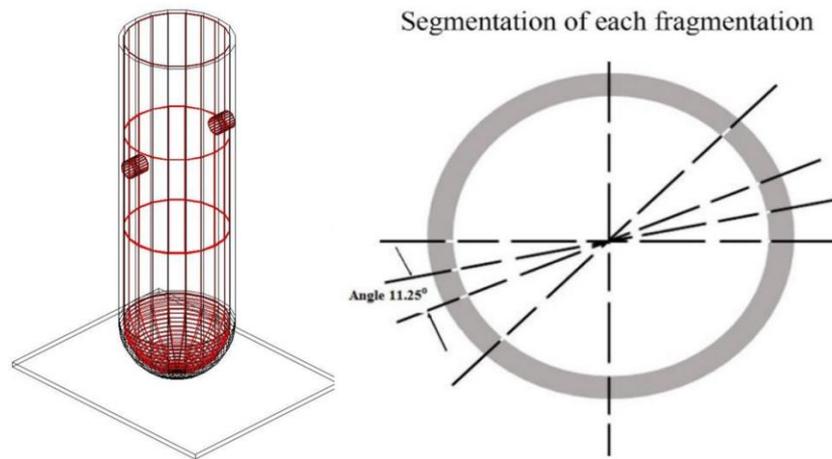


圖 3-33 分割方式示意圖，左為 RPV，右為冷卻管與熱交換管

II. RVI 由上部內部組件和下部內部組件組成，因為內部組件含有較高輻射劑量率，為減少輻射暴露在這部分程序會在充滿水的腔體區域內進行水下分割，並採用上下同時進行的雙重切割操略，下部進行機械拆解、粗切割以及包裝，上部則進行細切割以及作為部件臨時儲存區。在切割 RVI 時會將組件依據放射性強度分為 VLLW（極低階放射性廢棄物）、LLW（低階放射性廢棄物）和 ILW（中階放射性廢棄物）幾種類型，並由放射性較低的組件開始切割以避免交叉污染。

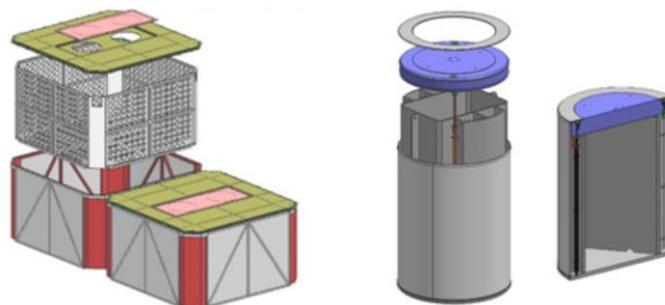


圖 3-34 包裝容器示意圖，左為 VLLW/LLW，右為 ILW

#### 4.5.2. 事前準備工作

為了確保切割工作的安全性並優化操作流程，Kori 1 核電廠除役團隊在切割作業前投入大量準備工作，以有效降低輻射暴露達到 ALARA 原則的標準，同時提升切割效率，包含以下幾點：

- 使用 VISIPLAN 3D 軟體以包含增建因子校正 (build-up correction) 的點核模式 (point-kernel method) 進行對於不同切割策略的輻射暴露劑量模擬及預測，並根據模擬結果不斷修改優化切割流程，最後選擇劑量最低的策略進行切割。[19,20]

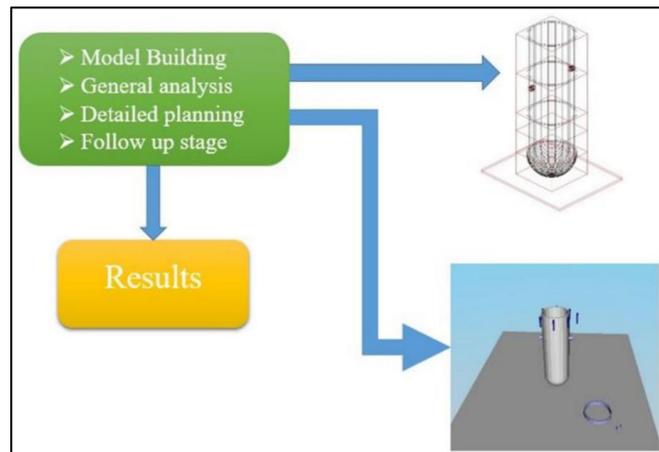


圖 3- 35 VISIPLAN 運作方法示意圖

- 工具測試與現場準備：在進行切割前先將各種切割工具需經過現場測試以確保其在水下或高輻射環境中的操作穩定性，另外機械帶鋸也進行了多次測試以確保能夠在狹窄的工作區域中穩定操作。
- 採取多層次的輻射防護措施，例如使用水作為屏蔽層減少輻射在工作區

域的傳播，同時配備了真空裝置以清除水下切割碎屑防止切割過程中碎屑擴散，避免進一步提升輻射暴露劑量。

#### 4.5.3. 拆除順序及步驟

Kori 1 核電廠將根據以下順序進行拆除作業，基本上遵循雙重切割策略以及由活性低往活性高兩項要點[21]：

- **RVI 的切割**

1. 拆解上部內部導管，並由上往下移動。
2. 切割上部 RVI 除了上爐心板以外的 VLLW/LLW 部件，並將上爐心板儲存在上部臨時儲存區。
3. 切割下部構造的 VLLW/LLW 部分。
4. 將所有切割下來的 VLLW/LLW 部件進行分裝、運輸、裝載及乾燥。
5. 進行 ILW 類部件的切割，包括下部內部構造的上爐心板、擋板、擋板前體、爐心筒、熱屏蔽和下爐心板等。

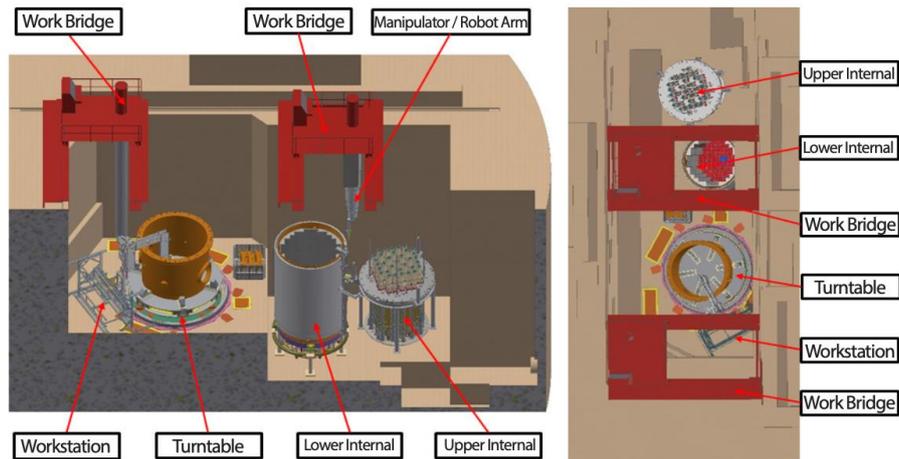


圖 3- 36 RVI 分割方式示意圖

- **RPV 切割**

1. RPV 位於一個混凝土結構的上腔內，該結構覆蓋有不銹鋼板。由於在檢修期間腔體內充滿水，封口覆蓋 RV 和混凝土之間間隙以防止水洩漏，並焊接在 RV 和不銹鋼襯板上，因此在切割前須先移除封口邊緣、覆蓋物以及部分生物屏蔽混凝土以便安裝導軌。
2. 進行法蘭預切割：透過機械切割移除覆蓋 RV 內表面的 STS 包覆層，深度約為 10 毫米，使得後續能夠使用氧丙烷火炬進行切割，並在過程中持續以高壓氧氣吹走熔融物。
3. RPV 外殼切割使用遙控分割系統，包括導軌、門式機械手、機器人手臂、可旋轉的屏蔽台和通風系統。主要分割透過導軌進行，機械手和機器人手臂提供系統下方的操作。屏蔽台有門可回收部件，提供操作平台並減少輻射暴露。通風系統收集氣體廢料，提供負壓避免放射性污染物擴散。

透過以下步驟進行切割：

- 氧丙烷火炬通過導軌移動，使用遙控系統切割外殼
- 移除法蘭周圍的混凝土
- 安裝索具支撐並固定 RPV
- 分割進出口噴嘴卸除 RPV。

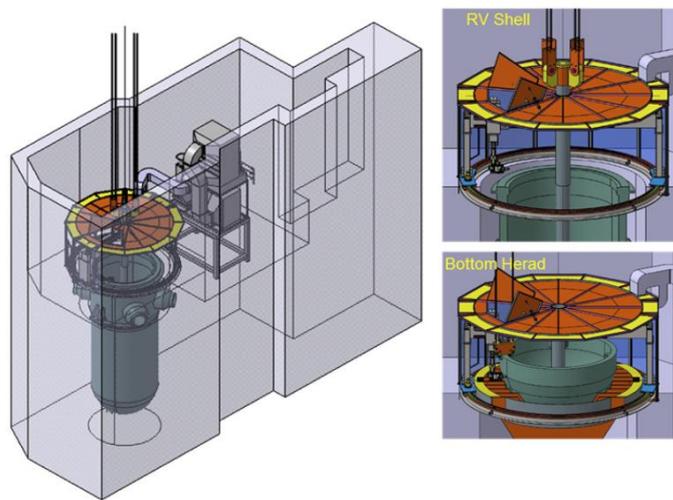


圖 3- 37 RPV 分割方式示意圖

#### 4.5.4. 廢棄物分類與包裝策略

切割時會將部件分為兩種包裝類型：VLLW/LLW 的矩形包裝和 ILW 的圓柱形包裝，精細的廢棄物分類和包裝計畫有助於提升處理效率和降低成本，這些容器的設計也需具有良好的結構強度和輻射屏蔽特性，以確保運輸和存儲的安全性。另外，分離出來的部件都應該立即裝載及包裝以避免混淆。整個 RVI 切割過程中預計產生 19 個 VLLW/LLW 包裹以及 9 個 ILW

包裹。

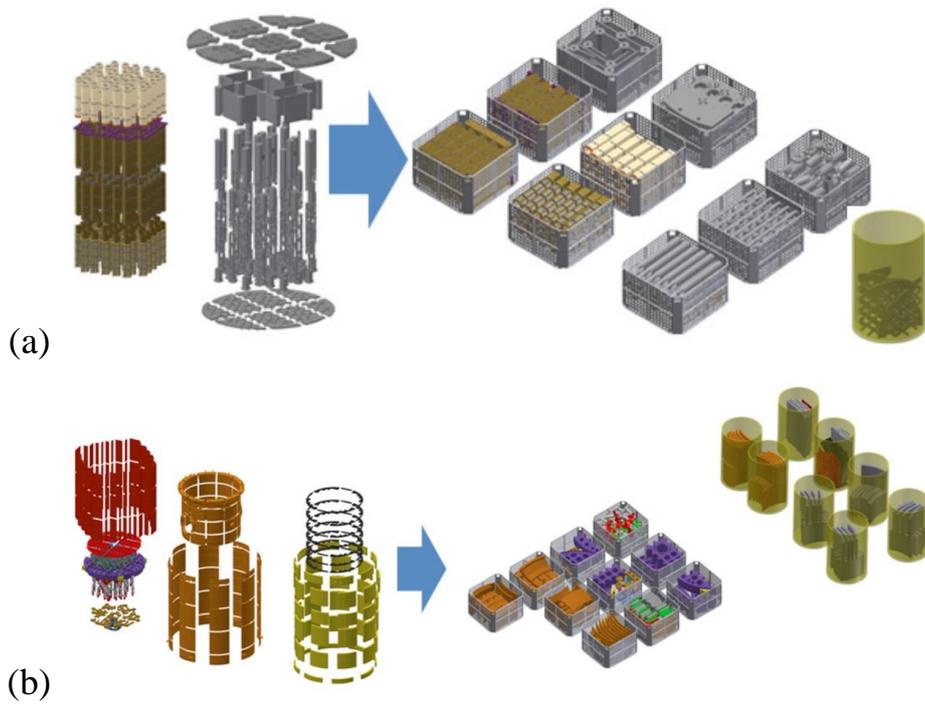


圖 3- 38 RVI 切割後部件包裝方式示意圖，(a)上部 (b)下部

切割完畢後，RPV 共分割為 664 個片段，預計產生 42 個 VLLW/LLW 包裹，上述這些包裹的放置地點包括臨時儲存設施（ISFSI）和最終處置設施，具體的放置地點仍需與相關監管機構協商決定。

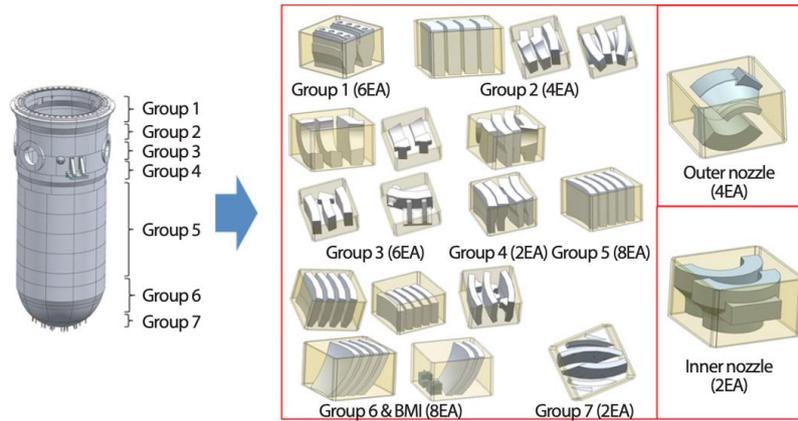


圖 3- 39 RPV 切割後部件包裝方式示意圖

#### 4.6. Maine Yankee ( PWR, 860MWe ) 及 Connecticut Yankee ( PWR, 560MWe ) 核電廠爐體切割策略

Maine Yankee 和 Connecticut Yankee 核電廠除役項目由專業團隊負責，主要包括 RPV 及其內部組件的水下分段切割、廢棄物封裝與輻射防護措施，並在燃料池內使用特殊設計的儲存容器存放切割下來的部件[22]。

##### 4.6.1. 切割策略及方式

Maine Yankee 以及 Connecticut Yankee 兩座核電廠在切割時皆使用了等離子弧切割以及研磨水噴射切割兩種切割方式，為了提高切割效率並確保切割精準度，團隊也使用了金屬解體加工技術進行切割，特別針對去除下爐心支撐板的螺栓及上部內組件的螺栓等部位。

切割時多採用遠程以及水下切割，減少輻射暴露，並在過程中設置旋風式分離器(Cyclone Separator)、逆沖洗式過濾器(Back Flushable Filters)、離子

交換槽和碎屑收集槽組成碎屑收集和過濾系統，保持水質清澈度。[22]

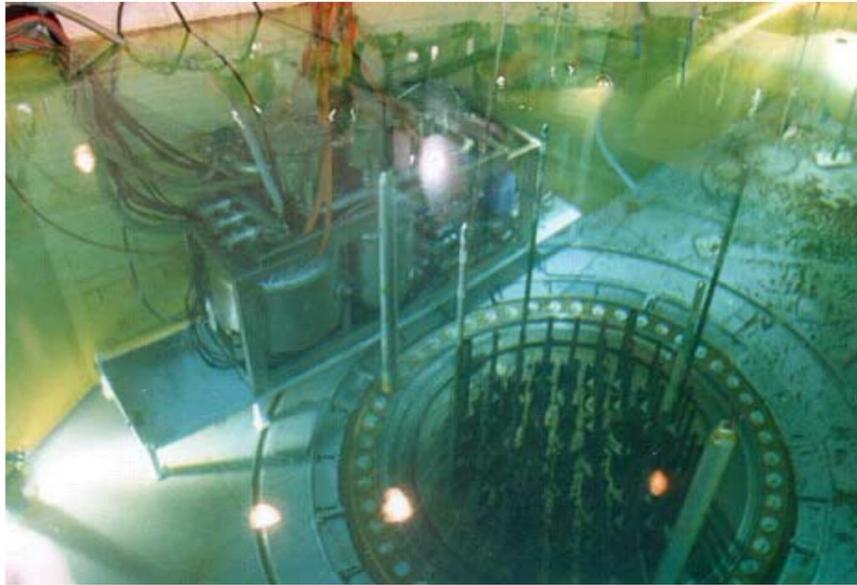


圖 3- 40 Connecticut Yankee 的水下過濾系統

切割順序優先從低輻射的部件開始，逐步接近高輻射區域，這樣可以防止高輻射區域的微粒污染到其他區域，另外在拆除上部組件之前也會先設置屏蔽層，確保輻射劑量最低化。

#### 4.6.2. 事前準備工作

Maine Yankee 以及 Connecticut Yankee 兩座核電廠為了遵循 ALARA 原則以及提高切割作業時整體的安全性，安排了以下切割前的準備工作：

- 在正式開始切割前先使用 3D CAD-CAM 軟體進行拆除過程的模擬與規劃，包括每一次的切割、切割工具以及切割後各項部件的移動與儲存等

等，提高拆除效率的同時也可以進一步消除過程中可能產生的潛在風險。

- 水下和高輻射環境的切割工具如研磨水噴射切割和等離子弧切割設備須先在現場作業前進行測試，以確保實際操作時的穩定性。
- 設置專門的廢棄物包裝區域和運輸流程，特別是針對 GTCC 廢棄物，使用加強屏蔽容器以確保高輻射廢棄物能夠安全的處置。



圖 3- 41 Connecticut Yankee 反應爐腔體水池上方的工作區

- Connecticut Yankee 核電廠在切割開始前先對反應爐冷卻劑系統 (Reactor Coolant System, RCS) 進行化學除污，總劑量減少約 1,035 person-mSv，大幅降低人員輻射暴露劑量。

### 4.6.3. 拆除順序及步驟

Maine Yankee 以及 Connecticut Yankee 兩座核電廠不會對 RPV 進行切割，而是將 RPV 視為單一廢棄物包件，以減少廢棄物的總量。然而，這類大型廢棄物在運輸時需要考慮多種運輸方式的綜合問題。電廠會依據以下步驟切割 RVI，並將部分組建重新放回 RPV 中一併進行處理。

- **上部 RVI 的切割**

1. 使用 CRDM，並拆卸控制棒驅動桿。CRDM 位於爐心上部且輻射相對較低，優先拆除以便清理上部空間進行後續切割作業。
2. 使用圓盤鋸分割延伸管以及支撐柱，因為這些部件形狀規則，使用圓盤鋸切割可有效縮短切割時間並減少輻射暴露。
3. 使用帶鋸切割上爐心板，因為上爐心板具有較高放射性，因此這一步驟需要在水下進行，以降低操作人員的輻射暴露。

- **下部 RVI 的切割**

1. 使用等離子弧切割切割熱屏蔽，等離子弧切割適合厚金屬材料，且操作靈活，能夠應對熱屏蔽的高強度不銹鋼材料。切割過程中需保持高效過濾系統運行，清除產生的高放射性微粒。
2. 接著切割爐心筒區域，因為爐心筒的輻射較高，為降低輻射暴露風險，這部分的切割會在水下使用研磨水噴射切割進行。

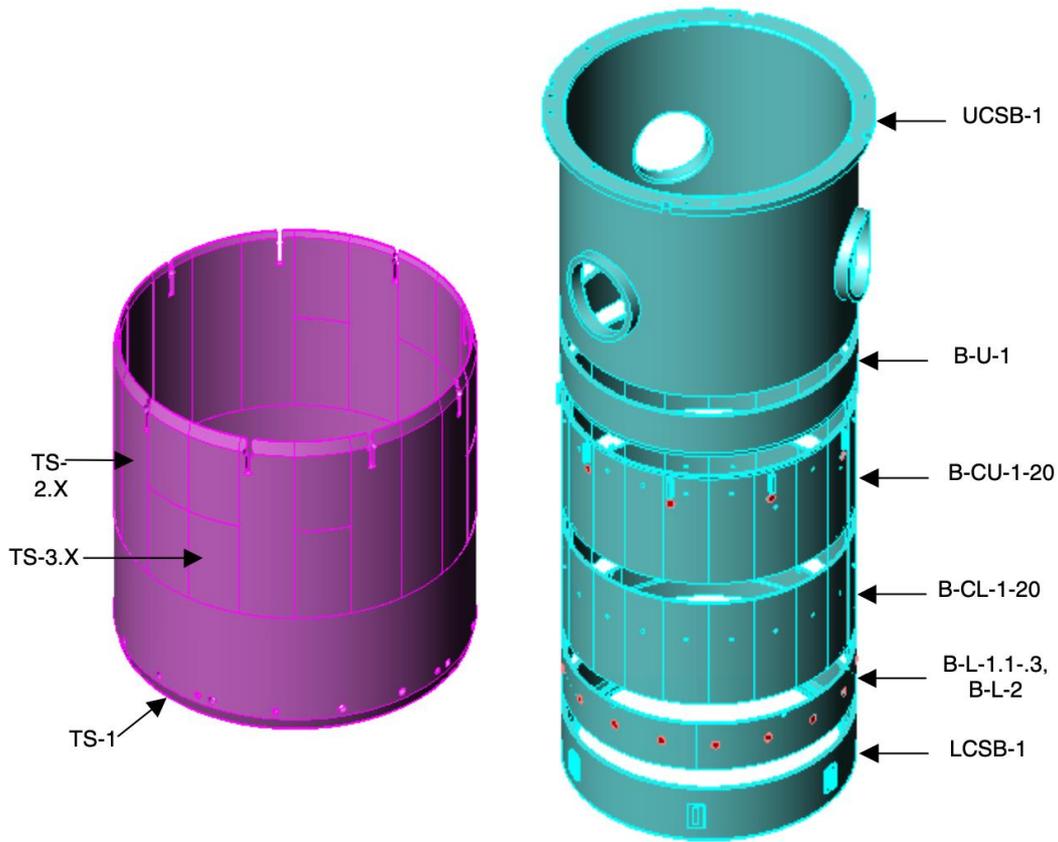


圖 3- 42 Maine Yankee 熱屏蔽與爐心支撐筒的切割計畫示意圖

#### 4.6.4. 廢棄物分類與包裝策略

Maine Yankee 和 Connecticut Yankee 皆不會對 RPV 進行切割，RPV 內部組件切割後會被放置於特殊設計的儲存容器中，這些容器與燃料組件的形狀相似，可放置於燃料池內進行暫存，並最終移至 ISFSI。

在 Connecticut Yankee 項目中，RPV 和其內部結構最終配置於 3 英寸厚的鋼製容器中，並以低密度混凝土灌漿填充。RPV 周圍的空隙則填充普通密度混凝土，以增強穩定性。整個封裝的重量約為 325 噸，於 2002 年運輸至 Barnwell 廢棄物處理設施進行最終處理。[22,23]

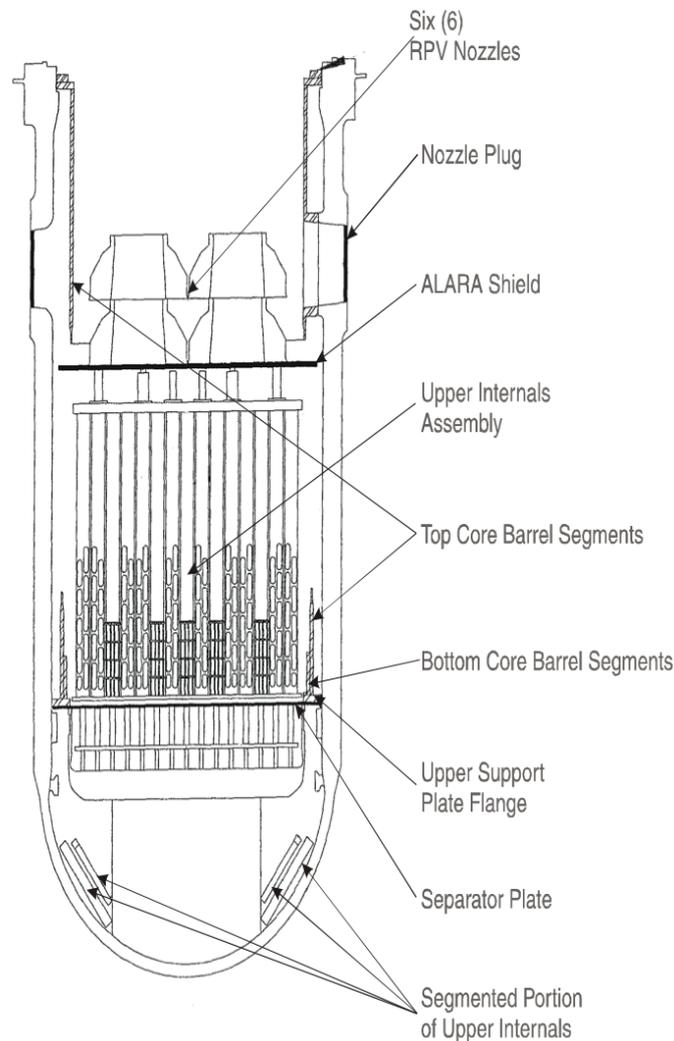


圖 3- 43 Connecticut Yankee RPV 及其內部最終配置示意圖

#### 4.7. 比利時 BR-3 (Belgian Reactor No. 3, PWR, 10 MWe)核反應器拆除策

略

BR-3 反應器是歐洲首座壓水式反應器(PWR)，自 1989 年起進行除役與拆除工作。該項目由比利時核研究中心 (SCK•CEN)負責，並由歐盟資助成為示範性項目之一。整體拆除範圍涵蓋 RPV、RVI 以及運轉廢料的分段、切割與包裝，並著重於降低輻射暴露和減少放射性廢料的生成。

### 4.7.1. RPV 拆除策略和技術選擇

RPV 被中子屏蔽槽 (Neutron Shield Tank, NST) 包圍，此結構不僅提供輻射防護，也允許在水下進行拆除作業。經過技術和輻射防護的評估後，選定了「水下整體移除」的策略，將 RPV 整體移至更換燃料池中再行分段切割。此外，拆除技術結合了水下機械切割、放電加工、等離子電弧切割、圓鋸和帶鋸技術，以及研磨水噴射切割。[24-27]

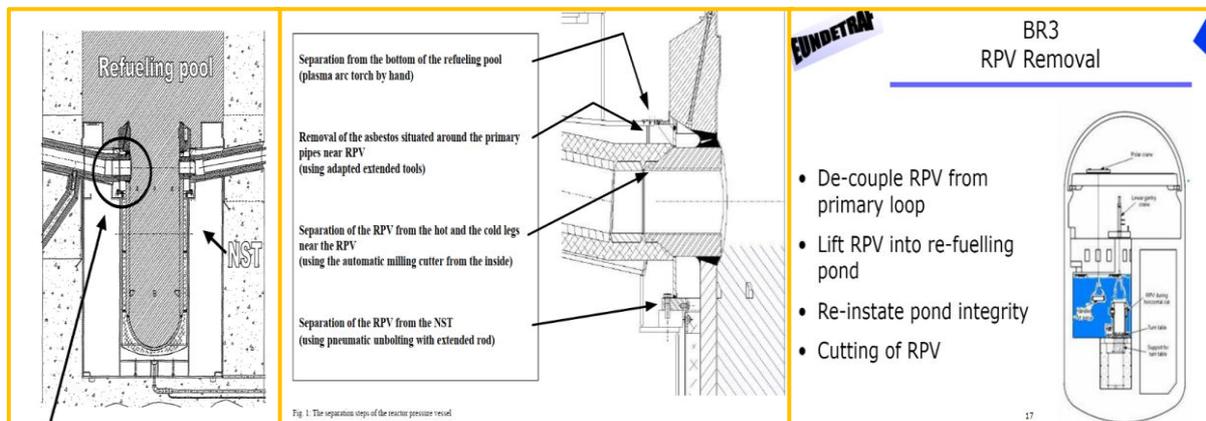


圖 3- 44 RPV 拆除計畫示意圖

#### I. 前期準備工作(空氣中切割)

前期準備在乾燥的更換燃料池中進行，RPV 仍然位於反應器腔體底部。此階段的主要目的是分離 RPV 與周邊結構，並為後續水下作業建立輻射防護。

- RPV 與池底分離：使用等離子電弧切割快速切割反應器底部，並在底部完成多處切割，以便安裝密封裝置及後續提升操作。

- 移除 RPV 附近的石棉：RPV 周圍的石棉潛在危害，由 SCK · CEN 專業人員在雙重隔離設置下完成操作，以防止石棉纖維擴散。

## II. 分離 RPV 與周邊結構

### i. 分離 RPV 的熱管和冷管(Hot and Cold Legs)：

- 活化混凝土屏蔽 (Bioshield) 外部管線切割：採用自動切割機切割反應器法蘭處的管線。
- RPV 內部管道切割：利用特製的自動銑削切割器 ( Automatic Milling Cutter) 精密切割管道內部，該裝置經過設計可在直徑 254 毫米、壁厚 110 毫米的空間中操作。
- 二次管道切割：為拆卸 RPV 固定螺栓，需在支撐法蘭上方進行第二次切割。

### ii. RPV 與 NST 的分離：RPV 被 NST 包圍，需先用氣動扳手卸下 24 個螺栓，因為螺栓的嚴重腐蝕，拆卸時間延長了三倍。

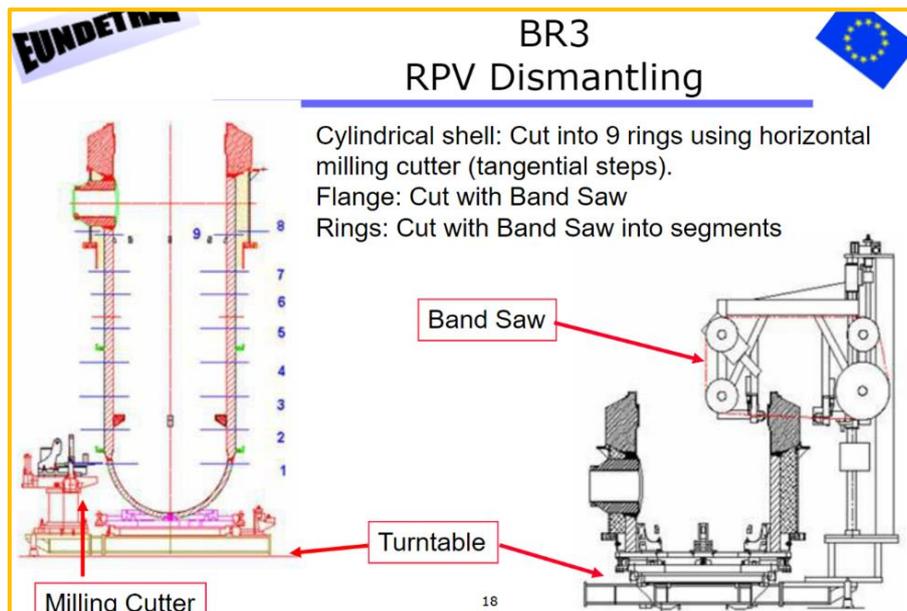


圖 3- 45 RPV 的分割示意圖

### III. 密封和 RPV 移動

RPV 與主管線切割後形成的開口需進行密封。工業夥伴開發了一套基於環氧樹脂的密封系統，並進行了冷測試。在確保密封性後，將重達 28 噸的 RPV 慢速抬升至更換燃料池中，並逐步提升池水位以保護操作人員。

### IV. 保溫殼的拆卸

- 保溫層螺栓移除：保溫層以 60 個螺栓固定在 RPV 上，使用遠程液壓鑽孔機逐一拆除螺栓。
- 移除生鏽的保溫層：使用長距離工具將已腐蝕的保溫層取下，並作為低輻射廢料處置。

### V. RPV 的分段切割和包裝

主要使用圓鋸、帶鋸和高壓水刀技術進行分段切割。

- 圓鋸進行水平切割：設計並安裝了新型夾具系統，以支撐 RPV 的上部並防止切割時的振動。模擬測試後調整了鋸片和切割參數。
- 帶鋸進行垂直切割：進行法蘭和容器壁的垂直切割，切割速度調整以避免鋸片卡住，特別是在切割厚度達 355 毫米的法蘭時。
- 高壓水刀切割：應用於厚度達 190 毫米的 RPV 蓋及蒸汽產生器等部件，整個過程由攝影系統監控，確保精確操作。

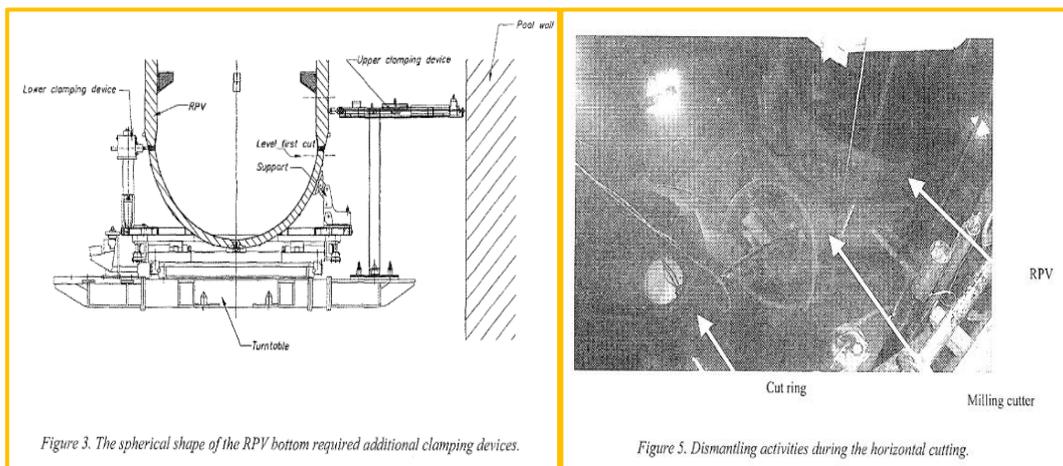


圖 3- 46 具與部分 RPV 切割示意圖

#### 4.7.2. RVI 拆除策略和技術選擇

- RVI 拆除過程共分為兩個階段。第一階段包括使用機械切割技術和其他方法去除隔熱層，第二階段採用更精細的水下機械切割和放電加工技術。
  - 隔熱層的去除：RVI 外部覆有隔熱層，以減少運行過程中熱量的流

失。這一層保溫材需在拆除前完全去除。首先使用機械切割技術，包括圓鋸和等離子弧切割，將隔熱層從 RVI 分離。

- **放電加工切割：**在機械切割後，使用放電加工切割技術進行更精確的切割，進一步分解和拆卸內部活化結構。

- **RVI 拆除中的挑戰：**

- **精密控制的要求：**由於內部結構複雜且輻射量較高，水下切割過程中需持續監控，以確保準確分段並減少二次污染風險。

- **遠程操作的難度：**由於需要避免輻射曝露，水下切割均由遙控系統完成，對於設備的穩定性與操作精度要求極高。

- **混濁的水池環境：**切割過程中水池可視度問題頻繁，使用了額外的過濾系統來維持水質，以確保遙控操作的精確性

#### 4.7.3. 放射性廢料的管理

I. **廢料分類與管理：**BR-3 反應器和內部組件的拆除產生了大量放射性廢料，依劑量率分為高、中、低輻射廢料。[28]

- **高放射性廢料：**主要來自 RPV 及 RVI 的核心部位，共約 3.6 立方公尺。

- **中放射性廢料：**包括部分支撐結構和隔熱層材料，總計約 4.8 立方公尺。

- **低放射性廢料**：包括法蘭和底環等部件，總體積為 6.8 立方公尺。

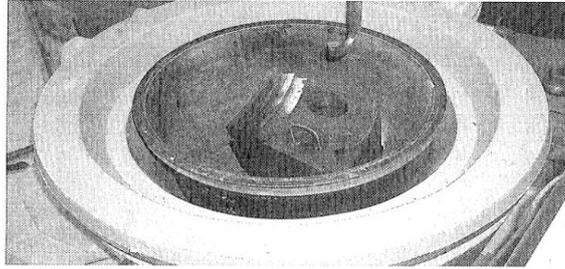


Figure 6. One piece of the RPV flange put into a 400 l drum for disposal as low level waste.

圖 3-47 法蘭放置於特殊包裝容器中

**II. 水下處理與運輸**：由於高、中輻射廢料需在水下操作以降低輻射曝露，BR-3 採用了一套水下廢料搬運系統。廢料透過兩層架構（上層和下層）的容器進行存放和運輸，每層均可被螺栓固定，以適配標準的 400 升（L）廢料桶。在經驗基礎上對搬運結構進行改良，四個螺栓的固定設計使得系統更加穩定，具備以下優勢：

- 減輕搬運設備的重量；
- 使用單一提升裝置即可完成搬運工作，降低了操作複雜性；
- 改良後的設計使水下搬運更為便捷，有效縮短了搬運時間並降低了人員累積輻射劑量。

### III. 廢料運輸與最終處置

所有廢料在水下完成分段、去污和分類後，分批運送至比利時的輻射廢料處理與存儲設施。高放射性廢料（含高活性切削屑）經由 9 次運輸完成，

總量約為 3.6 立方公尺，運輸頻率為每兩天一次。中放射性廢料則佔約 4.8 立方公尺，低放射性廢料的體積為 6.8 立方公尺。

#### IV. 再利用與除污

在除污計劃中，BR-3 採用不同的除污技術，以期最大限度地減少最終輻射廢料的產生量，並優化廢料的再利用途徑。具體技術包括：

- **手動清洗與超音波浴槽清洗**：對輻射污染輕微的表面進行清潔，用於去除金屬外表面污染；
- **濕式磨砂去污**：對於受腐蝕或塗有防護層的簡單幾何形狀部件（例如結構件和橫樑）進行磨砂處理，去除污染層；
- **MEDOC 銠化學除污法**：針對高輻射的不鏽鋼部件（例如初級管線和儲罐），利用 MEDOC 系統中的銠化學除污法處理，處理容量達 0.5 至 1 噸金屬/天。

#### 4.8 Rancho Seco 核電廠爐體切割策略 (PWR, 913 MWe)

Rancho Seco 核電廠 RPV 切割採用研磨水噴射切割作業，由位於科羅拉多州洛夫蘭的 S.A. Robotics 公司被選中負責設計和製造機器人控制的水刀切割設備，可遠程操作確保 ALARA、經濟效益高、切割效率快，整個過程皆在水下進行。[29]

#### 4.8.1. 切割前規劃部署與測試

WMG 公司於切割前 Rancho Seco 運作實際、特性資料及過往之實際切割經驗數據計算 RPV 及內部組件之輻射特性調查，建立常態活化分析 (normalized activation analysis) 數據，RPV 不銹鋼護套輻射特性調查結果(表 3-3 )，並將其運用於後續 RPV 切割 ALARA 輻射防範、廢棄物管理作業。  
[26]

表 3- 3 RPV 輻射特性調查結果 (a)Reactor Vessel Wall (b)Reactor Vessel Cladding (Scaling Factor 數值於原文有誤，由上而下應為 7.02E-04；1.9 E-01；1.00 +0；4.33E-03；5.34E-01；7.79E-06；1.50E-06)

(a) Reactor Vessel Wall Characterization Results

Component: Reactor Vessel Wall			
Component Weight (lb) <sup>3</sup>		6.68E+5	
Total Activity Curies		3.38E+01	
Cobalt Activity Curies		1.04E+01	
Part 61 Table A/B Fraction		<0.01	
Part 61 Table 2 A Fraction		<0.01	
Nuclide	Curies/g	Estimated Curies	Scaling Factor
C 14	3.48E-11	1.05E-02	1.01E-03
Fe 55	6.80E-08	2.06E+01	1.97E+00
Co-60	3.45E-08	1.04E+01	1.00E+00
Ni 59	6.87E-11	2.08E-02	1.99E-03
Ni 63	9.00E-09	2.72E+00	2.61E-05
Nb 94	8.18E-13	2.48E-04	2.37E-05
Tc 99	2.08E-12	6.30E-04	6.03E-05
<b>Totals</b>	<b>1.12E-07</b>	<b>3.38E+01</b>	

(b) Reactor Vessel Wall Characterization Results

Component: Vessel Cladding			
Component Weight (pound <sup>4</sup> )		1.10+04	
Total Activity Curies		1.57+01	
Cobalt Activity Curies		9.09E+00	
Part 61 Table A/B Fraction		0.01	
Part 61 Table 2 A Fraction		0.25	
Nuclide	Curies/g	Estimated Curies	Scaling Factor
C 14	1.27E-09	6.34E-03	1.01E-03
Fe 55	3.53E-07	1.77E+00	1.97E+00
Co-60	1.81E-06	9.09E+00	1.00E+00
Ni 59	7.84E-09	3.93E-02	1.99E-03
Ni 63	9.66E-07	4.84E+00	2.61E-05
Nb 94	1.41E-11	7.08E-05	2.37E-05
Tc 99	2.71E-12	1.36E-05	6.03E-05
<b>Totals</b>	<b>3.14E-06</b>	<b>1.57E+01</b>	

選擇切割的標準主要分成:ALARA、放射性污染的控制、切割速度和進度安排、處理二次廢棄物的便利性、能夠穿透壓力容器,便於吊裝和處理、成本效益。在初步規劃切割設備階段,需架設研磨水噴射環狀切割系統於圍阻體,控制研磨水噴射噴嘴及磨料供應系統,並加設磨料收集系統。實際切割前會先進行功能驗證及不同厚度切割測試,將切割頭定位於靠近容器壁,進行切割。切割選用的系統由安裝在 RPV 中心桅杆上的六自由度機械臂 (Manipulator) 組成,機械臂配備石榴砂與水混合的高壓水刀切割頭。[29,30]

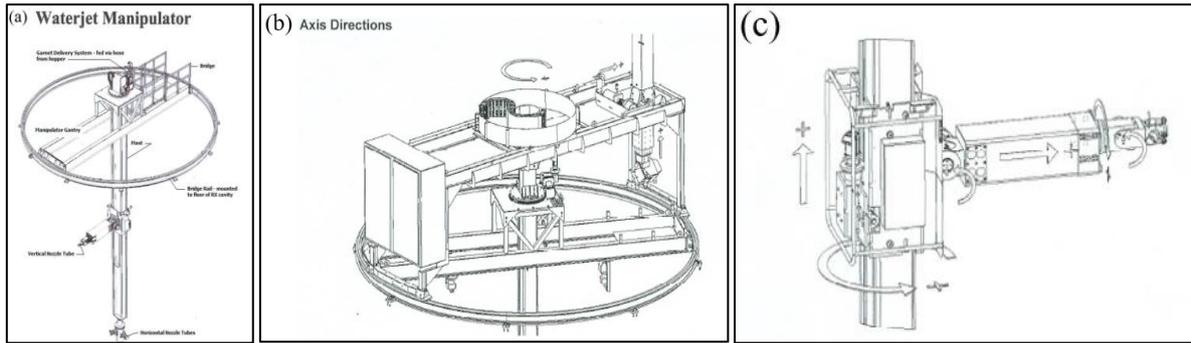


圖 3- 48 RPV 切割設備示意圖 (a)研磨水噴射切割機械臂 (b)(c)機械臂軸旋轉示意圖

#### 4.8.2. 分段切割策略及程序

因 RPV 頂蓋輻射劑量率相當低，先切割成 5 塊進行移除，再將 RPV 切割成 21 個區塊（見表 3-4 和圖 3-49 所示），主要切割順序為由上而下進行依序為三個法蘭、六個熱端/冷端噴嘴、兩個核心冷卻噴嘴、六個中帶區塊、三個半球形下半球形頂蓋區塊以及一個底蓋區塊。[29]

表 3- 4 RPV 各區段物理數據(1 pound(lb) = 0.454 Kilogram(kg)/1 ft<sup>3</sup> = 2.83E (-2) m<sup>3</sup>)

Section	Number of Segmented Pieces	Section Weight (lbs) <sup>a</sup>	Density Volume (@ 500 lbs/ft <sup>3</sup> ) <sup>a</sup>	Total Weight (lbs) As Shipped
Flange	3	25000 lbs	50 ft <sup>3</sup>	75000 lbs
Cold Leg Nozzle	4	33400 lbs	66.8 ft <sup>3</sup>	133600 lbs
Hot Leg Nozzle	2	33400 lbs	66.8 ft <sup>3</sup>	66800 lbs
Core Flood Nozzles	2	13500 lbs	27 ft <sup>3</sup>	27000 lbs
Beltline	6	34500 lbs	69 ft <sup>3</sup>	207000 lbs
Hemi Head Lower Bowl	3	35000 lbs	70 ft <sup>3</sup>	105000 lbs
Hemi Head Center Bowl	1	10000 lbs	20 ft <sup>3</sup>	10000 lbs
Totals	21			624400 lbs

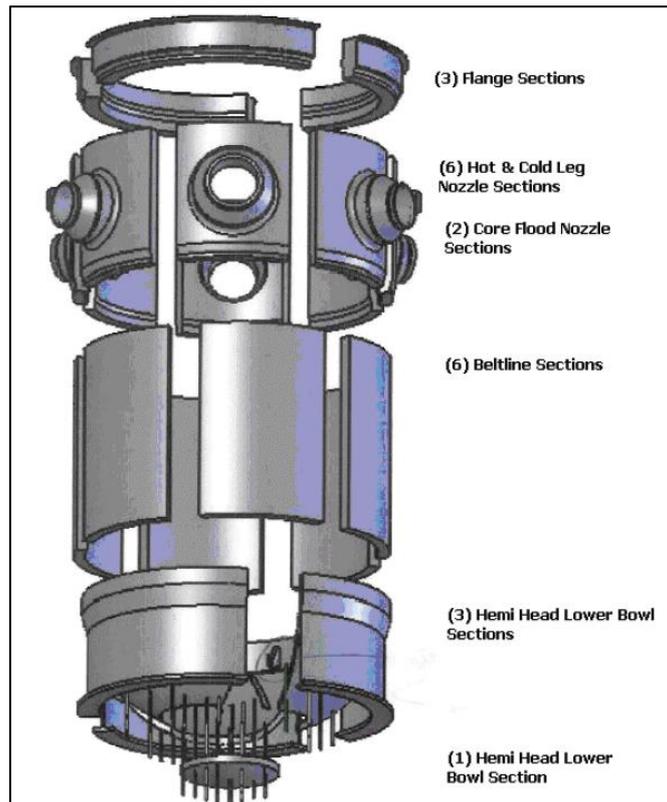


圖 3- 49 RPV 分割計劃示意圖

### I. 法蘭 (圖 3-50 (a))

法蘭部分透過安裝在螺栓孔內的螺柱進行提升，切割成 3 等分弧形。最高接觸劑量率 250 mrem/hr，內外劑量率分別為 45 mrem/hr 與約 10 mrem/hr。

### II. 冷熱端噴嘴(圖 3-50 (b))

提升臂被用於所有噴嘴部分。並將其切割下六塊為 60°弧形。靠近底部內徑有最高接觸劑量率 250 mrem/hr，內外劑量率分別約為 100 mrem/hr 與 25 mrem/hr。

### III. 核心注水噴嘴 (圖 3-50 (c))

同樣使用提升臂將其切割下 2 塊，最高接觸劑量率 300 mrem/hr，內外表面劑量率約 110 mrem/hr 與 10 mrem/hr。

### IV. 環狀區 (圖 3-50 (d))

在頂部切出凹口後，使用鉤環移除，切割成 6 等分  $60^\circ$  弧形，最高接觸劑量率 2,500 mrem/hr，內外劑量率分別約為 1,500 mrem/hr 與 40 mrem/hr，為劑量率較高區域。

### V. 下半球形頂蓋周圍 (圖 3-50 (e))

切割三等分  $120^\circ$ ，靠近底部內徑有最高接觸劑量率 500 mrem/hr，內外劑量率分別約為 120 mrem/hr 與 15 mrem/hr。

### VI. 下半球形頂蓋中心 (圖 3-50 (e))

切割下 2 塊，最高接觸劑量率 300 mrem/hr，內外表面劑量率約 110 mrem/hr 與 10 mrem/hr，半球形頂部的「J 型鉤」處，此處是下部內組件置放的地方。

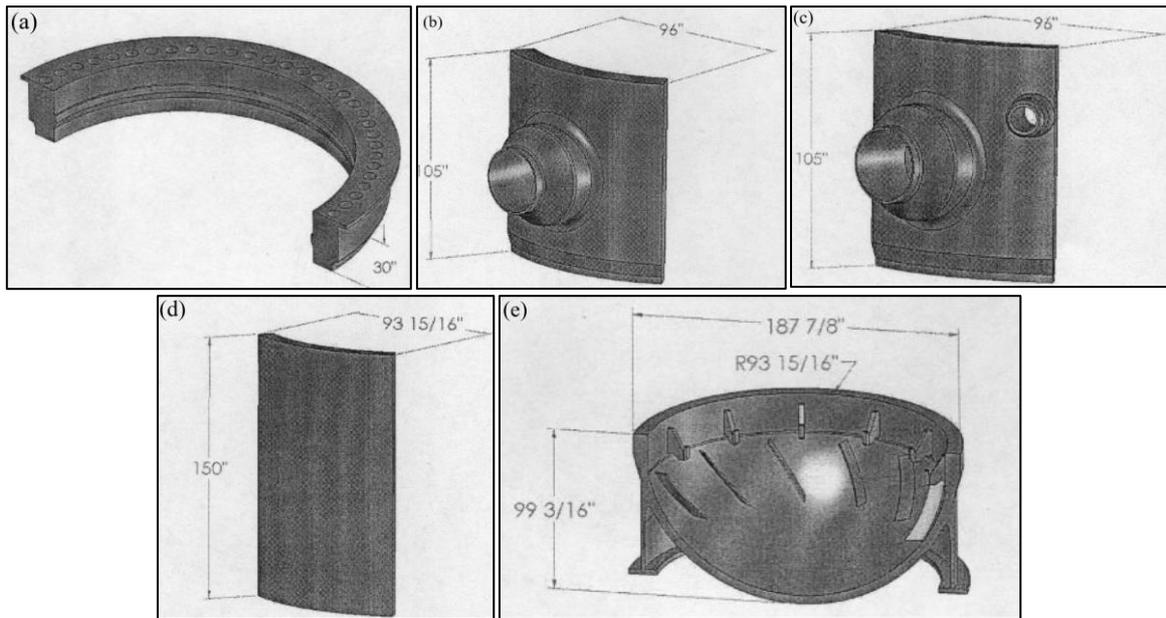


圖 3- 50 各區塊切割尺寸 (a)法蘭 (b)冷熱端噴嘴 (c)核心注水噴嘴 (d)環狀區 (e)下半球形頂蓋區域 (1"(inch) = 2.54 cm, 1' (foot) = 0.3 m)

除環狀區部分外，每個部分均塗上改良的丙烯酸聚合物屏障系統 (PBS) 塗料，固定鬆散的表面污染物，以便後續處理。切割後所有部分均已驗證為 A 類廢物，符合 LSA II 的要求，並且後續包裝中含有的放射性核種少於 A2 數量。[29]

#### 4.8.3. 切割後 RPV 區塊及廢棄物處理

實際切割後碎屑顆粒遠小於測試值，需使用 Polyelectrolyte(聚酯)加速沉澱。廢水經過濾器及 Cs-137 高選擇性除礦處理，整體處理程序如圖 3-51(a)。廢棄物箱運送到 IOSB 廠房，並充分乾燥。RPV 環狀部位具高輻射劑量率，使用符合標準的金屬箱裝載，內部灌注混凝土，確保接觸劑量率低於 200 mrem/hr，兩米處低於 10 mrem/hr，確保運輸和處置安全。將

RPV 切割至廢棄物處理總時長為 9 個月。[29]

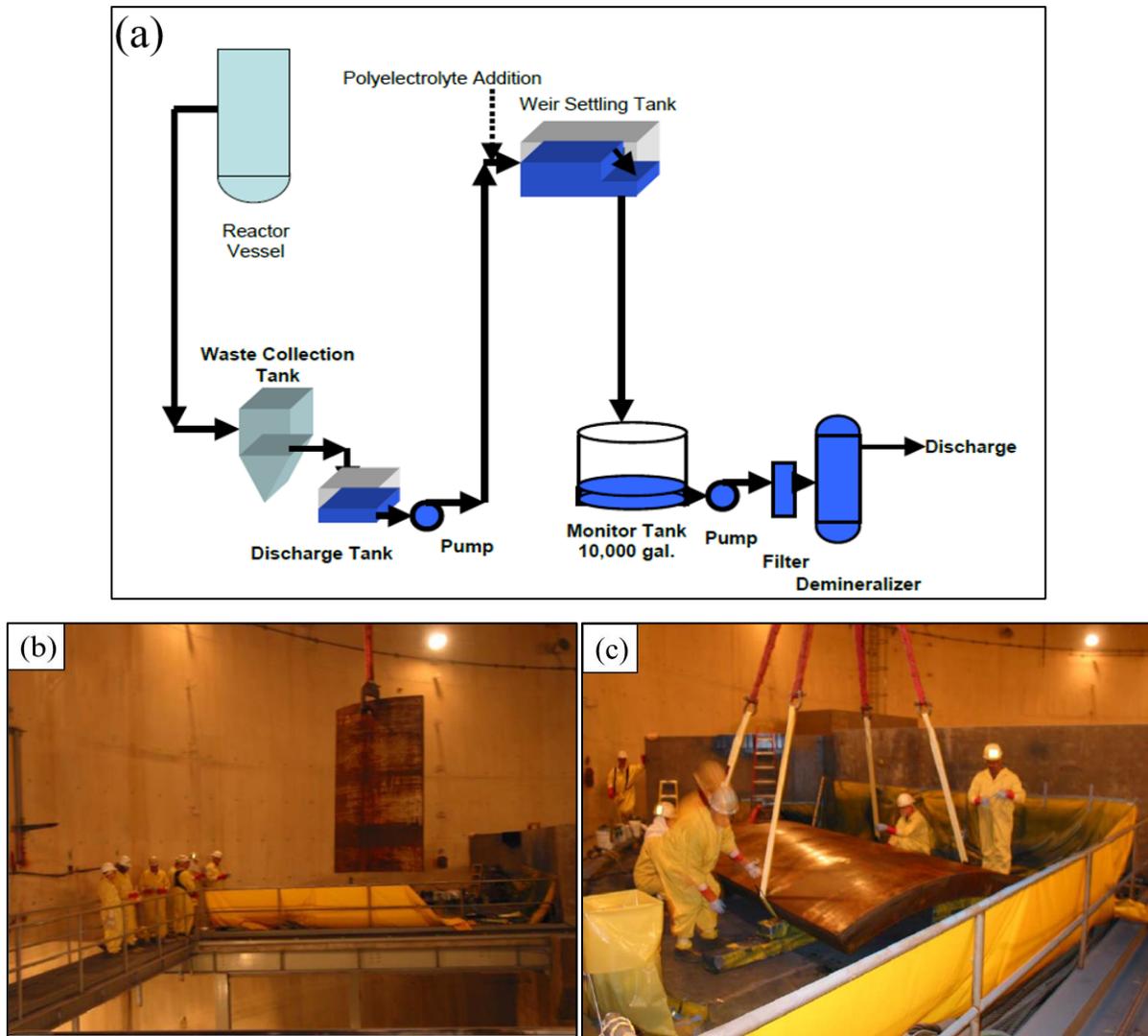


圖 3-51 (a)廢棄石榴去除系統 (b) 上端水刀鑿穿孔垂直吊運 (c) 翻轉將不銹鋼被覆側朝下(因其劑量率較高)，水平放置在枕木上進行運輸。

#### 4.9. Oskarshamn 核電廠 1 號機、2 號機切割策略 (BWR, 1450 MWe)

Oskarshamn 核電廠 RPV 切割交由西屋公司進行，切割工具與在 Zorita 使用相似，採用鋸切割方式進行，其中切割工具包括帶鋸、盤鋸、液壓剪，整個 RPV 切割程序皆在水下進行。[31]

#### 4.9.1 切割前規劃部署與測試

切割事前準備包括環境影響評估、輻射劑量特徵化以及電廠系統適應。由於RPV內部組件的複雜性及其放射性，在分段過程中使用多種切割方式，其中RPV選用機械式切割進行。切割前會先進行人員及設備的進出路徑檢查、建造合適的廢物管理設施，並且設立監測設施，確保ALARA及環境安全性。[31]

在進行RPV內部組件分段工作之前，使用不銹鋼板覆蓋內部部件池的地板，固定設備和材料在池底、安裝遠程切割設備工具存放架、固定位置攝影機和照明系統、除污設備（真空設備、水洗和機械方法），確保反應器內部組件分段過程的安全性和效率，並減少輻射暴露風險。[31]

#### 4.9.2 分段切割策略及程序

Oskarshamn 的 RPV 使用常見 BWR 內部組件的機械切割方式，圖 3-52 展示 Oskarshamn RPV 內部組件的整體布局，切割順序依序為蒸汽乾燥器、爐心側板和蒸汽分離器、供水噴霧組件、爐心網格和圓筒狀爐心側板，詳細如下:[32]

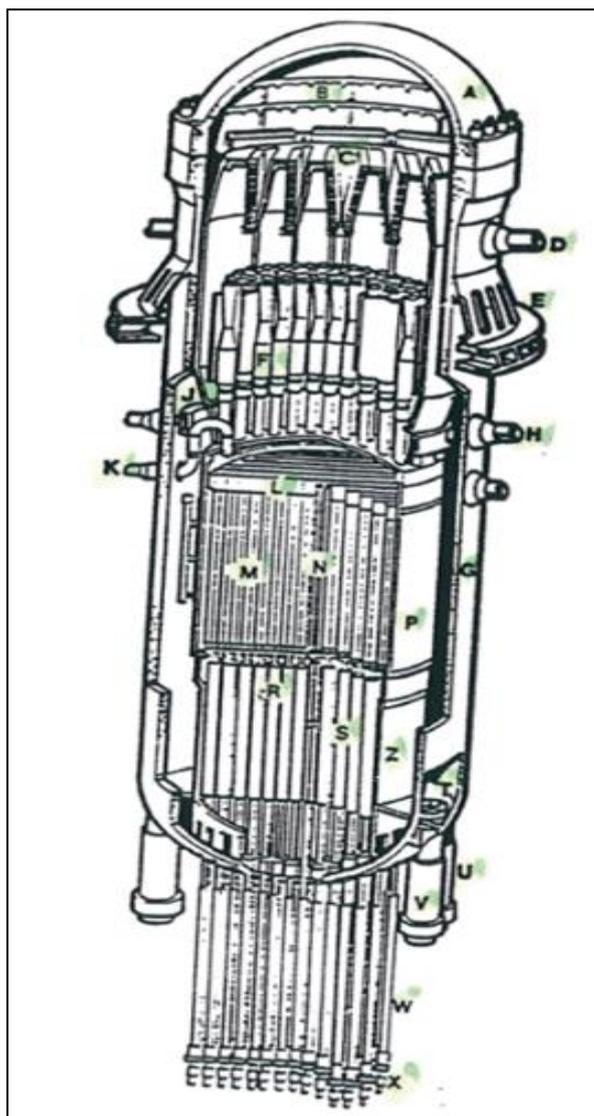


圖 3- 52 RPV 整體示意圖 [31]

### I. 拆除蒸汽乾燥器:

如圖 3-53(a)所示，先拆至內部零件池，以不同圓盤鋸進行切割，將上下部分、隔板與外殼一併分離。外環支撐蒸汽乾燥器的支架透過液壓剪進行切割。

### II. 拆除核心側板蓋和蒸汽分離器:

核心側板蓋及蒸汽分離器示意圖如圖 3-53 (b)、(c)、圖 3-53 (d)所示，

蒸氣分離器的進口管將使用管切割器從核心側板蓋上切除。管切割器被插入管內，從內部向外在核心側板蓋球面上方的特定高度進行切割。核心側板蓋管由 AISI 304 材料製成，使用帶鋸和圓盤鋸切割成小塊，再將核心側板蓋覆蓋層將從核心側板蓋上分離，最後使用帶鋸、圓盤鋸和剪切機切割核心側板蓋的法蘭。

### **III. 拆除爐心格架:**

爐心格架(圖 3-53 (e))的部件為高度活化區，必須裝入厚度為 150 毫米的 BFA(Bergrum för Avfall)儲存槽中。使用剪切機和帶鋸進行切割，然後用帶鋸將格架環切割成小塊。

### **IV. 移除圓筒狀爐心側板:**

爐心側板如圖 3-53 (f)、(g)所示，先使用金屬解體加工在外殼上打孔以便吊裝，從支撐內部靠近環型焊接處上方進行全周切割，將支撐從反應爐吊入池中，進行分割成更小的部件，再將內壁環切割並吊起，再進一步切割。

### **V. 拆除供水噴霧組件:**

如圖 3-53(h)，會將其切割三段。

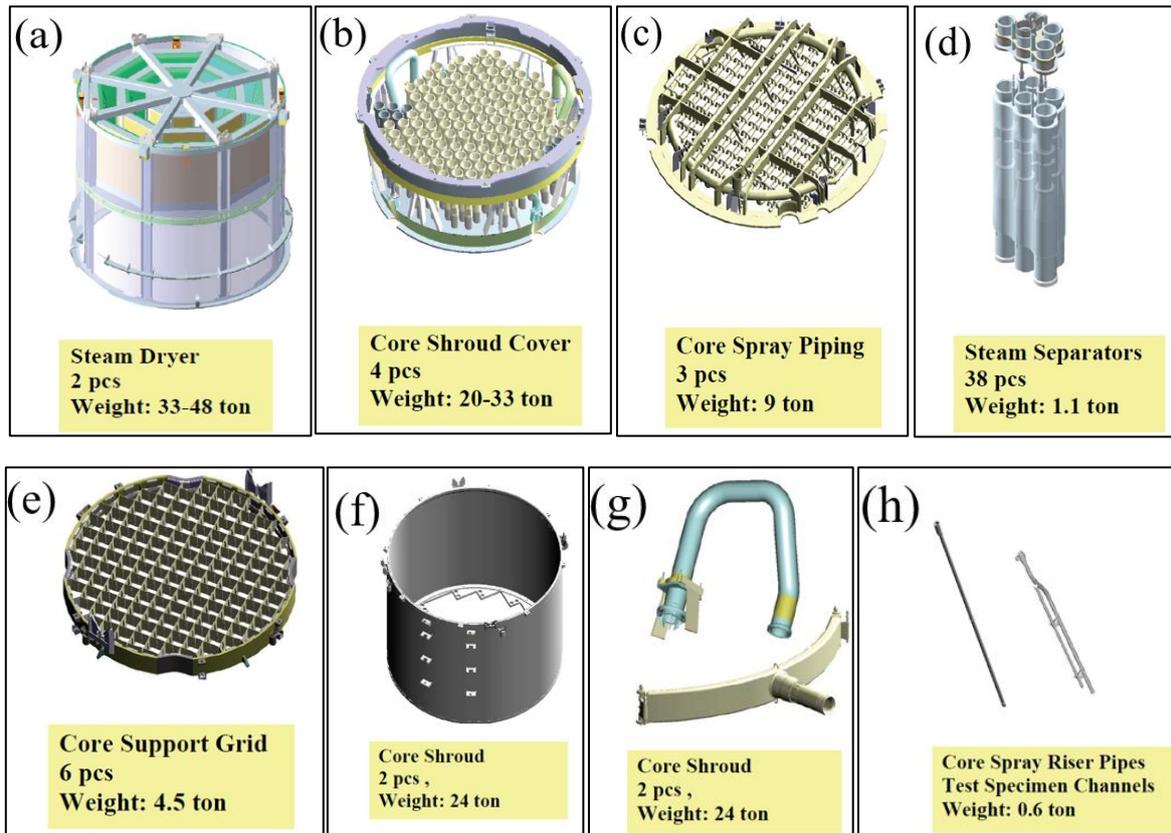


圖 3- 53 分段的 RPV 內部構件 (a)蒸汽乾燥器 (b)核心護罩頂蓋 (c)核心噴灑管線(d)蒸氣分離器 (e)爐心網格 (f)爐心側板 (g)爐心側板 (h)供水噴灑組件

移除完 RPV 內部組件後，會進行 RPV 的移除。先使用液壓剪切割所有 RPV 穿透線，並對於穿透口焊接端蓋，提供水密封。再移除絕緣層並裝上緊固裝置，結束後再從切割環形支撐環。接著將 RPV 抬升約 8 公尺，並在內部安裝外部輻射防護裝置，將容器吊出建築物，放到運輸設備上，最後 RPV 在沒有內部零件的情況下作為一個整體單元被移除。[31]



圖 3- 54 RPV 在運輸過程中的展示，配備輻射防護罩和減震器。

### 4.9.3 廢物處理程序

拆除過程中的金屬、混凝土、砂和離子交換樹脂等廢物分為不同的廢物類別，基於廢物的特定活度，分別使用不同厚度及尺寸 BFA 罐進行運輸及儲存，見表 3-5。[31]

表 3- 5 放射性活度清單

Activity Category Bq/kg		O1	O2	O3
$> 10^6$	Weight, tonne	106	386	265
	Total activity, Bq	1.3E+11	1.4E+11	1.2E+11
$10^4-10^6$	Weight, tonne			
	Total activity, Bq			
$500-10^4$	Weight, tonne	318	1,159	2,916
	Total activity, Bq			
$< 500$	Weight, tonne			
	Total activity, Bq			
Total	Weight, tonne	424	1,545	3,182
	Total activity, Bq	1.3E+11	1.4E+11	1.2E+11

#### 4.10. José Cabrera Plant 除役策略 (PWR, 160 MWe)

José Cabrera 核電廠是一座位於西班牙的壓水式反應爐，發電量為 160 MWe，於 1968 年至 2006 年間運行。其除役計劃包括 RVI 的切割與廢棄物包裝，反應器內部組件選擇機械切割，即採用水下機械切割技術進行，並成功完成輻射廢棄物的分類與安全處理。[33]

##### 4.10.1. 切割前規劃部署與測試

- I. 事前準備：詳細考慮壓力容器的輻射強度、現場工作的複雜度、所有程序與先進工具的設計都經過測試與確認。
- II. 切割前準備：切割反應器腔體與用過燃料池之間的牆壁(提供連接至更深的池並提供更好的水屏蔽，內部組件在水下移動以利切割工作在用過燃料池進行)、確保池子的完整性、內部組件的特性、回收燃料格架、安裝新的工作橋、清潔池底與水、採用鑽石索鋸切割主迴路噴嘴、將反應器容器移至用過燃料池。[33]

##### 4.10.2. 分段切割策略與程序

切割作業均在水下進行，利用水的屏蔽效果來降低輻射影響，保護工作人員並限制放射性粉塵的擴散。根據不同部件的輻射強度及材料特性，採用多樣化的切割策略，例如對高輻照的內部組件採用精確且減少碎屑產

生的機械切割工具，對低輻射的部件則採取較快速的切割方式。整體規劃中，優先考量切割後的廢棄物分類與包裝需求，確保切割過程中能有效管理輻射污染並達到最優化的處理效果。此外，切割策略需結合輻射分析、模擬測試與現場條件，以確保在複雜環境中工作的順利進行，同時符合環境安全與國際核能廢棄物處理標準。以下為反應器內部組件切割策略[33]：

## I. 上部內部組件

將上半部的內部組件移至用過燃料池的轉台上，轉台的功用在於可以方便在擁擠的用過燃料池中進行切割，在轉台上可以用不同的圓盤切割工具與剪切工具進行切割，再將切割好的物件放置於專用的籃子裡。



圖 3-55 在上部內部部件上切割護罩管

## II. 上爐心筒

採用中心柱上的帶鋸切割。切割策略為先進行多次垂直切割，在每次切割結束時鑽一個孔，將刀片旋轉 90° 進行 360° 的水平切割，之後將切割物件依序移走。



圖 3-56 切割上爐心筒

### III. 熱屏蔽

採用專門設計的圓盤切割工具切割 20 噸重的熱屏蔽，切為八大塊，僅留下半部一個小環。

### IV. 下半部內部組件

高輻照阻板與模型板依照上爐心筒切割策略進行。下半部內部組件下方使用帶鋸對大型結構進行初步切割並使用多種圓盤切割工具進行細化切割，確保所有部件能滿足廢棄物分類與包裝要求。

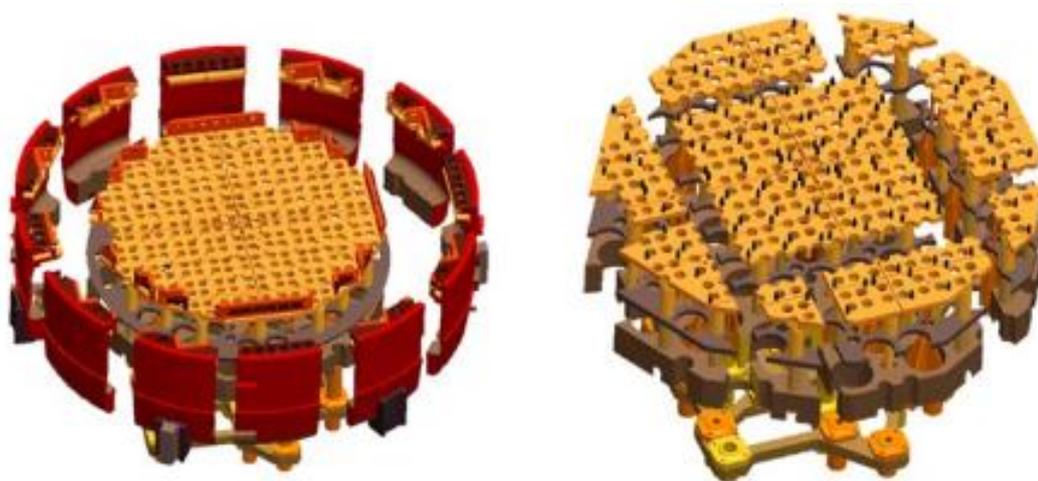


圖 3-57 切割下半部內部組件

### 4.10.3. 廢棄物處理程序

#### I. 分類與包裝

根據輻射強度，將切割後的廢棄物分為 LILW 和 HLW。LILW：在切割過程中即時包裝並運出用過燃料池，以減少廢棄物堆積和輻射影響。HLW：暫存於池內特製容器中，待所有切割工作完成後統一轉入多用途容器（MPC），並移出池子進行後續處理。在水下對切割件進行伽馬特性分析，進一步驗證包裝計劃的合理性與輻射安全性，確保廢棄物的分類與處置準確無誤。[33]

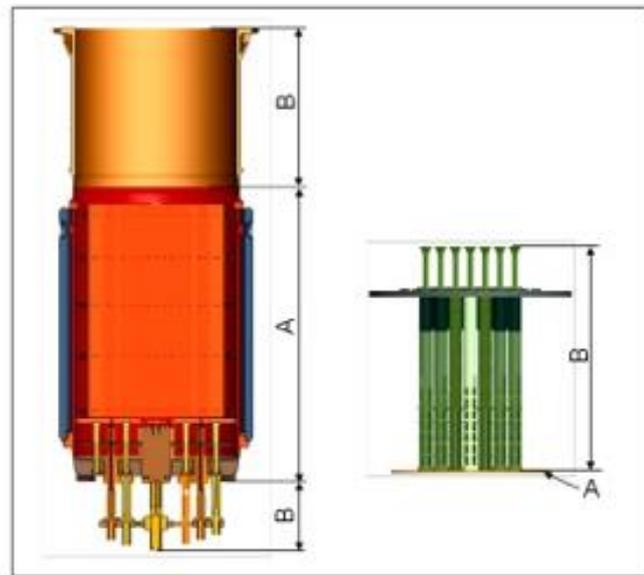


圖 3- 58 具有廢棄物類別的上部和下部內部構件（A=非-LILW 和 B=LILW）

## II. 工具與場地清理

切割過程中，對所有使用的工具進行即時清理，利用高壓水沖洗設備清除附著污染物，必要時採用去污液擦拭工具，確保工具的安全性與功能完整性。對切割過程產生的碎屑，使用鏟子類工具進行初步收集，並輔以水下抽吸裝置進行全面回收，確保工作區域的整潔。所有碎屑與廢棄物均裝入專用容器，並根據輻射水平進行適當分類與處理。最終徹底清潔用過燃料池，恢復水質清澈，並將非專屬工具運回儲存設施以供未來使用。[33]

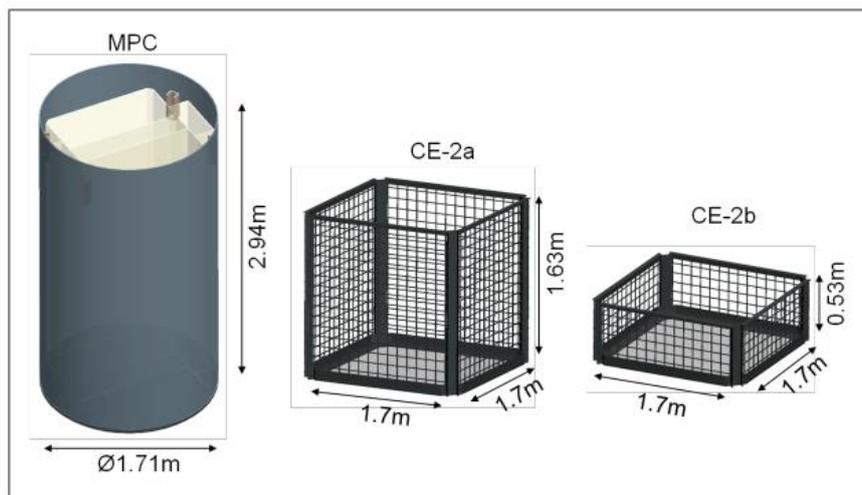


圖 3- 59 廢棄物容器

### 4.11. Barsebäck 核電廠除役策略 (BWR, 615 MWe)

Barsebäck 核電廠位於瑞典，包含兩座採用沸水反應器設計的機組，每座機組發電量為 615 MWe。Barsebäck 1 於 1999 年關閉，Barsebäck 2 則於 2005 年停運。本次切割拆解作業由 Westinghouse 承包，針對兩座機組進行

RVI 水下拆解與分段切割，這是瑞典首次進行的商業核電廠除役工程，為未來核電廠除役積累寶貴經驗。[34]

#### 4.11.1. 切割前規劃部署與測試

內部組件儲存池兩側保留了原有的工作橋與燃料更換設備平台，改造後能夠平行處理不同內部組件的切割工作。其中，燃料更換設備被改裝為獨立工作平台，並為工作橋平台配置水下攝影系統以監測與控制切割操作、切割工具操作與處理系統、水下照明系統，以及氣動與電力連接，支援工具的靈活運作。

在擁擠的儲存池中安裝了轉盤，便於切割作業的靈活操作。此外，在內部儲存池與反應器水池間加裝異物屏障，防止切割產生的切屑與刨花轉移，確保作業環境清潔。反應器內部的控制棒導管被拆卸並移至架子存放，為進一步的切割作業騰出空間。

反應器大廳設置了封閉式服務站，專門用於工具的維護、維修及除污。切割作業中，使用高架起重機將每個內部組件移至轉盤上進行處理。切割工具設計靈活且操作簡便，可根據現場需求進行調整與修改。工作人員借助水下攝影系統輔助，能清晰監控並指導切割物件的移動與操作，提升整體工作的安全性與效率。[34]

#### 4.11.2. 分段切割策略與程序

切割工具包括液壓剪、帶鋸、圓盤鋸。採用機械切割技術，產生的切屑與刨花透過簡單的收集系統移除，降低輻射影響。因高輻射率、ALARA、人員安全，因此切割工具採用遠端遙控進行。此項工作確認切割設備可靠且具靈活性。[34]

- 分段切割程序

- I. 蒸氣乾燥器

利用 18 種不同配置的圓盤鋸切割蒸汽乾燥器，針對其複雜的幾何形狀進行多角度切割。切割後，部分大型葉片組被移至水池底部的專用切割平台進行進一步處理。

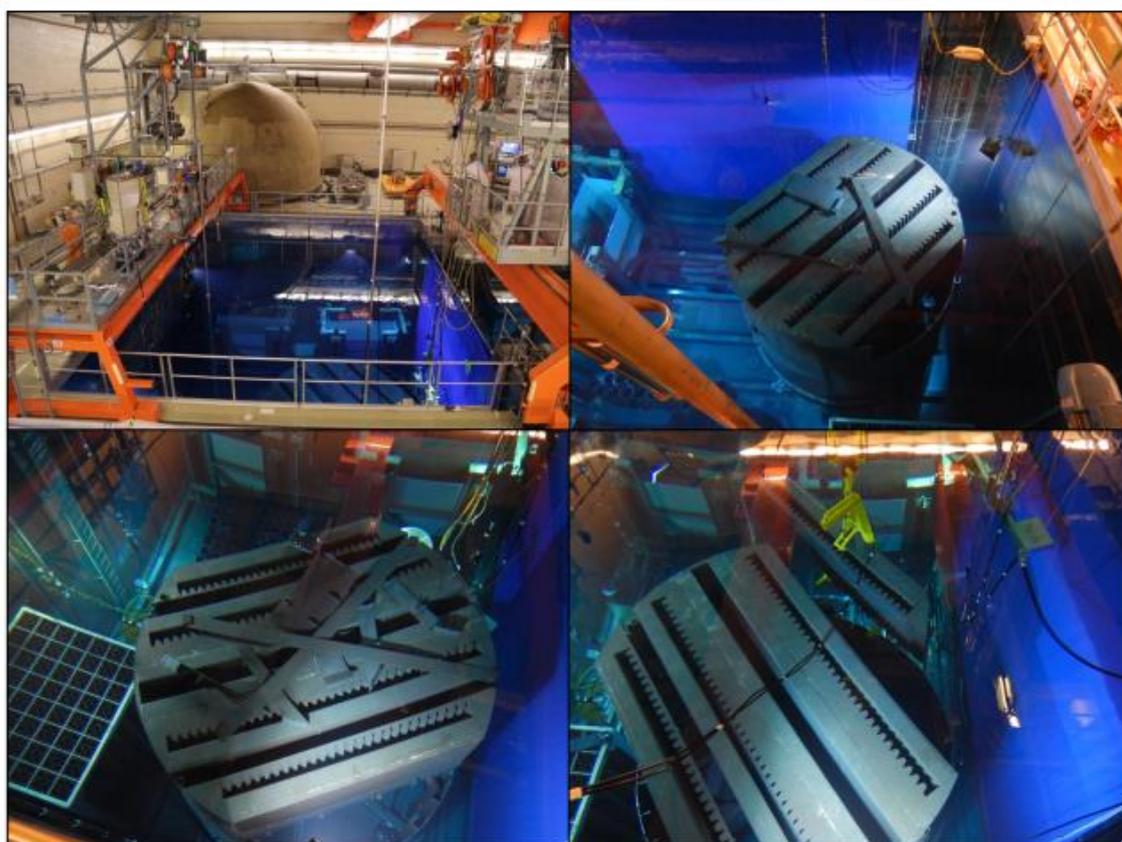


圖 3- 60 蒸汽乾燥機切割現場

## II. 控制棒導管

使用圓盤鋸將導管分成五段，再利用衝床（Punching Machine）沿縱向切割以減少廢棄物體積，提高包裝效率。

## III. 爐心側板蓋與蒸氣分離器

移除蒸汽分離器與相關噴嘴管後，將爐心側板蓋置於轉盤上進行切割。使用帶鋸與液壓剪分段處理，並針對爐心噴灑系統進行特別設計的剪切作業。

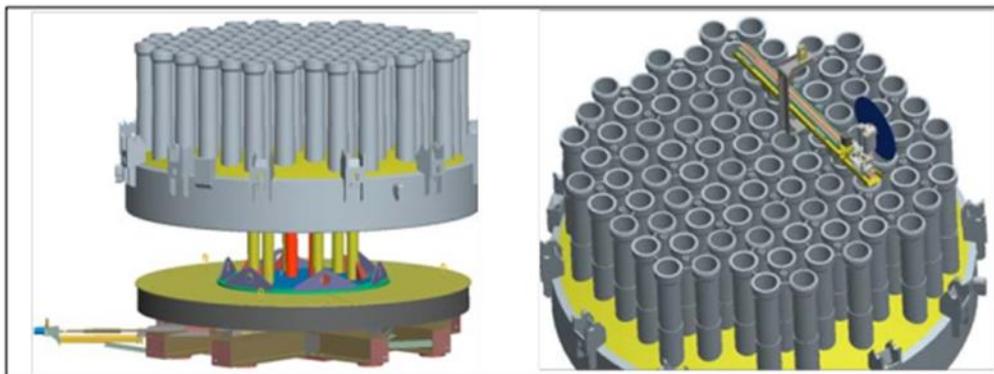


圖 3- 61 切割爐心側板蓋

## IV. 爐心格架

利用轉盤固定部件，使用圓盤鋸與剪切工具進行逐層分割。

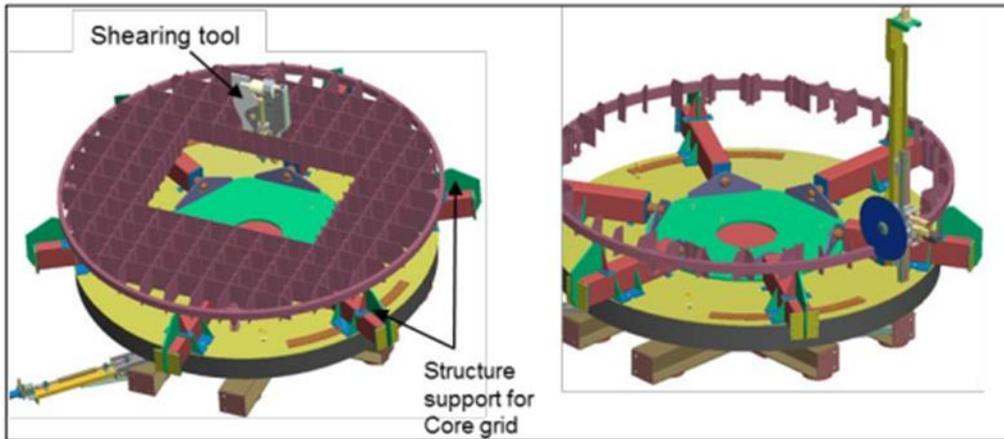


圖 3- 62 切割爐心格架

## V. 爐心側板

作為最大且最複雜的內部組件，爐心側板的切割需結合多種圓盤鋸配置，逐步完成分段切割。

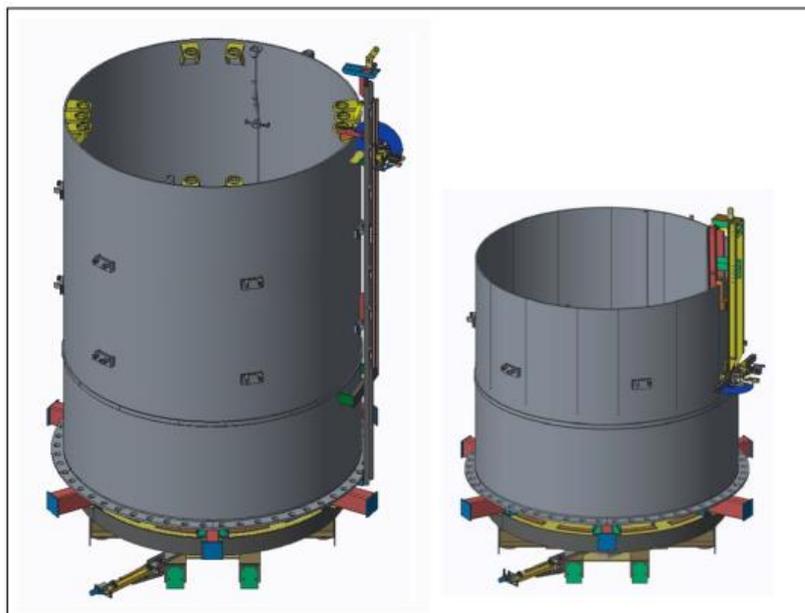


圖 3- 63 切割爐心側板

## VI. 次要組件

包括飼水分配器 (Feed Water Sparger)、燃料通道 (Fuel Channel)、測試樣本通道 (Test Specimen Channel)、中子偵檢器導管 (Neutron Detector Guide Tube) 等，均使用適當尺寸的圓盤鋸或帶鋸進行分割。

### ● 切割操作與輔助設施

每個內部組件由高架起重機移至轉盤上，轉盤可靈活旋轉以適應擁擠的切割空間。水下攝影系統輔助切割操作，為工作橋上的工作人員提供清晰視野，便於監控與指導。現場設置封閉式服務站，對切割工具進行即時維修、保養與除污，確保工具的穩定性與高效運行。[34]

#### 4.11.3. 廢棄物處理程序

在 Barsebäck 核電廠的廢棄物包裝與運輸中，切割後的組件根據輻射水平選擇合適壁厚的容器（容積為 5.4 至 7.5 立方米），先存放於水池中的容器中，裝滿後使用帶屏蔽的濕罩系統運送至反應器大廳的廢棄物容器，最終移至臨時儲存場所。切割過程產生的 95% 切屑使用特殊鏟子清除，其餘 5% 則以水下抽吸裝置處理，並對工具與設備進行高壓水和除污液清潔後轉運至其他站點。透過 3D 建模優化切割與包裝計畫，將廢棄物容器數量從原先的 40 個減少至 32 個，成功節省成本並提高效率。最終完成 2,176 件切割，總計切割長度達 1,500 米，充分展示了高效且安全的作業能力。[34]



圖 3- 64 切割內部件的包裝

#### (五)、研究成果與管制建議

RPV 及其內部組件的切割是核電廠除役過程中的一個極為關鍵且具有挑戰性的任務。參考核安會 112 年機械切割技術應用於核電廠除役作業之委託研究成果，鋸切割、研磨水噴射切割等冷切割技術是目前較為有效的選擇，它們能夠有效地處理高硬度材料並避免過多的熱應力。但是各個反應器在原先建造時就有著不同的設計，因此需要依據反應器特性制定個別的計畫，特別是 RPV 及其內部組件通常包含高放射性核種，不僅在結構上複雜，且多由高硬度、耐高溫的材料製造而成。透過加強輻射防護措施、選擇適用的切割技術、並全程實施有效的管制措施並坐好後續的廢棄物管理，

才能確保 RPV 及其內部組件的拆除過程的安全性、效率及環境保護。

## 5.1 兩種切割方式優劣

### 鋸切割

- 優勢：對較大規模的金屬材料有一定的處理能力，並且適用於簡單幾何形狀的切割，切割速度較快，設置較為簡單且價格相對便宜，切屑的顆粒較大好收集，不易生成氣溶膠。
- 缺點：由於 RPV 及內部組件的高硬度和複雜結構，鋸切割在精度和工作效率上可能會受到限制。此外，鋸切過程可能會產生過多的熱量，影響材料結構。

### 研磨水噴射切割

- 優勢：這種冷切割技術避免了對材料產生熱影響，適合高硬度金屬的切割。技術對於不規則形狀的切割具有很好的靈活性，即使在狹窄的位置也能夠達到高精度的切割，且不會造成氣體排放。
- 缺點：設備較為昂貴，且需要高效的水處理系統來處理大量的廢水和磨料。高頻率的維護和操作成本可能是其普及應用的障礙。

## 5.2 制定全面計畫

在正式開始拆除 RPV 及其內部組件之前，為了提高作業效率並確保安全，必須制定一個詳細的計畫。這個計畫應該包括根據電廠設計和運營資料製作 3D 模型，並進行模擬。模擬不僅要預測切割過程中的各種情況，還應涵蓋切割後部件和廢棄物的包裝與運輸過程，這樣可以更有效地減少工

作人員受到輻射的暴露。切割計劃的成功也依賴於過去的經驗，這些經驗強調了減少切割量和增加切割物件尺寸的重要性。這不僅能減少切割時產生的碎屑和副產物，還能確保切割後的部件仍能放入儲存容器內。此外，部分電廠還選擇使用比乾式貯存用過核燃料的容器更大的 GTCC 廢棄物容器，以進一步減少切割過程的頻繁操作。

### 5.3 廢棄物管理

在選擇切割方法之前，首先需評估容器搬運、廢棄物處置需求以及各種處置選項中容器的類型與尺寸。根據這些評估結果，決定最合適的切割技術，並根據所需的幾何形狀進行切割。確定分割組件的策略後，可以以最具成本效益的方式進行處置。這一策略可能會受到多種因素的影響，如廢棄物容器的選擇、處置費用、運輸需求等。所有從反應器內部切割出來的部件，特別是 GTCC 廢棄物，將根據其放射性強度進行分類，並採取專門的屏蔽包裝，隨後轉移至用過的核燃料池進行後續處理。

目前對於 GTCC 廢棄物的管理，通常透過池式儲存（如用過燃料池），這類設施不僅可以提供輻射屏蔽還能冷卻廢棄物，但隨著儲存空間的需求增大，勢必需要藉由乾式儲存技術將過多的廢棄物利用密封的鋼製容器加以儲存，因此對於國內核電廠的實務面可行性應該屬於過渡暫存的方法。

### 5.4 過濾系統與水下能見度

在 RPV 內部組件的切割過程中，水下能見度是面臨的主要挑戰之一。由於這些組件通常處於高劑量區域，因此切割作業通常需要在水下進行。這樣的操作不僅要求精確的技術和設備支持，還需要處理切割過程中產生的大量碎片和物質。為了維持良好的水下能見度，必須有效去除這些碎片，並且保持水質的清澈，從而確保操作過程的安全性和切割精度。其中，過

濾系統的設計和維護至關重要，它能確保切割過程中產生的放射性碎片被有效清除，防止這些碎片重新進入水池並影響水質。高完整性容器（High Integrity Container, HIC）和脫水過濾器的應用有助於進一步減少這些碎片的再入，並能有效將放射性物質隔離，避免污染擴散。

## 5.5 切割順序

為了確保切割作業的安全性與有效性，除了從活化程度較低的物件開始，還需要進行嚴格的輻射監控和防護措施。這不僅有助於減少交叉污染，還能避免高放射性物質對工人或環境的危害。在切割過程中產生的二次廢棄物，如切割碎屑、金屬屑和其他廢料，會被收集並進行專門的包裝和儲存。這些廢棄物需符合相應的處置規範，並被轉移到符合安全標準的處置設施中。

## 5.6 輻射防護

在切割與搬運過程中，為了保障工作人員的安全及防止輻射污染，需定期檢查工作人員和設備是否受到輻射污染，並持續監測水池中的放射性物質濃度。制定並實施有效的輻射防護計劃是必要的，並且需定期清潔工作區域，確保環境安全。此外，輻射監控系統將持續檢測水池中的放射性濃度，並確保水位維持在適當的高度，避免物件脫離水面造成輻射劑量釋放的風險。因此，必須採取充分的防護措施來確保不會發生這種情況。在切割過程中，如果物件掉落，可能會損壞反應器內襯或其他關鍵設備，這就需要依賴精確的作業流程及專業吊具設備來保證安全，並減少重物失控掉落帶來的風險。為了確保切割過程的安全性，將設計並測試適合反應器內部環境的遠程操作工具，如研磨水噴射切割工具。這些工具將由遠程控制操作，保證切割精度和安全性。此外，將搭配水下清理系統和二次隔離

措施，有效捕捉切割過程中的顆粒和金屬屑，確保水池中的放射性物質濃度保持在規範範圍內。

## 參考文獻

- [1]. Joseph Boucau, Per Segerud, Moisés Sanchez, *Best practices for preparing vessel internals segmentation projects*, Westinghouse Electric Company LLC., 2015
- [2]. R. Cummings, J. Davis, Usdoe, *Atomics Hot Cell Facility Decontamination & Decommissioning Project*, WM'99 Conference, Feb 28 - Mar 4, 1999
- [3]. Patrick Weaver, Glenn Henderson, Peter Erickson, David Garber, *Decommissioning of Hot Cell Facilities at The Battelle Columbus Laboratories*, WM'03 Conference, February 23-27, 2003, Tucson, AZ
- [4]. Sergei Lavrentev, *Handling Spent Nuclear Fuel in Preparation for Decommissioning Units of Leningrad NPP*, IAEA Headquarters Vienna, Austria, 11-13 June 2018.
- [5]. Paulo E. O. Lainetti, *CUTTING TECHNIQUES FOR FACILITIES DISMANTLING IN DECOMMISSIONING PROJECTS*, International Nuclear Atlantic Conference, INAC October 24-28, 2011
- [6]. J. Kleimann, ANT Applied New Technologies AG, Lübeck, Germany, *WATER ABRASIVE SUSPENSION (WAS) CUTTING UNDER WATER IN DECOMMISSIONING NUCLEAR POWER PLANTS*, American WJTA Conference and Expo, August 18-20, 2009
- [7]. Zion Unit 1 Reactor Pressure Vessel Sample Acquisition: Phase 2 and Phase 3 Status Report ORNL/Tm-2016/561
- [8]. Syatement of Work for the Acquisition of Zion Unit 2 Reactor Pressure Vessel Segments ORNL/Tm-2014/478
- [9]. Decommissioning of the Reactor Pressure Vessels by Remote Controlled Thermal Cutting Segmentation Facilities of the ZION Nuclear Power Plant at ZION, USA. WM2016 Conference, March 6-10, Phoenix, AZ, USA
- [10]. Reactor Vessel and Reactor Vessel Internals Segmentation at Zion Nuclear Power Station-13230 WM2013
- [11]. Progress in the Decommissioning of Zion Nuclear Generating Station ICEM2013-96321
- [12]. Choi, B., Hyun, D., Jeong, K., Kim, G., Lee, J., & Moon, J. (2013). Selection criteria on factors affecting dismantling process for Reactor Vessel of NPPs. In Korean Nuclear Society Spring Meeting. Gwangju, Korea.
- [13]. Bruhn, J. H. (2010). AREVA Experience in Dismantling of the Primary Circuit. In *BULATOM International Nuclear Forum on Nuclear Energy - challenges and prospects*. Varna, Bulgaria.

- [14].Pillokat, P., & Bruhn, J. H. (2011). Experience in Dismantling and Packaging of Pressure Vessel and Core Internals. In ASME 2010 13th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management (pp. 295-301). Tsukuba, Japan.
- [15].Bruhn, J. H. (2010). AREVA: Experience in Dismantling and Packing of Pressure Vessel and Core Internals. AREVA NP GmbH/ IBRZ-G. Presented at BULATOM International Nuclear Forum, Varna, Bulgaria.
- [16].San Onofre Nuclear Generating Station – Unit 1 Decommissioning Experience Report: Detailed Experiences 1999-2008. EPRI, Palo Alto, CA: 2008. 1016773
- [17].Decommissioning San Onofre Nuclear Generating Station Unit 1 (SONGS-1): Reactor Vessel Internals Segmentation. EPRI, Palo Alto, CA: 2005. 1011733
- [18].Chooz A, First Pressurized Water Reactor to Be Dismantled in France. WM2013 Conference Proceedings, 2013.
- [19].Occupational ALARA Planning for Reactor Pressure Vessel Dismantling at Kori Unit 1. International Journal of Environmental Research and Public Health, 2020.
- [20].External Dose Assessment for Workers Dismantling the Bio-Shield of a Commercial Power Nuclear Reactor: Case Study of Kori-1, Korea. Nuclear Engineering and Technology, 2020.
- [21].A Study on Segmentation Process of the K1 Reactor Vessel and Internals. Journal of Nuclear Fuel Cycle and Waste Technology, 2019.
- [22].Decommissioning: Reactor Pressure Vessel Internals Segmentation. EPRI, 2001.
- [23].Maine Yankee Decommissioning - Experience Report: Detailed Experiences 1997-2004. EPRI, 2005
- [24].Dadoumont, J., Massaut, V., Klein, M., & Demeulemeester, Y. (2000). Decommissioning of a small reactor (BR3 reactor, Belgium). Paper presented at the International Conference on Decommissioning and Radioactive Waste Management, Belgium, Mol.
- [25].Massaut, V. (1999). Progress report to the Technical Advisory Group (OECD/NEA), TAG 26 (Ref. 231/99-03). Mol, Belgium: Belgian Nuclear Research Centre (SCK•CEN).
- [26].Demeulemeester, Y., Moers, S., Klein, M., et al. (2000). Management of decommissioning wastes: The management of high active waste and the recycling of low active metals and concrete. Paper presented at the WM'00 Symposium, Tucson, AZ, February 27–March 2.

- [27].SCK•CEN. (2001). BR3 reactor decommissioning project scope: Segmenting reactor pressure vessel (RPV) and reactor pressure internals (RPI) with waste management. Mol, Belgium: Belgian Nuclear Research Centre (SCK•CEN).
- [28].Massaut, V., Steiner, H., & Sterner, H. (1998). RPV and internals dismantling project (BR3, EWN, KRB-A). Research Contract FI4D-CT95-0001, Progress Report January–June (Ref. 212/98-15). Mol, Belgium: Belgian Nuclear Research Centre (SCK•CEN).
- [29].Rancho Seco Reactor Vessel Segmentation Experience Report, EPRI 1015501, 2008.
- [30].Rancho Seco Activation Analysis and Component Characterization, WMG, July 2003.
- [31].Helena Larsson, Åke Anunti, Mathias Edelborg Westinghouse Electric Sweden AB, *Decommissioning Study of Oskarshamn NPP*, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management, R-13-04, 2013.
- [32].Per Segerud, Joseph Boucau, Stefan Fallström, Paul J. Kreitman P.E., *WESTINGHOUSE PWR AND BWR REACTOR VESSEL SEGMENTATION EXPERIENCE IN USING MECHANICAL CUTTING PROCESS*, (2010) ICM 40003.
- [33].Segerud, P., & Boucau, J. (2014, March 2-6). *Feedback from José Cabrera Plant Decommissioning Project* (Paper No. 14272). Presented at WM2014 Conference, Phoenix, Arizona, USA. Westinghouse Electric Company.
- [34].Segerud, P., Fallström, S., & Boucau, J. (2017, March 5-9). *Upfront Update on Barsebäck 1-2 Reactor Internals Segmentation Project* (Paper No. 17382). Presented at WM2017 Conference, Phoenix, Arizona, USA. Westinghouse Electric Company.