

行政院原子能委員會
委託研究計畫期末報告

計畫名稱：

111年度核電廠除役期間除污策略技術彙整與安
全評估及相關特性分析

案號：AEC11102005L

執行單位：國立清華大學

計畫主持人：許文勝

報告日期：中華民國111年12月

行政院原子能委員會
委託研究計畫期末報告

計畫名稱：

111 年度核電廠除役期間除污策略技術彙整與安全
評估及相關特性分析

子項計畫一：

核電廠除役期間除污策略和技術彙整

案號： AEC11102005L

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、林明緯、王本誠、
李進得、葉宗洸

報告日期：中華民國 111 年 12 月

摘要

本年度為進一步了解雷射技術應用於金屬表面除污的操作特性，本計劃執行實驗以解析雷射參數差異對不鏽鋼與碳鋼剝蝕結果的影響，並建構量測雷射脈衝參數與分析照射後試片表面之方法，以深化管制單位對雷射除污技術的評估基礎。另外，針對可應用於混凝土表面的除污技術及選取相應技術所考量之因子，進行相關資料的研析與彙整，並蒐集國外核電廠除役及除污的最新案例與進度，提供管制單位全面掌握各類型除污標的所適用的除污技術，以及相關建議與決策參考，並強化管制能量。再者，本計畫進行電化學除污方法應用於沸水式反應器環境下不銹鋼表面的除污特性精進研究，透過改變材料面積及形狀等參數，找出效率最高的除污方法，以降低除污後放射性廢棄物的產生量。本計畫除可提昇國內的除役技術研究能量外，亦能培養未來電廠除役作業相關的專業技術與管制人才。

Abstract

Subproject-1 : Decontamination strategy and technical integration during decommissioning of nuclear power plant

To gain experience for the operating characteristic and performance of laser decontamination technique, this project implements experiment to investigate the ablation of stainless steel and carbon steel with a variety of laser parameters. The methods for characterizing the laser pulse and analyzing the irradiated material surface are developed to serve as the bases for enhancing the associated regulation in Taiwan. In addition, this project completes the analysis and compilation of relevant data on the decontamination technologies applied to concrete surfaces, the factors considered in the selection of corresponding technologies and their applications to the decontamination of foreign nuclear power plants. These can provide the regulatory recommendations for AEC regarding the decontamination technology. Furthermore, this project conducts the advanced research on the decontamination characteristics of stainless steel surfaces by applying the electrochemical methods in the environment of boiling water reactors. The parametric studies of material area and shape can find the most efficient decontamination method to reduce the amount of radioactive waste generated by decontamination. Through the project completed, it is also helpful to cultivate the talents for the decommissioning of nuclear power plants in the future.

目錄

摘要.....	i
目錄.....	iii
圖目錄.....	viii
表目錄.....	xvi
一、就雷射除污技術應用於金屬表面氧化層之除污特性，評估不同雷射參數對除污操作與材料結構的影響，並探討對碳鋼與不鏽鋼等不同基材之除污操作參數差異	1
（一）前言.....	1
（二）研究方法	3
2.1 雷射系統.....	3
2.1.1 雷射參數量測.....	4
2.1.2 除污照射操作參數設定原則.....	7
2.2 試片.....	10
2.3 試片表面處理.....	11
2.4 試片預長氧化層.....	11
2.5 試片表面分析.....	11
2.6 重量與厚度分析.....	12
2.7 雷射除污集塵腔製作.....	13
（三）實驗結果與討論	15
3.1 試片氧化層分析.....	15
3.1.1 氧化層厚度分析.....	15
3.1.2 氧化層結構.....	17
3.2 雷射剝蝕實驗結果.....	21
3.2.1 不鏽鋼基材試片之剝蝕深度與重量變化.....	21

3.2.2 含氧化層不鏽鋼試片之剝蝕深度與重量變化.....	24
3.2.3 碳鋼基材試片之剝蝕深度與重量變化.....	25
3.2.4 含氧化層碳鋼試片之剝蝕深度與重量變化.....	29
3.2.5 剝蝕後試片的微觀表面形貌.....	30
3.3 雷射除污集塵腔使用結果.....	31
(四) 彙整分析與結論	32
參考文獻	37
二、探討所有可應用於混凝土表面除污之技術，彙整相應技術所考量之因子及各國除役核電廠之應用實例，回饋補充國內除役核電廠規劃採用混凝土除污技術的相關最新資訊.....	38
(一) 前言[1、2].....	38
(二) 執行方法及研究步驟[3~8].....	38
(三) 可應用於混凝土表面之除污技術及其考量因子[4、9、10、17、23、24].....	41
3.1 混凝土的除污與拆除[9、10].....	41
3.2 混凝土除污技術[4、9、22].....	43
3.2.1 銑刨技術(Scarifying techniques).....	44
3.2.2 刨除/研磨技術(Shaving/Milling).....	49
3.2.3 磨料噴砂技術(Abrasive blasting techniques).....	58
3.2.4 其他除污技術.....	65
3.3 除污技術擬定[24].....	69
3.3.1 收集與去除表面沈積物.....	70
3.3.2 去除表面附著物.....	70
3.3.3 去除滲入塗層或混凝土的污染物.....	70
3.4 混凝土除污技術比較.....	71
(四) 混凝土除污的相關安全考量[9]	77

4.1 通風與過濾.....	77
4.2 輻射防護.....	79
4.2.1 頭部保護.....	80
4.2.2 眼睛、臉部及呼吸保護.....	80
4.2.3 防護衣.....	80
4.2.4 上肢防護.....	81
4.2.5 腳部防護.....	81
4.3 工業危險.....	81
4.3.1 墜落防護.....	81
4.3.2 耳朵防護.....	82
4.3.3 熱應力(Heat stress)風險	82
4.3.4 手臂振動曝露.....	82
(五) 國外核電廠除污技術應用案例[11~18]	84
5.1 水池設施內混凝土除污[11]	84
5.2 Hanford K Basinz 輻射燃料臨時儲存設施[12].....	85
5.3 核除役管理局(Magnox Ltd)核能水池設施除役計劃[11]	86
5.3.1 Hunterston A 核電廠(Gas-Cooled Reactor or GCR) [11].....	86
5.3.2 Trawsfynydd 核電廠(GCR) [11]	87
5.4 福島第一核電廠相關除污裝置開發[13、14、15].....	88
5.4.1 乾冰噴砂除污案例-1[13].....	88
5.4.2 乾冰噴砂除污案例-2 [14].....	88
5.4.3 遙控機器人維護設備整合系統(MEISTeR)[15].....	88
5.4.4 浣熊(Raccoon)”吸塵機器人[16]	89
5.4.5 浣熊(Raccoon)”吸塵機器人改裝版[17]	90
5.4.6 混凝土刨除機[18].....	91

(六) 研究成果及管制相關建議	93
6.1 混凝土除污技術綜覽.....	93
6.2 混凝土表面除污技術應用考量因子.....	93
6.2.1 一般性考量.....	93
6.2.2 通風與過濾.....	93
6.2.3 輻射防護.....	93
6.2.4 工業危險.....	94
參考文獻	105
三、電化學除污技術應用於沸水式反應器環境下不銹鋼表面的除污特性精進	107
(一) 前言	107
(二) 研究方法	108
2.1 試片	108
2.2 試片熱處理.....	108
2.3 預長氧化層.....	108
2.3.1 高溫氧化層	108
2.3.2 電鍍氧化層	109
2.4 電化學除污槽設置.....	110
2.5 試片表面分析.....	110
2.6 重量與厚度分析.....	110
(三) 實驗結果與討論	112
3.1 試片氧化層分析.....	112
3.2 電解測試.....	115
3.2.1 平板試片面積對除污效率之影響.....	115
3.2.2 管狀試片對除污效率之影響.....	121
3.2.3 平板試片與管狀試片除污效率總整理.....	127

(四) 文獻回顧與比較	128
4.1 超音波電化學除污法研究[7].....	128
4.2 氧化除污對 304L 不銹鋼的腐蝕性質影響[8]	130
4.3 使用熔鹽對輻照核石墨進行電化學除污[9].....	131
(五) 結論.....	133
參考文獻	134

圖目錄

圖 1.1.1 高強度雷射脈衝照射材料表面形成震波與散裂之雷射剝蝕機制示意圖。[1]....	1
圖 1.1.2 德勒斯登工業大學研究團隊使用時寬為 105 奈秒之雷射脈衝執行對肥粒體鋼、奧斯田體鋼和鋅(zinc)基材的雷射剝蝕實驗，以解析單位面積累積之照射能量與剝蝕深度之關係。[4].....	2
圖 1.1.3 (a) CL300 雷射系統與可程式化控制移動雷射頭的機械手臂系統。(b) 雷射頭對準待除污物件(此為白色陶瓷片)之示意圖。右側儀器為量測光束空間所使用之數位相機與鏡頭。.....	3
圖 1.1.4 (a) 以快速二極體光偵測器(右側)量測雷射脈衝照射陶瓷片之散射光以解析脈衝之時變波形。當 CL300 雷射以 300 W 輸出功率、光束縱向掃描頻率 50 Hz 運作下，改變脈衝重複頻率為(b)15 kHz 與(c) 40 kHz 時所量測之脈衝時變波形。.....	5
圖 1.1.5 由 CL300 雷射所產生的雷射脈衝其時寬 τ_p 隨光束平均功率(200 W 與 300 W)、脈衝重複頻率(15 kHz 與 40 kHz)與光束縱向掃描頻率(50 Hz、100 Hz 與 150 Hz)改變之量測結果。.....	5
圖 1.1.6 (a) 以高速攝影機(右側)量測雷射光束照射陶瓷測試片之散射光以解析光束焦點之空間分佈。當 CL300 雷射以 300 W 功率、脈衝重複頻率 15 kHz 與光束縱向掃描頻率 50 Hz 運作時所量測之(b)聚焦光點影像與相應的(c)一維空間分佈與擬合結果。.....	6
圖 1.1.7 雷射光束於物件表面照射之線聚焦分佈(圖中紫色線條)。此線型光束分佈由沿縱向(y)移動掃描的雷射聚焦點所組成如右所示。提高光點的縱向掃描頻率即會使光點掃描間距(scan spacing)增加。.....	7
圖 1.1.8 於 CL300 雷射以 300 W 功率、15 kHz 脈衝重複頻率與 50 Hz 縱向掃描頻率下設定光束縱向寬度為 30 mm 下以 100 毫秒相機曝光時間所量測之(a)陶瓷測試片表面散射光分佈與(b)相應的一維空間分佈。於 100 毫秒相機曝光時間下量測縱向掃描頻率為(a) 50 Hz 與(b) 100 Hz 時的表面散射光分佈。.....	8

圖 1.1.9 估算使用縱向寬度 W_L 之光束掃描一片寬 W_s 、長 L_s 的金屬試片以達成足夠的單位面積累積能量之示意圖。.....	9
圖 1.1.10 使用縱向寬度 30 mm 之光束於寬度 15 mm 的試片上掃描長度 10 mm 時，採用雷射功率 200 W 或 300 W 與光束橫向掃描速度 5 mm/s 或 10 mm/s 照射試片下表面累積照射能量密度 F_s (energy/surface area) 與掃描次數 N_s (scan number) 之關連。.....	9
圖 1.1.11 實驗所使用之 15 mm x 15 mm x 2 mm 之 304 不鏽鋼與碳鋼平板試片。.....	10
圖 1.1.12 試片預長氧化層的高溫爐管裝置。.....	11
圖 1.1.13 量測試片重量之微量天秤。.....	12
圖 1.1.14 (a)薄膜厚度輪廓測量儀。(b)試片剝蝕厚度量測示意圖。.....	12
圖 1.1.15 (a)實驗所設計之雷射除污集塵腔與雷射光束、試片、抽風扇與集塵器抽氣管相連運作時之示意圖。(b)集塵腔之上視(右上)、剖面(右下)與側視(左下)圖及相應之幾何參數。.....	13
圖 1.1.16 (a)實驗使用之集塵腔照片。(b)使用集塵腔時，雷射光聚焦處、雷射配有之抽氣吸嘴與試片載台高度間的幾何限制。(c)實驗時集塵腔連接集塵器運作之照片。.....	14
圖 1.1.17 含高溫預長氧化層的 304 不鏽鋼橫截面試片之(a)光學顯微鏡 OM 影像、(b)二次電子成像 SEM SEI 影像與(c)低角度背向散射電子成像 SEM LBE 影像。.....	16
圖 1.1.18 含高溫預長氧化層的碳鋼橫截面試片之(a)光學顯微鏡 OM 影像、(b)二次電子成像 SEM SEI 影像與(c)低角度背向散射電子成像 SEM LBE 影像。.....	17
圖 1.1.19 以電子掃描鏡量測 304 不鏽鋼氧化層表面形貌 (a)500 倍(低倍率);(b)2000 倍(高倍率)，以及(a1~b3)使用 EDX 量測各成分分佈情形與(c)成分摘要。.....	18
圖 1.1.20 不鏽鋼氧化層 XRD 分析結果。於(a) $2\theta=30-85^\circ$ 與(b) $2\theta=30-40^\circ$ 量測不鏽鋼基材、不鏽鋼氧化層、含氧化層區經 400 J/cm ² 與 3200 J/cm ² 雷射照射量後的訊號。.....	19
圖 1.1.21 以電子掃描鏡量測 304 不鏽鋼氧化層表面形貌 (a)500 倍(低倍率);(b)2000 倍(高倍率)，以及(a1~b3)使用 EDX 量測各成分分佈情形與(c)成分摘要。.....	20
圖 1.1.22 碳鋼氧化層 XRD 分析結果。於 $2\theta=25-85^\circ$ 量測對不鏽鋼基材、不鏽鋼氧化層、	

含氧化層區經 400 J/cm ² 與 3200 J/cm ² 雷射照射量後的訊號。	20
圖 1.1.23 使用 300 W 雷射功率、15 kHz 脈衝重複頻率與 50 Hz 縱向掃描頻率，以 5 mm/s 光束橫向掃描速度照射不鏽鋼試片左方 10 mm 長度以達成 400–5200 J/cm ² 累積表面照射能量密度後的試片照片。	21
圖 1.1.24 以 300W 雷射功率、15 kHz 脈衝重複頻率、50 Hz 光束縱向掃描頻率與 5 mm/s 橫向掃描速度照射不鏽鋼試片達(a) 400 J/cm ² 與(b) 3200 J/cm ² 累積照射能量密度時所量測之試片表面高度變化。降低雷射功率至 200 W 並照射不鏽鋼試片達(c) 400 J/cm ² 與(d) 3200 J/cm ² 時的量測結果。圖中紅色線段為所判斷的照射區與未照射區邊界。	22
圖 1.1.25 於 300W 雷射功率、15 kHz 脈衝重複頻率與 50 Hz 光束縱向掃描頻率下，改變光束橫向掃描速度 5 mm/s 至 15 mm/s 時不鏽鋼試片的(a)剝蝕深度與(b)重量損失隨光束累積照射能量之變化。	23
圖 1.1.26 於 300W 雷射功率、15 kHz 脈衝重複頻率與 100 Hz 光束縱向掃描頻率下，改變光束橫向掃描速度 5 mm/s 至 10 mm/s 時不鏽鋼試片的(a)剝蝕深度與(b)重量損失隨光束累積照射能量之變化。	23
圖 1.1.27 使用 300 W 雷射功率、15 kHz 脈衝重複頻率與 50 Hz 縱向掃描頻率，以 5 mm/s 光束橫向掃描速度照射含氧化層不鏽鋼試片左方 10 mm 長度以達成 400–5200 J/cm ² 累積表面照射能量密度後的試片照片。	24
圖 1.1.28 於 300W 雷射功率、15 kHz 脈衝重複頻率與 50 Hz 光束縱向掃描頻率下，改變光束橫向掃描速度 5 mm/s 至 15 mm/s 時含氧化層不鏽鋼試片的(a)剝蝕深度與(b)重量損失隨光束累積照射能量之變化。	25
圖 1.1.29 於 300W 雷射功率、15 kHz 脈衝重複頻率與 100 Hz 光束縱向掃描頻率下，改變光束橫向掃描速度 5 mm/s 至 15 mm/s 時含氧化層不鏽鋼試片的(a)剝蝕深度與(b)重量損失隨光束累積照射能量之變化。	25
圖 1.1.30 使用 300 W 雷射功率、15 kHz 脈衝重複頻率與 50 Hz 縱向掃描頻率，以 5 mm/s 光束橫向掃描速度照射碳鋼試片左方 10 mm 長度以達成 400–5200 J/cm ² 累積表面照射	

能量密度後的試片照片。.....	26
圖 1.1.31 以 300W 雷射功率、15 kHz 脈衝重複頻率、50 Hz 光束縱向掃描頻率與 5 mm/s 橫向掃描速度照射碳鋼試片達(a) 400 J/cm ² 與(b) 3200 J/cm ² 累積照射能量密度時所量測之試片表面高度變化。降低雷射功率至 200 W 並照射碳鋼試片達(c) 400 J/cm ² 與(d) 3200 J/cm ² 時的量測結果。圖中紅色線斷為所判斷的照射區與未照射區邊界。.....	27
圖 1.1.32 於 300W 雷射功率、15 kHz 脈衝重複頻率與 50 Hz 光束縱向掃描頻率下，改變光束橫向掃描速度 5 mm/s 至 15 mm/s 時碳鋼試片的(a)剝蝕深度與(b)重量損失隨光束累積照射能量之變化。.....	27
圖 1.1.33 於 300W 雷射功率、15 kHz 脈衝重複頻率與 100 Hz 光束縱向掃描頻率下，改變光束橫向掃描速度 5 mm/s 至 10 mm/s 時碳鋼試片的(a)剝蝕深度與(b)重量損失隨光束累積照射能量之變化。結果亦含於速度 5 mm/s 之二次實驗以驗證數據重複性。.....	28
圖 1.1.34 使用 300 W 雷射功率、15 kHz 脈衝重複頻率與 50 Hz 縱向掃描頻率，以 5 mm/s 光束橫向掃描速度照射含氧化層碳鋼試片左方 10 mm 長度以達成 400–5200 J/cm ² 累積表面照射能量密度後的試片照片。.....	29
圖 1.1.35 於 300W 雷射功率、15 kHz 脈衝重複頻率與 50 Hz 光束縱向掃描頻率下，改變光束橫向掃描速度 5 mm/s 至 15 mm/s 時含氧化層碳鋼試片的(a)剝蝕深度與(b)重量損失隨光束累積照射能量之變化。.....	29
圖 1.1.36 於 300W 雷射功率、15 kHz 脈衝重複頻率與 100 Hz 光束縱向掃描頻率下，改變光束橫向掃描速度 5 mm/s 至 15 mm/s 時含氧化層碳鋼試片的(a)剝蝕深度與(b)重量損失隨光束累積照射能量之變化。.....	30
圖 1.1.37 使用 300 W 雷射功率於 3200 J/cm ² 照射量下的表面形貌(a)不鏽鋼基材試片、(b)含氧化層不鏽鋼試片、(c)碳鋼基材試片與(d)含氧化層碳鋼試片。.....	31
圖 1.1.38 (a)將不鏽鋼試片放入集塵腔並使以 5200 J/cm ² 的累積表面照射量後之集塵腔、光學窗與試片照片。(b)於雷射照射試片時以熱電偶量測上蓋溫度變化。.....	32
圖 1.2.1 混凝土及廠房除污目的與概略方法[4].....	38

圖 1.2.2 子項計畫 1-2 研究流程及執行方法	40
圖 1.2.3 建築結構除污調查流程[10].....	41
圖 1.2.4 建築物表面污染特性描述[10].....	42
圖 1.2.5 污染分佈圖範例[10].....	42
圖 1.2.6 污染分佈圖範例[10].....	43
圖 1.2.7 針槍(needle gun) [9].....	45
圖 1.2.8 單頭及多頭手持式粗琢器範例[9].....	46
圖 1.2.9 7 頭牆壁粗琢器範例[9].....	47
圖 1.2.10 7 頭牆壁粗琢器應用範例[9].....	47
圖 1.2.11 PENTEK Moose® 遙控地板粗琢機[22].....	48
圖 1.2.12 PENTEK Moose 切割頭底面視圖[22].....	49
圖 1.2.13 Marcrist 地板刨除機及其生成的地板表面[22]	49
圖 1.2.14 安裝在 Brokk 250 上用於牆壁除污的刨除刀[22].....	50
圖 1.2.15 不同型式的研磨刀頭[9].....	51
圖 1.2.16 連接在堆高機上的雙頭研磨機[9].....	52
圖 1.2.17 研磨刀具[9].....	52
圖 1.2.18 由堆高機所支撐的單頭研磨機[9].....	53
圖 1.2.19 使用重型機具來移動研磨頭的導向系統[9].....	53
圖 1.2.20 線性驅動器上的鑽石研磨頭[9].....	54
圖 1.2.21 PLB 研磨頭[9].....	54
圖 1.2.22 TT1 計畫所使用的研磨頭[9]	55
圖 1.2.23 鑲有鑽石的地板刨除器[9].....	55
圖 1.2.24 鑲有鑽石的的研磨頭[9].....	56
圖 1.2.25 商用地板噴砂系統[9].....	59
圖 1.2.26 內建旋風分離器的垂直噴砂設備[9].....	59

圖 1.2.27 用於混凝土容器除污的噴砂裝置[9].....	61
圖 1.2.28 BP2 廠址的砂安裝原理[9].....	62
圖 1.2.29 小型混凝土塊的乾式噴砂裝置[9].....	62
圖 1.2.30 剝蝕頭[9].....	68
圖 1.2.31 起重機上的 Aspilaser[9].....	68
圖 1.2.32 混凝土污染種類[24].....	69
圖 1.2.33 真空收集技術示意圖[24].....	70
圖 1.2.34 乾冰噴砂示意及其乾冰顆粒[24].....	70
圖 1.2.35 塗層(剝落前/後)及其在電廠水池中的使用情況[24].....	70
圖 1.2.36 PENTEC 粗琢機示意圖[24].....	71
圖 1.2.37 通風與過濾原則[9].....	78
圖 1.2.38 用過燃料儲存池範例(義大利 Caorso BWR 核電廠) [11].....	84
圖 1.2.39 以高壓水噴射進行曾淹沒在水位以下的水池除污[11].....	85
圖 1.2.40 池中混凝土除污[11].....	85
圖 1.2.41 利用遠程 hydrolasing 去除凝土表面[12].....	86
圖 1.2.42 安裝在真空罩內的水磨噴嘴[12].....	86
圖 1.2.43 Hunterston 高壓水噴射除污場景[11]	87
圖 1.2.44 Trawsfynydd 水池渠道的乾式粗琢[11].....	87
圖 1.2.45 浣熊(Raccoon)及其中一組支援繼電器[16]	89
圖 1.2.46 新機器在部署前先進行測試[17].....	90
圖 1.2.47 混凝土刨除機(型號為 BMC-335ELITE)(1) [18]	91
圖 1.2.48 混凝土刨除機(2) [18]	91
圖 1.3. 1 電鍍配置圖.....	109
圖 1.3. 2 除污槽設置俯視圖.....	110
圖 1.3. 3 厚度計規格.....	111

圖 1.3. 4 厚度測量位置.....	111
圖 1.3. 5 304 不銹鋼上高溫氧化層表面形貌.....	112
圖 1.3. 6 304 不銹鋼上電鍍氧化層表面形貌.....	113
圖 1.3. 7 304 不銹鋼上複合氧化層表面形貌.....	113
圖 1.3. 8 304 不銹鋼上高溫氧化層拉曼結果.....	114
圖 1.3. 9 304 不銹鋼上電鍍氧化層拉曼結果.....	114
圖 1.3. 10 304 不銹鋼上電鍍氧化層橫截面分析.....	115
圖 1.3. 10 304 不銹鋼上複合氧化層橫截面分析.....	115
圖 1.3. 12 電解 40×40×2 mm 與 60×60×2 mm 304 不銹鋼基材之重量變化	116
圖 1.3. 13 電解 40×40×2 mm 與 60×60×2 mm 304 不銹鋼高溫氧化層之重量變化	116
圖 1.3. 14 電解 40×40×2 mm 與 60×60×2 mm 304 不銹鋼電鍍氧化層之重量變化	117
圖 1.3. 15 電解 40×40×2 mm 與 60×60×2 mm 304 不銹鋼複合氧化層之重量變化	117
圖 1.3. 16 電解 40×40×2 mm 與 60×60×2 mm 304 不銹鋼基材之單位面積重量變化 ...	118
圖 1.3. 17 電解 40×40×2 mm 與 60×60×2 mm 304 不銹鋼高溫氧化層之單位面積重量變化.....	118
圖 1.3. 18 電解 40×40×2 mm 與 60×60×2 mm 304 不銹鋼電鍍氧化層之單位面積重量變化.....	119
圖 1.3. 19 電解 40×40×2 mm 與 60×60×2 mm 304 不銹鋼複合氧化層之單位面積重量變化.....	119
圖 1.3. 20 電解 40×40×2 mm 與 60×60×2 mm 304 不銹鋼基材之厚度變化	120
圖 1.3. 21 電解 40×40×2 mm 與 60×60×2 mm 304 不銹鋼高溫氧化層之厚度變化	120
圖 1.3. 22 電解 40×40×2 mm 與 60×60×2 mm 304 不銹鋼電鍍氧化層之厚度變化	121
圖 1.3. 23 電解 40×40×2 mm 與 60×60×2 mm 304 不銹鋼複合氧化層之厚度變化	121
圖 1.3. 24 電解兩吋管與二分之一吋管不銹鋼基材之重量變化。	122
圖 1.3. 25 電解兩吋管與二分之一吋管不銹鋼高溫氧化層之重量變化.....	122

圖 1.3. 26 電解兩吋管與二分之一吋管不銹鋼電鍍氧化層之重量變化.....	123
圖 1.3. 27 電解兩吋管與二分之一吋管不銹鋼複合氧化層之重量變化.....	123
圖 1.3. 28 電解兩吋管與二分之一吋管不銹鋼基材之單位面積重量變化.....	124
圖 1.3. 29 電解兩吋管與二分之一吋管不銹鋼高溫氧化層之單位面積重量變化.....	124
圖 1.3. 30 電解兩吋管與二分之一吋管不銹鋼電鍍氧化層之單位面積重量變化.....	124
圖 1.3. 31 電解兩吋管與二分之一吋管不銹鋼複合氧化層之單位面積重量變化.....	125
圖 1.3. 32 電解兩吋管不銹鋼基材之厚度變化.....	125
圖 1.3. 33 電解兩吋管不銹鋼高溫氧化層之厚度變化.....	126
圖 1.3. 34 電解兩吋管不銹鋼電鍍氧化層之厚度變化.....	126
圖 1.3. 35 電解兩吋管不銹鋼複合氧化層之厚度變化.....	126
圖 1.3. 36 直流電流法、脈衝電流法與其搭配超聲波後之重量損失.....	128
圖 1.3. 37 不同電流密度下(a)直流電流法 與(b)脈衝電流法之重量損失	129
圖 1.3. 38 不同電極距離下(a)直流電流法 與(b)脈衝電流法之重量損失	129
圖 1.3. 39 不同電解液濃度下(a)直流電流法 與(b)脈衝電流法之重量損失	129
圖 1.3. 40 不同 pH 值下(a)直流電流法 與(b)脈衝電流法之重量損失.....	130
圖 1.3. 41 經過不同濃度的化學除污後 304L 不銹鋼基材的單位面積重量損失	131
圖 1.3. 42 經過鹼性氧化劑化學除污後 304L 不銹鋼氧化層的單位面積重量損失	131
圖 1.3. 43 三個不同反應站的石墨所含之放射性元素.....	132
圖 1.3. 44 經過一個除污循環後個放射性元素的除污因子.....	132
圖 1.3. 45 各放射性元素在不同電流及循環數下的除污因子.....	133

表目錄

表 1.1.1 CL300 雷射重要參數設定範圍	3
表 1.1.2 304 不鏽鋼試片的組成成分.....	10
表 1.1.3 碳鋼平板試片的組成成分.....	10
表 1.1.4 不鏽鋼基材試片於 300 雷射功率之剝蝕結果與所估算的單位面積照射速率與試片重量損失.....	33
表 1.1.5 含氧化層不鏽鋼試片於 300 雷射功率之剝蝕結與所估算的單位面積照射速率與試片重量損失.....	34
表 1.1.6 碳鋼試片與含氧化層碳鋼試片於 300 雷射功率之剝蝕結與所估算的單位面積照射速率與試片重量損失.....	34
表 1.1.7 適合用於製作集塵腔之商售石英光學窗尺寸規格.....	36
表 1.2. 1 粗琢器對移除不同深度的工作率[22].....	45
表 1.2. 2 牆面刨除系統的性能[9].....	56
表 1.2. 3 地板刨除器的性能[9].....	57
表 1.2. 4 噴砂系統的性能[9].....	63
表 1.2. 5 混凝土除污技術優、缺點彙整表[9].....	71
表 1.2. 6 混凝土除污技術之性能[9].....	73
表 1.2. 7 混凝土移除技術的廠商數據彙整[22].....	75
表 1.2. 8 抽吸/乾冰噴砂除污前/後劑量率之變化[14].....	88
表 1.2. 9 混凝土除污技術之性能及優、缺點彙整表(1)[9、22]	95
表 1.2. 10 混凝土除污技術之性能及優、缺點彙整表(2) [9、22]	96
表 1.2. 11 混凝土除污技術之性能及優、缺點彙整表(3) [9、22]	97
表 1.2. 12 混凝土除污技術之性能及優、缺點彙整表(4) [9、22]	98
表 1.2. 13 混凝土除污技術之性能及優、缺點彙整表(5) [9、22]	99

表 1.2. 14 混凝土除污技術之性能及優、缺點彙整表(6) [9、22]	101
表 1.2. 15 混凝土除污技術之性能及優、缺點彙整表(7) [9、22]	102
表 1.2. 16 混凝土除污技術之性能及優、缺點彙整表(8) [9、22]	103
表 1.2. 17 混凝土除污技術之性能及優、缺點彙整表(9) [9、22]	104
表 1.3. 1 304 不銹鋼試片的組成成分.....	108
表 1.3. 2 各平板試片與管狀試片經電解後的重量變化(mg/sec).....	127
表 1.3. 3 各平板試片與管狀試片經電解後的單位面積重量變化(mg/sec *cm ²)	127
表 1.3. 4 各平板試片與管狀試片經電解後的厚度變化(μm/sec)	128
表 1.3. 5 酸性以及鹼性氧化劑之調配.....	130

一、就雷射除污技術應用於金屬表面氧化層之除污特性，評估不同雷射參數對除污操作與材料結構的影響，並探討對碳鋼與不鏽鋼等不同基材之除污操作參數差異

(一) 前言

雷射除污為藉由剝蝕(ablation)[1]的物理機制自金屬表面移除數微米厚並帶有放射性物質之基材或氧化層的技術。原理上，當使用一個連續波(continuous wave)雷射光束照射金屬表面時可使材料因吸收光束之能量而升溫，進而因材料融化(melt)、沸騰(boil)與汽化(vaporization)而移除表面層。然而使材料融化的過程中反而可能造成放射性物質進一步透入基材深處之風險[2]，因此當前發展用於核電廠除污之雷射除污技術多採用諸如 Nd:YAG 雷射或二極體泵浦光纖雷射所產生之奈秒級雷射脈衝執行除污[3-6]，以藉由散裂(spallation)的剝蝕機制移除表層材料。在此操作條件下，雷射脈衝以 $10^7 - 10^{10}$ 瓦/平方公分(W/cm^2)的尖峰強度照射物體表面，使照射區的材料快速汽化為蒸氣並因持續吸收雷射能量升溫而形成部分游離電漿如圖 1.1.1 所示[1]。由於電漿/蒸氣在溫度提升的同時也會產生相應的震波(shock wave)施壓於材料表面，如此在雷射脈衝照射完畢後，電漿/蒸氣的擴散與降溫於材料表面形成的應力鬆弛(relaxation)以及表層在快速加熱與冷卻的過程下形成的熱彈性應力(thermoelastic stress)震波(shock wave)即可使表面下數微米尺度內的材料因散裂而脫離基材達成除污[1]。相比使用酸性溶劑為主的化學除污技術以及使用乾/式噴砂時需處理大量廢液之顧慮，及超音波、高壓水噴射等技術有產生大量噪音與震動之缺點並不適於清除附著性強的污染物並易受限於物件的幾何形狀，雷射除污以其能應對不同除污深度之需求、二次污染、噪音與震動量少、加上光束照射較不受物件表面幾何、材質和粗糙度之影響等特性被視為核電廠除污可採用之新興技術[7,8]。近年的雷射除污系統發展更以實現遠程遙控操作以減少工作人員輻射曝露為目標，並在改變照射面積的操作下實現熱點除污的便利性以更加拓展雷射除污的發展價值[7,8]。

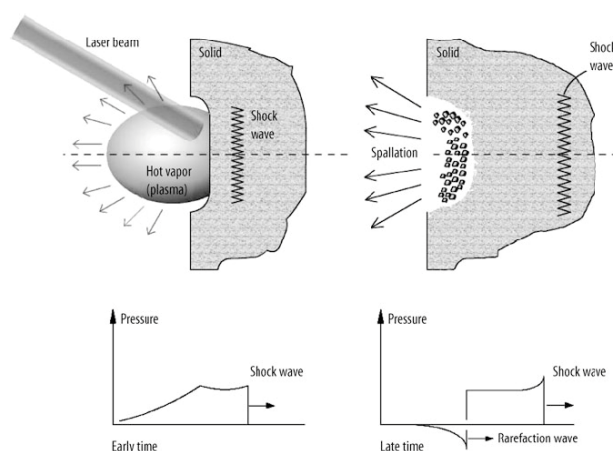


圖 1.1.1 高強度雷射脈衝照射材料表面形成震波與散裂之雷射剝蝕機制示意圖。[1]

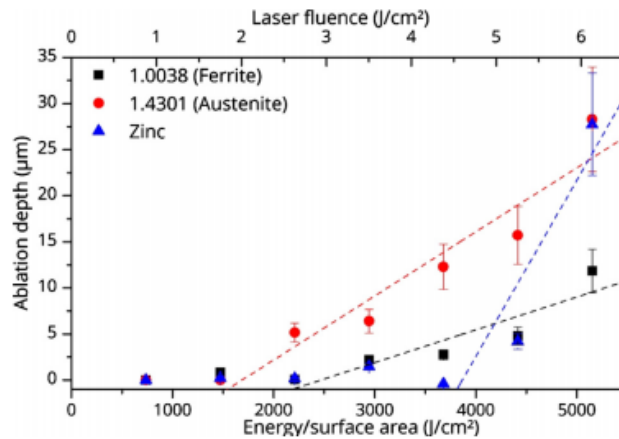


圖 1.1.2 德勒斯登工業大學研究團隊使用時寬為 105 奈秒之雷射脈衝執行對肥粒體鋼、奧斯田體鋼和鋅(zinc)基材的雷射剝蝕實驗，以解析單位面積累積之照射能量與剝蝕深度之關係。[4]

本計畫 110 年度之報告[9]即已彙整摘要德國[4]、法國[5]、日本[6,8,10]、韓國[11]與我國[12]的研究機構所發展之雷射除污系統與對金屬表面的除污實驗結果。而其中代表性之結果可為德國德勒斯登工業大學之研究團隊使用平均功率可達 150 瓦特 (W)的 Nd:YAG 脈衝雷射系統(CL150, cleanLASER)執行剝蝕肥粒體鋼(ferritic steel)、奧斯田體鋼 (austenitic steel)和鋅(zinc)基材之實驗如圖 1.1.2 所示[4]。該實驗所使用之商售雷射系統以 12 千赫茲(kHz)的重複頻率產生時寬 105 奈秒(ns)，能量 12.5 毫焦耳(mJ)、波長 1064 奈米(nm)的雷射脈衝，並在使用焦距為 130 毫米(mm)的透鏡聚焦下，使光束於材料表面聚焦為直徑 472 微米(μm)的焦點，以達成約 6.5×10^7 W/cm² 的強度來剝蝕材料。雷射光束形成一個線聚焦(line focusing)分佈以每秒 5 至 22.5 毫米(mm/s)的速度掃描尺寸為 100×50×2 立方毫米(mm³)的試片。實驗結果(圖 1.1.2)顯示以光束照射基材時每單位面積累積照射能量 F_{SI} (單位為焦耳/平方公分，J/cm²)為影響基材剝蝕深度的最重要參數。結果顯示雷射光對奧斯田體鋼的照射累積達約 $F_{SI} = 2200$ J/cm² 時可開始觀察到明顯的剝蝕深度達約 5 μm。而對肥粒體鋼基材的照射達約 $F_{SI} = 2900$ J/cm² 時始可達到 2.5 μm 的剝蝕深度，在照射鋅基材時則需累積至 $F_{SI} = 4000$ J/cm² 時才有明顯的剝蝕效應。持續累加單位面積下的照射能量可進一步增加剝蝕深度，譬如對肥粒體鋼基材在照射達 $F_{SI} = 5152$ J/cm² 時始可使剝蝕深度達 11.9 μm。實驗結果顯示在相同的雷射照射參數下，剝蝕深度可隨材料的差異而有明顯變化。且由平均功率達數百瓦之 Nd:YAG 雷射系統所產生強度達 10^7 W/cm² 的雷射脈衝光束則可有效剝蝕金屬基材。

如本計畫 110 年度之報告[9]所介紹之原理所示，雷射剝蝕為一種複雜的物理過程並可因材料對雷射光束之吸收係數、材料的熱傳導與熱擴散係數、雷射光束的強度和移動速度等參數而改變。因此為了培養自主對雷射除污技術的操作原則與除污/剝蝕表現的基礎並建立相關材料表面分析之能力，本分項今年度即執行雷射除污實驗，探討在不

同光束掃描參數下對除污操作與剝蝕不鏽鋼與碳鋼基材的差異。實驗也製備表面含數微米厚氧化層之不鏽鋼與碳鋼試片並執行雷射除污，以瞭解相應的剝蝕結果並分析雷射照射後的材料表面形貌與成分差異，並彙整結果以作為我國管制單位評估雷射金屬除污技術之基礎。

(二) 研究方法

2.1 雷射系統

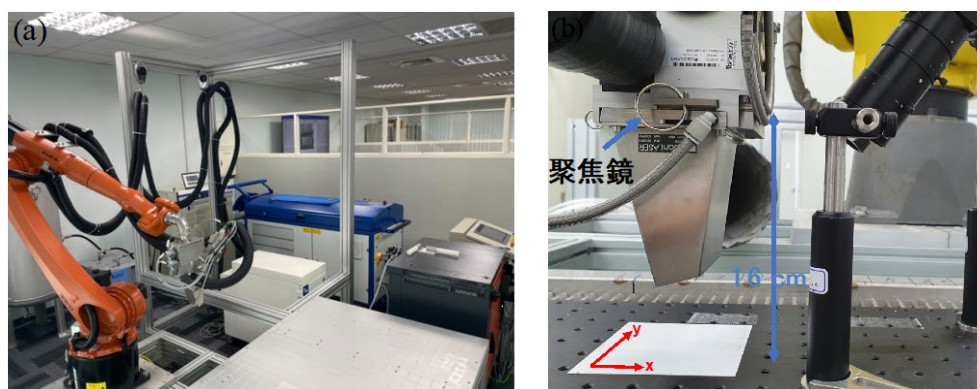


圖 1.1.3 (a) CL300 雷射系統與可程式化控制移動雷射頭的機械手臂系統。(b) 雷射頭對準待除污物件(此為白色陶瓷片)之示意圖。右側儀器為量測光束空間所使用之數位相機與鏡頭。

表 1.1.1 CL300 雷射重要參數設定範圍

	輸出功率	脈衝重複頻率	掃描寬度	掃描頻率
數值範圍	100 – 300 W	15 – 40 kHz	30 - 70 mm	50, 100, 150 Hz

參考德國德勒斯登工業大學研究團隊所使用之 cleanLASER 公司所製造的高功率二極體泵浦 Nd:YAG 雷射系統，本分項工作即建立研究合作以使用 cleanLASER 的 CL300 雷射系統執行除污實驗如圖 1.1.3(a)所示。由主機內產生的雷射光藉由光纖傳導至固定於機械手臂上的雷射頭(laser head)。如此即可藉由控制機械手臂帶動雷射頭移動並使輸出的雷射光束掃描待除污物件的表面。此 CL300 雷射可以最高達 300 W 的平均功率產生波長為 1064 nm 的雷射光束，而光束中雷射脈衝的重複頻率可於 15 kHz 至 40 kHz 的範圍內設定調動。如圖 1.1.3 (b)所示，雷射頭出口端配有一個焦距為 160 mm 的透鏡，因此理想的操作條件為設定雷射頭高度使透鏡與待除污物件表面之間距等同透鏡焦距以使光束照射於物件表面時具有最小的聚焦尺寸並達到最高的雷射強度。此外雷射頭內也配有一個掃描鏡，以控制聚焦光點沿圖 1.1.3 (b)中的縱方向 y 上下來回掃描，此

縱向掃描頻率可於 50 Hz、100 Hz 與 150 kHz 間選擇切換，而縱向掃描的寬度可於 30 mm 至 70 mm 間設定改變。表 1.1.1 即摘要操作 CL300 雷射時各項重要參數的設定範圍。然而改動上列雷射運作參數也會連帶使輸出的雷射脈衝有所差異，因此研究的首項工作即是測定雷射脈衝照射物件表面時的時間與波形分佈並以此估算雷射脈衝的時寬、聚焦點尺寸、尖峰強度、能量密度等重要數值以驗證實驗符合剝蝕操作的條件，並彙整結果於 2.1.1 節。而除污操作時的參數設定考量則彙整於 2.1.2 節。

2.1.1 雷射參數量測

如本計畫 110 年度之報告[9]所摘要之雷射運作原理，一個雷射脈衝的物理特性由該脈衝的能量 E_p (pulse energy)、時寬 τ_p (pulse duration)與橫向尺寸如光束半徑 W_0 (radius)所決定。如此脈衝的尖峰功率 P_0 (peak power)為

$$P_0 = E_p / \tau_p \quad W, \quad (1.1.1)$$

而脈衝的尖峰強度 I_0 (peak intensity)在其橫向空間分佈為高斯分佈(Gaussian distribution)下即可估算為

$$I_0 = \frac{2}{\pi} \frac{P_0}{W_0^2} \quad \frac{W}{cm^2}, \quad (1.1.2)$$

此時相應的照射能量密度(fluence)為

$$F_0 = \frac{2}{\pi} \frac{E_p}{W_0^2} \quad \frac{J}{cm^2}. \quad (1.1.3)$$

當光束中得雷射脈衝以一個固定的重複頻率 f_{rep} (repetition rate)產生時，光束的平均功率 P_L (average power)即為

$$P_L = f_{rep} E_p \quad W. \quad (1.1.4)$$

當設定 CL300 雷射以 $P_L = 300 W$ 功率輸出光束時，若設定雷射脈衝的重複頻率 $f_{rep} = 15 kHz$ ，則單一脈衝的能量即可以式 1.1.4 推估為 $E_p = 20 mJ$ 。在平均功率為定額 $P_L = 300 W$ 的情況下，增加重複頻率至 $f_{rep} = 40 kHz$ 即會降低單一脈衝的能量至 $E_p = 7.5 mJ$ 。而為量測脈衝寬以估算脈衝尖峰功率 P_0 ，實驗使用具有 < 200 皮秒(ps)反應時間的二極體光偵測器(ET-3010; Electro-Optics Technology)量測雷射脈衝照射陶瓷片後之散射光訊號如圖 1.1.4 (a)所示。此架設主要考量二極體為相對敏感之光偵測器，若直接使能量達毫焦耳等級的雷射脈衝直接入射半導體偵測器的感光元件則必然會使元件損壞，而由於從物質表面的散射光強度與入射光光度成正比，因此量測散射光之時間變化即可用以推估入射雷射脈衝的時間波形。圖 1.1.4 (a)與圖 1.1.4 (b)即為使用取樣頻率為 500 MHz (時間解析度達 2 ns)之示波器觀察二極體偵測器量測雷射在 300 W 輸出功率、光束縱掃描頻率 50 Hz 運作下，改變脈衝重複頻率 $f_{rep} = 15 kHz$ 與 40 kHz 時所量測之雷射脈衝時寬分

別為 $\tau_p = 137 \text{ ns}$ 與 277 ns 。在此時寬定義為脈衝時間波形的半高全寬(full width at half maximum, FWHM)。而此量測結果也明確顯示 CL300 輸出雷射脈衝之時寬可隨重複頻率明顯改變之特性。

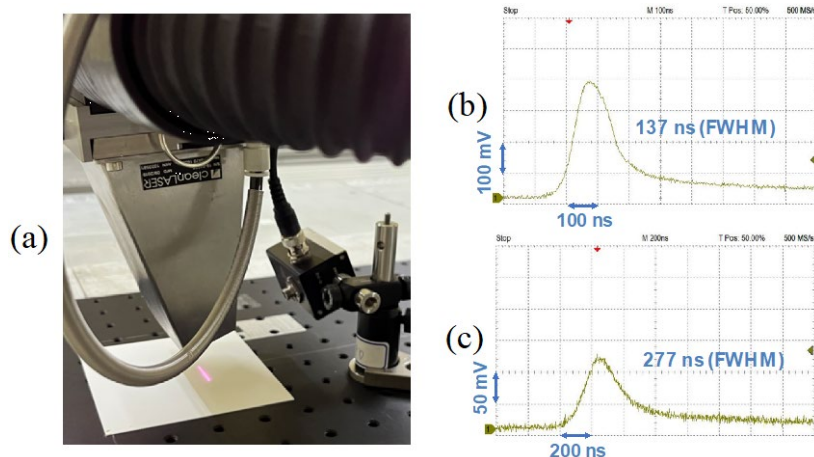


圖 1.1.4 (a) 以快速二極體光偵測器(右側)量測雷射脈衝照射陶瓷片之散射光以解析脈衝之時變波形。當 CL300 雷射以 300 W 輸出功率、光束縱向掃描頻率 50 Hz 運作下，改變脈衝重複頻率為(b)15 kHz 與(c) 40 kHz 時所量測之脈衝時變波形。

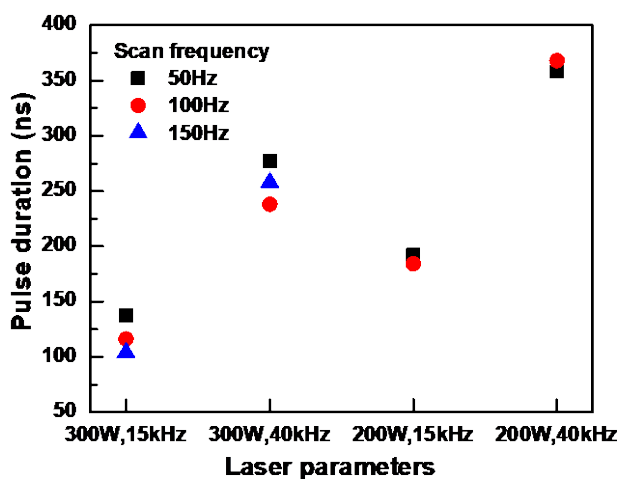


圖 1.1.5 由 CL300 雷射所產生的雷射脈衝其時寬 τ_p 隨光束平均功率(200 W 與 300 W)、脈衝重複頻率(15 kHz 與 40 kHz)與光束縱向掃描頻率(50 Hz、100 Hz 與 150 Hz)改變之量測結果。

圖 1.1.5 即摘要在設定 CL300 雷射輸出 200 W 與 300 W 光束時，改變脈衝重複頻率與光束縱向掃描頻率下所量測的雷射脈衝時寬 τ_p 。考量當此雷射以 $P_L = 300 \text{ W}$ 、重複

頻率 $f_{\text{rep}} = 15 \text{ kHz}$ 運作產生能量 $E_p = 20 \text{ mJ}$ 與時寬 $\tau_p = 137 \text{ ns}$ 的脈衝時，依式 1.1.1 計算可得脈衝的尖峰功率達 $1.4 \times 10^5 \text{ W}$ 。相比當雷射功率降為 200 W 時並以重複頻率 $f_{\text{rep}} = 15 \text{ kHz}$ 運作時，脈衝之能量將下降為 $E_p = 13.3 \text{ mJ}$ 而時寬卻增為 $\tau_p = 192 \text{ ns}$ 即會使尖峰功率下降至 $7.4 \times 10^4 \text{ W}$ 。而增加重複頻率至 $f_{\text{rep}} = 40 \text{ kHz}$ 會使脈衝時寬更加延長至大於 250 ns 並相應的降低尖峰功率。而改變光束的縱向掃描頻率 f_s 不至於使脈衝時寬大幅變化。此對脈衝時寬的量測結果顯示對所使用的 CL300 雷射而言，在選用高功率 300 W 與低重複頻率 $f_{\text{rep}} = 15 \text{ kHz}$ 的運作模式下可使脈衝時寬 τ_p 較短，有利於提升脈衝的尖峰功率 P_0 並增加除污時的剝蝕效率。

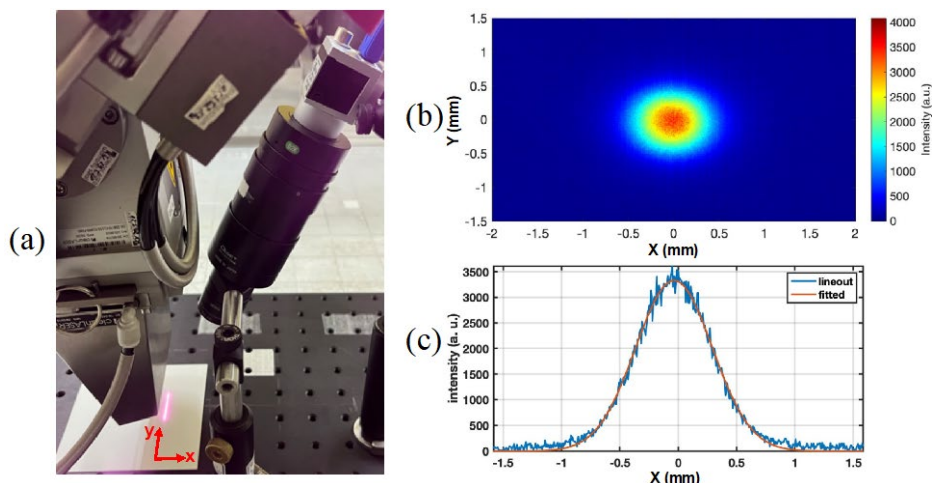


圖 1.1.6 (a) 以高速攝影機(右側)量測雷射光束照射陶瓷測試片之散射光以解析光束聚焦點之空間分佈。當 CL300 雷射以 300 W 功率、脈衝重複頻率 15 kHz 與光束縱向掃描頻率 50 Hz 運作時所量測之(b)聚焦光點影像與相應的(c)一維空間分佈與擬合結果。

由式 1.1.2 可知，雷射光束照攝於物件表面的強度與照射面積成反比，因此實驗即使用數位相機拍攝光束照射於陶瓷片的散射光如圖 1.1.6(a)所示，以測定照射面積尺寸。而由於雷射頭內的掃描鏡回持續使聚焦光點以 $f_s = 50 - 150 \text{ Hz}$ 的頻率沿縱方向 y 上下來回掃描，因此需使用快門時間短的高速相機始能清楚拍攝出移動中的光束焦點強度分佈。圖 1.1.6 (b)即為在設定雷射功率 $P_L = 300 \text{ W}$ 、重複頻率 $f_{\text{rep}} = 15 \text{ kHz}$ 與縱向掃描頻率 $f_s = 50 \text{ Hz}$ 下設定高速相機(acA2000-165um; Basler)以 $26 \text{ 微秒}(\mu\text{s})$ 的曝光時間所拍攝之雷射聚焦點強度分佈影像。相應之一維強度分佈繪製於圖 1.1.6 (c)，而藉由數據擬合可知此分佈相當近似於理想高斯分佈函數並具有半高寬直徑 $D = 780 \mu\text{m}$ 的特徵尺寸。藉由高斯分佈下光束半徑 $W_0 = D / \sqrt{2 \ln 2} = 662 \mu\text{m}$ 之關係並依式 1.1.2 可估算此時能量 $E_p = 20 \text{ mJ}$ 、時寬 $\tau_p = 137 \text{ ns}$ 的雷射脈衝於材料表面處的強度達 $I_0 = 2 \times 10^7 \text{ W/cm}^2$ ，符合一般剝蝕時雷射強度達 10^7 W/cm^2 的基本要求，而能量密度為 2.9 J/cm^2 。此聚焦點尺寸不隨雷射功率、重複頻率與掃描頻率的改變而變化。因此若固定雷射功率 $P_L = 300 \text{ W}$ 時，提高重複頻率至 $f_{\text{rep}} = 40 \text{ kHz}$ 則會使雷射強度下降至 $I_0 = 4 \times 10^6 \text{ W/cm}^2$ 而降低剝蝕材料的效率。

2.1.2 除污照射操作參數設定原則

在確定單一雷射脈衝的參數如 2.1.1 節所示後，除污照射的操作尚需考量光束的縱向掃描頻率 f_s 、橫向掃描速度 V_x 與掃描照射次數 N_i 等參數，以在待除污表面達成較好的照射均勻性並於單位面積累積足夠的照射能量達到所需的剝蝕深度如圖 1.1.2 所示。而如圖 1.1.7 所示，雷射頭輸出之光束在物件平面上形成線聚焦(line focusing)之分佈。此線聚焦於橫向(x)的寬度等同單一脈衝的聚焦點尺寸如圖 1.1.6 (b)與圖 1.1.6 (c)所示，而縱向分佈則因雷射頭內掃描鏡之運作，而會沿圖 1.1.7 所示 y 方向週期性來回移動。

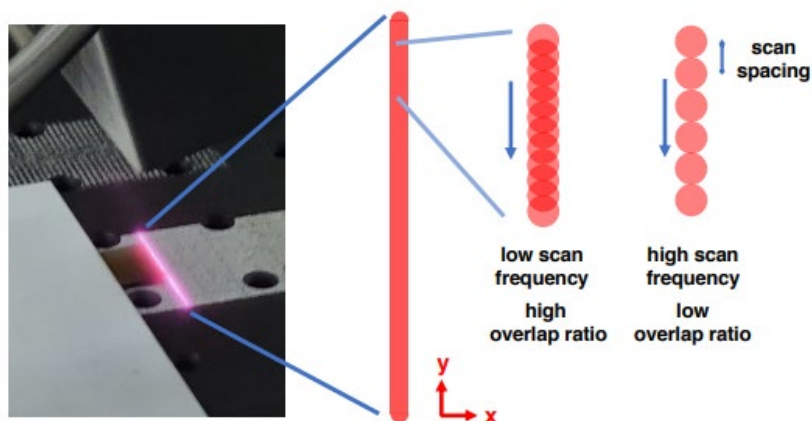


圖 1.1.7 雷射光束於物件表面照射之線聚焦分佈(圖中紫色線條)。此線型光束分佈由沿縱向(y)移動掃描的雷射聚焦點所組成如右所示。提高光點的縱向掃描頻率即會使光點掃描間距(scan spacing)增加。

以實驗所使用之 CL300 雷射可設定的縱向掃描頻率 $f_s = 50 \text{ Hz}$ 、 100 Hz 與 150 Hz 為例，使用較高的縱向掃描頻率 f_s 會使照射於物件表面的相鄰兩脈衝光點間有較大的掃描間距(scan spacing) D_{ys} ，在此定義為兩相鄰光點中心至中心間距離如圖 1.1.7 所示。在設定光束的縱向掃描寬度 $W_L = 30 \text{ mm}$ 的情況下，以頻率 $f_s = 50 \text{ Hz}$ (週期 $T_s = 20 \text{ ms}$) 掃描則光點移動速度為 $V_{ys} = 2W_L/T_s = 3 \text{ m/s}$ 。當設定脈衝重複頻率 $f_{rep} = 15 \text{ kHz}$ 時，相鄰兩脈衝的時間間距即為週期 $T_{rep} = 1/f_{rep} = 67 \text{ 微秒}(\mu\text{s})$ 。因此掃描時兩脈衝光點之掃描間距即可估算為 $D_{ys} = V_{ys} \times T_{rep} = 200 \mu\text{m}$ ，而此時對直徑 $D = 780 \mu\text{m}$ 的相鄰光點重疊率(overlap ratio) $O_R = 74.4 \%$ 。在此 O_R 定義為

$$O_R = \begin{cases} \frac{D - D_{ys}}{D} \times 100 \% ; & D \geq D_{ys} \\ 0 \% & ; D < D_{ys} \end{cases} \quad (1.1.5)$$

因此增加縱向掃描頻率至 $f_s = 100 \text{ Hz}$ 與 150 Hz 會使掃描間距為 $D_{ys} = 400 \mu\text{m}$ 與 $600 \mu\text{m}$ ，因而使光點重疊率降為 $O_R = 48.7\%$ 與 23.1% 。如圖 1.1.7 所示，較低的重疊率會在單一線段的掃描下於邊緣處留下較多未照射區間，因此降低照射的均勻性。而過高的光點重

疊率則會使掃描週期時間過長，並可能在單一面積下照射過多的能量而損壞材料基材(此為雷射清潔且需確保材料基材完整時的考量重點，在應用於核電廠的除污操作下應較無此顧慮)。

在設定 CL300 雷射以功率 300 W、脈衝重複頻率 $f_{rep} = 15 \text{ kHz}$ (週期 $T_s = 20 \text{ ms}$)、縱向掃描頻率 $f_s = 50 \text{ Hz}$ 運作並設定光束縱向寬度 $W_L = 30 \text{ mm}$ ，圖 1.1.8(a)為使用數位相機(CGE-B013-U; Mightex)在曝光時間為 100 ms 下拍攝 5 個縱向掃描週期下於陶瓷測試片表面的散射光累積分佈與相應之一維強度分佈如圖 1.1.8(b)所示。此結果驗證 CL300 雷射產生的光束可於物件表面形成均勻強度分佈(即中心處與兩端之強度相近)，有利提升除污時表面的照射均勻性。當相機曝光時間降為 1 ms，以縱向掃描頻率 $f_s = 50 \text{ Hz}$ 與速度 $V_{ys} = 3 \text{ m/s}$ 移動的光點即會形成一個 3 mm 長的光束掃描分佈如圖 1.1.8 (c)所示。在相同情況下，提升縱向掃描頻率至 $f_s = 100 \text{ Hz}$ 會使光束掃描分佈於 1 ms 的時間延長至 6 mm 如圖 1.1.8 (d)所示。圖 1.1.8 (c)與圖 1.1.8 (d)之結果即驗證圖 1.1.7 所示之光束縱向掃描運作原則。

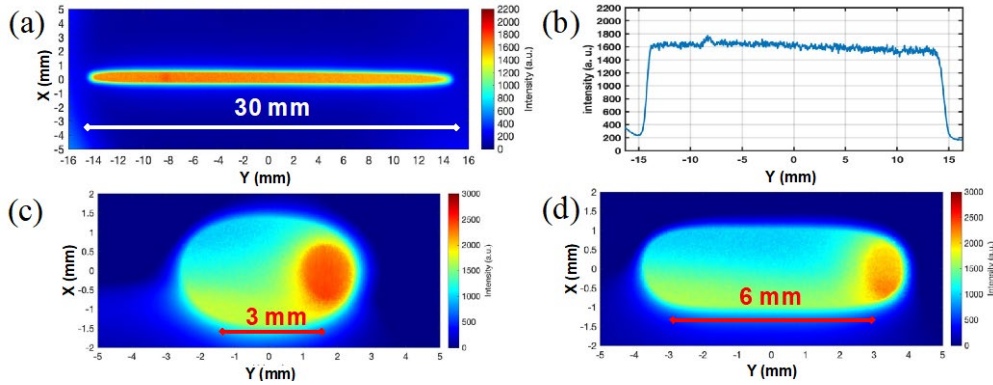


圖 1.1.8 於 CL300 雷射以 300 W 功率、15 kHz 脈衝重複頻率與 50 Hz 縱向掃描頻率下設定光束縱向寬度為 30 mm 下以 100 毫秒相機曝光時間所量測之(a)陶瓷測試片表面散射光分佈與(b)相應的一維空間分佈。於 100 毫秒相機曝光時間下量測縱向掃描頻率為 (a) 50 Hz 與(b) 100 Hz 時的表面散射光分佈。

如圖 1.1.2 所示之實驗結果所示，雷射剝蝕基材深度主要由單位面積所累積的光束能量所決定。因此實際的除污操做即需考量雷射平均功率 P_L 、光束縱向寬度 W_L 、光束橫向掃描速度 V_x 與試片之寬度 W_s 和掃描長度 L_s 如圖 1.1.9 所示，以決定掃描照射次數 N_s 並達成所需的單位面積累積照射能量(而後定義為累積照射能量密度) F_{SI} 。以雷射為功率 $P_L = 300 \text{ W}$ 產生縱向寬度 $W_L = 30 \text{ mm}$ 之光束於(縱向)寬度為 $W_s = 15 \text{ mm}$ 的試片上掃描照射長度 $L_s = 10 \text{ mm}$ 為例，由於此時線聚焦光束寬度 W_L 大於試片寬度 W_s ，因此光束實際照射試片之功率為 $P_{SI} = (W_s/W_L) P_L = 150 \text{ W}$ 。當預計於試片表面在面積為 $A_s = W_s \times L_s = 150 \text{ mm}^2 = 1.5 \text{ cm}^2$ 的照射區達到累積照射能量密度 $F_{SI} = 3200 \text{ J/cm}^2$ 時，光束掃描照射此試片的總時間 $T_{ST} = 32 \text{ s}$ (秒)可由下式計算而得

$$T_{ST} = \frac{F_{SI} A_S}{P_{SI}} \quad s \quad (\text{分子項即為試片表面累積的照射能量})。 \quad (1.1.6)$$

若光束以橫向速度 $V_x = 5 \text{ mm/s}$ 於試片表面掃描長度 L_s 時，則此單次掃描時間

$$T_{SS} = \frac{L_s}{V_x} \quad s \quad , \quad (1.1.7)$$

為 $T_{ST} = 2 \text{ s}$ 。如此，光束掃描試片表面的總次數

$$N_s = \frac{T_{ST}}{T_{SS}} \quad , \quad (1.1.8)$$

可計算得 $N_s = 16$ 次。

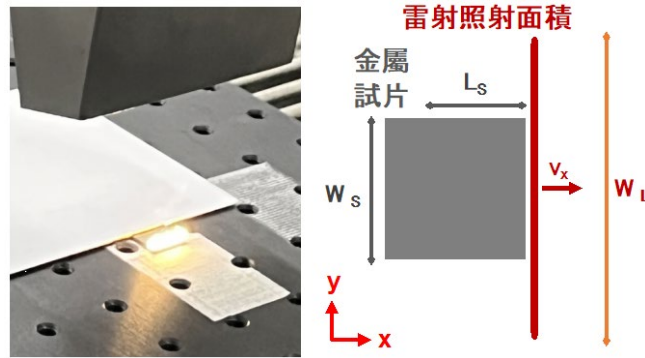


圖 1.1.9 估算使用縱向寬度 W_L 之光束掃描一片寬 W_s 、長 L_s 的金屬試片以達成足夠的單位面積累積能量之示意圖。

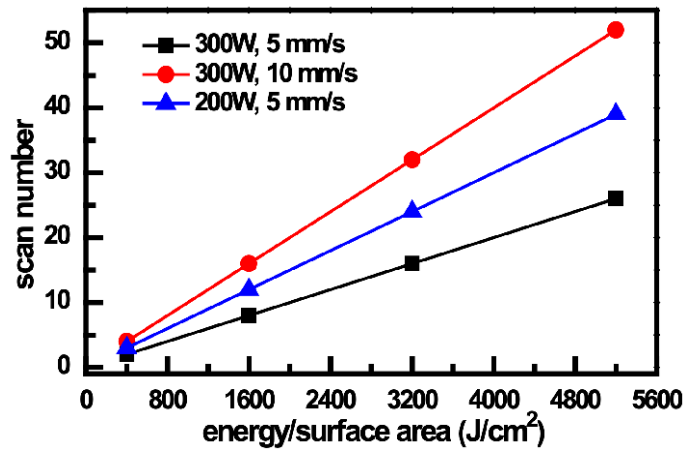


圖 1.1.10 使用縱向寬度 30 mm 之光束於寬度 15 mm 的試片上掃描長度 10 mm 時，採用雷射功率 200 W 或 300 W 與光束橫向掃描速度 5 mm/s 或 10 mm/s 照射試片下表面累積照射能量密度 F_s (energy/surface area) 與掃描次數 N_s (scan number) 之關連。

由式 1.1.6 – 1.1.8 所列之計算原則可知，在一固定的累積照射能量密度 F_{SI} 下，增高雷射功率 P_L 或縮小光束寬度 W_L (但 W_L 仍大於金屬試片寬度 W_S) 可減少掃描照射總時間 T_{ST} 以提升除污操作效率。減少光束橫向掃描速度 V_x 雖降低掃描次數 N_s ，但過低的掃描速度 V_x 會使光束於單位時間內給與材料表面大量能量致使表面溫度陡升而造成融化/破壞基材等顧慮。圖 1.1.10 即在使用縱向寬度 $W_L = 30\text{ mm}$ 之光束於寬度 $W_S = 15\text{ mm}$ 的試片上掃描長度 $L_S = 10\text{ mm}$ 時，採用不同雷射功率 P_L 與光束橫向掃描速度 V_x 下試片表面的累積照射能量密度 F_s 與掃描次數 N_s 之關聯。

2.2 試片

本研究將分析雷射除污於奧斯田鐵系 304 不鏽鋼與低碳鋼平板試片的剝蝕結果，並參考 110 年度報告[9]中子項 1-3 計畫之方法製備預長氧化層不鏽鋼與碳鋼材試片執行實驗。各試片的長、寬與厚度尺寸固定為 $15\text{ mm} \times 15\text{ mm} \times 2\text{ mm}$ 如圖 1.1.11 所示。實驗所使用的 304 不鏽鋼與碳鋼試片之成分摘要於表 1.1.2 與表 1.1.3。

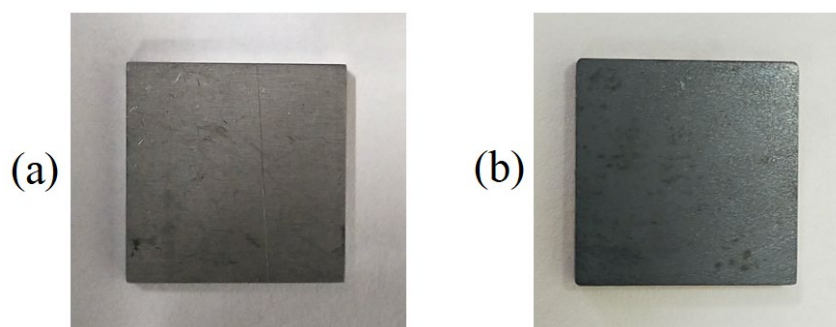


圖 1.1.11 實驗所使用之 $15\text{ mm} \times 15\text{ mm} \times 2\text{ mm}$ 之 304 不鏽鋼與碳鋼平板試片。

表 1.1.2 304 不鏽鋼試片的組成成分

Element	Fe	C	Cr	Ni	Mn	Si	P	S	Cu	Mo	K
Mass%	Bal.	0.038	18.14	8.02	1.15	0.48	0.04	0.005	0.35	0.2	0.028

表 1.1.3 碳鋼平板試片的組成成分

Element	Fe	C	Cr	Ni	Mn	Si	P	S	Cu	Al
Mass%	Bal.	0.05	0.02	0.01	0.21	0.01	0.009	0.004	0.02	0.044

2.3 試片表面處理

在預長氧化層之前，試片使用碳化矽(SiC)砂紙進行研磨處理以去除試片表面上的原生氧化層及髒污，處理的順序依序從砂紙號數 800 號（粗）至 2500 號（細）研磨至試片表面光滑。此步驟可以確保後續實驗不被殘餘氧化層及髒污干擾，並使預長氧化層能夠平整的生成。

2.4 試片預長氧化層

304 不鏽鋼及碳鋼試片皆進行預長氧化層實驗。首先，分別將試片放入如圖 1.1.12 所示的高溫爐中。針對 304 不鏽鋼試片，以流量 240 cc/min 氧氣通入高溫爐中並加熱至 850°C 持溫 48 小時以長出氧化層。碳鋼則以流量 50 cc/min 氧氣通入高溫爐中並加熱至 500°C 持溫 5 分鐘以長出氧化層。



圖 1.1.12 試片預長氧化層的高溫爐管裝置。

2.5 試片表面分析

為了瞭解 304 不鏽鋼基材、碳鋼基材與 304 不鏽鋼及碳鋼試片中氧化層的表面形貌及成分，我們透過光學顯微鏡(Optical Microscope, OM)、掃描式電子顯微鏡(Scanning Electron Microscope, SEM)與 X 光繞射(X-ray diffraction, XRD)來進行分析。本研究所使用的掃描式電子顯微鏡為熱場發射電子顯微鏡，型號為日本 JEOL 公司所製造的 JSM-7610F。藉由掃描電子顯微鏡觀察預長氧化層試片與雷射照射後試片表面形貌，並搭配能量色散 X 射線光譜(Energy-dispersive X-ray spectroscopy, EDX)分析 304 不鏽鋼及碳鋼的氧化層所含元素比例以進行定性分析。此外，針對氧化層厚度分析，分析程序為先將試片進行鑲埋處理以保護氧化層結構並研磨橫截面，再使用掃描電子顯微鏡拍攝並分析氧化層厚度。針對 X 光繞射分析(XRD)，本研究使用國家實驗研究院台灣半導體研究中心的 X 光繞射儀分析儀型(PANalytical X'Pert Pro, MRD)，X 光繞射儀所使用波長為 0.154 nm 的 Cu-K α X 光，掃描角度為 30 ~ 85°，針對所獲得的 θ -2 θ 訊號能譜進行分析

以獲得繞射峰位置(2θ)，分析結果再與 JCPDS 資料庫進行比對以判斷預長氧化層的成分及結構。

2.6 重量與厚度分析

本研究利用圖 1.1.13 所示之微量天秤量測試片重量，其單位為公克(g)，有效位數為小數點後第四位。在雷射除污照射前後分別量測試片重量並進行照射前後的試片重量差計算， $W_{\text{照射前重量}} - W_{\text{照射後重量}} = \Delta W_{\text{重量損失}}$ ，以獲得雷射剝蝕下的試片重量損失數值。針對照射後剝蝕深度的分析則使用如圖 1.1.14(a)所示的薄膜厚度輪廓測量儀(α -step)量測照射區與未照射區的高度變化。量測方式如圖 1.1.14 (b)所示，利用 α -step 量測照射及未照射邊界附近的高度後，將照射區及未照射區內一定區間的高度取平均值後相減即可得到照射下剝蝕造成的高度變化，用於探討不同雷射參數下所能得到的剝蝕深度結果。

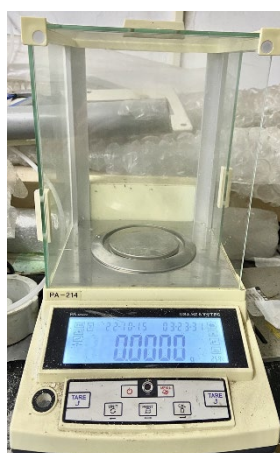


圖 1.1.13 量測試片重量之微量天秤。

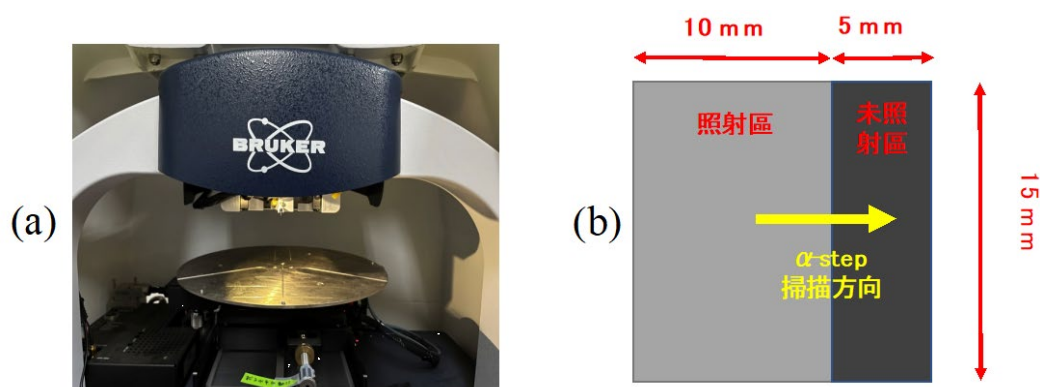


圖 1.1.14 (a)薄膜厚度輪廓測量儀。(b)試片剝蝕厚度量測示意圖。

2.7 雷射除污集塵腔製作

為發展雷射除污下可有效抑制粉塵擴散之設備並累積操作經驗，本分項工作即以文獻[12]中國立清華大學原科中心發展之集塵腔為基礎，改良結構成為可與數百瓦級功率之雷射系統搭配的集塵腔設備如圖 1.1.15 所示。相比文獻[12]以壓克力製作並與 5 W 功率雷射搭配使用的腔體，本實驗所製備之集塵腔主要改進之處為使用鋁材製作腔體各部件並於光入口端採用熔融石英玻璃光學窗(fused silica optical window)，以避免在使用 300 W 雷射時因高光束強度使透光處損壞或因高功率照射使腔體溫度升高至融化變形之顧慮。由於雷射光將藉由穿透厚度 4 mm 之光學窗以照射置放於載台上之試片如圖 1.1.15 (a)之結構圖所示，因此選購配有 750~1550 nm 近紅外光抗反射鍍膜(anti-reflection coating)的光學窗(39-304, Edmund Optics)以避免雷射光於光學窗表面反射所造成的環境雜散光。考量除污使用縱向寬度為 30 mm 之雷射光並預留可達 40 mm 的掃描長度，集塵腔上蓋開有 44 mm × 44 mm 之方形孔再以夾具固定 50 mm×50 mm×4 mm 的石英光學窗。光學窗與上蓋和夾具交接處墊有 1 mm 厚之氟龍薄片(耐溫 260)，以防止在固定光學窗時玻璃材料因承受應力而破裂，為安裝光學窗時所需特別注意之處。

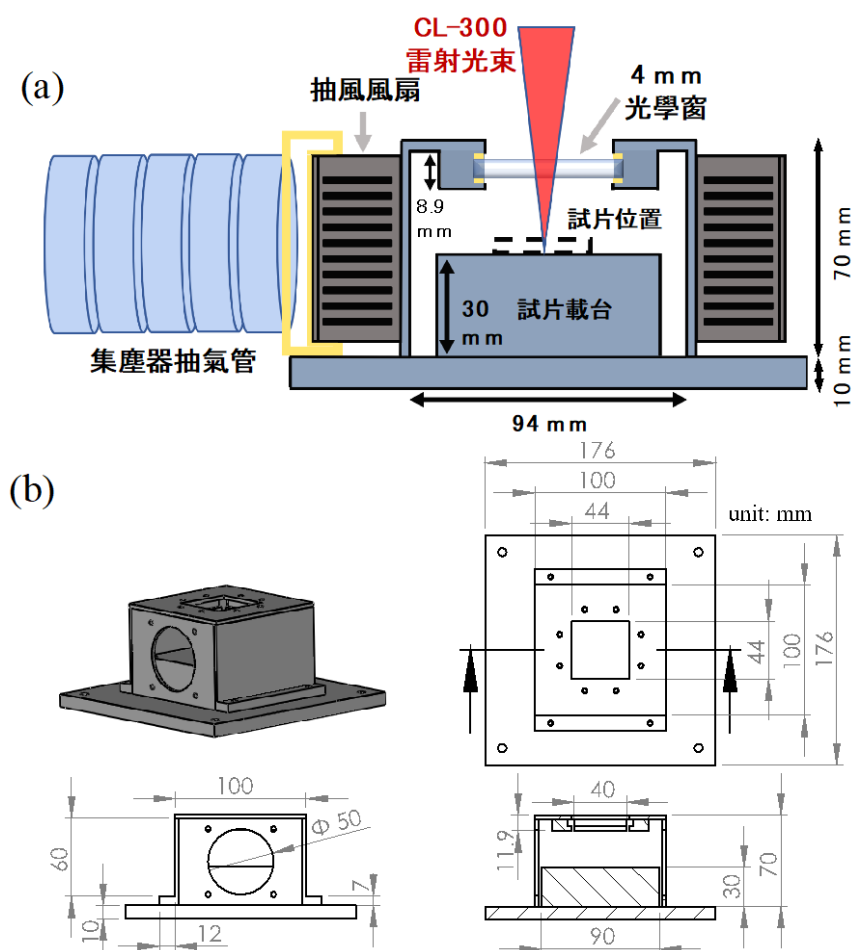


圖 1.1.15 (a)實驗所設計之雷射除污集塵腔與雷射光束、試片、抽風扇與集塵器抽氣管相連運作時之示意圖。(b)集塵腔之上視(右上)、剖面(右下)與側視(左下)圖及相應之幾何參數。

如圖 1.1.15 (b)所示，集塵腔腔體由腔體上蓋、左右腔壁、前後腔壁 以及底板等六片陽極氧化處理後之鋁板所組合而成。除底板厚度為 10 mm 外，其餘板材厚度皆為 3 mm，腔體含底板高度為 80 mm，而寬度和長度皆為 176 mm。腔體內部為 94 mm 長×94 mm 寬×58 mm 高(扣除光學窗夾具所佔高度)，內置有一個 74 mm 長×90 mm 寬×30 mm 高的試片載台。此試片載台的高度須依照雷射光聚焦長度與雷射頭可能配有的吸塵裝置所造成的空間限制而調整。腔體左右兩壁上開一直徑 50 mm 的抽氣孔，並於外各安裝一個小型風扇，以使空氣可由如圖 1.1.15 (a)所示從右方吸入集塵腔而後由左方排出。右側之風扇於外側配有一般濾網以避免異物或灰塵進入集塵腔，而左側之風扇則在排氣端連接後端集塵器的抽氣管。

圖 1.1.16(a)為此鋁製集塵腔組裝完成後之照片。然而由於實驗所使用之 CL300 雷射系統已配有一個抽氣集塵系統，並於雷射頭出口端配有一個長 115 mm 之抽氣吸嘴如圖 1.1.16 (b)所示，此抽氣吸嘴所佔據之空間即為搭配使用集塵腔時所需特別考量之處，並為此於腔內額外安裝高 30 mm 之試片載台以避免此抽氣吸嘴撞擊集塵腔上蓋，並維持聚焦鏡至試片表面距離等同焦距之操作需求。然而墊高試片位置等同縮減光學窗與光束聚焦點之距離至約 35 mm，致使光學窗需承受較高的光束強度而增加其損壞之風險。因此原則上，適當安排光學窗位置使之遠離光束聚焦處為較佳的集塵腔結構設計選擇。

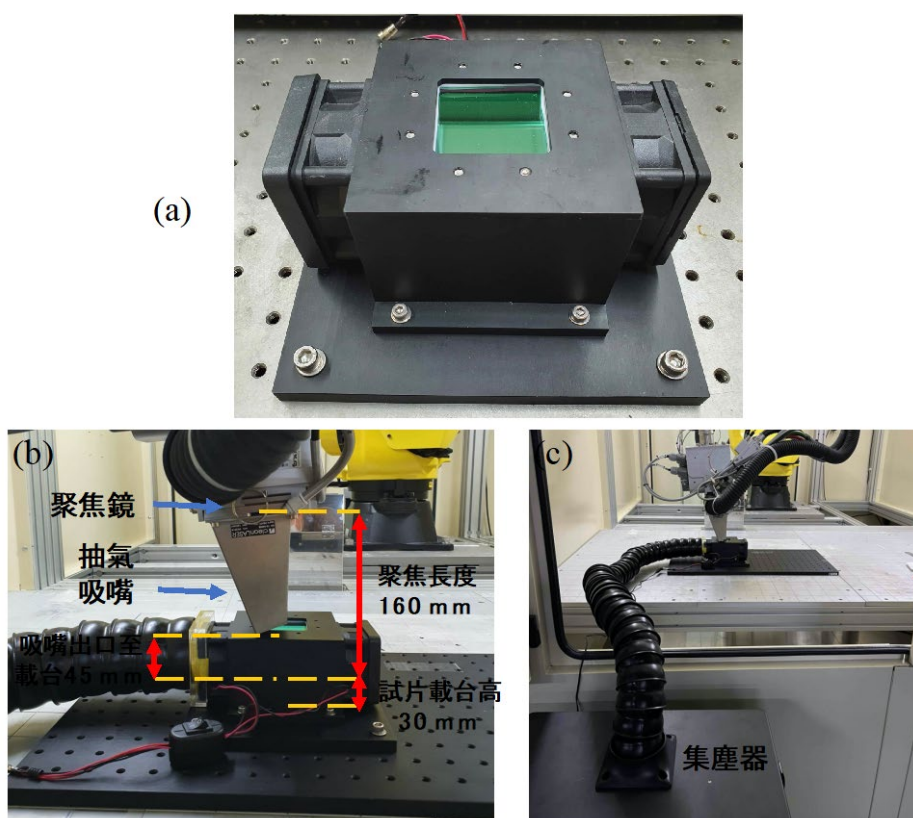


圖 1.1.16 (a)實驗使用之集塵腔照片。(b)使用集塵腔時，雷射光聚焦處、雷射配有之抽氣吸嘴與試片載台高度間的幾何限制。(c)實驗時集塵腔連接集塵器運作之照片。

在實驗操作上，集塵腔排氣風扇出口端即連接抽氣管使除污產生的粉塵顆粒可被導入一個集塵器如圖 1.1.16(c)所示。實驗使用之商售集塵器內含 H13 級高效微粒空氣過濾器(HEPA filter)，其抽風量可達 250 m³/h，抽風速可 17 m/s，依規格其對直徑為 0.3 μm 之顆粒多過濾效果可達 99.99%。相比文獻[4]德勒斯登工業大學團隊執行雷射除污金屬試片實驗時使用抽風量達 200 m³/h、內含 H13 高效微粒空氣過濾器可過濾 99.99%的 0.3 μm 顆粒之集塵器，本研究所使用集塵器之規格符合實驗所需。

(三) 實驗結果與討論

3.1 試片氧化層分析

此章節將先分別對不鏽鋼與碳鋼試片上預長的氧化層之結構與厚度進行分析與說明。

3.1.1 氧化層厚度分析

3.1.1.1 不鏽鋼試片氧化層

圖 1.1.17(a)、(b)、(c)為 304 不鏽鋼預長氧化層的橫截面，由於試片研磨前須進行鑲埋以保護氧化層，因此拍攝出的結構由上到下依序是樹脂鑲埋液、氧化層、304 不鏽鋼基材。根據光學顯微鏡及 SEM 拍攝結果可以看出 304 不鏽鋼基材及氧化層的差異並依此判斷氧化層厚度平均為 4.5 μm。另外根據 SEM LBE (低角度背向散射電子成像)模式拍攝結果可見氧化層顏色相較基材較深，這是由於在 LBE 模式下元素較輕(原子序較小)者因收集到較少的電子訊號而呈現顏色較暗，反之元素較重(原子序較大)者因可收集到較多的電子訊號而呈現較明亮的顏色，因此造成含氧的不鏽鋼氧化層具有較深的對比色，可進一步地用來確認 304 不鏽鋼氧化層的厚度。

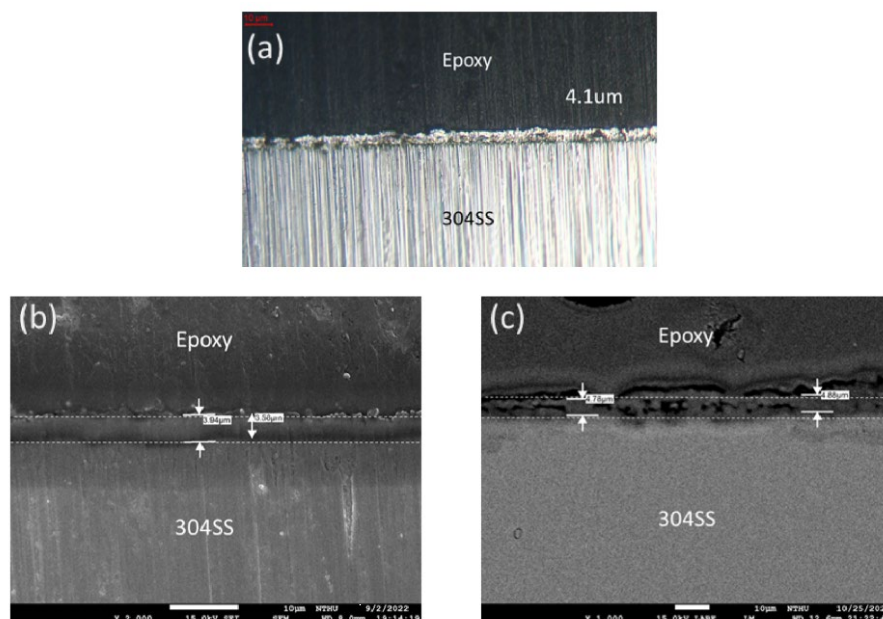


圖 1.1.17 含高溫預長氧化層的 304 不鏽鋼橫截面試片之(a)光學顯微鏡 OM 影像、(b)二次電子成像 SEM SEI 影像與(c)低角度背向散射電子成像 SEM LBE 影像。

3.1.2.2 碳鋼試片氧化層

圖 1.1.18(a)、(b)、(c)為預長氧化層的碳鋼試片橫截面，根據光學顯微鏡及 SEM 拍攝結果可以看出碳鋼基材及氧化層的差異並依此判斷氧化層厚度，結果顯示可以觀察到表面有平均厚度為 $10.5 \mu\text{m}$ 的氧化層。另外根據 SEM LBE 模式拍攝結果可見氧化層顏色相較基材較深，這是由於在 LBE 模式下元素較輕（原子序較小）者因收集到較少的電子訊號而呈現顏色較暗，反之元素較重（原子序較大）者因可收集到較多的電子訊號而呈現較明亮的顏色，因此造成含氧的碳鋼氧化層具有較深的對比色，可進一步地用來確認碳鋼氧化層的厚度。

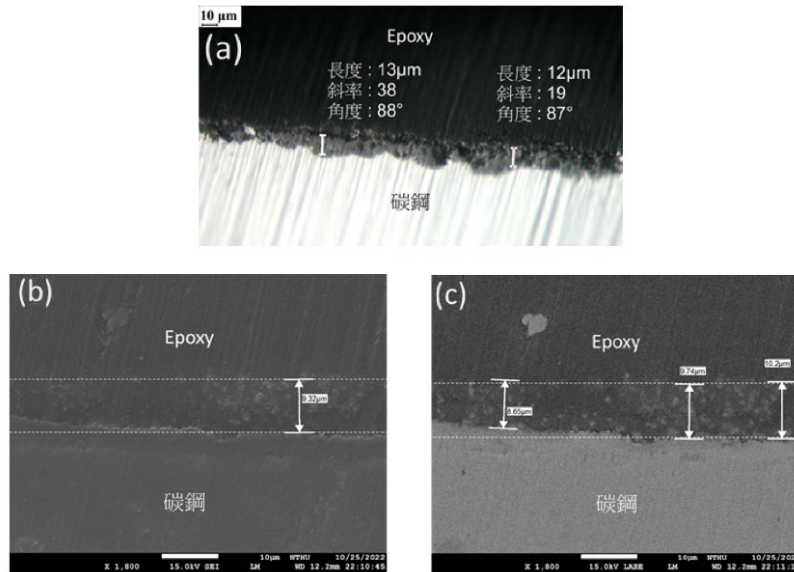


圖 1.1.18 含高溫預長氧化層的碳鋼橫截面試片之(a)光學顯微鏡 OM 影像、(b)二次電子成像 SEM SEI 影像與(c)低角度背向散射電子成像 SEM LBE 影像。

3.1.2 氧化層結構

3.1.2.1 不鏽鋼試片氧化層

圖 1.1.19 為高溫氧化的 304 不鏽鋼(參考本計畫 110 年度之報告[9])所述模擬不鏽鋼基材在核電廠使用時所生成的氧化層)表面形貌及 EDX 各元素成分分析結果，可見氧化層平坦且元素分佈均勻。主要元素成分為鉻、氧、鐵。而根據圖 1.1.20 的 XRD 分析結果，將含氧化層不鏽鋼試片與不鏽鋼基材試片的 XRD 結果進行比對可得知高溫氧化 304 不鏽鋼的氧化層結構為 Fe_2O_3 、 FeCr_2O_4 及 $\text{Fe} + 2\text{Cr}_2\text{O}_4$ 。

圖 1.1.20 也摘要含氧化層不鏽鋼進行雷射照射前、以選定的雷射累積照射能量密度照射後與不鏽鋼基材的 XRD 分析結果。如圖所示對照 XRD 的繞射峰在雷射除污前的氧化層中可以看見 Fe_2O_3 、 FeCr_2O_4 及 $\text{Fe} + 2\text{Cr}_2\text{O}_4$ 的氧化層訊號。再對照最下方的不鏽鋼基板繞射峰即可推論在雷射累積照射能量密度為 400 J/cm^2 (f1)與 3200 J/cm^2 (f3)兩組參數下可觀察出隨著雷射照射量的上升可以移除更多的預長氧化層，且可以發現 36 度附近的 Fe_2O_3 及 FeCr_2O_4 的氧化層的訊號隨著雷射照射能量增加而下降。此外在 74 度附近的繞射峰為氧化層 $\text{Fe} + 2\text{Cr}_2\text{O}_4$ 的訊號，但仍可見其部分訊號依，推測 $\text{Fe} + 2\text{Cr}_2\text{O}_4$ 為氧化層的內層結構。

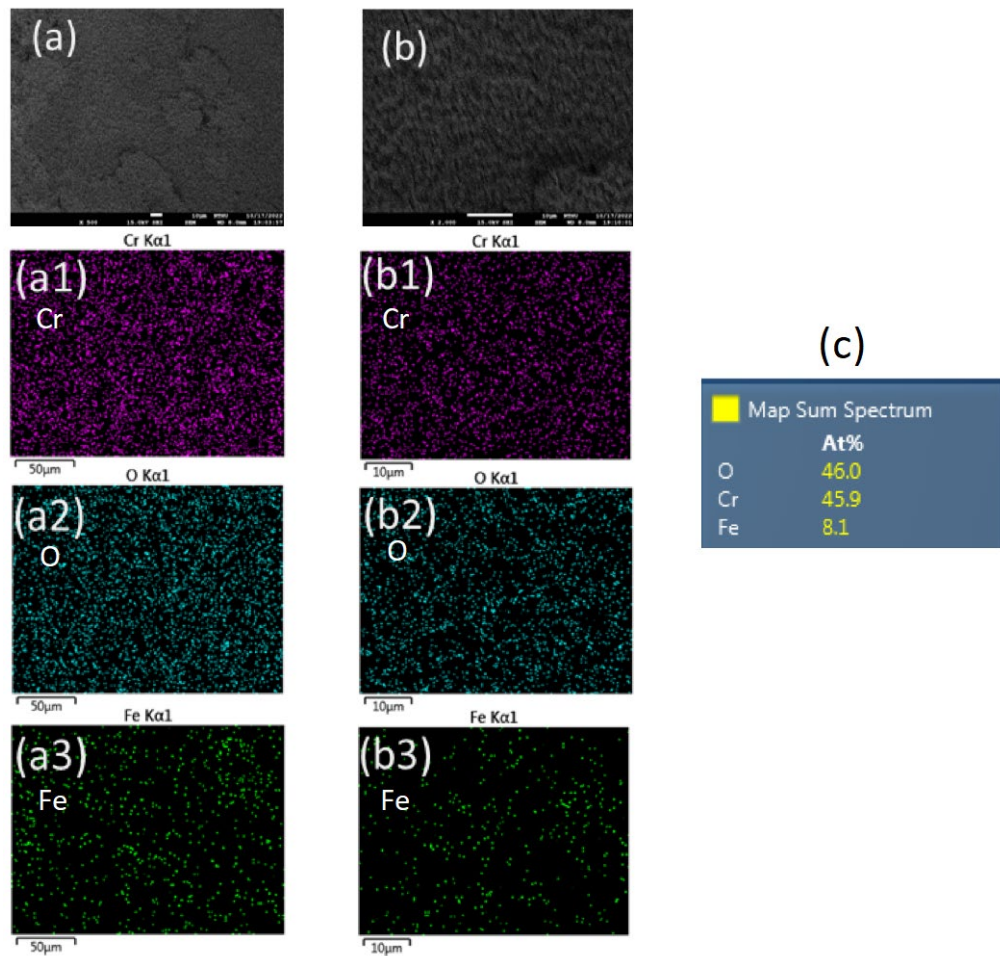


圖 1.1.19 以電子掃描鏡量測 304 不鏽鋼氧化層表面形貌 (a)500 倍(低倍率);(b)2000 倍(高倍率)，以及(a1~b3)使用 EDX 量測各成分分佈情形與(c)成分摘要。

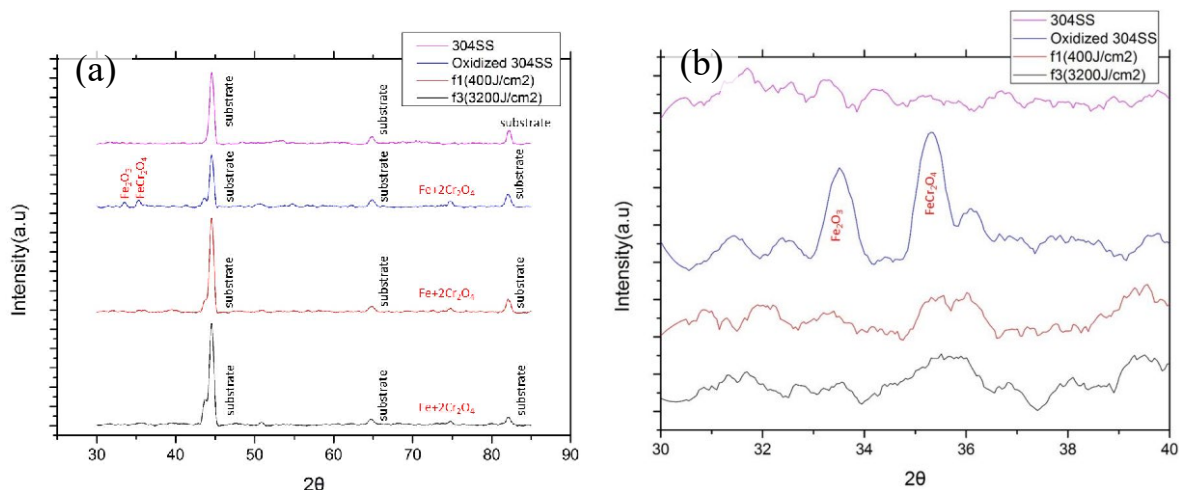


圖 1.1.20 不鏽鋼氧化層 XRD 分析結果。於(a) $2\theta = 30-85^\circ$ 與 (b) $2\theta = 30-40^\circ$ 量測不鏽鋼基材、不鏽鋼氧化層、含氧化層區經 400 J/cm^2 與 3200 J/cm^2 雷射照射量後的訊號。

3.1.2.2 碳鋼試片氧化層

圖 1.1.21 為高溫氧化的碳鋼表面形貌及 EDX 各元素成分分析結果，可見氧化層平坦且元素分佈均勻，主要元素成分為鐵、氧、碳。根據圖 1.1.22 XRD 分析結果，將含碳鋼氧化層試片及碳鋼基材的 XRD 結果進行疊圖比較可得知碳鋼的氧化層結構為 Fe_3O_4 。

圖 1.1.22 為含氧化層碳鋼進行雷射照射、以選定的雷射累積照射能量密度照射後與碳鋼基材的 XRD 分析結果。如圖所示對照 XRD 的繞射峰在雷射照射前的氧化層中可以看出 Fe_3O_4 的氧化層訊號。藉由對照碳鋼基材的繞射峰訊號進行比較，可以推論氧化層移除量隨雷射照射量上升而增加。相比雷射照射量為 400 J/cm^2 (v1) 的結果，照射量達 3200 J/cm^2 (v3) 時僅剩微弱 Fe_3O_4 訊號。

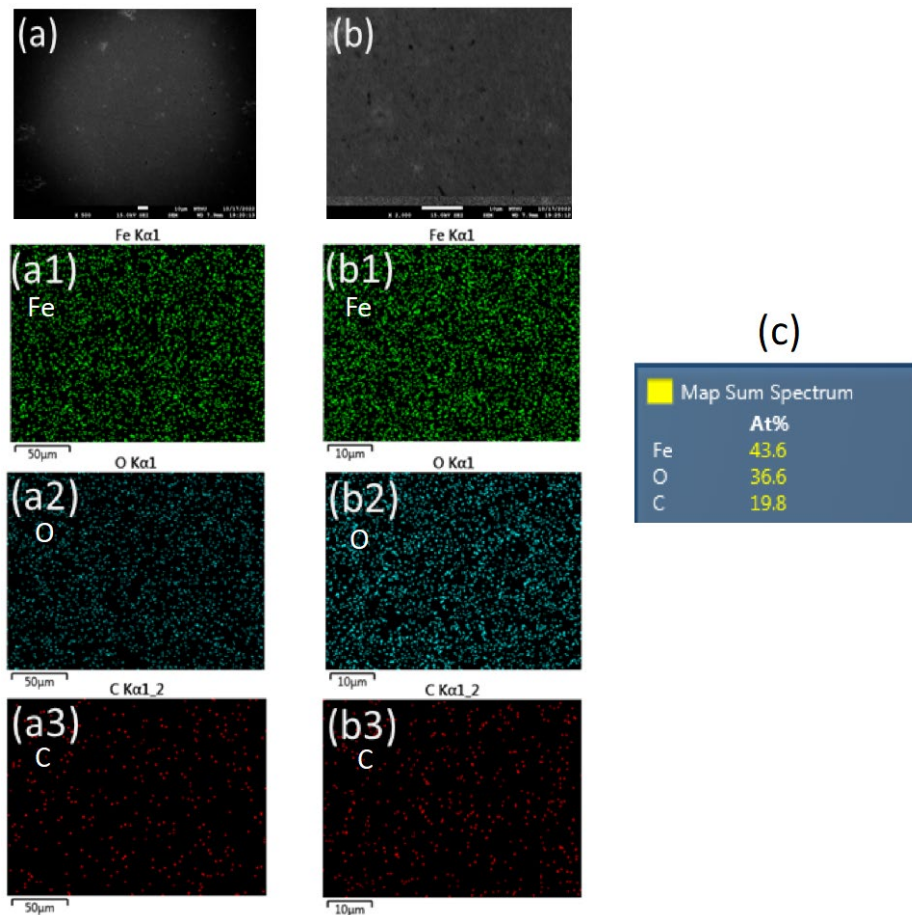


圖 1.1.21 以電子掃描鏡量測 304 不鏽鋼氧化層表面形貌 (a)500 倍(低倍率);(b)2000 倍(高倍率)，以及(a1~b3)使用 EDX 量測各成分分佈情形與(c)成分摘要。

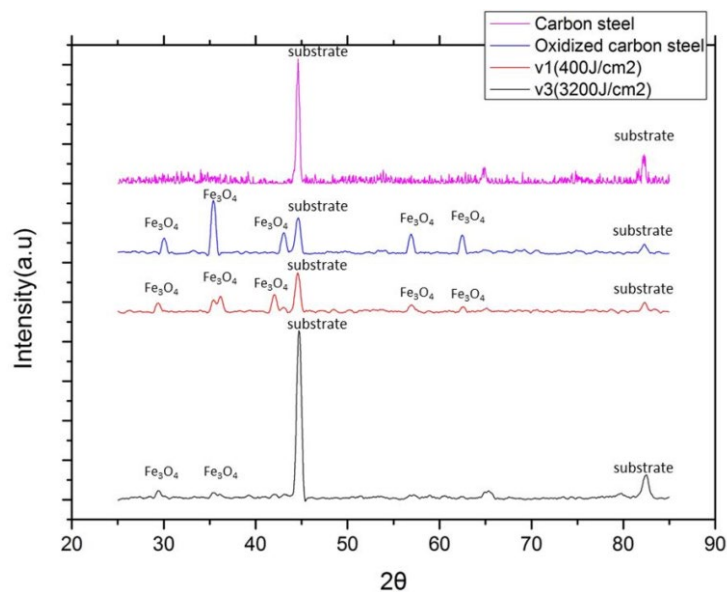


圖 1.1.22 碳鋼氧化層 XRD 分析結果。於 $2\theta=25-85^\circ$ 量測對不鏽鋼基材、不鏽鋼氧化層、含氧化層區經 400 J/cm^2 與 3200 J/cm^2 雷射照射量後的訊號。

3.2 雷射剝蝕實驗結果

由 2.1.1 節雷射參數量測結果可知，CL300 雷射所產生的雷射脈衝其時寬 τ_p 會隨所設定的脈衝重複頻率 f_{rep} 增加而上升(圖 1.1.5)，而較高的脈衝重複頻率 f_{rep} 也會降低單一脈衝能量 E_p (式 1.1.4)，此兩項因素將使高重複頻率操作下在聚焦點的脈衝尖峰功率 P_0 (式 1.1.1)與尖峰強度 I_0 (式 1.1.2)下降而降低剝蝕效率。因此實驗選擇在固定脈衝重複頻率 $f_{rep} = 15 \text{ kHz}$ 以獲得最高脈衝強度 $I_0 = 2 \times 10^7 \text{ W/cm}^2$ 的條件下使用 300 W 雷射功率驗證剝蝕結果，並解析試片蝕剝深度與重量損失隨光束縱向掃描頻率 f_s 、光束橫向掃描速度 V_x 與試片表面累積照射能量密度 F_{SI} (單位面積累積能量)之變化。對無氧化層試片的實驗則輔以數例使用 200 W 雷射功率之結果以證明降低雷射功率與強度 $I_0 = 9.5 \times 10^6 \text{ W/cm}^2$ 不利於剝蝕操作之原則。

3.2.1 不鏽鋼基材試片之剝蝕深度與重量變化

圖 1.1.23 為使用 300 W 功率之雷射光束，在設定光束縱向掃描頻率 $f_s = 50 \text{ Hz}$ 下使光束以速度 $V_x = 5 \text{ mm/s}$ 沿橫向來回掃描不鏽鋼試片 10 mm 長度範圍直至表面累積照射能量密度達 $F_{SI} = 400 - 5200 \text{ J/cm}^2$ 後之試片照片。由觀察可明顯分辨未照射區呈現有光澤的銀色而雷射照射後的區域在累積照射能量密度為 $F_{SI} = 400 \text{ J/cm}^2$ 時呈現類似被燒灼的黑色，但在照射量大於 $F_{SI} = 1600 \text{ J/cm}^2$ 時則為變為略帶光澤的金屬深灰色。由後續剝蝕深度的分析可知在照射量 $F_{SI} = 400 \text{ J/cm}^2$ 所造成的黑色表面反而代表照射並沒有剝蝕表層。在照射量為 $F_{SI} = 1600 - 5200 \text{ J/cm}^2$ 且可剝蝕不鏽鋼表面的情況下照射區的顏色不會有明顯變化，故無法僅由顏色差異明確判斷照射量的大小差異。

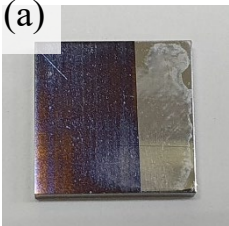
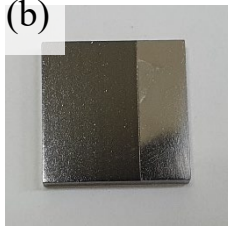
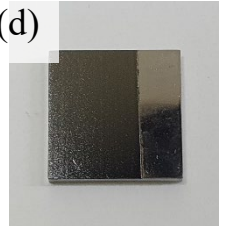
sample	(a) 	(b) 	(c) 	(d) 
F_{SI} J/cm^2	400	1600	3200	5200

圖 1.1.23 使用 300 W 雷射功率、15 kHz 脈衝重複頻率與 50 Hz 縱向掃描頻率，以 5 mm/s 光束橫向掃描速度照射不鏽鋼試片左方 10 mm 長度以達成 400–5200 J/cm^2 累積表面照射能量密度後的試片照片。

在雷射剝蝕深度的分析上則使用薄膜厚度輪廓測度儀(α -step)量測照射區與未照射區邊界 3 mm 範圍內的試片表面高度變化以判斷在一個給定表面累積照射能量密度 F_{SI} 下的剝蝕深度。藉由分析圖 1.1.23 (a)與圖 1.1.23 (c)所示之試片，圖 1.1.24 (a)與圖 1.1.24 (b)即顯示 α -step 量測下不鏽鋼在累積照射能量密度為 $F_{SI} = 400 \text{ J/cm}^2$ 與 3200 J/cm^2 時的

表面高度變化。由圖 1.1.24 (a)之結果可明顯觀察出在 $F_{SI}=400 \text{ J/cm}^2$ 的照射量時，雷射僅燒灼表面並使表面融化形變並變得較為粗糙，但沒有形成明顯的剝蝕深度。由於金屬表面在初期較平整光滑時可反射較多的雷射光，因此在只有部分光束能量可被材料表面吸收的情況下光束照射僅能提升材料溫度並逐步使表面因融化而變得粗糙，而隨著累積照射能量密度 F_{SI} 的提升，變為粗糙的表面逐步提高對光能的吸收率而達到剝蝕的作用區間，因此如圖 1.1.24 (b)所示於 $F_{SI}=3200 \text{ J/cm}^2$ 的照射量時即可明顯觀察出照射區與非照射區的高度變化，並在計算一定範圍的平均高度數值下得出此參數下對不鏽鋼基材達 1.5 微米的剝蝕深度。當雷射光功率降低至 200 W 時，因雷射脈衝能量與強度的降低圖 1.1.24 (c)的結果顯示材料表面在 $F_{SI}=400 \text{ J/cm}^2$ 的照射量下幾乎與未照射區相同(此圖於 2.5 - 3 mm 區間的高度變化為試片本有的形變)。而增加照射量至 $F_{SI}=3200 \text{ J/cm}^2$ 時也僅能使不鏽鋼表面融化變得粗糙如圖 1.1.24 (d)所示。因此由圖 1.1.24 所摘要之結果可推論使用 200 W 雷射功率無法有效剝蝕不鏽鋼材料之操作限制。

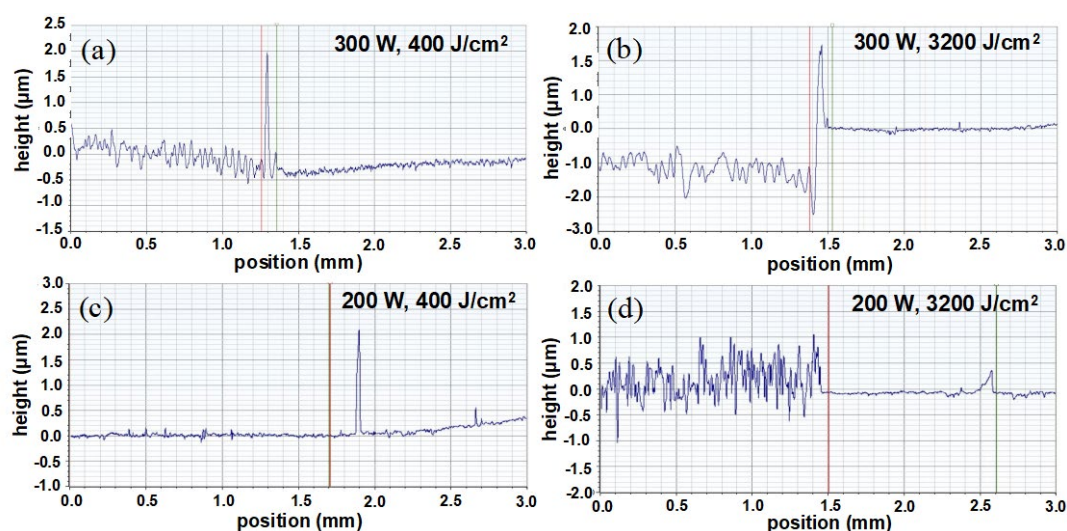


圖 1.1.24 以 300W 雷射功率、15 kHz 脈衝重複頻率、50 Hz 光束縱向掃描頻率與 5 mm/s 橫向掃描速度照射不鏽鋼試片達(a) 400 J/cm^2 與(b) 3200 J/cm^2 累積照射能量密度時所量測之試片表面高度變化。降低雷射功率至 200 W 並照射不鏽鋼試片達(c) 400 J/cm^2 與(d) 3200 J/cm^2 時的量測結果。圖中紅色線段為所判斷的照射區與未照射區邊界。

圖 1.1.25 (a)彙整使用 300 W 雷射功率與光束縱向掃描頻率 $f_s = 50 \text{ Hz}$ 時，改變光束以 $V_x = 5 \text{ mm/s}$ 至 15 mm/s 之速度橫向來回掃描不鏽鋼試片至累積表面照射能量密度達 $F_{SI} = 400 - 5200 \text{ J/cm}^2$ 下的剝蝕深度變化。實驗結果顯示照射量達 $F_{SI} = 1600 \text{ J/cm}^2$ 時始能達成約 0.3 μm 的剝蝕深度，而隨照射量達 $F_{SI} = 5200 \text{ J/cm}^2$ 剝蝕深度可近似增加至 3 μm 。在所改變的光束橫向掃描速度的範圍內(5 - 15 mm/s)剝蝕深度隨照射量 F_{SI} 變化的趨勢大致相同，可證明照射量 F_{SI} 為決定雷射剝蝕深度的最重要參數。圖 1.1.25 (b)所示試片重量損失隨累積照射量 F_{SI} 的變化趨勢可相類比圖 1.1.25 (a)之結果。在照射量達 F_{SI}

=1600 J/cm² 時可在此 1.5 平方公分的照射區造成約 0.5 毫克(mg)的重量差別，而在照射量達 $F_{SI}=5200 \text{ J/cm}^2$ 時重量損失則增加至約 3.6 mg。

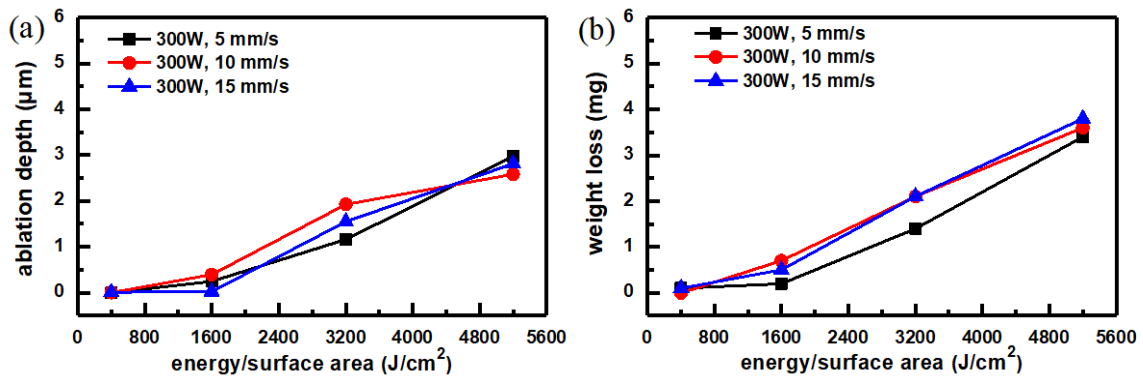


圖 1.1.25 於 300W 雷射功率、15 kHz 脈衝重複頻率與 50 Hz 光束縱向掃描頻率下，改變光束橫向掃描速度 5 mm/s 至 15 mm/s 時不鏽鋼試片的(a)剝蝕深度與(b)重量損失隨光束累積照射能量之變化。

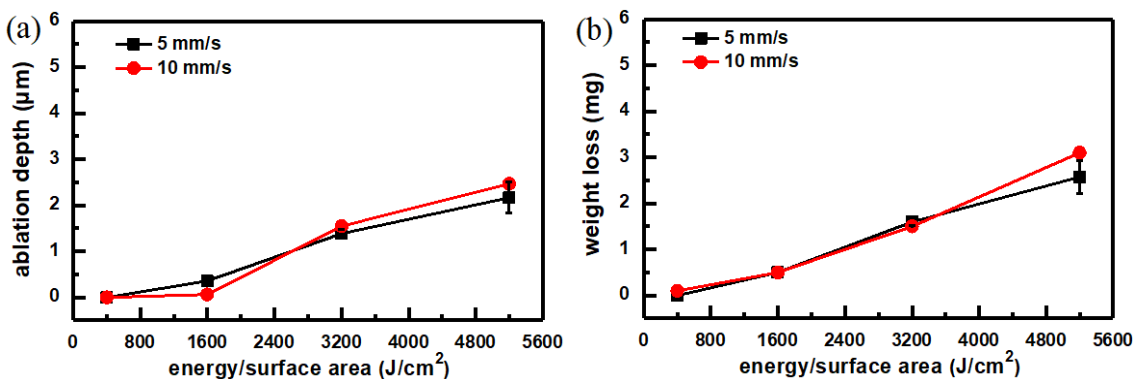


圖 1.1.26 於 300W 雷射功率、15 kHz 脈衝重複頻率與 100 Hz 光束縱向掃描頻率下，改變光束橫向掃描速度 5 mm/s 至 10 mm/s 時不鏽鋼試片的(a)剝蝕深度與(b)重量損失隨光束累積照射能量之變化。

在使用相同操作參數但增加光束縱向掃描頻率至 $f_s = 100 \text{ Hz}$ 時，剝蝕深度與試片重量損失隨累積照射量 F_{SI} 的變化彙整於圖 1.1.26 (a)與圖 1.1.26 (b)。圖 1.1.26 (a)顯示照射量達 $F_{SI}=1600 \text{ J/cm}^2$ 時才可較觀察到約 0.3 μm 的剝蝕深度，而於 $F_{SI}=5200 \text{ J/cm}^2$ 時剝蝕深度增至約 2.2 μm。實驗也於掃描速度為 $V_x = 5 \text{ mm/s}$ 下對三片試片重複照射量達 $F_{SI}=5200 \text{ J/cm}^2$ 之結果並用以推算剝蝕深度的數據標準差為 0.3 μm。因此雖然由掃描頻率 $f_s=100 \text{ Hz}$ 、照射量 $F_{SI}=5200 \text{ J/cm}^2$ 時所得之剝蝕深度 2.2 μm 略低於相應使用 $f_s=50 \text{ Hz}$ 所得之 3 μm 深度如圖 1.1.25 (a)所示，此差異應可解釋為誤差範圍內的結果。原則上增加掃描頻率由 $f_s=50 \text{ Hz}$ 至 100 Hz 會降低光點重疊率(式 1.1.5) $O_R = 74.4\%$ 至 48.7% 而可能造成剝蝕效果的差異。然而由於光束已於表面來回掃描 26 次以達到 $F_{SI}=5200 \text{ J/cm}^2$ 的照射量，此重複照射單一平面的效果即可降低光點重疊率改變的效應。因此可推論在所改變的掃描頻率($f_s = 50 - 100 \text{ Hz}$)與光點重疊率($O_R = 74.4 - 48.7\%$)範圍內不至

顯著改變照射量 F_{SI} 與剝蝕深度間的關係。而如圖 1.1.26 (b)所示在 $V_x = 5 \text{ mm/s}$ 、 $F_{SI} = 5200 \text{ J/cm}^2$ 時的試片重量損失可達 3 mg 並有 0.36 mg 的數據標準差範圍。

3.2.2 含氧化層不鏽鋼試片之剝蝕深度與重量變化

圖 1.1.27 為使用如 3.1 節所介紹的含 $4 \mu\text{m}$ 厚氧化層不鏽鋼試片，在設定 300 W 雷射以光束縱向掃描頻率 $f_s = 50 \text{ Hz}$ 與光束橫向速度 $V_x = 5 \text{ mm/s}$ 掃描試片表面 10 mm 長度至累積表面照射能量密度達 $F_{SI} = 400 - 5200 \text{ J/cm}^2$ 下照射後試片之照片。在此未照射區因含有氧化層而呈現無光澤的深黑色，而照射區則呈現金屬深灰色與圖 1.1.23 所示可被有效剝蝕的表面相似並可明顯由肉眼分辨。然而照射區的顏色不隨照射量 F_{SI} 的改變有大幅變化，因此無法以外觀顏色粗略分辨各試片的照射量 F_{SI} 差異。

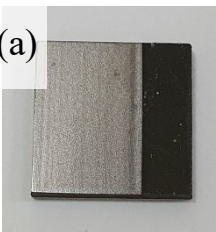
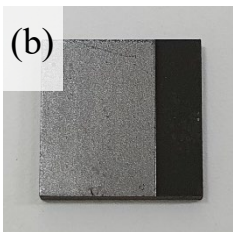
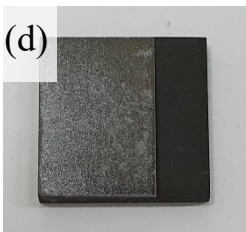
sample	(a) 	(b) 	(c) 	(d) 
F_{SI} J/cm^2	400	1600	3200	5200

圖 1.1.27 使用 300 W 雷射功率、15 kHz 脈衝重複頻率與 50 Hz 縱向掃描頻率，以 5 mm/s 光束橫向掃描速度照射含氧化層不鏽鋼試片左方 10 mm 長度以達成 400–5200 J/cm^2 累積表面照射能量密度後的試片照片。

圖 1.1.28 (a)與圖 1.1.28 (b)即彙整使用 300 W 雷射功率與光束縱向掃描頻率 $f_s = 50 \text{ Hz}$ 時，改變光束橫向掃描速度為 $V_x = 5 \text{ mm/s}$ 至 15 mm/s 下對含氧化層不鏽鋼試片施以累積表面照射能量密度 $F_{SI} = 400 - 5200 \text{ J/cm}^2$ 時所造成的剝蝕深度與重量損失變化。圖 1.1.28(a)顯示對含氧化層不鏽鋼的照射在達 $F_{SI} = 400 \text{ J/cm}^2$ 時即可造成 $1 \mu\text{m}$ 的剝蝕深度，並在增高照射量至 $F_{SI} = 5200 \text{ J/cm}^2$ 時可逐步加深剝蝕深度至約 $5 \mu\text{m}$ 。相比在相同雷射參數下圖 1.1.25 (a)所示對不鏽鋼基材試片的照射量需至 $F_{SI} = 1600 \text{ J/cm}^2$ 始可達 $0.3 \mu\text{m}$ 的剝蝕深度，因此可推論雷射可對含氧化層不鏽鋼試片造成較高的剝蝕效果，並歸因於黑色無光澤的氧化層表面在照射初期即有高的光吸收率而快速升溫並開始被雷射脈衝剝蝕，而氧化層自身結構也較不鏽鋼基材鬆散脆弱因此有利提升剝蝕的效應。試片的重量損失大致隨雷射照射量 F_{SI} 線性增加如圖 1.1.28 (b)所示，並於照射量為 $F_{SI} = 5200 \text{ J/cm}^2$ 時對面積 1.5 cm^2 的照射區造成 4.7 mg 的重量損失。實驗也於掃描速度為 $V_x = 10 \text{ mm/s}$ 下重複照射量為 $F_{SI} = 1600 \text{ J/cm}$ 與 5200 J/cm 之結果並用以推算剝蝕深度的數據標準差為 $0.7 \mu\text{m}$ 而重量損失的數據標準差為 0.4 mg。

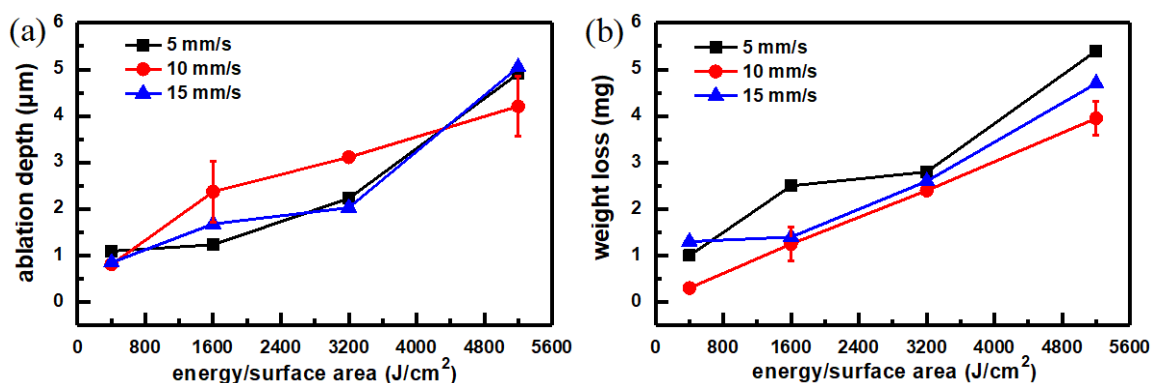


圖 1.1.28 於 300W 雷射功率、15 kHz 脈衝重複頻率與 50 Hz 光束縱向掃描頻率下，改變光束橫向掃描速度 5 mm/s 至 15 mm/s 時含氧化層不鏽鋼試片的(a)剝蝕深度與(b)重量損失隨光束累積照射能量之變化。

在使用相同操作參數但增加光束縱向掃描頻率至 $f_s = 100$ Hz 下，圖 1.1.29 (a)與圖 1.1.29 (b)彙整對含氧化層不鏽鋼試片的剝蝕深度與重量損失隨累積照射量 F_{SI} 的變化彙。試片的剝蝕深度與重量損失基本隨照射量 F_{SI} 線性增加。剝蝕深度在照射量為 $F_{SI} = 5200$ J/cm² 時可至 3.7 µm 略低於圖 1.1.28 (a)所示在使用掃描頻率 $f_s = 50$ Hz 所達成的 5 µm 剝蝕深度。此在較高光束縱向掃描頻率時略為減低剝蝕深度的趨勢與圖 1.1.25 和圖 1.1.26 對不鏽鋼基材播時實驗的結果相似，但不至於對剝蝕結果造成明顯的影響。在照射量為 $F_{SI} = 5200$ J/cm² 時的試片重量損失為 4 mg 如圖 1.1.29 (b)所示，此數值略低於相應在圖 1.1.28 (b)所示的 4.7 mg 重量損失，也符合剝蝕深度隨光束掃描頻率增高而略降之趨勢。

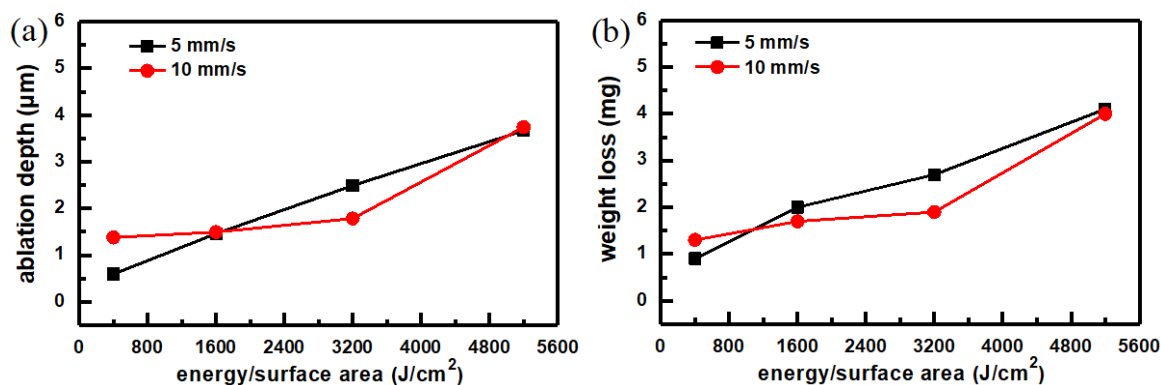


圖 1.1.29 於 300W 雷射功率、15 kHz 脈衝重複頻率與 100 Hz 光束縱向掃描頻率下，改變光束橫向掃描速度 5 mm/s 至 15 mm/s 時含氧化層不鏽鋼試片的(a)剝蝕深度與(b)重量損失隨光束累積照射能量之變化。

3.2.3 碳鋼基材試片之剝蝕深度與重量變化

圖 1.1.30 為在 300 W 雷射功率與光束縱向掃描頻率 $f_s = 50$ Hz 下，使光束以橫向速

度 $V_x = 5 \text{ mm/s}$ 來回掃描碳鋼試片 10 mm 長度直至表面的累積照射能量密度達 $F_{SI} = 400 - 5200 \text{ J/cm}^2$ 後的試片照片。在此未照射區的碳鋼試片表面為帶光澤的深灰色，而在照射量為 $F_{SI} = 400 \text{ J/cm}^2$ 時表面成為帶光澤的淺灰色。增加照射量至 $F_{SI} = 1600 \text{ J/cm}^2$ 時照射區會呈現帶光澤的藍色，而逐步增加照射量至 $F_{SI} = 5200 \text{ J/cm}^2$ 下照射後表面的顏色皆不會明顯改變因而無法再以外觀顏色差別分辨試片於照射量 $F_{SI} = 1600 - 5200 \text{ J/cm}^2$ 範圍內的差別。

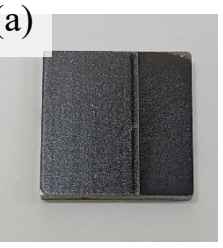
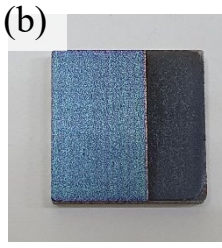
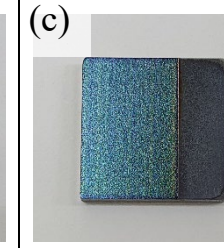
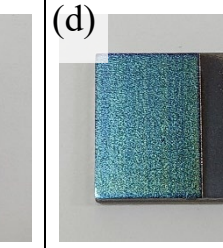
sample	(a) 	(b) 	(c) 	(d) 
F_{SI} J/cm^2	400	1600	3200	5200

圖 1.1.30 使用 300 W 雷射功率、15 kHz 脈衝重複頻率與 50 Hz 縱向掃描頻率，以 5 mm/s 光束橫向掃描速度照射碳鋼試片左方 10 mm 長度以達成 400–5200 J/cm^2 累積表面照射能量密度後的試片照片。

圖 1.1.31(a)與圖 1.1.31 (b)為使用 α -step 量測經 300 W 雷射光束照射之碳鋼試片在照射達 $F_{SI} = 400 \text{ J/cm}^2$ 與 3200 J/cm^2 (如圖 1.1.30 (a)與圖 1.1.30 (c))時於照射邊界的表面高度變化。不同於照射量為 $F_{SI} = 400 \text{ J/cm}^2$ 時無法剝蝕不鏽鋼試片的結果如圖 1.1.24 (a)所示，圖 1.1.31 (a)顯示使用 $F_{SI} = 400 \text{ J/cm}^2$ 下可有效剝蝕至多 $5 \mu\text{m}$ 的碳鋼表層。而如圖 1.1.31 (b)所示，提升照射量至 $F_{SI} = 3200 \text{ J/cm}^2$ 時對碳鋼基材的剝蝕深度為 $9 \mu\text{m}$ ，遠高於圖 1.1.24 (b)所示相同照射量下剝蝕 $1.2 \mu\text{m}$ 厚不鏽鋼材的結果。在維持相同光束參數下，降低雷射功率至 200 W 並使照射量達 $F_{SI} = 400 \text{ J/cm}^2$ 時圖 1.1.31 (c)顯示光束無法剝蝕碳鋼表面。因圖 1.1.31 (c)以較小的高度範圍描繪，因此可明確看出在未照射區中碳鋼表面本就有較差的平整性並具有達 $1 \mu\text{m}$ 尺度的起伏變化。在 200 W 雷射功率下增加照射量至 $F_{SI} = 3200 \text{ J/cm}^2$ 時可觀察到對碳鋼表面不完全的剝蝕結果如圖 1.1.31 (d)所示。此時雖有部分區間剝蝕深度達 $6 \mu\text{m}$ ，但表層高度變化明顯應為不完全的融化與剝蝕結果所致。因此由圖 1.1.31 (c)與圖 1.1.31 (d)之結果可推論在設定此雷射以 200 W 功率、15 kHz 脈衝重複頻率運作下所產生的脈衝強度 $I_0 = 9.5 \times 10^6 \text{ W/cm}^2$ 無法有效剝蝕低碳鋼材。

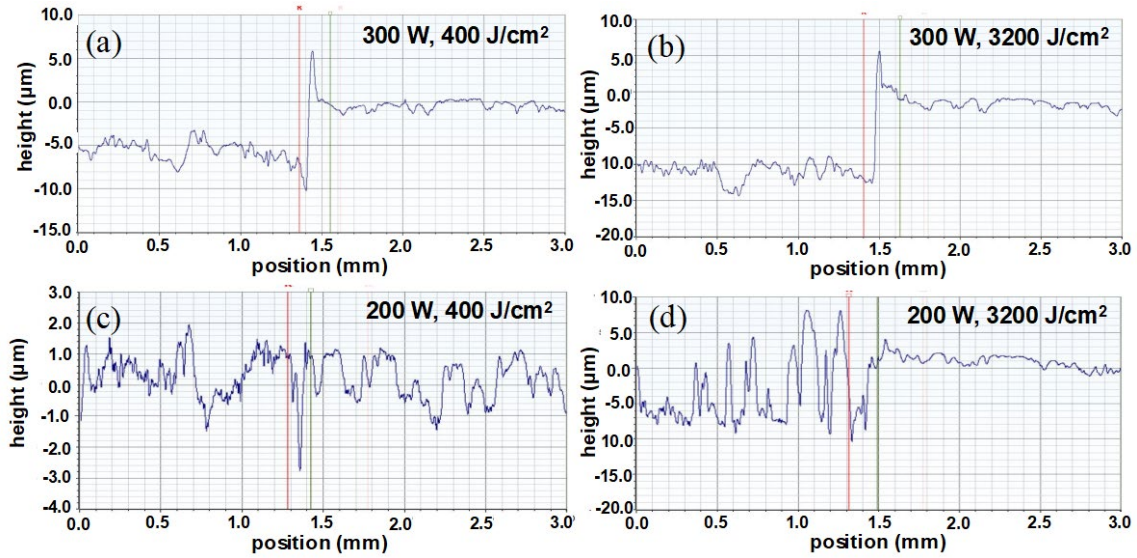


圖 1.1.31 以 300W 雷射功率、15 kHz 脈衝重複頻率、50 Hz 光束縱向掃描頻率與 5 mm/s 橫向掃描速度照射碳鋼試片達(a) 400 J/cm² 與(b) 3200 J/cm² 累積照射能量密度時所量測之試片表面高度變化。降低雷射功率至 200 W 並照射碳鋼試片達(c) 400 J/cm² 與(d) 3200 J/cm² 時的量測結果。圖中紅色線斷為所判斷的照射區與未照射區邊界。

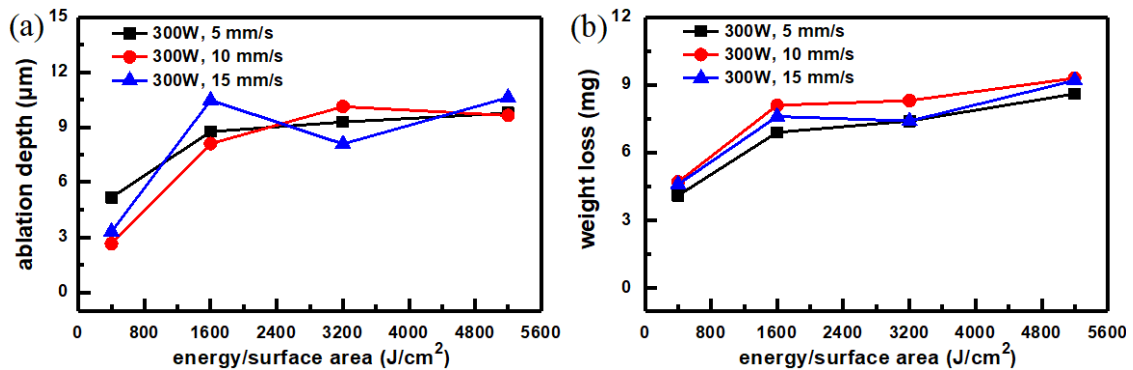


圖 1.1.32 於 300W 雷射功率、15 kHz 脈衝重複頻率與 50 Hz 光束縱向掃描頻率下，改變光束橫向掃描速度 5 mm/s 至 15 mm/s 時碳鋼試片的(a)剝蝕深度與(b)重量損失隨光束累積照射能量之變化。

圖 1.1.32 (a)與圖 1.1 32 (b)彙整使用 300 W 雷射功率時，設定光束縱向掃描頻率為 $f_s = 50$ Hz 並改變光束橫向掃描速度從 $V_x = 5$ mm/s 至 15 mm/s 以對碳鋼試片達到 $F_{SI} = 400 - 5200$ J/cm² 的累積表面照射能量密度下剝蝕深度與試片重量損失之結果。如圖 1.1.32 (a)所示，照射量達 $F_{SI} = 1600$ J/cm² 時即可對碳鋼試片造成約 9 μm 的剝蝕深度，然而繼續增加照射量至 $F_{SI} = 5200$ J/cm² 僅可略為增加剝蝕深度至約 10 μm。而圖 1.1.32 (b)所示之結果也顯示照射量在 $F_{SI} = 1600$ J/cm² 與 5200 J/cm² 時所造成的試片重量損失分別約為 7.6 mg 與 9 mg，其非線性變化之趨勢也與圖 1.1.32 (a)所示之結果相近。而實驗結果也顯示在所改變對光束橫向掃描速度範圍內($V_x = 5 - 15$ mm/s)，在給定的照射量

下剝蝕深度與試片重量損失不至於有明顯的變化。

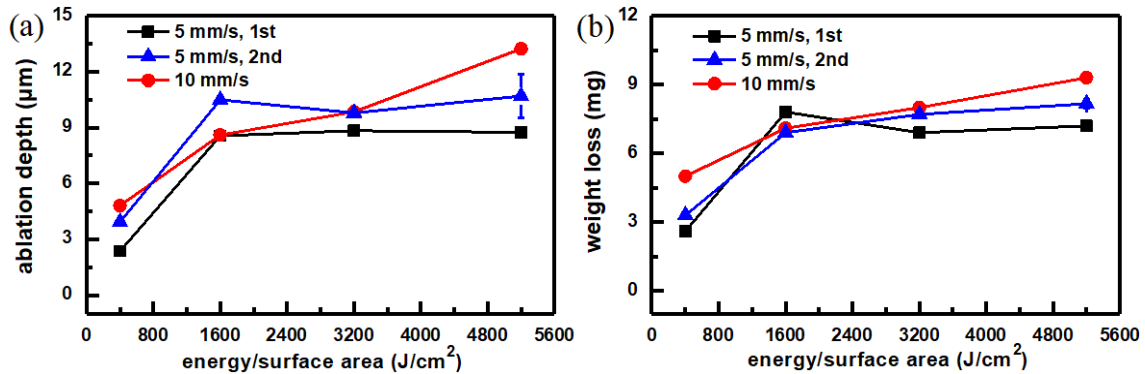


圖 1.1.33 於 300W 雷射功率、15 kHz 脈衝重複頻率與 100 Hz 光束縱向掃描頻率下，改變光束橫向掃描速度 5 mm/s 至 10 mm/s 時碳鋼試片的(a)剝蝕深度與(b)重量損失隨光束累積照射能量之變化。結果亦含於速度 5 mm/s 之二次實驗以驗證數據重複性。

在使用相同操作參數但增加光束縱向掃描頻率至 $f_s = 100 \text{ Hz}$ 下，碳鋼試片之剝蝕深度與重量損失隨累積照射量 F_{SI} 之變化彙整於圖 1.1.33 (a)與圖 1.1.33 (b)。結果顯示在照射量達 $F_{\text{SI}} = 1600 \text{ J}/\text{cm}^2$ 以上時基本可達成 $9 \mu\text{m}$ 左右的剝蝕深度與約 7.6 mg 的試片重量損失，而剝蝕深度與試片重量損失不隨照射量線性遞增之趨勢也和圖 1.1.32(a)與圖 1.1.32 (b)所示於掃描頻率 $f_s = 50 \text{ Hz}$ 所得之結果相近。為驗證數據的重複性，研究也在橫向掃描速度為 $V_x = 5 \text{ mm/s}$ 的條件下重複實驗結果(相隔一週以相同參數再次進行實驗)如圖 1.1.33(a)與圖 1.1.33 (b)中藍色線段所示，並在照射量 $F_{\text{SI}} = 5200 \text{ J}/\text{cm}^2$ 下分析三個試片以獲得數據量測標準差。在此對剝蝕深度的數據標準差可至 $1.2 \mu\text{m}$ 而試片重量損失之數據標準差可至 0.2 mg 。兩次實驗數據(圖 1.1.32 中黑色線段與藍色線段)在剝蝕深度上約有 $1 \mu\text{m}$ 的差值而在試片重量損失的數值差可至 0.9 mg 。本團隊目前對碳鋼材所顯示在較高照射量下剝蝕深度不隨表面照射量線性增加之特性尚無法明確解釋，並可為後續研究的課題。

3.2.4 含氧化層碳鋼試片之剝蝕深度與重量變化

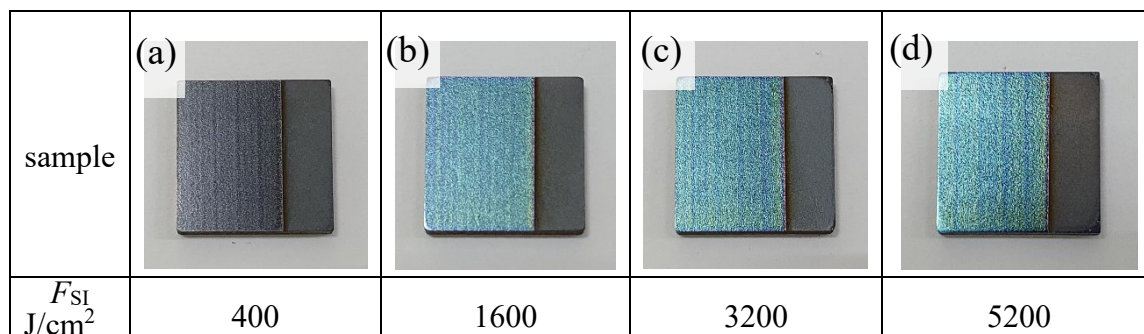


圖 1.1.34 使用 300 W 雷射功率、15 kHz 脈衝重複頻率與 50 Hz 縱向掃描頻率，以 5 mm/s 光束橫向掃描速度照射含氧化層碳鋼試片左方 10 mm 長度以達成 400–5200 J/cm² 累積表面照射能量密度後的試片照片。

圖 1.1.34 為使用 300 W 雷射光束在縱向掃描頻率 $f_s = 50$ Hz 與橫向掃描速度 $V_x = 5$ mm/s 下照射含氧化層碳鋼試片 10 mm 長度至表面累積照射能量密度達 $F_{SI} = 400 - 5200$ J/cm² 後的試片照片。含氧化層碳鋼試片表面在未照射前呈現無光澤的深灰色，而照射過後表面的顏色變化趨勢與圖 1.1.30 所示對碳鋼基材試片的照射結果相近。照射區間在照射量達 $F_{SI} = 1600$ J/cm² 時表面即會呈現帶光澤的藍色而此色澤並不會在照射量逐步升高至 $F_{SI} = 5200$ J/cm² 的條件下有明顯改變。

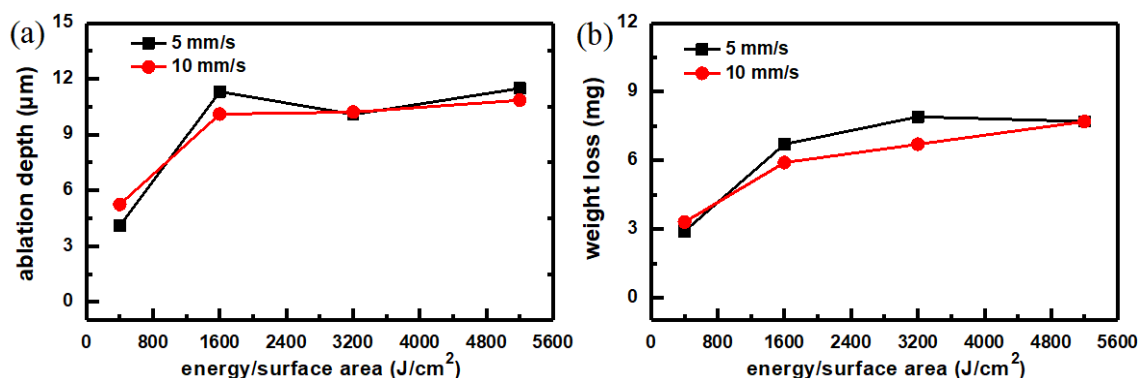


圖 1.1.35 於 300W 雷射功率、15 kHz 脈衝重複頻率與 50 Hz 光束縱向掃描頻率下，改變光束橫向掃描速度 5 mm/s 至 15 mm/s 時含氧化層碳鋼試片的(a)剝蝕深度與(b)重量損失隨光束累積照射能量之變化。

圖 1.1.35 (a)與圖 1.1.35 (b)即彙整在使用 300 W 雷射光束與縱向掃描頻率 $f_s = 50$ Hz 下，設定光束以橫向掃描速度 $V_x = 5$ mm/s 與 10 mm/s 照射含氧化層碳鋼試片至累積表面照射能量密度達 $F_{SI} = 400 - 5200$ J/cm² 時對試片的剝蝕深度與試片重量損失結果。在

此剝蝕深度在照射量為 $F_{SI}=1600 \text{ J/cm}^2$ 時可達 $10 \mu\text{m}$ ，而繼續提高照射量並不會明顯增加剝蝕深度，因此圖 1.1.35 (a)所示對含氧化層碳鋼試片的結果可視為與圖 1.1.32(a)所示對碳鋼基材試片的剝蝕結果相當接近。而圖 1.1.35 (b)所示試片重量損失在隨照射量之變也與圖 1.1.35 (a)所示之變化趨勢相近。在高照射量 $F_{SI} = 5200 \text{ J/cm}^2$ 時含氧化層碳鋼試片的重量損失 7.7 mg 低於相應碳鋼基材試片的重量損失 9 mg (圖 1.1.32(b))則推測為碳鋼氧化層的重量密度與碳鋼基材之密度差異較大所致。在使用相同操作參數但增加光束縱向掃描頻率至 $f_s = 100 \text{ Hz}$ 下，圖 1.1.36(a)與圖 1.1.36 (b)彙整含氧化層碳鋼試片剝蝕深度與重量損失隨累積照射量 F_{SI} 之變化，其實驗結果之趨勢變化與圖 1.1.35 所示使用縱向掃描頻率至 $f_s = 50 \text{ Hz}$ 所得之結果皆相近似，因此可再次證明此兩倍縱向掃描頻率之變化不至於大幅改變剝蝕結果之推論。

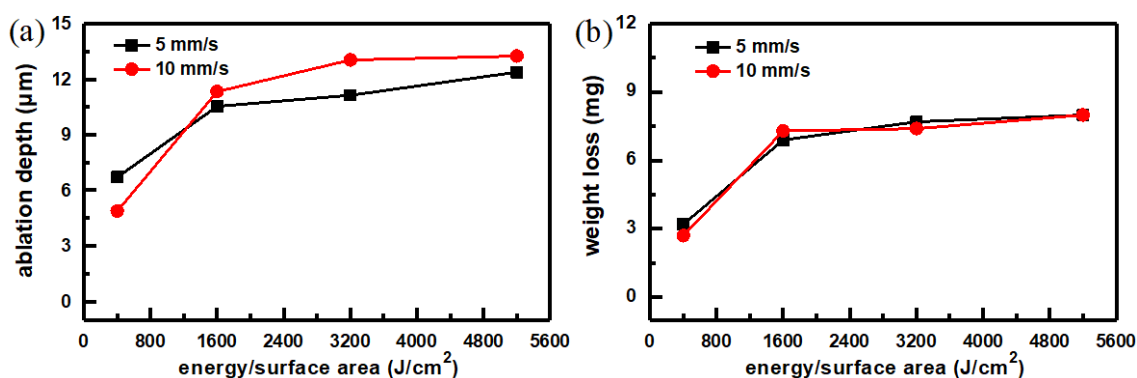


圖 1.1.36 於 300W 雷射功率、15 kHz 脈衝重複頻率與 100 Hz 光束縱向掃描頻率下，改變光束橫向掃描速度 5 mm/s 至 15 mm/s 時含氧化層碳鋼試片的(a)剝蝕深度與(b)重量損失隨光束累積照射能量之變化。

3.2.5 剝蝕後試片的微觀表面形貌

圖 1.1.37 為雷射照射後試片的表面形貌，圖 1.1.37 (a)、(b)、(c)、(d)依序為 304 不鏽鋼基材、預長氧化層 304 不鏽鋼、碳鋼基材、預長氧化層碳鋼的雷射照射完後各試片用 SEM 所拍攝的表面形貌(試片上方為未經雷射照射區，下方為經雷射照射區)。四組試片雷射參數皆為雷射功率 300W，雷射脈衝頻率 15kHz，雷射橫向掃描頻率 100Hz，縱向掃描速度 5mm/s 以及表面累積照射能量密度達 $F_{SI}=3200 \text{ J/cm}^2$ 。由於 SEM SEI (二次電子成像)模式下，高度較高的區域會呈現較亮的顏色，反之高度較低的區域會呈現較暗的顏色。由此可以判別出照射完畢後，已照射區的高度確實較未照射區為低。

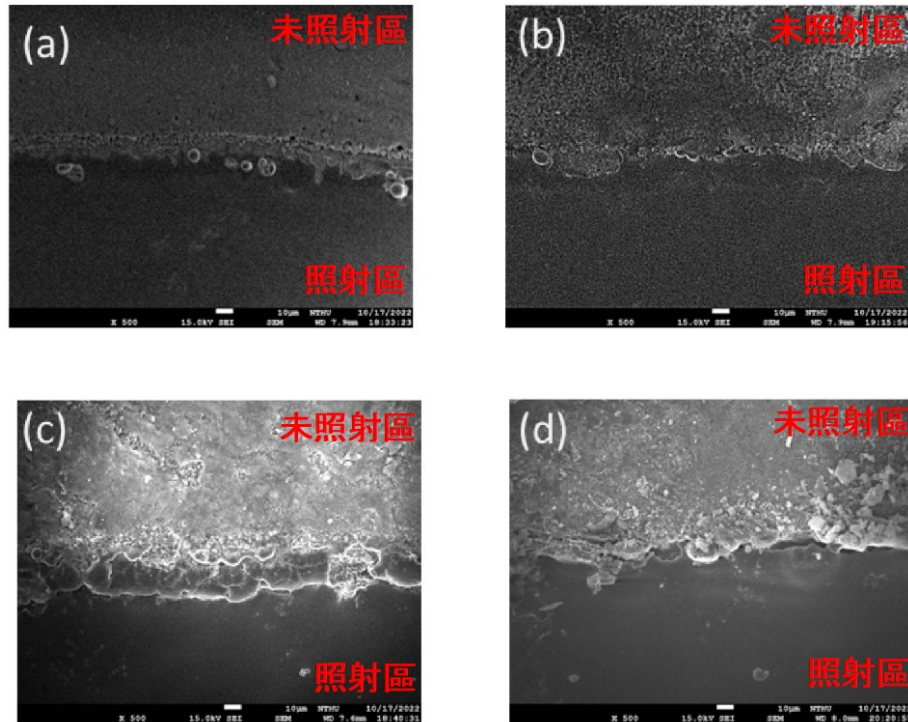


圖 1.1.37 使用 300 W 雷射功率於 3200 J/cm² 照射量下的表面形貌(a)不鏽鋼基材試片、(b)含氧化層不鏽鋼試片、(c)碳鋼基材試片與(d)含氧化層碳鋼試片。

3.3 雷射除污集塵腔使用結果

如 2.7 節之介紹，實驗所製備之集塵腔首要考量為選用石英光學窗來避免高強度雷射脈衝穿透時所造成的損壞以及在數百瓦功率雷射照射下所造成的腔體升溫與物件形變。圖 1.1.38 (a)即為使用 300W 雷射功率與 15 kHz 脈衝重複頻率下對不鏽鋼試片施加 5200 J/cm² 之照射量後觀察光學窗與試片狀態之照片，顯示所採用之光學窗可承受雷射脈衝之強度不致損壞。在施作五次個別給予試片 5200 J/cm² 照射量的操作後觀察光學窗仍無發現任何缺損，證明石英光學窗相當合適作為此類雷射除污操作的穿透性元件。實驗也如圖 1.1.38 (b)所示使用熱電偶(thermocouple)量測除污操作時腔體的升溫狀態。在對試片施以一次 5200 J/cm² 之照射量下腔體溫度可由室溫的 28 °C 升高至 38 °C，而在連續施以五次 5200 J/cm² 照射量的操作後腔體溫度最高達 39.2 °C。雷射頭經由抽氣吸嘴的吸氣以及集塵腔配有的風扇與集塵器的抽風效果有助於降低腔體溫度，也代表在使用集塵腔時若有溫度過高之顧慮時可輔以額外的氣體冷卻裝置以控制腔體溫度於安全範圍中。

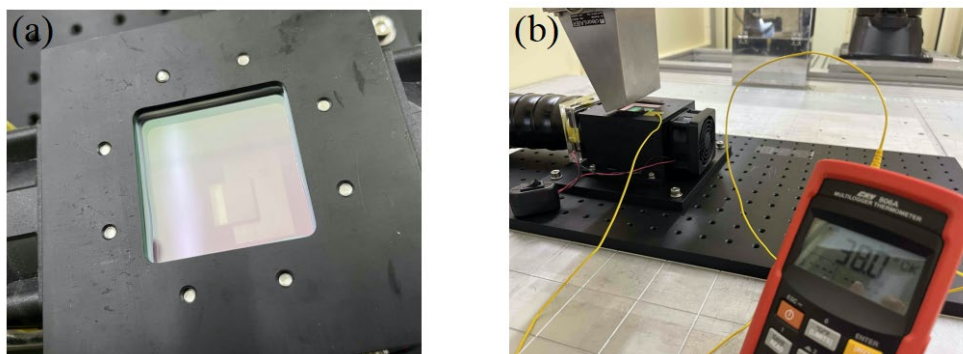


圖 1.1.38 (a)將不鏽鋼試片放入集塵腔並使以 5200 J/cm^2 的累積表面照射量後之集塵腔、光學窗與試片照片。(b)於雷射照射試片時以熱電偶量測上蓋溫度變化。

(四) 彙整分析與結論

本計畫使用商售 300 W 功率之 Q 開關雷射執行對 304 不鏽鋼與碳鋼的雷射剝蝕實驗，以了解雷射功率、脈衝強度與掃描速度等重要參數對剝蝕結果的影響以及不鏽鋼與碳鋼兩種不同材質之剝蝕特性。報告內容並介紹量測脈衝參數與決定雷射照射量之方法、製備含氧化層不鏽鋼與碳鋼試片的流程與分析結果以及製作集塵腔的設計考量與使用經驗，可作為我國管制機關對雷射除污技術的參考基礎。相關實驗結果之彙整與討論如下：

(a) 雷射參數與照射操作參數

2.1.1 節之內容介紹了使用快速二極體光偵測器量測雷射脈衝時寬之可行性，並成功解析實驗使用的 Q 開關雷射系統在輸出雷射脈衝時，脈衝的寬時會隨著所設定的脈衝重複頻率和雷射功率而變化如圖 1.1.5 所示。而由於輸出之雷射脈衝尚會以 50 Hz 以上的縱向掃描頻率改變位置，故必須以曝光(快門)時間可短至數十微秒的高速攝影機才足以成功解析單一脈衝於聚焦點的強度分佈與焦點尺寸如圖 1.1.6 所示。因實驗結果可決定在實驗中設定使用 300 W 雷射功率和 15 kHz 脈衝重複頻率時可使能量為 20 mJ 的雷射脈衝具有 137 ns 的最短脈衝，在聚焦點直徑為 $780 \mu\text{m}$ 時可達到 $2 \times 10^7 \text{ W/cm}^2$ 的尖峰強度執行剝蝕實驗。相比使用時 200 W 雷射功率時脈衝強度將為 $9.5 \times 10^6 \text{ W/cm}^2$ 而不利於剝蝕操作。

2.1.2 節之內容也分析在固定輸出光束的縱向掃描寬度下，於照射表面的光點重疊率(式 1.1.5)隨光束縱向掃描頻率之變化以及可能對照射均勻性的影響。在考量光束平均功率、光束縱向寬度、光束橫向掃描速度、試片寬度與掃描長度等參數如圖 1.1.9 所示，即可依式 1.1.6-1.1.8 所列之公式計算光束需掃描表面的總次數以獲得所需的累積照射能量密度來達成足夠的剝蝕深度。

(b) 雷射剝蝕不鏽鋼與碳鋼結果

由 3.2.1 與 3.2.2 節之結果可知雷射功率為 200 W 時由於脈衝強度不足因此無法有效剝蝕不鏽鋼與碳鋼基材試片。而在使用 300 W 雷射功率與 15 kHz 脈衝重複頻率下，實驗結果顯示對試片的剝蝕深度主要隨在材料表面達成的累積照射能量密度改變，在所改變的光束橫向掃描速度(5–15 mm/s)與光束縱向掃描頻率(50-100 Hz)皆不會顯著改變剝蝕結果。

表 1.1.4 即為依圖 1.1.25 所示不鏽鋼基材試片剝蝕結果所估算之單位面積照射速率與試片重量損失。此時於照射量 400 J/cm^2 無法剝蝕材料，而後剝蝕深度與累積照射能量密度約成線性變化而可以下列數學式估算

$$D_{ab}(\mu\text{m}) = 7.5 \times 10^{-4} F_{\text{SI}} (\text{J/cm}^2) - 0.9 \quad (1.1.9)$$

因此在除污應用上，若預計移除表面下 $1.5 \mu\text{m}$ 的不鏽鋼基材則照射量須達 3200 J/cm^2 ，除污速率於 300 瓦雷射功率可估算為 $0.034 \text{ m}^2/\text{h}$ ，若使用 1000 瓦雷射可提高至 $0.113 \text{ m}^2/\text{h}$ ，此時每平方公尺可移除 12.45 g 的不鏽鋼材。若需移除至 $3 \mu\text{m}$ 的深層污染物則照射量須達 5200 J/cm^2 並使除污速率下降如表 1.1.4 所摘要。

表 1.1.4 不鏽鋼基材試片於 300 雷射功率之剝蝕結果與所估算的單位面積照射速率與試片重量損失

累積照射能量密度 F_{SI}	400 J/cm ²	1600 J/cm ²	3200 J/cm ²	5200 J/cm ²
剝蝕深度 D_{ab}		0.3 μm	1.5 μm	3 μm
300 W 照射速率		0.068 m ² /h	0.034 m ² /h	0.021 m ² /h
1000 W 照射速率		0.225 m ² /h	0.113 m ² /h	0.069 m ² /h
重量損失/面積		3.33 g/m ²	12.45 g/m ²	24 g/m ²

(於 400 J/cm^2 時無法有效剝蝕不鏽鋼)

相比文獻[4]德國德勒斯登工業大學所發表之實驗結果如圖 1.1.2 所示，其對奧斯田體鋼的照射量達約 3000 J/cm^2 時剝蝕深度可達約 $6 \mu\text{m}$ ，約為本研究之實驗於照射量 3200 J/cm^2 時所得之剝蝕深度 $1.5 \mu\text{m}$ 之四倍。此剝蝕深度之差別應為實驗所用雷射脈衝的明顯強度差別所致。相較本研究所用之 300W 雷射所產生的脈衝其強度為 $2 \times 10^7 \text{ W/cm}^2$ ，文獻[4]所使用之 150W 雷射(同為 cleanLASER 之產品)產生脈衝的時寬短(105 ns)且聚焦點小($472 \mu\text{m}$)，因此可達成較高的脈衝強度 $6.5 \times 10^7 \text{ W/cm}^2$ 以提高剝蝕效率。原理上，對本研究所使用之雷射系統更換較短焦距的聚焦鏡(圖 1.1.3 所示)可使焦點縮小以提升脈衝強度，如此即有望提升剝蝕效率並達成如文獻[4]所示之結果。

實驗以高溫爐製備含約4 μm厚氧化層之不鏽鋼試片如3.1.1.1節所介紹。在使用300W雷射功率下，表1.1.5即為依圖1.1.28所示含氧化層不鏽鋼試片剝蝕結果所估算之單位面積照射速率與試片重量損失，此時剝蝕深度與累積照射能量密度約成線性變化並可用下列數學式估算

$$D_{ab}(\mu m) = 8.33 \times 10^{-4} F_{SI} (J/cm^2) - 0.33 \quad (1.1.10)$$

在除污應用上，照射量達3200 J/cm²時可移除2.4 μm厚的不鏽鋼氧化層，則除污速率於使用300瓦與1000瓦雷射功率可估算為0.034 m²/h與0.113 m²/h。此時每平方公尺可移除17.33 g的氧化層材料。照射量達5200 J/cm²時應可移除氧化層但除污速率於使用1000瓦雷射功率時下降至0.069 m²/h。此時每平方公尺可移除31.33 g的氧化層材料。

表 1.1.5 含氧化層不鏽鋼試片於300雷射功率之剝蝕結與所估算的單位面積照射速率與試片重量損失

累積照射能量密度 F_{SI}	400 J/cm ²	1600 J/cm ²	3200 J/cm ²	5200 J/cm ²
剝蝕深度 D_{ab}	1 μm	1.7 μm	2.4 μm	5 μm
300 W 照射速率	0.27 m ² /h	0.068 m ² /h	0.034 m ² /h	0.021 m ² /h
1000 W 照射速率	0.9 m ² /h	0.225 m ² /h	0.113 m ² /h	0.069 m ² /h
重量損失/面積	5.73 g/m ²	11.33 g/m ²	17.33 g/m ²	31.33 g/m ²

相比於不鏽鋼材，碳鋼材顯示可於較低的1600 J/cm²雷射照射量即達到10 μm剝蝕深度之特性如3.2.3與3.2.4節所述。然而繼續增高照射量(>3200 J/cm²)並不會持續增加剝蝕深度也為碳鋼材與不鏽鋼材剝蝕結果的主要差異之處。表1.1.6即為依圖1.1.32與圖1.1.35之結果摘要在使用300W雷射功率下對碳鋼基材與含氧化層碳鋼試片的剝蝕結果以及所估算之單位面積照射速率與試片重量損失。由於在1600 J/cm²照射量即可剝蝕10 μm之材料，因此合理之操作範圍可不包含高照射量之情況。

表 1.1.6 碳鋼試片與含氧化層碳鋼試片於300雷射功率之剝蝕結與所估算的單位面積照射速率與試片重量損失

	碳鋼基材試片		含氧化層碳鋼試片	
累積照射能量密度 F_{SI}	400 J/cm ²	1600 J/cm ²	400 J/cm ²	1600 J/cm ²
剝蝕深度 D_{ab}	3.6 μm	9 μm	5 μm	10.7 μm

300 W 照射速率	0.27 m ² /h	0.068 m ² /h	0.27 m ² /h	0.068 m ² /h
1000 W 照射速率	0.9 m ² /h	0.225 m ² /h	0.9 m ² /h	0.225 m ² /h
重量損失/面積	29.73 g/m ²	50 g/m ²	20.67 g/m ²	42 g/m ²

考量 3.1.1.2 節所述約 10 μm 之碳鋼氧化層，使用照射量 400 J/cm² 時可移除約半數 5 μm 厚的氧化層，則除污速率在使用 300 瓦與 1000 瓦雷射功率為 0.27 m²/h 與 0.9 m²/h，且每平方公尺可移除 20.67 g 的氧化層材料。相同照射量可剝蝕 3.6 μm 厚的碳鋼基材，並於平方公尺移除 29.73 g 之碳鋼材料。提高照射量至 1600 J/cm² 時可剝蝕 9 μm 的碳鋼基材或 10.7 μm 的含氧化層碳鋼試片，除污速率在使用 1000 瓦雷射功率時為 0.225 m²/h，而每平方公尺可分別移除 50g 和 42 g 的基材與氧化層材料。

需注意表 1.1.4 至表 1.1.6 所列於 1000 W 雷射功率的照射速率為基於使用 300 W 雷射功率的測驗結果以線性推估而得，為相當粗略的估算數值。由於雷射剝蝕為對表面加溫使材料汽化進而形成電漿，而後再對電漿加溫使其膨脹形成震波壓縮材料表面並因相應的應力鬆弛而使材料散裂的非線性過程，因此照射所造成的剝蝕結果將隨雷射功率、脈衝能量與脈衝強度明顯變化。而試片的熱傳導係數、吸收係數、尺寸、厚度與比熱等物理特性也會影響剝蝕結果。因此建議在使用不同雷射與試片材料時，實驗者可參考本分項報告 2.1.1 與 2.1.2 節所發展之方法量測脈衝參數與決定照射參數，而後以 3.2 節所示之方法校正雷射參數與工件剝蝕厚度之關係作為除污操作準則。

(c)集塵腔使用經驗

於 2.7 節與 3.3 節所介紹，配有石英光學窗的鋁材集塵腔已驗證符合此 300 W 雷射剝蝕實驗所需。須注意之處為在數百瓦雷射功率的照射下，可輔以額外的散熱裝置使腔體的溫度不致過高。然而因一般商售石英光學窗尺寸至多達 100 mm，從而限制了此類封閉式集塵腔可照射的板材面積。表 1.1.7 即摘要 Edmund Optics Inc. 所出售、平整度為一個波長(1 λ)並且尺寸適合用於製作集塵腔的石英光學窗規格。需注意部分石英光學窗並未配有近紅外波段抗反射鍍膜以適合與波長為 1064 nm 的 Nd:YAG 雷射運作，因此購買時需向廠商特別訂購。而如圖 1.1.16(b)所示商售雷射除污/清潔系統皆可於雷射頭配備抽氣吸嘴與相連的集塵器，如此即可在雷射照射時持續收集照射區產生的顆粒，並連同機械手臂使雷射照射大面積板材。因此實際的雷射除污設施可為在一個封閉空間中置入雷射與吸氣集塵系統，並以機械手臂控制雷射照射待除污物件於表面累積足夠的照射能量。

表 1.1.7 適合用於製作集塵腔之商售石英光學窗尺寸規格

形狀/尺寸	厚度	鍍膜
圓形/直徑 50 mm	可選 1, 2, 3, 4, 5 mm	近紅外光 750 – 1550 nm
方形/50 mm × 50 mm	4 mm	近紅外光 750 – 1550 nm
圓形/直徑 75 mm	5 mm	無鍍膜
圓形/直徑 100 mm	8 mm	無鍍膜
圓形/直徑 100 mm	8 mm	可見光至近紅外光 400 – 1000 nm

網址 <https://www.edmundoptics.com.tw/f/1lambda-uv-fused-silica-windows/12485/>

(d)給與管制機關之建議

需注意本報告所列之脈衝參數與剝蝕結果即為專屬於所使用之 CL300 雷射對剝蝕不鏽鋼與碳鋼之表現，由於雷射強度為決定剝蝕結果之重要參數，使用不同雷射系統時預期在相同光束照射量下可能有明顯的剝蝕結果差別。譬如相比本研究所使用之雷射系統與文獻[4]之雷射參數可知，即使由同一公司生產之雷射系統，所輸出脈衝的參數即有相當大的差異使對不鏽鋼的剝蝕結果有明顯差別，因此對雷射系統之評估可依本報告於 2.1 節之內容量測雷射參數以確認脈衝強度達 10^7 W/cm^2 以符合剝蝕金屬材料之要求。而對不鏽鋼與碳鋼的實驗結果也顯示在相同照射量下，不同材料的剝蝕深度也會有相當大的差異，因此對雷射除污的評估也必須考量材料差別與照射量範圍，以確保雷射照射後可達到預期的剝蝕深度與除污結果。實驗經驗也顯示金屬試片的厚度需達 2 mm 以避免照射時的局部加熱使試片彎曲進而影響剝蝕深度的量測結果。如實驗初期使用 0.75 mm 厚之不鏽鋼試片測試時即因試片彎曲而判斷在 3000 J/cm^2 的照射量下剝蝕深度為 $4.9 \mu\text{m}$ 與使用 2 mm 厚不鏽鋼試片(照射後無彎曲)於 3200 J/cm^2 照射量下所得之 $1.5 \mu\text{m}$ 剝蝕深度有相當大的差異。

參考文獻

1. W. Steen and J. Mazumder, "Laser Material Processing 4th ed. ", Springer, (2010) ch. 10.
2. R. L. Demmer and R. L. Ferguson, "Testing and Evaluation of Light Ablation Decontamination", Idaho National Engineering Laboratory, INEL-94/0134, (1994).
3. V. P. Veik et al., "Laser cleaning of metal surfaces: physical processes and applications", Proceedings of SPIE, 6985, (2008) 69850D-1.
4. G. Greifzu et al., "Laser-based decontamination of metal surfaces", Optics & Laser Technology, 117, (2019) 293-298.
5. L. Carvalho et al., "Metal decontamination by high repetition rate nanosecond fiber laser: Application to oxidized and Eu-contaminated stainless steel", Applied Surface Science, 526, (2020) 146654.
6. S. Toyama and E. J. Menehara, "Development of technologies of cutting and decontamination employing high power fiber laser", Journal of RANDEC, 56, (2017) 55-65.
7. P. Kinnunen. "ANTIOXI - Decontamination techniques for activity removal in nuclear environments", Research Report, VTT-R-00299-08, (2008) 5-33.
8. E.J. Menehara, "A New laser cleaner development for decontamination of the nuclear power plants and other related facilities", Journal of RANDEC, 45, (2012) 10-18.
9. "110 年度核電廠除役期間除污策略技術彙整與安全評估及相關特性分析-子項計畫一:電廠除役期間除污策略和技術彙整", 行政院原子能委員會委託研究計畫期末報告, 110 年 12 月。
10. E. J. Menehara and K. Tamuara, "Laser cleaning trials for the heavily radioisotope-contaminated stainless-steel samples in the primary cooling loop of the nuclear reactor", Journal of RANDEC, 48, (2013) 47-55.
11. C. H. Jung et al., "Size distribution and filtration property of particles generated from laser ablation decontamination process", Environmental Progress & Sustainable Energy, 32(3), (2013) 649-654.
12. Y.-C. Lin, et al., "A compact and portable laser radioactive decontamination system using passive Q-switched fiber laser and polygon scanner", Applied Radiation and Isotopes, 153, (2019) 108835.

二、探討所有可應用於混凝土表面除污之技術，彙整相應技術所考量之因子及各國除役核電廠之應用實例，回饋補充國內除役核電廠規劃採用混凝土除污技術的相關最新資訊

(一) 前言[1、2]

核電廠除役工作中的除污，可有效降低金屬組件或混凝土結構表面之放射性活度，以維持工作區之輻射安全並保護作業人員，亦可降低廢棄物之放射性活度達到外釋標準，而實現材料再利用之目標。由本計畫 108 年度至 110 年度對現今金屬除污的研究成果可知，基於螯合劑、強無機酸或氧化還原劑的化學除污技術[1、2]，已廣泛應用於核電廠循環水迴路之金屬管件及組件除污，並累積多個電廠之除役實例，成為相對成熟之技術。

而物理除污則以刨除、噴砂與高壓水噴射等機械摩擦作用來移除表面污染物，這類技術則較適用於混凝土多孔性表面的除污[1、2]。110 年度雖然有針對雷射除污應用於放射性金屬表面與混凝土表面之成效及各國發展現況進行彙整，以及完成研析封閉式系統與開放式系統所採取之除污技術和各國除役核電廠之相關應用實例。然而，過去的除污研究案例主要為應用於金屬管路及組件，針對混凝土表面除污的基本學理、除污技術與應用實例，尚缺乏全面且深入的研討與彙整。因此，本年度(111 年)除雷射技術應用於混凝土表面的除污外，主要深入探討其它可應用於混凝土表面除污之技術、選取相應技術所考量之因子，以及各國核電廠應用實例，以提出相應管制建議。

(二) 執行方法及研究步驟[3~8]

除污[3]係藉由洗滌、化學或電化學作用、加熱或機械作用等方式，將污染物自表面移除，且特別針對混凝土，有時可能需要移除材料深處的放射性；混凝土污染取決於材料的位置及歷史，污染深度範圍從毫米至厘米。混凝土及廠房經過除污，可以達到放射性混凝土廢棄物的減量或是讓廠房可以再利用，其基本概念如圖 1.2.1[4]所示。

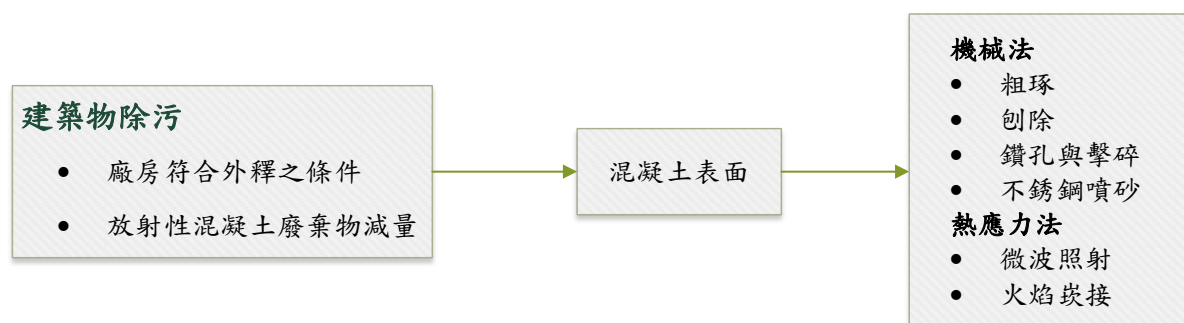


圖 1.2.1 混凝土及廠房除污目的與概略方法[4]

材料及組件的污染[4]，可能是各種物理及化學過程的結果，其中，金屬污染可能存

在於非常薄的表面層(厚度為微米級)，而在混凝土建築結構中，污染可能已經滲透到幾厘米甚至更深的地方。固定污染物緊密地附著在表面上，通常與金屬或混凝土表面的腐蝕產物有關，在這些情況下，污染物或是放射性核種已經擴散到材料中，與表面材料形成某種類型的靜電或化學鍵結，要去除這樣的固定污染物，通常需要苛刻的移除技術，像是利用化學品溶解腐蝕薄膜或進行混凝土粗琢，但這些技術通常會造成塗抹性的污染。

根據核一廠除役計畫[5]所述，其待除污廢棄物，依種類材質可大致分為兩類，第一類為金屬材質廢棄物，規劃採用化學、電化學及機械除污技術；第二類為結構混凝土材質，規劃採用機械除污技術。其中，除役產生之建物結構廢棄物主要為反應器廠房與汽機廠房內受污染之混凝土結構(地面、牆面、天花板)、乾井與生物屏蔽，當建物結構進行除污時，規劃採取機械式表面移除技術，以移除不同深度的表面污染物，使剩餘的混凝土結構成為可外釋或非污染之廢棄物。

由於核一廠受污染或可能受污染之系統，以金屬材質佔絕大多數，故本子項計畫於108年度[6]及109年度[7]，先針對國際核電廠除役採用的化學與機械除污技術，從其技術的基本應用原理、優缺點與策略考量，進行通用性的介紹，並且開始蒐集國際核電廠於除役階段的除污技術實際應用案例；110年度[8]則鎖定金屬構造拆除前、後適用的除污技術，作更深入的資料蒐集與探討，並且針對核電廠除役所要面對的放射性廢棄物安全管理的議題，提供國際經驗考量。在110年度的子項計畫1-1雖然單獨針對雷射除污技術的成效與操作特性進行相關資料研析，研究成果雖有涉及混凝土表面除污，但整體研究重點係以雷射除污技術作為出發點，詳細介紹該技術的原理、除污成效、相關安全規範及各國發展現況等，但尚未針對混凝土(以材質分類)適用的除污技術進行全面性的資料蒐集與研析。因此，本年度除雷射技術應用於混凝土表面的除污外，針對所有可應用於混凝土表面除污之技術，諸如：機械技術、化學技術、微波加熱(Microwave Heating)、電動去污(Electro-Kinetic)及上清液洗滌(washing supernatant)技術等，規劃探討相應技術所考量之因子的適切性與安全性，以及各國核電廠應用實例，以提供管制單位全面掌握各類型除污標的所適用之除污技術相關建議與決策參考，並提升管制能量。整體研究流程及執行方法，如圖1.2.2所示。

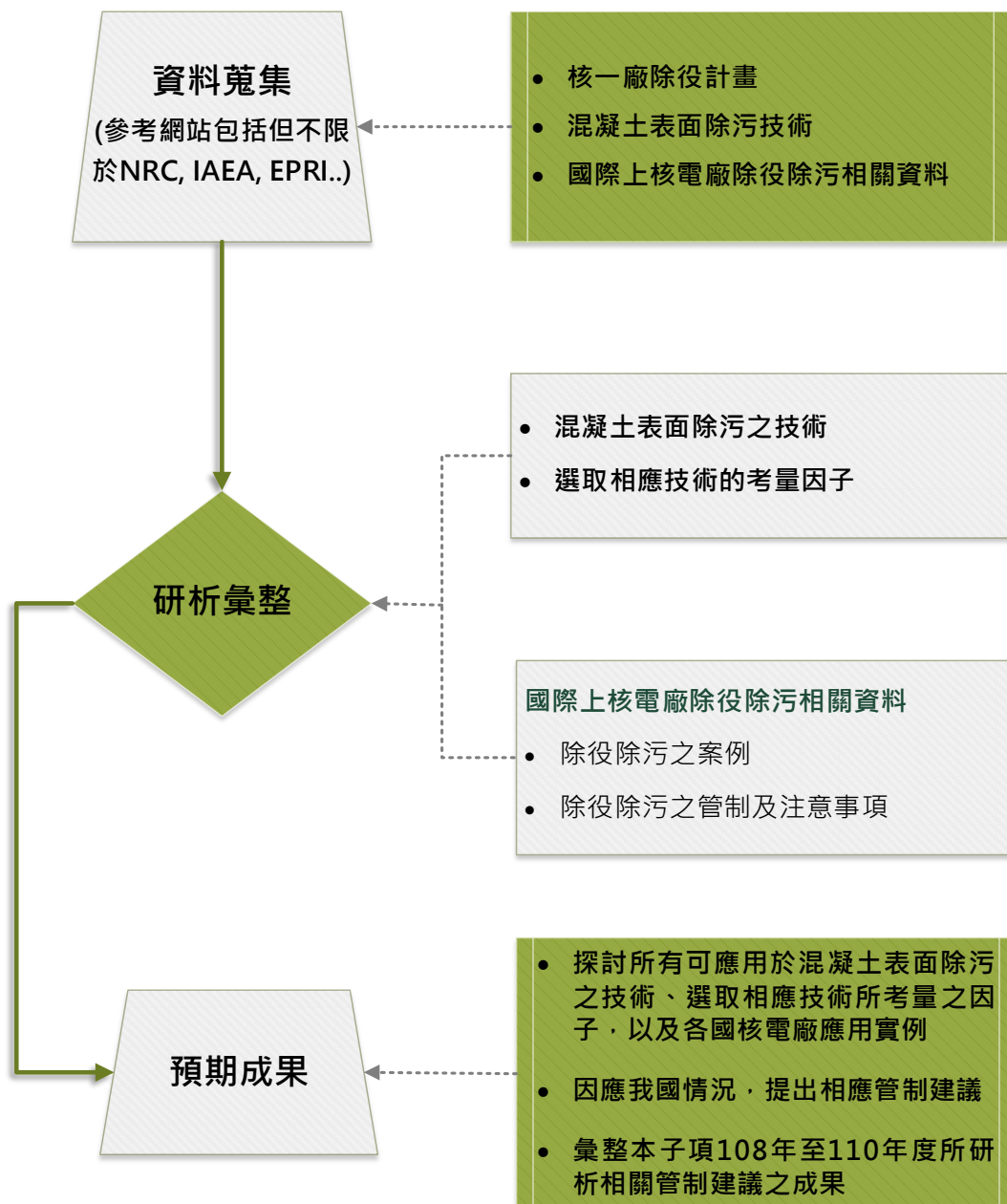


圖 1.2.2 子項計畫 1-2 研究流程及執行方法

(三) 可應用於混凝土表面之除污技術及其考量因子[4、9、10、17、23、24]

3.1 混凝土的除污與拆除[9、10]

從初始偵檢到廢棄物處理、拆除土木工程及除污等作業，對整個除役計畫的成本與規劃都有重大影響。在混凝土清除期間，不論對管理、人力及技術設備方面的要求都很高，雖然污染量(即總活度)是預先確定的，但選用不同的拆除及除污技術，會顯著影響需要管理的污染材料總量。例如，若要拆除一棟受污染的建築物，則所有碎片都會被認定是受到污染的，並且需要特殊處理。然而，先利用表面移除技術，則受污染材料的數量僅限於被移除的表面材料(若污染滲入裂縫及管道中，則情況會較為複雜)，然後按常規方式進行最終拆除，在此情況下，應準備一份考慮所有因素，例如包裝、運輸及處置的成本效益分析。

在建築結構除污調查[10]方面，對於特定的污染區域，一般會根據電廠過去的運轉數據進行表面污染特性描述及殘餘活度分析，並分區進行除污及其效益評估，確認達到除污目標後，再進行後續拆除及解除管制驗證，其流程如圖 1.2.3 所示。

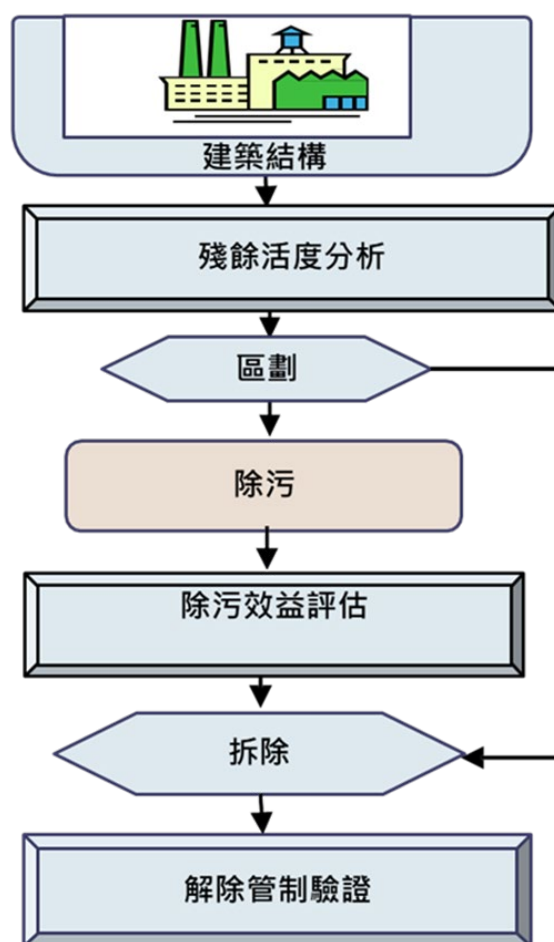


圖 1.2.3 建築結構除污調查流程[10]

在表面污染特性描述部份(如圖 1.2.4 所示)，除了進行該區的污染測量外，亦必須參考污染的歷史記錄，以繪製出污染分佈圖。圖 1.2.5 以廢料廠房地下室為例，其污染分佈圖顯示地板有 3 個局部區域受到污染，後續再針對該範圍進行污染深度及強度之調查(如圖 1.2.6 所示)，以擬定適當的除污計畫。對於表面污染，通常是移除表面薄層，若為深度污染，移除的深度除被污染穿透深度外，會再額外移除一定的深度(如 5mm)，以確保所有的污染物均被移除。

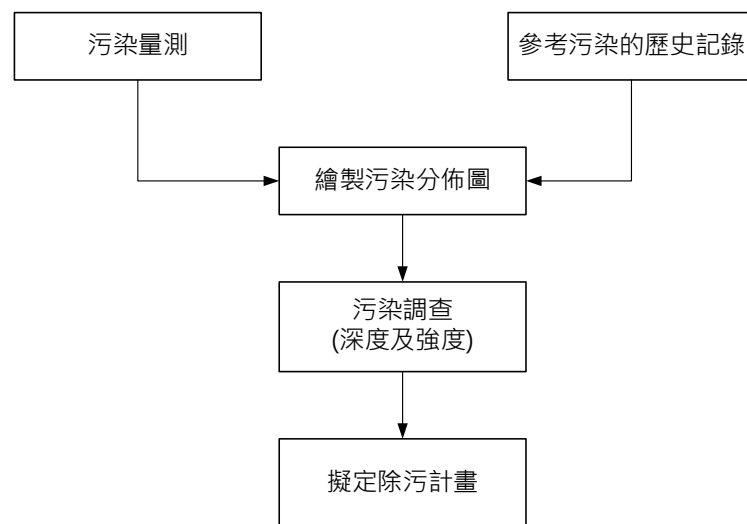


圖 1.2.4 建築物表面污染特性描述[10]

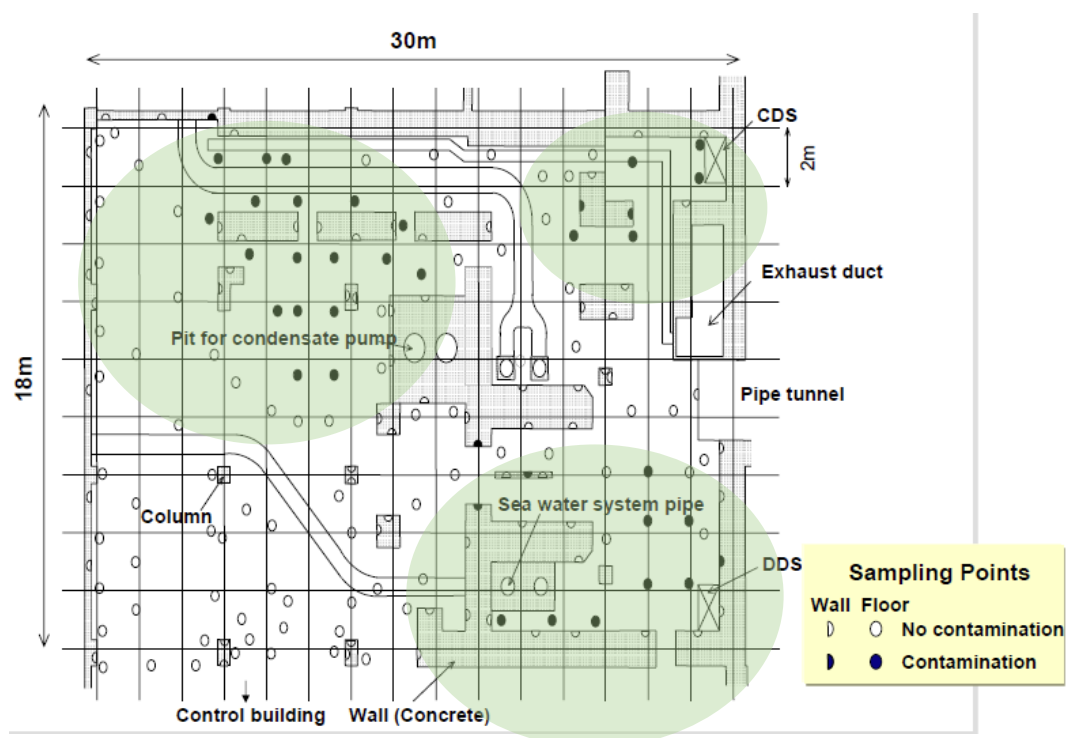


圖 1.2.5 污染分佈圖範例[10]

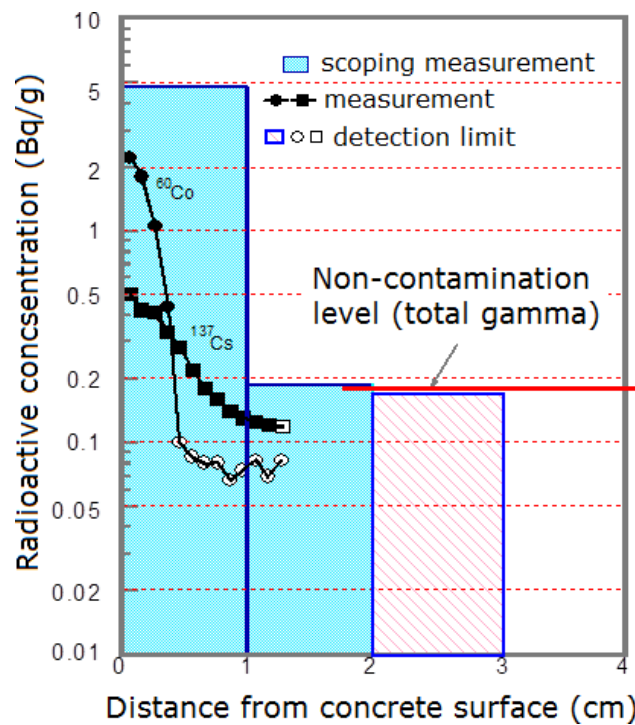


圖 1.2.6 污染分佈圖範例[10]

選定的拆除技術將決定後續拆除及廢棄物管理作業的性質，這些作業在規劃及進行時，必須考量與材料特性、自由外釋，以及調節累積碎片相關的所有測量要求。幾乎所有拆除或除污技術的選擇，都是根據個案的情況，考慮其應用情況下的優、缺點來決定，由於沒有普遍適用的技術，故通常必須結合不同的技術，需要考慮的重要議題包括所產生的二次廢棄物、污染控制、安全問題，以及技術的工作率與可靠性，其中，依據核一廠除役計畫書，其參考 NUREG/CR-0672、Vermont Yankee 除役成本估算報告與 IAEA-TECDOC-1572 等國外除役文獻後，發現核電廠除役二次乾性廢棄物的定義不包含電廠既有之混凝土、組件金屬及土壤等，其專指工作人員進行除污與拆除工作所需的防護衣、除污抹布、擦拭紙與空氣呼吸器等。

而特定技術的應用，通常會與所使用的工具引導系統密切相關，以確保達到預期的精度及產量標準，必須始終留意不要造成不可接受的損壞，尤其要考慮建築物的穩定性。

以下對除污及拆除技術的說明，主要著重於經過驗證的技術，這些技術已經過測試、認證及/或應用於具有代表性的場所，且被證明是最佳的案例。

3.2 混凝土除污技術[4、9、22]

自從核能工業首次注意到除污/清潔的需求以來，像刷洗、洗滌、擦洗及真空清潔等簡單的技術，已被廣泛使用。這些技術通常屬於勞力密集型，且可能增加工人的輻射暴露劑量，但由於其用途廣泛且能保持混凝土表面完好無損，對污染輕微的混凝土、表面非常光滑且狀況良好的混凝土或表面有塗漆/環氧樹脂塗層的混凝土都十分有效。在某

些情況下，它們可以移除大部分的污染，只留下一些較小的區域，再用簡單的研磨砂輪或以下技術的手動操作機型進行機械除污。在預備使用更強的機械技術進行更積極的除污前，這些技術亦作為拆卸前或拆卸過程中的第一步(如真空吸塵及清除鬆散的污染物)，以，因為它們可以減少這些激進技術作業時的空氣傳播污染。

對建築結構進行除污時，首要會考慮使用機械性的表面移除技術，尤其是面臨土地未來要再利用、無法拆除的結構(例如廠房內的實驗室)，或是為了盡量減少廢棄物量時，可以考慮使用以下列舉的除污技術，其藉由移除不同深度的表面污染，來減少待處置的受污染材料數量。

在進行任何表面清潔或表面移除作業前，必須先進行表面準備及安全預防措施，待處理的表面必須沒有障礙物(例如，管道及支架應先拆除或分段)，並進行真空處理，以盡量減少進行表面移除作業時，將污染物釋放至空氣中。此外，在含有可燃物的區域進行除污時，必須採取預防措施以防止爆炸，應先中和、穩定或移除所有可燃物，並應考慮與使用這些技術相關的工業危害，以及這些危害可能造成的損害。

最後，必須收集、處理及/或處置受污染的碎片(例如，表面被移除的部分)，且必須處理/回收清除過程中使用的任何液體(視為該技術的一部分或視為粉塵加以控制)。

如果污染物已滲透到材料表層之下，則可能需要進一步處理，多數表面移除技術的表面光潔度都不甚理想，如果需要光滑的表面(例如，建築物要重新利用)，則必須使用混凝土頂蓋或表面平滑處理的替代方案。

3.2.1 銑刨技術(Scarifying techniques)

銑刨機(Scarifier)的工作原理是對混凝土表面(不論有無塗層)進行物理研磨，銑刨過程會去除多層受污染的表面，直達至未受污染的深度。過去由於其工具性能較差，且在去除污染物時，無法提供均勻的表面輪廓，故混凝土銑刨被認為是一種激進的除污方法，而如今改良過的銑刨機相當可靠，當電廠要無條件外釋使用時，該技術能為新的塗層系統提供所需的外貌。

3.2.1.1 針槍加工(Needle scaling)

針槍加工通常為氣動式，其利用往復動作來削除材料，進而移除表面的污染物。為獲得所需的輪廓及性能，針槍有各種統一直徑(通常為 2、3 或 4mm)及針尖形狀。



圖 1.2.7 針槍(needle gun) [9]

市面上的多數工具都配備了專門的防護罩與真空配件，用於收集針槍加工過程中產生的灰塵及碎屑，且空氣中的灰塵濃度不會超過正常水平。針槍加工器屬於輕型工具，由於其高度振動及覆蓋面積有限，而不適用於大範圍，故應被視為一種補充性的除污工具，主要用在難以接近的限制區域(例如角落、金屬嵌件、管線穿越處等)，為了防止過度磨損或損壞，針槍加工通常用在有大量金屬嵌件的表面。

該技術屬於乾式除污，不會將水、化學品或磨料帶入廢物流中，僅收集清除的碎片以進行處理及處置，生產率取決於所需的表面輪廓，使用寬 44.5 mm 的切割頭(根據 Pentek Corner Cutter 針槍)，移除深度 1.6 mm 的生產率介於 1.8~2.8 m²/h 之間。

3.2.1.2 粗琢(Scabbling)

粗琢是一種銑刨過程，廣泛用於土木工程中的混凝土表面處理。粗琢工具通常包含幾個氣動的活塞頭，用來撞擊與切碎混凝土表面，市售工具大多使用尖端為碳化鎢的打擊頭，其型態多樣，有 1~3 頭的手持式粗琢器，也有遠端操作型，最常見的規格是包含 3~7 個粗琢活塞，安裝在有輪子的底盤上，無論電動或氣動的機器均可使用。

粗琢是一種乾式除污法—不需要水、化學品或磨料，所產生的廢物流只有被移除下來的碎片殘渣，由於混凝土的成分與特性變化、污染深度，以及可能使用不同類型的鑽頭，工作效率差異很大，針對不同深度的典型工作率，如表 1.2.1 所示。

表 1.2.1 粗琢器對移除不同深度的工作率[22]

移除深度(mm)	工作率(m ² /h)
4.25	2.78-3.72

6.35	1.30-2.23
12.70	0.65-1.12
25.40	0.28-0.56

工具的磨損及工作率，很大程度取決於混凝土的成份及質量，因此很難精確預測鑽頭壽命。在正常使用下，切割鑽頭的使用壽命約為 80~100 小時。

由於粗琢可能導致交叉污染的危險，故鑽頭配備真空附件及防護罩，根據至少一家製造商的說法，粗琢進行時，空氣中的曝露量不會超過背景值，但若有可能產生空氣污染，則可以使用過濾及通風的屏蔽。



圖 1.2.8 單頭及多頭手持式粗琢器範例[9]

在 Eurochemic 電廠(比利時的燃料再處理廠)除役期間，氣動手持式及地板粗琢器已廣泛用於混凝土除污，地板除污使用 5~7 頭的粗琢器(工作速率為 4~6 m²/h)，而混凝土牆壁及天花板除污則使用 1~3 頭(工作速率為 0.25 ~0.5 m²/h，粗琢深度約為 3mm)。



圖 1.2.9 7 頭牆壁粗琢器範例[9]



圖 1.2.10 7 頭牆壁粗琢器應用範例[9]

粗琢前，必須先穩定、中和及/或移除可燃性物質。實務上，大面積的地板粗琢器只能移動到距離牆壁約 50 公分的範圍，故需要使用其他手持式粗琢器來清除最後 50 公分靠牆邊的混凝土地板，以及去除牆壁及天花板上的混凝土表層。粗琢會撞擊受污染區域

的表面(而非僅只是研磨材料)，導致大直徑顆粒的碎片迅速沈澱，因此，空氣傳播污染的風險是有限的。使用多頭手持式粗琢器時，必須特別注意振動強度，強烈建議使用防震手套。

粗琢技術適用於開放性的大面積，亦可適用於小區域。粗琢器最適合用來移除受污染的混凝土(包括混凝土塊)及水泥薄層(最大 15 mm 或 25 mm 厚)。建議用於以下情況：

- 應限制或避免空氣污染
- 混凝土表面將在除污後被重新使用
- 想盡量減少廢棄物
- 拆除的材料在處置前要先進行清潔

儘管粗琢過的表面粗糙，但通常是平坦的，這取決於所使用的鑽頭，但經此所產生的粗糙度可能會大幅降低自由外釋測量的準確性，甚至可能妨礙某些技術的使用(例如用於測量 α 污染的手持式偵測儀)。

圖 1.2.11 顯示一個 Pentek Moose 專利系統的遠端操作地板粗琢設備，這是市面上的典型設備，其可以 25~40 m²/h 的速度移除 1.6 mm 深的混凝土層(當移除深度增加時，速度會較慢，例如 Argonne 國家實驗室移除 3.2 mm 混凝土的速率是 12.1 m²/h)，且使用 7 個直徑為 57 mm 的碳化鎢刀頭，可粗琢出 450 mm 寬的狹長區域，如圖 1.2.12 所示。

由於它只能到達 150 mm 的牆壁，其他較小的設備被用來粗琢尚未被大型機器清潔的區域。這些較小的設備通常是有輪子的 3 頭設備，能夠以 1.8~2.8 m²/h 的速度粗琢出 150 mm 寬的狹長區域，移除深度為 1.6 mm，亦有稍為寬一點的 5 頭機器。對於手持無法移除的障礙物及物件，則可以使用單頭粗琢器。

類似的機器也可用於液壓手臂或框架上來粗琢牆面。



圖 1.2.11 PENTEK Moose® 遙控地板粗琢機[22]

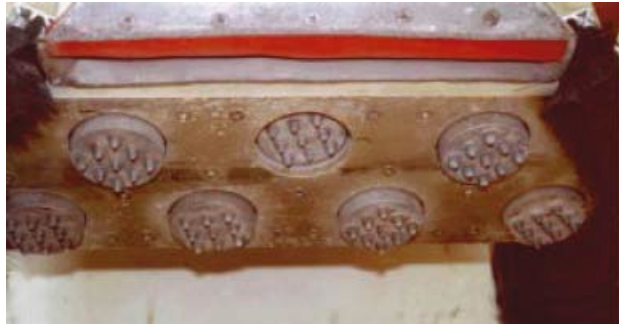


圖 1.2.12 PENTEK Moose 切割頭底面視圖[22]

3.2.2 刨除/研磨技術(Shaving/Milling)

混凝土地板刨除機在外觀上類似輪式粗琢機，適用於大面積去除薄的地板、牆壁及天花板，目的是移除強烈黏附或滲透到混凝土及其他表面的塗層與污染物。它有一個可快速更換的金剛石旋轉切割頭，旨在提供比粗琢機更好的表面光潔度，更易測量及為噴漆作準備。其能切割螺栓及金屬物件，而這些東西會損壞傳統粗琢機的切割頭。實際刨除性能為：

- 在地板除污方面，比粗琢的平均工作率更高
- 由於沒有機器振動，操作員的身體負擔大幅降低

Marcrist 地板刨除機及其生成的地板表面，如圖 1.2.13 所示。



圖 1.2.13 Marcrist 地板刨除機及其生成的地板表面[22]

多數混凝土刨除機使用旋轉的研磨滾筒，研磨工具沿數個軸線分佈其上。該裝置稱為研磨頭，為防止移除材料時受損，其被包覆在金屬外殼內。滾筒旋轉引起的離心力會讓工具移動到其外部工作位置，突出的工具尖端與刀具以高速撞擊表面，使材料顆粒從複合材料上分離，表面隨即被剝蝕。研磨頭的滾輪沿著未處理的表面區域移動，其可提

供穩定的刨除深度，通常為 3 mm，亦可非常精確地調整。但無論何種規格的機器，混凝土刨除機的最大工作深度為 5 mm。

混凝土刨除機由以下組件所組成：

- 一個寬 250 mm、直徑 127 mm 的刨除滾筒，其中裝有充滿金剛石的刀片，刀片數量取決於所需的表面光潔度
- 與真空抽氣裝置搭配使用的抽氣口，以達到無塵操作
- 能控制深度的手動旋鈕並附電子顯示

該機器也可以安裝在用於刨除牆壁的液壓手臂上(如圖 1.2.14 所示)。



圖 1.2.14 安裝在 Brokk 250 上用於牆壁除污的刨除刀[22]

根據以往使用地板刨除機的良好經驗，已開發出遙控金剛石牆壁刨除系統，成為較大表面進行混凝土除污的解決方案。該系統包括：

- 供遙控刨除單元使用的遙控水電動力組
- 一個真空系統，主要用來臨時固定支撐刨除刀頭水平與垂直導軌的真空墊
- 一個簡單的 xy 框架系統，包含導軌、垂直導軌及刨除刀頭的載體
- 帶有防塵罩且可快速更換的金剛石旋轉刨除刀頭，可連接現有的除塵系統

整個系統由多個部分組成，可由一名操作員攜帶。其以受控且無振動的方式移除混凝土層，移除深度可控制在 1~15 mm 之間，並產生光滑的表面。切割頭設計成能配合被移除表面的輪廓，並且可以手動設定移除深度，增量為 1 mm，以最大限度地減少廢棄物產生，有 300 及 150 mm 寬的刨除刀頭可供選擇，無論是大面積或尷尬的角落都可以使用。當切割頭安裝在垂直導軌上進行牆壁刨除時，水平導軌可以斷開並向前移動，以確保能連續運行。

生產率取決於混凝土的結構與硬度、設定深度、切割速度及所用的金剛石類型。刨除刀頭壽命最多可達 2,000 m²。

平坦的表面是大面積使用研磨的先決條件，根據空間條件，可以採用部分自動引導系統以達到高去除率，混凝土中的金屬或鋼筋等加固材料無法以研磨切割，若不慎與鋼筋接觸，會造成工具嚴重磨損。但對於混凝土中所含的較小零件(例如錨或類似組件)，只要它們與表面齊平，就不會影響研磨過程，但若刀片未與表面齊平，當研磨頭的間隔滾輪在材料上移動時，可能會導致不同的去除深度，但研磨環的旋轉軸承，可避免刀片與鋼筋接觸所造成的機器損壞。

根據要去除的材料類型，可以採用搭配各種工具的研磨滾筒，或是特定的滾筒，軟性塗層及襯裡可以選用較寬的刀片，而硬質材料需要帶齒的星形研磨環，來產生非常精細的結構表面。



圖 1.2.15 不同型式的研磨刀頭[9]

刀具可以在研磨滾筒中自由旋轉，由於這種機動性，不會有重大的反作用力對機器造成負荷，使接觸壓力及進給力最小，旋轉軸承的另一個優點是，工具與材料相互作用的區域非常小，因此不會發生大量的交叉污染。

標準設備幾乎都可用於刨除地板表面，但在牆壁上應用研磨頭，必須注意其重量及適合的導向裝置要求，在牆壁及天花板上應用此類工具，需要重型運輸車、推高機或特殊類型的鷹架系統，有數個除役計畫開發了量身定制的系统，但只有少數系統成功地應用於工業規模，這四種不同的自動化概念如下：

- 研磨頭的導向及驅動系統會固定在待處理表面上；
- 研磨頭仰賴堆高機可進行表面移動，而利用直線導軌則可進行水平移動；
- 利用鷹架及導向軌，把研磨頭固定在水平的直線軌道上，就可以進行垂直運作，以實現天花板除污；
- 研磨頭採用密實的重型載體。

3.2.2.1 STUDSVIK 系統



圖 1.2.16 連接在堆高機上的雙頭研磨機[9]

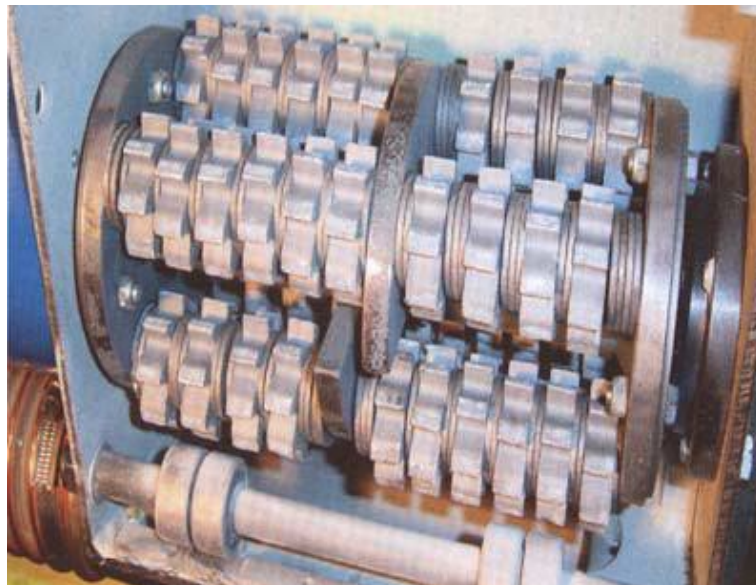


圖 1.2.17 研磨刀具[9]

這款刨刀可用於堆高機及鷹架系統，該系統由鋁製的模組化格架組成，配有線性調速器，組裝成一個單元。

3.2.2.2 Belgoprocess 系統：連接在堆高機上的單頭研磨機

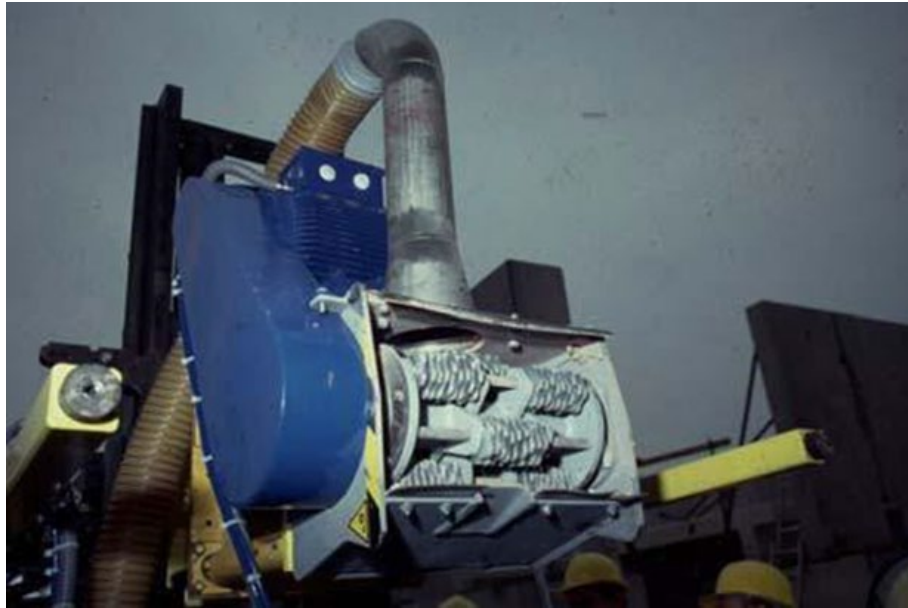


圖 1.2.18 由堆高機所支撐的單頭研磨機[9]



圖 1.2.19 使用重型機具來移動研磨頭的導向系統[9]



圖 1.2.20 線性驅動器上的鑽石研磨頭[9]



圖 1.2.21 PLB 研磨頭[9]



圖 1.2.22 TT1 計畫所使用的研磨頭[9]

Belgoprocess 已測試並成功使用了一種將傳統研磨頭替換為鑽石旋轉的機器(如圖 1.2.23 所示)，作為傳統刨除地板刀具的替代品，該刀頭由鑲有連續鑽石的圓盤組成，這些圓盤固定在軸上(如圖 1.2.24 所示)。



圖 1.2.23 鑲有鑽石地板刨除器[9]



圖 1.2.24 鑲有鑽石的的研磨頭[9]

雖然該機器看起來與傳統的地板刨除機十分相似，但其工作原理實際上更接近磨碎 (grinding) 而非研磨 (milling)，其能製造出光滑的表面，更易於測量並作為噴漆的前置作業，事實證明它能夠切割螺栓及金屬物體，若使用傳統的粗琢機，可能會損壞粗琢頭。與傳統的地板刨除機相比，實際的切割性能使地板除污的平均工作效率 ($13 \text{ m}^2/\text{h}$) 提高了 2~3 倍。此外，由於手動使用時沒有機器振動，能大幅降低操作人員的身體負荷。

表 1.2.2 牆面刨除系統的性能[9]

技術種類	刀頭類型	專案名稱	生產率 (機器工作時間)	可用率	備註
堆高機上的 雙頭研磨機	鋼	CEA – ATUE (法國鈾濃縮 回收廠)	~ $10 \text{ m}^2/\text{h}$ (最大深度 10 mm)	30%	總產量因表面不平整(塊狀)而受到嚴重影響
xy 框架上的 單頭研磨機	尖端鑲鑽的 旋轉盤	BP – Eurochemic (比利時燃料 再處理廠)	$15 - 25 \text{ m}^2/\text{h}$ (深度 3 mm)	20%	總產量因設置時間(約 1 天)而受到影響
在 Brokk 機 具上的研磨 機	尖端鑲鑽的 旋轉盤	CEA – EL4	$8 \text{ m}^2/\text{h}$ (3 mm depth / pass)	50%	
PLB 研磨頭	WC 齒	CEA – EL4	$1.2 \text{ m}^2/\text{h}$ (25 mm depth / pass)		重型工具 粗加工
PLB 研磨頭	WC 齒	CEA – AT1	$1.5 \text{ m}^2/\text{h}$ (25 mm depth / pass)		重型工具 粗加工

表 1.2.3 地板刨除器的性能[9]

技術種類	刀頭類型	專案名稱	生產率 (機器工作時間)	可用率	備註
地板刨除機 - 自驅動 (34 公分寬 的研磨頭)	尖端為 WC	ATUE	5 – 6 m ² /h (3 mm depth)	20%	以電動機輔助 平移運動
地板刨除機 多盤旋轉頭	尖端鑲鑽的 旋轉盤	BP – Eurochemic	13 – 14 m ² /h		
地板刨除機 多盤旋轉頭	尖端鑲鑽的 旋轉盤	CEA – Brennilis	~ 13 m ² /h (3 mm depth)		

3.2.2.3 手持式刨除器

手動式刨除器使用一個杯形圓盤，圓盤的表面上黏合了鑽石片，其具有一個可控的除塵防護裝置，對操作員所造成的振動非常小，機器的除污效率為 4~6 m²/h，而手持式 DK1 粗琢器則為 1.5 m²/h。藉由下段表面突出的鑽石顆粒獲得研磨效果，因此，操作員應注意避免施加過大的力量在用於表面的工具上，這可能導致組件更快磨損並使引擎過熱。真空輔助(負壓)及配重懸吊系統可以輔助手持式刨除器在垂直表面或天花板上的應用，這些圓盤對表面有金屬嵌入物非常敏感，故不適用於粗糙的表面，且在不平整的表面(混凝土模具)上會嚴重影響其生產率。

3.2.3 磨料噴砂技術(Abrasive blasting techniques)

3.2.3.1 磨料噴砂系統[9、10]

此系統通常是傳統工業用來清潔設備或表面的可移除或固定污染物(油脂、鐵鏽、油漆等)及/或作為表面塗層的前置作業。根據目標物及表面材料(鋼、混凝土等)類型，會選用不同的研磨介質，例如塑料、玻璃、鋼珠或砂礫等。目前已開發出能去除選擇性塗層(例如清漆)而不損壞底層塗層(航太工業)的磨料。這項技術對平坦的表面最有效，也可用於“難以觸及”的區域，例如天花板或設備後面。與前面描述的銑刨技術(scarifying techniques)相比，這些技術可能會產生大量的二次廢棄物，應考慮回收磨料的可能性。

早期的經驗顯示，使用加壓水(加或不加磨料)對混凝土表面進行除污，可能會導致污染更深地嵌入材料表面(所謂的“錘擊”影響)，甚至造成隱藏表面的污染(例如水在兩個混凝土層間的界面蔓延)。濕式磨料系統還會產生大量難以控制及處理的氣溶膠與污泥(水與磨料的混合物)，基於這些原因，不應使用濕式磨料技術來處理放射性污染的混凝土結構。

乾式噴砂技術，通常稱為噴砂或磨料噴射，自 19 世紀末以來一直用於非核工業。磨料噴砂技術利用渦輪機、旋轉器(噴珠)、高壓空氣(7 kgf/cm^2)或加壓水來加速，以便將磨料從噴槍的噴嘴排出，利用衝擊力破壞混凝土表面，該技術無論在開放或封閉的空間都可以進行。

在開放空間中，被噴砂的表面周圍沒有限制，移除的表面材料與磨料不時地被收集在地面上，分類並放置在合適的容器中，以便進一步重複使用、處理及/或處置。這種作業配置須對操作員提供足夠的防護，並需要額外的人力來收集與分類磨料。這種設備的磨料，通常通過一個狹窄的噴嘴推進，以便處理難以到達的區域。

而在封閉配置中，被噴砂的表面受到限制，會直接在源頭收集磨料、灰塵及碎屑後，直接運到分離裝置，例如藉由空氣提升裝置，可重複使用的磨料被回收，從而最大限度地減少二次廢棄物的產生。旋風分離器可以將受污染的灰塵與可重複使用的磨料分離，是一種小型而有效的解決方案。

乾式噴砂適用於多數表面材料，但那些可能會被磨料擊碎的材料除外，例如玻璃或有機玻璃。儘管如此，在核能業界的應用，建議在表面處理之前去除油類及油脂，以盡量減少交叉污染的風險。可燃性污染物也應在噴砂前中和或移除，因為磨料的衝擊可能會引起粉塵爆炸，噴砂過程中亦可能會產生靜電，因此，被清潔的組件或裝置本身應接地。工業用遙控裝置可用於水平及垂直表面的噴砂，其設備包括一個內建旋風分離器，可以連續分離灰塵並回收砂礫。



圖 1.2.25 商用地板噴砂系統[9]



圖 1.2.26 內建旋風分離器的垂直噴砂設備[9]

磨料介質列舉如下：

- 礦物(例如磁鐵礦、沙子)；
- 鋼丸、氧化鋁；

- 玻璃珠/玻璃料、碳化矽、陶瓷；
- 塑料顆粒；
- 帶有各種等級嵌入磨料的聚氨酯泡沫(簡稱海綿)；及
- 天然有機產品(例如稻殼、磨碎的堅果殼)。

鋼砂對於去除一層薄薄的混凝土(幾毫米)非常有效，攻擊深度可以藉由調整砂粒的速度及處理時間來決定，並可以提供各種等級與形狀的磨料，使用圓形磨料指的是”噴丸”。

儘管二氧化矽可以用作磨料，但不建議使用，因其會形成高刺激性的粉塵，具有中等毒性，是導致肺部疾病的重要原因。長期吸入含有游離二氧化矽的粉塵，可能會導致一種稱為矽肺的致殘性肺纖維化。

二次廢棄物產生的數量，主要取決於磨料的使用壽命(可循環使用的次數)，材料越硬，可以使用的時間越長，但隨著磨料硬度的增加，受傷及設備磨損的風險也隨之增加。

開放式空間的乾式噴砂會產生大量的灰塵，甚至可能影響工作區域的能見度，工作區的充分通風及空氣污染監測，才能確保具備安全的作業條件。

3.2.3.2 海綿噴砂

海綿噴砂使用嵌入磨料顆粒的聚氨酯海綿，海綿內的磨料有塑料到鋼顆粒等不同等級，當撞擊表面時，藉由海綿的膨脹與收縮產生擦洗效果。與噴砂相比，海綿在撞擊表面時會損失大量能量，因此操作員毋需佩戴額外的特殊保護裝置。由於海綿體積的關係，很容易在地面上收集，利用過篩能輕易將可重複使用的海綿與灰塵及碎屑分離。然而，對混凝土表面噴砂時，聚氨酯海綿會迅速變質，只能回收幾次，因為其有限的使用壽命及低密度，導致產生大量的二次廢棄物(詳表 1.2.4)。

3.2.3.3 具體應用

噴砂是一種通用技術，可以建造量身定制的裝置來處理特定的廢棄物流，例如混凝土屏蔽塊或容器。以下是 Belgoprocess 公司所建造的設施，專門用在處理歷史廢棄物回收計劃框架內的混凝土容器。



圖 1.2.27 用於混凝土容器除污的噴砂裝置[9]

該裝置能針對內部帶有金屬塗層的大型混凝土容器進行除污，且為了將額外的交叉污染風險降至最低，能同時對混凝土材料及不銹鋼內襯進行除污。

該設施安裝在通風的大廳內，並分成三個隔間，組件在這些隔間中，經過乾燥(如果需要)及內、外部噴砂，產生的灰塵或污染物通過空氣與過濾器會被自動清除。經此操作後，檢查容器的所有表面以確認沒有污染(操作檢查)。萬一檢測到一些殘留的污染物，操作員可以決定：

- 若有檢測到大面積污染的情況，容器將被送回噴砂室進行額外的循環。
- 若是斑點或輕微污染的表面，操作員可以手動清潔這些區域。
- 後續由保健物理人員重新對容器進行全面檢查。
- 由於要對各種材料進行除污，因此開發了兩種手推車來將容器與組件運送到裝置中：
 - 第一種配備了一個轉盤，適用於非圓柱形金屬及/或混凝土結構
 - 第二種配備了一個可調節的旋轉裝置，使圓柱形結構的角度維持在 10°

在噴砂過程中，會將表面的放射性物質移除，為了保護操作人員、裝置及環境，會隔成 3 個空間，每個內部都有高通風氣流，並從第 1 個隔間的大廳抽出空氣，藉由預分離器、兩個旋風分離器及一個集塵的自清潔過濾器，可將氣流中的被污染顆粒移除，灰塵會被自動收集在特定的滾筒中，然後作為放射性廢棄物進行處理。

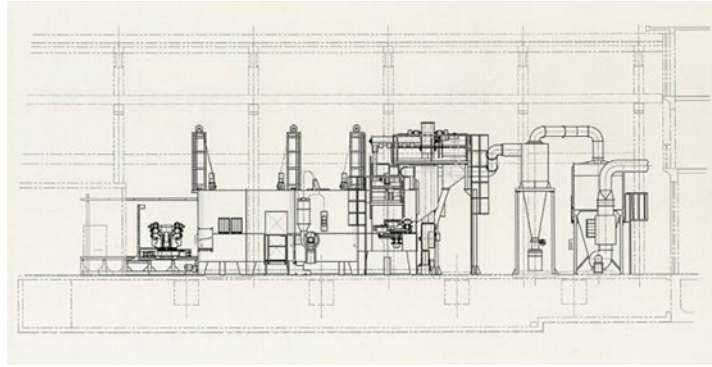


圖 1.2.28 BP2 廠址的砂安裝原理[9]

該裝置的主要優點在其應用的靈活性，經過除污後，會將金屬部份與混凝土分離，這兩種材料都會經過進一步處理，以確保能作其他用途(金屬被熔化並回收；混凝土被重新用在公路建設業)。

圖 1.2.29 是另一個專門用於處理小混凝土塊的類似裝置。



圖 1.2.29 小型混凝土塊的乾式噴砂裝置[9]

3.2.3.4 噴砂系統之優缺點

使用噴砂清理混凝土結構的優點，總結如下：

- 噴砂技術已被證明對各種應用都很有效：(選擇性)去除金屬或混凝土表面的塗層(油漆..)、對工具或物體進行脫脂與清潔、對金屬或混凝土進行表面加工處理。
- 市售噴砂系統有多種配置及尺寸。
- 一台機器可以使用不同等級的磨料，故可靈活進行不同類型的處理與操作。
- 噴砂技術可用於粗糙及有金屬插件/塞子的表面。
- 在開放式配置中，可以使用不同幾何形狀的噴嘴來處理”難以觸及”的表面及

角落。

- 操作噴砂機比銑刨技術(scarifying techniques)更省力；及
- 可以實現非常精細的表面光潔度，這對必須監測表面是否存在 α 污染時，是非常重要的。

然而，必須特別注意以下幾個方面：

- 噴砂技術會產生大量的二次廢棄物，應考慮磨料回收問題。
- 回收磨料中累積的污染物可能導致表面交叉污染，故磨料再利用需要一個有效的分離系統。
- 噴砂會產生非常細小的粉塵，必須先封閉、抽取及收集。強烈建議使用配有自清潔過濾器的局部通風裝置，並對空氣污染強制進行監測。
- 進行開放式噴砂裝置的操作，前提是必須有特殊的個人防護設備及服裝，以防護高速磨料造成的影響。

表 1.2.4 噴砂系統的性能[9]

技術名稱	介質	應用專案	目標 (移除深度)	工作率 (MWT)	可用率 (%)	備註
海綿噴射	含 鋁 的 聚 氨 酯 泡 沫 塑料	SCK•C EN – BR3	移 除 塗 料 ($< 1 \text{ mm}$)	$5 \text{ m}^2/\text{h}$	50% (不包括前置作業)	- 壓縮空氣 - 以人工收集地板上的磨料及碎屑，篩分並回收海綿 - 3 名操作員 - 廢棄物平衡： $15 \text{ kg}/\text{m}^2$ (灰塵 + 用過的磨料)
噴丸/珠擊	鋼砂	CEA – ATUE		$7\text{--}9 \text{ m}^2/\text{h}$	33% (包括前置作業)	- 壓縮空氣 - 鋼珠循環 - 磨料壽命 ~ 1000 次循環
噴丸/珠擊	鋼砂	CEA – AT1	移 除 一 層 薄 的 混 凝 土 表 層 ($4\text{--}5 \text{ mm}$)	$2 \text{ m}^2/\text{h}$	77% (不包括前置作業)	- 壓縮空氣 - 持續回收砂礫 - 廢棄物平衡 $\sim 40 \text{ L}/\text{m}^2$ (灰塵 + 用過的磨料)

3.2.3.5 噴砂技術資料回顧

有鑑於核一廠原採高壓水柱做金屬除污，而目前將實際採用噴砂除污，其主要係根據除役顧問公司之建議，考量高壓水柱除污會產生大量廢水，故改採乾式噴砂進行金屬除污，其雖仍有其它二次廢棄物產生，但可省去廢水處理問題。另本研究在四年期計畫的前三年，各子項均曾針對各式噴砂除污技術與國際應用案例作詳盡彙整及說明，本小節提供過去相關章節及重點回顧(細節詳各年度成果報告)，俾利管制機關快速掌握該技術。

(1) 108 年度：(子 3-2)參考技術報告彙整比較各式化學，電化學及機械、Chemical Gel & Chemical Foam 之除污技術，進一步綜合評估及建議各項除污標準及技術用於我國電廠除役管制之適切性，提供管制機關對於相關除役作業的安全管制參考

- 3.5.4 噴砂除污系統：介紹溼式及乾式噴砂種類及其優缺點(包含水磨料噴砂、空氣噴砂、真空噴砂)
- 3.5.6 二次廢物的產生：表 3.2.15 提供有關乾式及濕式噴砂對於金屬除污在二次廢棄物方面的結果
- 3.5.7 選擇適當的噴砂除污技術指南：提供 IAEA 列舉該技術之優缺點，作為技術選取之考量

(2) 109 年度：(子 1-1)研討並摘要美國國家環境保護局(U.S. Environmental Protection Agency, US EPA)所出版之“Technology Reference Guide for Radiologically Contaminated Surface”報告，並依此為基礎研析相關表面除污時之管制原則並彙整成為我國審查除污技術可接受標準之參考依據

- 3.2 離心噴砂
- 3.6 乾冰噴砂
- 3.10 噴砂處理
- 3.12 軟性介質噴砂

(3) 109 年度：(子 1-2)搜羅探討各國核電廠除役過程所應用之非化學除污技術原理和優劣，針對機械、熔融、生物、複合技術除污等眾多方式做一全盤分析與瞭解，以及管制要項，製作報告成為我國後續進行除污管制作業之參考依據

- 2.5 噴砂清除：分別提供 6 個國際應用案例(包括美國、比利時、德國、義大利、日本、瑞典)
- 2.6 海綿噴砂
- 2.7 乾冰噴砂：分別提供 2 個國際應用案例(包括美國 ORNL 及美國 Rocky Flats Plant)
- 2.8 高壓液氮噴砂
- 2.10 濕冰噴砂
- 9.2 乾冰噴砂結合雷射除污

(4) 109 年度：(子 1-3)評析並摘要 ASME Decommissioning Handbook Ch.17, “Decontamination” 和 Ch.13, “Decontamination Decisions and Process”，另因應我國情況根據其內容提出相應管制建議，以報告方式呈現

- 17.9.2 先進可回收的研磨料介質系統
- 17.9.8 遠端乾冰噴砂系統
- 17.9.10 軟性介質噴砂

(5) 110 年度：(子 1-2)評析除役技術之典型除污工作項目(封閉式系統與開放式系統)所採取之除污技術和廢棄物管理之考量，研析各國除役核電廠之相關應用實例

- 3.6.4 磨料除污：介紹乾式及濕式磨料，並比較兩者之性能

3.2.4 其他除污技術

3.2.4.1 手動技術

自從核能工業首次注意到除污/清潔的需求以來，像刷洗、洗滌、擦洗及真空清潔等簡單的技術，已被廣泛使用。這些技術通常屬於勞力密集型，且可能增加工人的曝露劑量，但由於其用途廣泛且能保持混凝土表面完好無損，對污染輕微的混凝土、表面非常光滑且狀況良好的混凝土或表面有塗漆/環氧樹脂塗層的混凝土都十分有效。在某些情況下，它們可以移除大部分的污染，只留下一些較小的區域，再用簡單的研磨砂輪或以下技術的手動操作機型進行機械除污。

這些技術亦作為拆卸前或拆卸過程中的第一步(如真空吸塵及清除鬆散的污染物)，以預備使用更強的機械技術進行更積極的除污，因為它們可以減少這些激進技術作業時的空氣傳播污染。

3.2.4.2 高壓水射流(High pressure water jet)或高壓水清洗(High pressure water washing)

高壓水射流(HPWJ)技術在土木工程案例中，已被證明是清潔混凝土表面及去除腐蝕混凝土層的有效方法。HPWJ 可以在一個工作步驟中剝蝕高達幾厘米的混凝土層，工作介質是放射性除污的主要問題，水會導致深度交叉污染，受污染的水可能會在 2 個混凝土相/層之間的界面處擴散，隨後污染先前清潔過的隱藏表面，複雜的水收集與回收，可以減少二次廢棄物數量，但離可接受的水平還很遠；相反地，HPWJ 使用非常有效的集水及回收裝置，成功地應用於金屬表面。

高壓水清洗技術亦稱為 Hydrolazing，是將高壓水射向待除污表面，該設備通常由有一個手持噴槍，由泵在壓力下輸送水，壓力取決於所用設備的確切類型，但通常在 3,500~350,000 kPa (500~50,000 psi) 間。該技術適用於去除表面或接近表面的污染，特別是在上述手動技術無法接近的表面，或表面太大而無法輕鬆或經濟地應用手動技術的情況。

該技術用過的水會產生二次廢棄物，必須先由臨時堤岸截留，收集後進行控制性處

置或淨化，以去除所吸收的任何固體物質。通常每使用 1,000 升水，就會產生 1 公升固體材料，高壓水沖洗混凝土的區域，應利用屏幕或其他封閉物與周圍區域隔離，作為預防污染擴散的額外措施。

3.2.4.3 熱處理(Thermal treatment)

熱處理技術主要適用於去除塗層，也能用在薄礦物或有機層的剝蝕及分層。

熱處理是在待處理表面施加或吸收熱量來進行，材料特性會因為高溫或低溫或溫度梯度而發生變化，主要是應用低溫下的脆性及熱引起的張力。張力是利用塗層與基材間不同的熱膨脹係數以及材料表面與深度的局部溫差產生的，其以軟性機械機制來破壞塗層的結合力，但不會損壞基材。用於冷卻的介質為液態氮(-196°C)及固體二氧化碳(-78°C)，熱量則是採用雷射、微波或火焰引入，某些技術會組合使用以達到熱應力最大化。

3.2.4.4 CO₂ 乾冰噴砂(CO₂ ice blasting)

其使用壓縮空氣將冷凍至-78°C 的二氧化碳(即“乾冰”)顆粒加速至約 300 m/s，通常用於去除沉積物，例如油脂、產線殘留物、生物膜或油漆(軟塗層)，同時保護基材。在核能工業中，經常用於去除可塗抹的污染物，例如熱室或手套箱內的污染，CO₂ 顆粒對表面沒有研磨作用，作用原理是基於高溫差所引起的小型爆炸，把底層基材上欲清除的物質剝蝕。消融效果亦與不同材料(基材及塗層)的膨脹係數有關，高膨脹差異會放大消融作用，由於顆粒的研磨力非常有限，故對純粹的混凝土剝蝕是相當無效的，為了加強對混凝土的磨損，還可以使用雷射與二氧化碳噴砂的組合，利用增加局部的溫度差異而引起剝落，混凝土可達到的磨損深度為 5mm。與所有其他噴砂技術相比，CO₂ 乾冰噴砂不會產生任何二次廢棄物，因為乾冰會立即蒸發，就其目前發展的狀況而言，這項技術的磨蝕性不足以去除混凝土基材上的塗層或固定污染物，此外，該技術會引起嚴重的缺氧風險，乾冰顆粒可以在現場製作或提供。

3.2.4.5 液態氮噴射(Liquid nitrogen jetting)

愛達荷國家實驗室在 1982 年開始研發高壓液態氮的應用，該計劃促成了高壓液態氮噴射技術的發展，於 2003 年由 Nitrocision 公司商業化。

液態氮在壓力下高速噴射到要淨化的表面，當撞擊材料表面時，會藉由 3 種不同效應的組合，將污染從表面移除：

- 動能引起的機械效應
- 熱衝擊：當撞擊表面時，液態氮(-140°C)會汽化，使材料脆化並消蝕；
- 高體積膨脹(700 倍)產生的爆破效果。

其除污效果與 CO₂ 乾冰噴砂系統相當，根據使用的噴嘴類型及可能添加的磨料，可以進行以下操作：

- 去除油漆；
- 去除較厚的材料層(單次可達 30mm)；

- 切割(使用磨料)

該技術相當複雜，所需組件如下：

- 液氮槽；
- 壓縮機；
- 熱交換器；及
- 氮氣軟管與高壓噴嘴。

不同組件間的連接必須隔熱，因為操作期間會將”溫暖”的氮氣流(-40°C)加壓至 4,000 bar，然後將其冷卻，氮氣消耗量在 15~20 L/min，在這些條件下，排氣口的氮氣流量約為 600 m³/h。

該系統最近在 AREVA 的一個設施進行測試，並表現出以下優點：

• 該系統用途廣泛，可以選擇性地去除表面上的塗層及油漆，並移除不同厚度的混凝土(單次 3~30 mm)。

- 沒有二次廢棄物。
- 對表面狀態不敏感(粗糙度、金屬嵌件……)
- 是塗層剝蝕(10 m²/h)及移除混凝土(2.5 m²/h，厚度 14 mm)的有效技術。
- 自動化。

然而，這也帶來了一些技術及安全問題：

- 為了要防止污染擴散，必須在源頭進行充分的封閉並抽真空。
- 氮氣汽化(x700)導致的體積增加，大幅提升通風的要求。
- 液氮管必須隔熱。
- 缺氧風險。
- 即便在電廠最容易接近的區域，可能因為安全問題而限制其使用。

3.2.4.6 雷射剝蝕(Laser ablation)

多年來，除役計畫一直有將雷射技術用於遠端除污/淨化作業及作為熱切割設備的考量與研究，雷射可將表面的局部區域加熱至幾百度。

CEA(法國原子能和替代能源委員會)、KAERI(韓國原子能研究所)或 JAERI(日本原子力研究所)已經作了廣泛的研發計畫，該領域的最新進展已經實現了小型且堅固耐用的脈衝光纖雷射技術。

近期由 CEA 帶頭領導的研發計劃，在 ATUE 設施(法國鈾濃縮回收廠)中有效驗證 Aspilaser 技術。所謂的 Aspilaser 系統是由 4 個 50W 的光纖雷射所組成，每個光纖雷射都配有電流計式攝影機，讓雷射能掃描整個表面。

雷射剝蝕(低功率)的原理是基於表面的突然加熱，導致表層膨脹並剝落，由此產生的局部衝擊波足以使油漆/塗層從表面彈出，這與先前測試過的高能系統不同，因為污染層是從表面彈出而非燒毀。這項技術造就了一種堅固、小型且輕巧的工具，具有以下優勢：

- (1) 光纖雷射對振動不敏感。

- (2) 機組結構雖小，但對散熱要求不高。
- (3) 只需微調(易於使用)。
- (4) 重量輕—剝蝕頭重約 30 公斤。

測試用的原型除污/剝蝕頭(未顯示雷射產生器)，如圖 1.2.30 及圖 1.2.31 所示。



圖 1.2.30 剝蝕頭[9]



圖 1.2.31 起重機上的 Aspilaser[9]

單束雷射的直徑為 $100\mu\text{m}$ ，4 條雷射光是對接的，以盡量減少污染物再沈積的風險，該技術是專為去除表面污染的油漆與塗層所開發的，先前在 CEA 實驗室進行的研究顯示，在核能工業中使用的典型塗料，使用 50W 光纖雷射，每次剝蝕的深度級數約為 $10\mu\text{m}$ 。

從 ATUE 的正面試驗，可以得到以下初步結論：

- (1) Aspilaser 系統特別適用於去除大而平坦表面上的油漆或薄塗層；
- (2) 體積小、重量輕的剝蝕頭，使流程更易於自動化，且能使用簡單且低成本的載

體；

- (3) 由於光束直徑小(能量低)，生產率(MWT)限制在 $1.5\sim 2\text{ m}^2/\text{h}$ ；
- (4) 可組合多個雷射光束，以提高生產率；
- (5) 處理過的區域，沒有測量到明顯的污染物再沈積；及
- (6) 約 6 m^2 的除污僅產生 600g 粉塵。

Aspilaser 技術相對於銑刨(scarifying)/噴砂方面的主要優勢，在於其能”有選擇地”移除塗層(保留基材)，同時產生很少的二次廢棄物(HEPA 過濾器、吸塵管)。

其它像是利用微波加熱，將引起混凝土孔隙中所含的水體積膨脹，熱量無法如膨脹速度快速消散，由此產生的張力會導致混凝土剝落；特定區域對混凝土表面進行去污處理[23]，應仔細考慮控制斷裂區域的設備或機器之設計，還有考慮工人的安全。此外，微波除污不太適用於鋼筋混凝土，因為鋼材會反射微波能量，導致大塊混凝土過熱和損壞。

另一種技術則是用電加熱接近表面的鋼筋，引起鋼筋膨脹後，使表層的混凝土剝落。雖然有針對這些技術的研究，但發現其效率低下，且通常無法符合除役計畫相關限制及安全要求。

3.3 除污技術擬定[24]

為了選擇最適當的除污結果，根據污染種類(如圖 1.2.32 所示)可將除污技術分類如下：

- (1) 收集或去除表面沉積物
- (2) 去除表面附著物
- (3) 去除滲入塗層或混凝土的污染物
- (4) 去除滲入混凝土且與混凝土結合的污染物

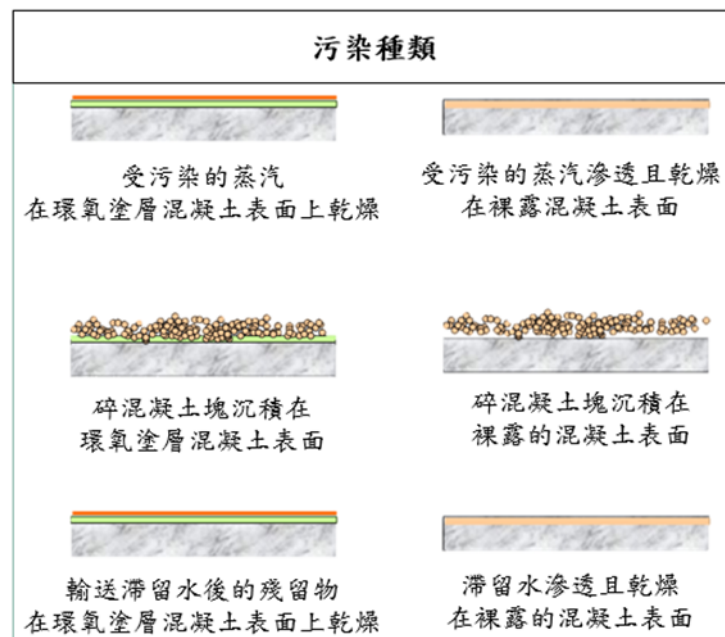


圖 1.2.32 混凝土污染種類[24]

3.3.1 收集與去除表面沈積物

適用真空收集技術，以真空收集沈積的混凝土碎塊；其他適用：水噴射除污等



圖 1.2.33 真空收集技術示意圖[24]

3.3.2 去除表面附著物

適用乾冰噴砂技術；其他適用：雷射光除污、可剝塗層、泡沫除污…等

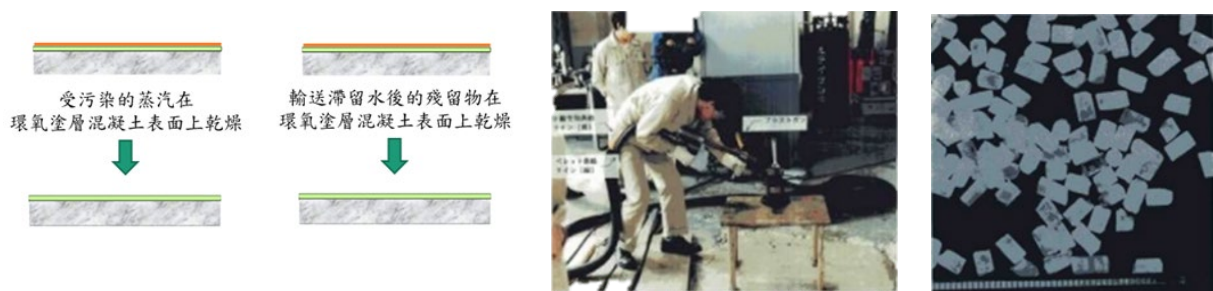


圖 1.2.34 乾冰噴砂示意及其乾冰顆粒[24]

3.3.3 去除滲入塗層或混凝土的污染物

適用可剝塗層(Strippable coating)技術；其他適用：泡沫除污…等

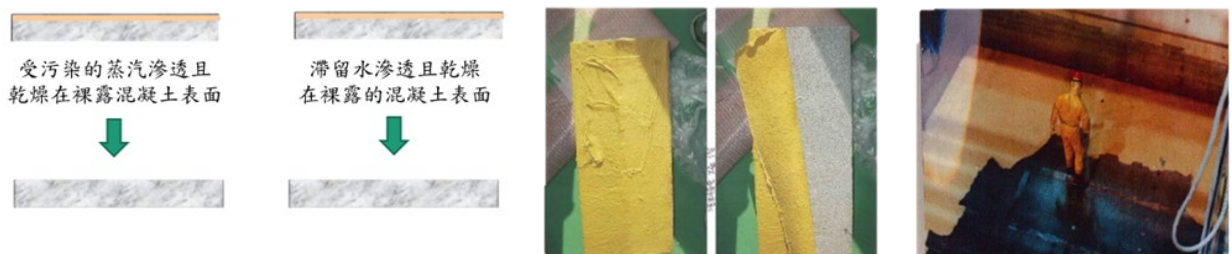


圖 1.2.35 塗層(剝落前/後)及其在電廠水池中的使用情況[24]

3.3.4 去除滲入混凝土且與混凝土結合的污染物

適用粗琢技術；其他適用：高壓水噴射、噴砂處理……等



圖 1.2.36 PENTEC 粗琢機示意圖[24]

3.4 混凝土除污技術比較

上述探討的混凝土除污技術的整體優、缺點，彙整如表 1.2.5 所示，其性能評估如表 1.2.6 所示。表 1.2.7 則為廠商的相關數據彙整。

表 1.2.5 混凝土除污技術優、缺點彙整表[9]

技術名稱	優點	缺點
針槍加工(手持式) (needle scaling)	- 使用靈活 - 適用於難以到達的區域 - 可用在有金屬嵌件的表面 - 輕量級工具 - 無二次廢棄物	- 高振動水平 - 低工作率（只能涵蓋有限的表面積）
粗琢(手持式) (scabbling)	- 使用靈活 - 適用在難以到達的區域 - 輕量級工具 - 無二次廢棄物	- 高振動水平 - 粗加工 - 低工作率（只能涵蓋有限的表面積）
粗琢(輔助式) (scabbling)	- 適用於大型表面 - 產量中至高 - 無二次廢棄物	- 與重型載體（垂直表面）間需要定制接口 - 高振動水平 - 粗加工
刨除/研磨(手持式) (shaving / Grinding)	- 優質的加工 - 高工作率 - 高性能 - 重量適中 - 低振動水平 - 預設收集灰塵與碎屑 - 無二次廢棄物	- 細小的粉塵 - 不適用於粗糙表面 - 不適用在有金屬嵌件的表面 - 耗材成本高(磁盤)
刨除/研磨(輔助式) (shaving / Milling)	- 高工作率 - 高性能	- 與重型載體或工程導向系統(垂直表面)間，需

技術名稱	優點	缺點
	- 預設收集灰塵與碎屑 - 可用在有金屬嵌件的表面 - 振動水平中等 - 耗材便宜	- 要有訂製的接頭 - 細小的粉塵
噴砂 (Grit Blasting)	- 產量介於高~極高 - 性能優異 - 高度通用技術 - 適用在難以觸及的表面(氣動配置) - 預設收集灰塵及碎屑 - 可用在有金屬嵌件的表面 - 適用於粗糙表面 - 磨料成本低 - 可連續回收磨料	- 二次廢棄物 - 有交叉污染的風險(因為回收磨料) - 對個人安全防護的要求高 - 形成大量粉塵 - 深度磨損會產生相當粗糙的表面
海棉噴砂 (Sponge Blasting)	- 安全要求低 - 使用靈活 - 適用在難以到達的區域 - 適用於粗糙表面 - 可用在有金屬嵌件的表面 - 磨料成本高	- 二次廢棄物 - 磨料無法持續回收(因為磨料壽命有限) - 會形成大量粉塵 - 必須手動收集噴砂介質 - 性能低下
CO ₂ 乾冰噴砂 (CO ₂ Ice Blasting)	- 適用於可塗抹污染物的移除 - 可保留基材 - 無二次廢棄物	- 沒有足夠的侵蝕性來剝蝕塗層或固定污染物 - 安全要求高 - 有缺氧的風險 - 通風要求
雷射剝蝕 (Laser Ablation)	- 安全要求低 - 工具輕 - 由於載體便宜而能自動化 - 適用於大面積 - 適用於粗糙表面 - 可用在有金屬嵌件的表面 - 能選擇性地移除塗層 - 無二次廢棄物	- 低工作率(表面覆蓋率非常小) - 尚無關於長期可靠性及維護要求的反饋
液態氮噴射 (Liquid nitrogen jetting)	- 用途廣泛(可用於剝蝕塗層、去除厚混凝土層、切割) - 高工作率	- 安全要求高(個人及設備) - 通風要求 - 投資成本高

技術名稱	優點	缺點
	- 適用在難以到達的區域 - 適用於粗糙表面 - 可用在有金屬嵌件的表面 - 無二次廢棄物	- 技術複雜 - 需植入組件

表 1.2.6 混凝土除污技術之性能[9]

技術名稱	裝置	應用材質	用水量	典型深度/ 性能	二次廢棄物	工作率	成本 (不包括人力)	健康及安全方面	典型應用
針槍加工 Needle scaling	手持式	塗層/混凝土	無	1~2 mm/ 輪	無	0.1 m ² /h	低	高振動水平	- 去除油漆 - 難以觸及的表面(角落、金屬嵌件的輪廓) - 表面處理
粗琢 Scabbling	手持式	塗層/混凝土	無	最高達 3 mm/輪	無	0.25~0.5 m ² /h	低	高振動水平、 會噴射碎片	- 去除薄混凝土層 - 難以觸及的表面(角落、金屬嵌件的輪廓) - 粗糙的表面
	地板粗琢機、牆面粗琢機 (位於載體上)	塗層/混凝土	無	5 mm	無	最高達 6 m ² /h (地板粗琢機)	低	高振動水平、 會噴射碎片	- 去除薄混凝土層 - 大面積的表面 - 粗糙的表面
刨除 Shaving	手持式(研磨)	塗層/混凝土	無	1~2 mm	無	最高達 6 m ² /h (水平表面)	一般	會排放粉塵	- 去除塗層 - 去除薄混凝土層 - 表面處理
	地板刨除機、牆面刨除機 (位於載體上)	塗層/混凝土	無	5~30 mm (主要取決於工具)	無	最高達 14 m ² /h (地板刨除機)	低	會排放粉塵、 噴射碎片	- 移除混凝土層 - 大面積的表面 - 平坦的表面

技術名稱	裝置	應用材質	用水量	典型深度/性能	二次廢棄物	工作率	成本(不包括人力)	健康及安全方面	典型應用
噴砂 Grit blasting	手持式、空氣動力、渦輪機、地板、牆壁	塗層/混凝土/金屬	無	介於數毫米間(可隨操作速度調整)	100~200 g/m ²	5~10 m ² /h (取決於機器及目標)	低	會排放粉塵、噴射碎片及磨料	- 去除塗層 - 去除一層混凝土 - 有金屬嵌件存在 - 略微粗糙的表面 - 表面處理
海棉噴砂 Sponge blasting		塗層/混凝土/金屬	無	油漆/塗層最終在基材上形成一個薄層(取決於其硬度)	最高達15kg/m ² (包括混凝土粉塵及油漆)	5 m ² /h	高	重要的粉塵排放、磨料噴射	- 選擇性移除塗層 - 去除薄混凝土層 - 難以觸及的表面 - 有金屬嵌件存在
雷射剝蝕 Laser ablation	載體	塗層	無	10 μm/輪(在典型的塗料上)	無	1.5~2 m ² /h (可藉由額外使用雷射光來增加)		氣溶膠	- 選擇性移除塗層 - 大而平坦的表面 - 有金屬嵌件存在
液態氮噴射 Liquid nitrogen jetting	手持式或載體	塗層/混凝土	無	最高達30 mm/輪	無	10 m ² /h (剝蝕塗層) 2.5 m ² /h (每輪25 mm)	高	缺氧、寒冷、氣溶膠	- 去除塗層 - 去除厚混凝土層 - 粗糙的表面 - 有金屬嵌件存在 - 大面積的表面

表 1.2.7 混凝土移除技術的廠商數據彙整[22]

技術名稱	污染移除%或移除厚度(mm)	工作率 (m ² /h) (機器運作時間)	操作人力	設備成本 (2003)	產生的廢棄物	聯繫方式
手動技術	~20%	2.8	2 位勞工	~€21 /m ²	布 料 等 0.005 m ³ /h 或 0.014 m ³ /m ²	無
高壓水清洗	對於難以移除的污染，最多達 25% 對於鬆散的表面污染則更高	最高到 34	1 位操作員 2 位勞工	~€8,000	廢水量 0.05 m ³ /h 或 0.0054 m ³ /m ²	有多家相關供應商
地板/牆面粗琢- 手動操作(單頭)	1.5 mm	1.13	1 位操作員	-	用於吸塵系統的 HEPA 過濾器，移除的混凝土灰塵	www.pentekusa.com
地板粗琢- 手動操作(5 頭)	3 mm	2.5	1 位操作員	~€7,200 外加每使用 113 m ² 或 45 小時要更換新的刀頭(€500)	用於吸塵系統的 HEPA 過濾器，移除的混凝土灰塵	www.pentekusa.com
地板粗琢- 遠端操作(7 頭)	3.1 mm	12.1 (外加每個位置設定時間 2.5 小時)	2 位操作員	~€170,000	用於吸塵系統的 HEPA 過濾器，移除的混凝土灰塵	www.pentekusa.com
牆面粗琢 (3 頭)	3 mm	4.6	-	-	用於吸塵系統的 HEPA 過濾器，	www.pentekusa.com

技術名稱	污染移除%或移除厚度(mm)	工作率 (m ² /h) (機器運作時間)	操作人力	設備成本 (2003)	產生的廢棄物	聯繫方式
					移除的混凝土灰塵	
針槍加工	1.6 mm	1.8-2.8	1 位操作員	~€1,300 外加每使用 45 m ² 或 40 小時要更換新的刀頭(€180)	用於吸塵系統的 HEPA 過濾器， 移除的混凝土灰塵	www.pentekusa.com
地板/牆面刨除	3 mm	11.9	1 位操作員	~€12,000 外加每使用 1,860 m ² 或 156 小時要更換新的刀頭(€7,900)	用於吸塵系統的 HEPA 過濾器， 移除的混凝土灰塵	www.marcris.com

(四) 混凝土除污的相關安全考量[9]

4.1 通風與過濾

在進行混凝土拆除與清理作業時，會產生大量粉塵，除了與吸入放射性粒子有關的放射性風險外，還應考慮”常規的”安全問題，例如工作區域的能見度降低、粉塵爆炸及吸入二氧化矽顆粒，從源頭吸塵無法 100%有效，而且不可能對每種工具都實施吸塵(例如千斤頂、開放式噴砂)，因此，在進行混凝土清理作業時，通常必須對工作區域進行局部封閉，並提供充份的獨立通風。

針對核電廠所設計並安裝的通風及過濾系統，目的是為了防止受污染的空氣顆粒擴散，因為人類吸入這些粒子會造成劑量攝取的輻射風險，藉由捕捉這些顆粒並將其包封在一個系統中，就可以安全地進行處理並處置，這些要求無論對運轉中或除役中的電廠均有效。額外的要求可能是：

- (1) 提供穿越工作界面的氣流，防止懸浮顆粒在整個工作區域累積
- (2) 控制工作面及特定設備上所移除的污染顆粒，才能有效地處理氣溶膠
- (3) 能夠收集現有的大型廢棄物處理系統無法輕易捕獲的除役廢棄物。

這些要求都是為了降低除役作業期間，產生的放射性對操作人員、公眾及環境所造成的風險。在特定的混凝土清理作業情況下，通風系統的規範亦應考慮傳統的安全問題，例如降低能見度或吸入矽酸鹽顆粒。

通風系統的設計應能提供從乾淨、非放射性區域到放射性污染區域的氣流，並確保空氣通過放射學分類逐漸增加的連續區域並排出，即從低輻射與低污染程度的區域(綠色區域)抽取空氣到具有高輻射與高污染程度的區域(紅色區域)。該原則如圖 1.2.37 所示。

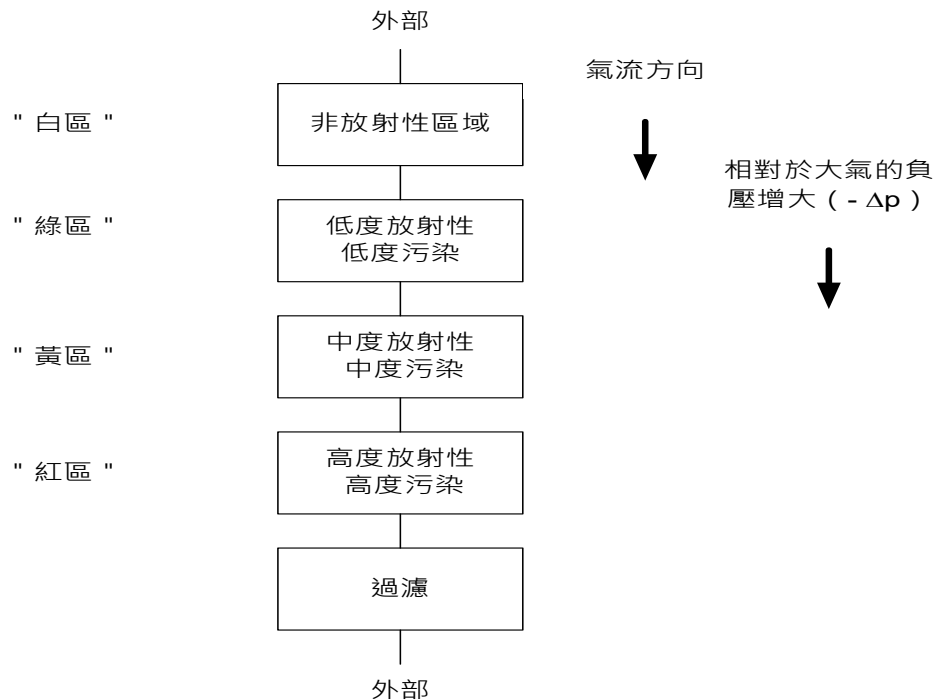


圖 1.2.37 通風與過濾原則[9]

一般而言，不同分類區域之間的邊界是採用實體的封閉系統，例如牆壁、鉛磚、鋼隔板或手套箱牆。對於混凝土清理作業(移動作業)，可以使用模組化的固體帳篷系統或既有的房間邊界來建構臨時封閉空間，並嚴格密封所有不必要的通道或開口，這些物理屏障限制了氣流進入工程監控系統的路徑，也限制了門、封條等周圍較小的臨時開口，受控的流速將在這些物理邊界上產生壓降，因此，放射性區域相對於大氣將處於越來越大的負壓狀態，以確保氣流向內流動，並防止粒子反向擴散，其它可以避免反向擴散的措施，例如安裝逆止閥或過濾器。

抽出的空氣應再利用(再循環系統)，或在釋放到大氣前進行過濾(“一次性通過”的系統)，以捕獲空氣中的顆粒物質。通風系統的設計標準可能要求最低平均流速，對空氣交換率的額外要求，比輻射及/或污染程度低的地區或非放射地區的要求更高。例如，手套箱或洞穴設施等主要封閉區域可能每小時有 1~30 次空氣交換，而非放射性的房間，每小時有 1~2 次空氣交換。

為了為除役計畫選擇或設計適當的通風及過濾系統，應確定產生的氣溶膠或顆粒材料的性質。一般而言，除役作業包括三項主要的任務：

- (1) 設備、迴路、材料的拆除；
- (2) 拆卸下來的設備或材料的減容；及
- (3) 在適當的工作室(混凝土塊)或就地(建築結構)除污

多數除役計畫會結合這三個主要的作業，攪動現有的污染顆粒或切割及/或除污作業期間，因為產生固體材料的新顆粒而產生氣溶膠，不同的除污處理會產生不同數量及

不同物理特性(尺寸分佈)的粉塵，可以對氣溶膠進行採樣(例如使用顆粒分級採樣器)，以評估比活度、顆粒大小分佈及數量，不用期望污染物會均勻分佈，根據所採用的處理方法，通風系統中收集的灰塵與地板上收集的碎石，可能具有顯著不同的輻射強度及同位素分佈(例如，在 BR3 使用液壓錘擊拆除活性重晶石混凝土)。大顆粒往往會迅速沉降，而小顆粒可能會在較長時間內保持懸浮狀態，氣流不足可能導致(受污染的)灰塵重新沈積在已除污過的表面上，且可能需要在計畫結束後，再對表面進行額外的清潔(通過吹風或吸塵)，可以使用配備自清潔過濾器且可連續工作的小型移動式通風裝置，流量、配置及除塵系統(例如無塵排空)都可依計畫需求定制。

4.2 輻射防護

除役作業必須處理電廠的特定放射性特徵，根據在表面上發現的污染程度及類型，混凝土除污作業很可能會產生空氣污染(但進行放射性污染除污時，不建議噴水來降低空氣污染，因為這可能導致污染物進一步遷移及交叉污染隱藏/清潔表面)，故操作員必須使用不同種類的防護服及設備。在某些情況下，亦應提供特定的呼吸及空氣冷卻系統，使除役任務能夠在安全且可接受的工作條件下進行。

一般來說，一些基本的防護措施包括：

- (1) 吸收能力更好的內衣，以保護皮膚並增加舒適度，像是襪子、普通的白色工作服、棉質的頭部保護、各種手套、鞋套、靴子
- (2) 在低污染區域工作且沒有液體污染風險時，可以使用塑化紙
- (3) 一體式塑料服，其可覆蓋全身且在嚴重污染區域工作時，也能正常使用其他的防護裝備，包括過濾式面罩、空氣管路及安全頭盔
- (4) 全罩式面罩，能在一體式塑料服下使用的過濾面罩，其備有呼吸及冷卻空氣的空氣管路並能緊急供應
- (5) 護耳裝置，取決於噪音水平
- (6) 安全帽

所有可能使用的保護系統都應符合當地適用的法規。

適當保護的選擇取決於：

- (1) 污染同位素存量：當存在 α 污染物時，最好穿通風服
 - (2) 物理特性及產生的粉塵量：例如在乾式噴砂過程中產生的大量細粉塵，可能會導致顆粒過濾器快速堵塞。在這種情況下，最好使用自動流程系統或通風服
- 在給定的工作條件下，可以在不同的個人防護設備間進行選擇時，最終決定是考量

以下因素折衷得出：

- (1) 操作員的舒適度
- (2) 防護設備的成本
- (3) 輻射風險

範例：操作員在進行錘擊等劇烈作業時，可能更喜歡穿著完全通風的工作服，儘管這不是強制性的(從安全的角度來看)，因為不存在 α 污染，而且產生的粉塵量也相當少。

以下各節概述某些特定保護系統的使用情況。

4.2.1 頭部保護

可以使用簡易的頭部遮蔽，例如帽子或頭罩，即由黏膠、PVC、棉或其他非紡織材料製成且可拉伸的頭部保護裝置，在多數情況下，頭罩還包括彈性面罩，以提供更好的貼合性，該材料可以延伸到肩部，以增加覆蓋範圍，在脫下基本防護服時，這種帽子可以避免頭部受到任何污染。

4.2.2 眼睛、臉部及呼吸保護

當需要呼吸防護時，最好使用全臉式面罩，如果具備防衝擊的碳酸酯視窗(blow-resistant polycarbonate window)，還能額外提供眼睛與臉部的保護，這些面罩也能配備近視眼鏡的框架。

當空氣中的氧氣含量低於 17%（體積）或有毒氣體濃度高於 1%（體積）時，應使用專用呼吸器。

使用過濾面罩時，操作者應用手蓋住過濾後的進氣口，並吸氣來測試其密封性，當面罩有效地密封在臉上，則空氣無法進入，必須定期重複進行安全測試，並在堵塞前更換過濾器。

應根據合格輻防人員所確認的空氣污染程度，來決定呼吸防護設備的使用要求，在所有情況下，都應避免吸入 α 粒子。

曝露於危險放射性物質(α 粒子)的操作人員，以及因為工作環境惡劣，使面罩密封性可能受到影響的情況下，應使用(全罩式)面罩、空氣過濾器及外加供應呼吸空氣的組合，由開放式迴路配置的壓力控制系統（調節器）提供呼吸空氣，並在全罩式面罩中產生有限的過壓，壓縮空氣可以來自操作員背上的壓縮空氣瓶，也可以是配有適當過濾器的工業用空氣壓縮機，如果呼吸空氣來自操作員背上的加壓空氣瓶，則在氣體即將耗盡時，應發出聲音信號提醒操作員。

4.2.3 防護衣

操作員應先經由醫生確認身體狀況是否適合穿著防護衣工作，且操作員應接受培訓合格，才能在各種工作環境下穿著防護衣工作；穿著防護衣工作時，操作員應與工作場所內的其他操作員，或工作場所外的操作員有視覺接觸，在緊急情況下，應具有必要設備可支援操作員。

(1) 不通風的防護衣

不通風的防護衣通常由塑料片(主要是 PVC)所製成，沒有內部通風，由外套、頭罩及褲子組成，可以用膠條提高其不透水性，其穿、脫非常簡單，且因為內部沒有通風系統，這些衣服並不笨重，其確保良好的防塵保護，且相對便宜。

工作結束後，應小心脫下工作服，以避免污染擴散，操作人員應由穿著防護服的合格人員協助，並由負責輻防及工業安全的人員執行適當的污染控制。

穿著不通風防護衣的操作員，在每次穿脫前後，應飲用所需的水量及/或特定飲料，以補償流汗體內所流失的水份與礦物質。

(2) 通風的防護衣

通風服是一種不透水的防護服，配有呼吸及/或供應冷卻空氣，可確保工作服內的過壓及內部通風，防止操作員在具有顯著放射性污染風險的區域工作時受到污染，並為身體提供充份的冷卻。

如果防護服失去密封性或空氣供應，操作員應盡快離開工作場所，不要冒著進一步損壞通風防護衣的風險。處於恐慌狀態或生病的操作員，應由工作場所內或外的同事協助撤離，如果發生事故導致操作員受傷，操作員應在不脫衣服的情況下離開或移出工作場所（只有在生命受到威脅時，才應打開及/或脫下通風服）。

通風服的舒適性標準，要求內部要有夠大的通風量，以提供必要的呼吸空氣、排出呼出的 CO₂、將濕度降至最低，並保護操作員免受體溫升高的影響。通風服可能會配有一個旋鈕，使操作員能夠控制氣流。材料應柔軟、輕便、堅固且不吸水，視野應最大化，且具有良好的光學特性，才能透明觀察介質，透過材料傳輸聲音是可以接受的，如果是可重複使用的防護服，表面應光滑且易於消毒。

另一方面，內部通風氣流不應過高，以避免高噪音與極端冷卻效果，防護服不應累贅或過重，以免限制身體活動，供氣系統應由合格人員設計、安裝及維護，透過觀景窗所看到的畫面，不應因屏幕內側的冷凝而扭曲或限制。

4.2.4 上肢防護

在有機械侵害風險或有放射性污染的情況下，應使用手套；在使用振動工具或設備時，應使用特定的減震手套。手套的材質可以是棉(白色針織棉，在敏感區域可以不戴或戴頂層手套)、橡膠、合成材料、PVC、聚乙烯、非紡織材料、聚氨酯、皮革、乳膠或腈(nitrile)(塗層，在紡織物底層塗上腈橡膠來代替皮革手套，提供更好的操作性)，為了達到最佳的保護效果，可以同時佩戴不同類型的手套。

4.2.5 腳部防護

如果有可能被墜落物砸傷腳或存在放射性污染風險，就需要保護足部，防滑鞋可以穿在鞋子或安全鞋外面，這些鞋通常由棉、塑料、橡膠、合成材料、PVC、非紡織材料、聚丙烯或乙烯基製成，防滑鞋是長套鞋，可以保護鞋子及褲子的下部，可以用彈性或收緊的帶子固定，有些具有防滑鞋底。

4.3 工業危險

在有墜落物或物品墜落風險的區域，都需要佩戴安全帽。

4.3.1 墜落防護

操作員有可能從 2m 以上高度跌落的工作區域內，應提供防墜保護，可以使用的工具有安全帶、附柔性繩索的安全帶、安全繩索(救生索)、安全網、提供安全上升與下降的工作繩索，以及防止使用者失去行動能力時，防止其墜落的自鎖系統。

4.3.2 耳朵防護

混凝土清理及拆除作業，往往需要使用產生高噪音水平的設備與機器。這些機器有：

- (1) 遙控碎石機：80-100 dB
- (2) 磨料噴砂系統(可透過文氏管注入磨料)：高達 110 dB，需要特殊的護耳裝置，並應在系統上安裝消音器。
- (3) 吸塵裝置(某些系統使用文氏管)

在無法透過其他方式減少過量噪音的區域，如果每天曝露在高於適用法規的噪音水平[例如 90dB]下，應佩戴護耳裝置。

具體的保護裝置包括耳塞、耳帽、單獨的耳部保護裝置或消音器，為了改善現場操作員之間的溝通，可以考慮使用定制的護耳裝置，包括頻率過濾器(能濾除特定範圍的頻率)。

4.3.3 熱應力(Heat stress)風險

在核電廠除役時，最顯著的危險之一，是吸入放射性粒子所造成的體內污染，可以使用不同的防護服與設備的組合，可用於保護操作人員，為預防穿著防護服工作的操作員產生熱應力，通常會改以外部來源呼吸並冷卻空氣，應限制這些異常條件下的工作時間，可以使用特殊系統(即安裝在過濾面罩上的獨立空氣系統，將呼吸空氣連接到全罩式面罩並將冷卻空氣輸送到全身)以降低熱應力的風險。

4.3.4 手臂振動曝露

核電廠除役所涉及的這類作業(混凝土建造、拆除及破碎)，相關工作人員會受到手臂振動的影響，其引發的症狀有：白指或手指麻木、肌肉力量下降、肌肉疼痛與僵硬、骨骼及關節的物理變形等。

“白指病”被認為是長期曝露於高頻手臂振動的最常見後果。更多細節可以在附件 2 中找到。

在評估振動負荷時，使用振動設備工作的操作員，每日曝露量是以能量等效頻率加權加速度 $a(t)$ 來表示的，單位是 m/sec^2 。由能量等效頻率加權加速度 $a(t)$ 所傳遞的能量，相當於由工具振動所產生的全部能量，並在時間間隔 t 內傳遞給操作員，再以適當的加權因子進行修正，以考慮人類在整個頻率範圍內的反應變化。

文獻回顧顯示，許多國家已經提出各種替代標準或目標值，來限制操作員的振動負荷，此外，在 ISO 5349 標準中，提供用於測量和進一步評估手臂振動曝露的指引，以及可用於預測“白指病”發生機率的資訊，該機率是能量等效頻率加權加速度與曝露時間的函數，單位以年表示。

為了了解手臂振動曝露的重要性，可以用全球代表性的評估方法，要求工人列出包括振動曝露在內的作業及任務，以及誘發的振動水平及曝露時間。這意味著：

- (1) 應收集定期曝露於振動的工人的相關個人數據，以及與除役使用工具有關的數據。

- (2) 應確認可能被視為振動源的工具
- (3) 應為各種工具的頻率加權加速度的校正向量和定義出參考值，該參考值來自所提供材料的數據表或具有參考值的表格
- (4) 應為每個任務、每個操作員及每種工具定義作業持續時間

為了量化操作員所能承受的振動載荷，ISO 5349「機械振動－人體暴露之手傳振動的量測與評估」標準建議，可計算每小時能量等效頻率加權加速度 a 值，該值有助於將工人劃分為不同的風險類別，並針對工作條件評估出可能的改進措施，於此同時，在歐盟委員會的 2002/44/EG 指引中，手臂振動暴露的法定限值在 8 小時-能量等效頻率加權加速度定為 5 m/sec^2 。

為了改善工作條件，且讓操作員的振動負荷保持在建議的限值以下，可以考慮採取 4 種額外措施，以保護操作員免受過度振動負荷的影響：

- (1) 技術性的措施：遙控工具，從源頭上減少振動，在購買時選擇低振動水平的工具及機器，利用連接在機器與握把間的彈簧系統，進行主動減振、被動隔離與衰減(氣動錘)，以及使用防振握把。
- (2) 個人防護措施：考慮使用防震手套，優點是具有減振層，可以減少手臂振動的影響。
- (3) 組織性的措施：採用合適的工法，定期並且充分維護使用過的工具與機器，在其他方法及/或技術效果不佳的情況下，減少暴露時間(即工作輪替)
- (4) 醫療監督：暴露於振動的工人，可以每年接受一次醫療檢查。

(五) 國外核電廠除污技術應用案例[11~18]

5.1 水池設施內混凝土除污[11]

水池在核電廠運轉期間，能得到很好的控管，然而，在使用壽命(可能長達數十年)內，由於放射性腐蝕與分裂產物的表面沈積，以及污染物滲入表面，池底、牆壁及輔助系統都會受到污染；在池中延長燃料或廢棄物的儲存時間，也可能會增加池水的比活度，進而加劇污染。水池在沒有內襯的情況下，污染物可能會滲透到建築物地基、地下，甚至影響地下水，從長遠來看，這將成為除役、土壤與地下水恢復方面的問題。

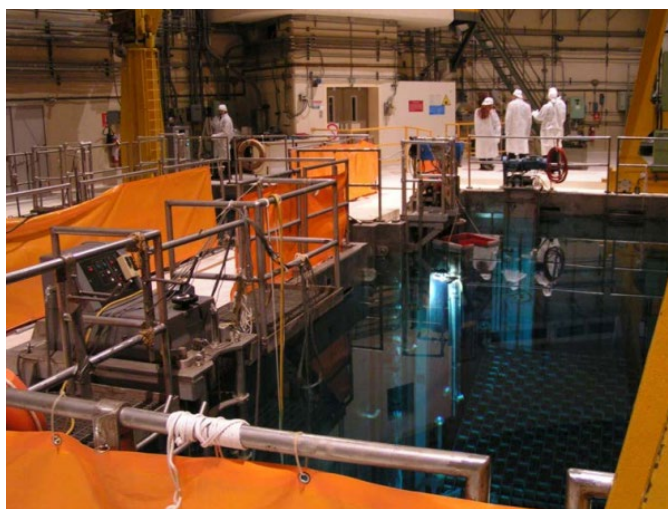


圖 1.2.38 用過燃料儲存池範例(義大利 Caorso BWR 核電廠) [11]

裸露在水池的混凝土，表面下的滲透是不可避免的，即使在有使用塗層的地方，表面以下的滲漏也很常見，尤其是在非常大的水池，並不是經常使用塗層與內襯，塗層的其中一個問題是其壽命有限，特別是在高輻射條件下，但後來的塗料(例如醇酸塗料)更加耐用，且能克服許多污染問題。

滲透深度必須經過水池地下污染的採樣和測量，去除頂層(可以被視為低階廢棄物(LLW))，其目的是將剩餘大量的混凝土結構，減少到可歸類為極低階廢棄物(VLLW)或自由外釋的平均標準。

為了實現這一點，通常需要移除 10-40 毫米範圍內的表層，如果污染已經滲透得更深或向外部的洩漏，問題就會變得更加困難。

歐盟委員會編寫了一份關於比利時 BR3 反應器(PWR)拆除的研究報告。並以燃料棒儲存池牆壁及地板的表面除污作為案例研究。研究的三個選項是：

- (a) 高壓水噴射
- (b) 使用研磨材料進行人工除污(噴砂)
- (c) 水幕流(Water screen flow) 清洗牆壁，並控制污染擴散

如果輻射劑量率低，手動除污是最常用的方法：使用砂紙、海綿和鋼絲刷。

牆壁洗滌可以使用自動化設備進行，尤其是在使用動力及遠端操作設備的情況下，

在洗滌時加入清潔劑也可改善除污。

水幕(water screening)通常只用來減少牆壁上水流污染的擴散，不太可能用來大量除污。



圖 1.2.39 以高壓水噴射進行曾淹沒在水位以下的水池除污[11]



圖 1.2.40 池中混凝土除污[11]

5.2 Hanford K Basinz 輻射燃料臨時儲存設施[12]

S.A. Robotic 公司開發了一種長臂回收系統，利用超高壓水槍和真空回收系統，進行高壓水噴射技術除污，超高壓水槍及帶噴嘴的水力研磨頭可提供 240 ~480 MPa(30,000~60,000 psi)的壓力，已證明能夠在不影響嵌入鋼材的情況下，爆破混凝土，

以 150 ft/h 的速度去除高達 1 in 深的混凝土。高壓水噴射頭提供在真空罩中的超高壓蒸汽，噴射頭使用伸縮臂展開，該伸縮臂具有 3 軸碳纖維臂，該臂設置在現有燃料池甲板下方。通過高壓水噴射頭除污後，劑量率立即降低了十倍。



圖 1.2.41 利用遠程 hydrolasing 去除凝土表面[12] 圖 1.2.42 安裝在真空罩內的水磨噴嘴[12]

5.3 核除役管理局(Magnox Ltd)核能水池設施除役計劃[11]

英國有 10 個 Magnox 廠址，其中 9 個已經關閉，正在移除燃料及除役，Magnox 水池是帶有環氧樹脂塗料塗層的鋼筋澆築混凝土結構。

Magnox 水池的除役將在燃料移除完成後進行，並稱為 Magnox 除役優化計劃(MODP)。MODP 已被確定是 Magnox 廠址最具成本效益的方法，水池除役涉及到經驗豐富的工作人員在不同地點間的調動，以與現場團隊整合，並以一致的方法實現水池除役。

Magnox 制定了除役與放射性廢棄物管理策略，該策略表明對水池進行全面除污、清除和回填，從已完成的工作中汲取的經驗教訓，為每個廠址建立最切實可行且降低風險的方法。以下為 Magnox 的經驗總結。

5.3.1 Hunterston A 核電廠(Gas-Cooled Reactor or GCR) [11]

Hunterston 水池是所有 Magnox 核電廠中最大的單一水池，在排水過程中使用高壓水噴射進行除污，然而為了最大限度地接近水池牆壁，水池的整個表面都覆蓋著浮橋，創建了一個工作區並突破了水池設施的空間限制。從牆壁表面移除約 6 毫米的材料，並達到超過 95% 的除污。



圖 1.2.43 Hunterston 高壓水噴射除污場景[11]

5.3.2 Trawsfynydd 核電廠(GCR) [11]

1995 年 8 月，Trawsfynydd 核電廠完成了燃料移除，正在進行混凝土表面清除工作。在燃料池水排放前，先添加化學藥劑來穩定水的化學成分，將 pH 值提高到 11 以上，並使用離子交換樹脂降低銻濃度，水溫必須維持在 19°C 以上，以減少施工縫的滲漏。在多年的運轉過程中，污泥被轉移到一個單獨的污泥儲存室，故除污過程中要去除的污泥最少。由於該廠址位於斯諾登尼亞國家公園的一個湖泊旁邊，因此採用了乾式除污法，以防止可能的濕廢棄物排放到湖中。使用連接到 Brokk 機器的旋轉頭與用於角落、施工縫及裂縫的”peckers”執行遠端粗琢，廢料直接從粗琢頭抽真空到廢棄物容器中，被送到低階廢棄物儲存槽進行掩埋。



圖 1.2.44 Trawsfynydd 水池渠道的乾式粗琢[11]

5.4 福島第一核電廠相關除污裝置開發[13、14、15]

5.4.1 乾冰噴砂除污案例-1[13]

福島第一核電廠大樓的輻射劑量很高，不適合人們長時間工作，因此必須盡快進行除污。反應器廠房一樓(天花板高度 7~8m) 已對高程較低的區域進行除污；另一方面，根據對建築物內部污染狀況的調查結果，來自高處(如管道、電纜拖網、管線等)的輻射劑量最高，約為 70%(另外 20%來自地板、10%來自牆壁與天花板等)，因此目標將減少這些高處的輻射劑量。

東芝公司研發了一種”高處乾冰噴砂除污”的機器人，用於針對高處進行除污。在愛知縣豐橋市的工廠，組裝一個看起來像反應器廠房一部分的模型設施，已於 2015 年 8 月底前進行示範測試，以檢查狹窄區域的行駛及其除污性能。該機器人藉由噴灑乾冰而後薄薄地刮掉，以移除黏在管道、牆壁表層的污染物。由於乾冰本身容易昇華，故優點為二次廢棄物少、不易對基材造成損傷，該設備還具有抽吸功能。

其共使用 22 個攝影機進行遠端操作，以提升行駛能力、除污工作及位置檢測，最高可操作高度約 8m。

相關規格如下：

- 尺寸：長 2,069mm、寬 930mm、高 1,961mm
- 重量：約 1,700kg
- 運行方式：電動履帶
- 運行速度：0.8-7.5m/min (5 級可變)

5.4.2 乾冰噴砂除污案例-2 [14]

與 5.4.1 節所述同型的機器人計劃，在 2016 年 11 月用於福島第一核電廠 3 號機反應器廠房一樓的高處進行除污。

除污係數(DF)(以除污前後的 β 劑量率)5 為目標。

**DF = (除污前的表面污染密度) / (除污後的表面污染密度)

表 1.2.8 抽吸/乾冰噴砂除污前/後劑量率之變化[14]

位置	$\beta+\gamma$ 劑量率 (β 劑量率) (mSv/h)			γ 劑量率 (mSv/h)：參考		
	除污前	抽吸除污後	乾冰噴砂除污後	除污前	抽吸除污後	乾冰噴砂除污後
A-1	41(31)	44(33)		10.2	11.3	
A-2	52(40)	34(22)		12.0	12.0	
B-1	55(45)	34(24)	17(10)	10.5	10.0	6.8
B-2	52(38)	57(45)		13.9	12.3	
C-1	56(46)	42(32)	16(9)	9.7	10.2	6.9
C-2	57(45)	38(26)		12.0	12.1	

乾冰噴砂：DF 值為 2.4~3.6(移除率 58%~72%)

抽吸+乾冰噴砂：DF 值為 4.5~ 5.1(移除率 78~80%)

5.4.3 遙控機器人維護設備整合系統(MEISTeR)[15]

該系統已用於災難或嚴重事故現場，負責執行維護、維修等任務。三菱重工在福島第一核電廠進行機器人的全面測試，已經完成了現場的除污作業與混凝土取樣。這台機器能夠完成的任務包括混凝土鑽孔、扶手及管道切割、障礙物清除、除污、維修等作業。

該機器人持續在福島第一核電廠 1 號機組測試兩項除污技術：

- (1) 以專用噴嘴將電廠中的放射性物質吸入的技術。
- (2) 以噴射噴砂材料刮除受污染表面薄層的技術。

相關規格如下：

- 重 440 公斤、長 1250 毫米、寬 700 毫米、高 1300 毫米。
- 4 個行走履帶，最高時速可達 2 公里。
- 能夠攀爬高達 40 度角的斜坡和台階，間隙高達 220 毫米。
- 在左、右臂上安裝不同的工具，可以同時執行兩種類型的工作：例如，用一隻手臂抓住物品，並用另一隻手臂切割。

5.4.4 浣熊(Raccoon)”吸塵機器人[16]

為準備讓工人能重新進入福島第一核電廠 2 號機建築內，將採用一種被稱為”浣熊(Raccoon)”的機器人吸塵器(如圖 1.2.45 所示)，來解決其內部的污染問題。



圖 1.2.45 浣熊(Raccoon)及其中一組支援繼電器[16]

從 2013 年 11 月 28 日起，東電開始試用這個強大的遙控清洗裝置，在反應器廠房第一層的地板移動、粗琢並噴射清洗混凝土表面，嘗試降低其輻射強度。

現場 4 個受損反應器中，2 號機是唯一沒有發生氫氣爆炸的機組，故基本上保持密封。受損爐心所釋放出的大部分放射性物質，雖然都被保留在建築物內，但分佈在廠房

內部表面，使工人無法進入。

浣熊經由重型電纜控制，以兩個移動中繼單元供電，並由提供吸力及水的系統支持。其有一個 35 公斤重的噴射頭，帶有旋轉墊圈與鏡頭，用以幫助轉向，在 15 MPa 壓力下，速度移動為 10 m/min，用水量為 13 l/min。另會有一個獨立的機器人監督清潔的進度。

5.4.5 浣熊(Raccoon)”吸塵機器人改裝版[17]

雖然 2011 年發生了爐心熔毀，但福島第一核電廠 2 號機組現場沒看到任何因其他受損反應器氫爆所造成的撕裂，故其廠房相對完整且密封性很好，但這也意味著內部存在大量污染物，必須在工人重新進入前進行處理。

自 2013 年 11 月以來，除了有浣熊(Raccoon)小型機器人，針對電廠 1 樓的地板持續進行系統性的擦洗及噴射，另一個更大的同款機器人亦於 6 月 9 日加入，是一架來自瑞典的改裝版 Husqvarna DX-140，重達將近 1 噸。



圖 1.2.46 新機器在部署前先進行測試[17]

東芝公司對該機器人進行改裝，包括 12 個鏡頭、1 個輻射劑量計，以及用於其單臂的兩個附件：1 個化學拖把與 1 個吸嘴，遙控時，其會在軌道上移動，用四支延伸的腳架來穩定自己，並用其手臂清潔離地面 1.8~5.0 m 的牆面區域。共計在約 6 週的時間內，清潔包括管道與電纜拖網的牆面，以及控制盤面與設備表面。

機器人部署在 2 號機的 1 樓，因為這裡是圍阻體壓力槽開口位置，東京電力最終必須確認反應器爐心的狀態，並針對其殘骸制定出移除計劃。

5.4.6 混凝土刨除機[18]

Tricastin 核電廠位於法國東南部的 Pierrelatte，由 EDF 擁有並營運。該電廠由 4 個 915MW 壓水式反應器所組成，於 1980 年至 1981 年間開始使用，是法國最古老的核電廠之一。

開發及製造表面處理設備的 Blastrac 公司，於 2020 年 1 月向 Tricastin 電廠交付 1 台 BMC-335ELITE 重型電動刨除機(如圖 1.2.47、圖 1.2.48 所示)，這是市場上同類產品中，唯一可遙控的機型。其能針對受污染的混凝土樓板，移除表面 1 cm 的混凝土，如果污染更深，可以一次或多次清除 1 cm 以上的污染。



圖 1.2.47 混凝土刨除機(型號為 BMC-335ELITE)(1) [18]



圖 1.2.48 混凝土刨除機(2) [18]

這種重型電動刨除機配備了一個 15 kW 鋸切馬達與電氣驅動系統，這意味著操作員毋需一直接觸手把。手把上的集成控制面板可用來調節速度及追蹤，使機器能夠 360 度轉動，當達到最大電流時，手把上的數字電流表變為紅色，代表必須調整工作深度，還有一個額外的控制單元可用於遠端操作該系統。

遠端操作機型的好處，包括改善工人環境(因為操作員不會因使用機器而接觸到灰塵或振動)，並提高生產力。Blastrac 估計，與非遠端控制機型相比，生產力至少提高了 30%，操作員可以在機器周圍走動檢查表面、集塵器及軟管，操作上也更加精確。

BMC-335ELITE 在核工業中的應用，包括清除受污染的混凝土(深度 2 mm-20 mm)，及針對裂縫進行除污。

被防塵密封圈包圍的滾筒外殼，以扭矩襯套安裝在框架中，藉此降低振動水平。低振動水平($< 2.5\text{m/s}^2$)符合核工業的使用規定，故操作員能連續使用機器工作長達 8 小時。根據鋸切滾筒的配置，例如刀片及墊片的數量，刨除機可以在表面產生防滑的凹槽圖案。

(六) 研究成果及管制相關建議

本子項主要彙整並綜合研析可應用於混凝土表面之除污技術及其考量因子，並持續蒐集各國除役核電廠之相關應用實例，相關重點成果及管制建議如下。

6.1 混凝土除污技術綜覽

各混凝土除污技術之性能及優、缺點，彙整如表 1.2. 9~表 1.2. 17 所示，此外，為回應本計畫期中審查委員建議，各項技術亦增加照片輔助說明，俾利管制機關能迅速掌握各該技術之適用材質與相應之考量。

6.2 混凝土表面除污技術應用考量因子

6.2.1 一般性考量

- (1) 在進行任何表面清潔或表面移除作業前，必須先進行表面準備及安全預防措施，待處理的表面必須沒有障礙物(例如，管道及支架應先拆除或分段)，並進行真空處理，以盡量減少進行表面移除作業時，將污染物釋放至空氣中。
- (2) 在含有可燃物的區域進行除污時，必須採取預防措施以防止爆炸，應先中和、穩定或移除所有可燃物，並應考慮與使用這些技術相關的工安危害，以及這些危害可能造成的損害。
- (3) 必須收集、處理及/或處置受污染的碎片(例如，表面被移除的部分)，且必須處理/回收清除過程中使用的任何液體(視為該技術的一部分或視為粉塵加以控制)。

6.2.2 通風與過濾

- (1) 在進行混凝土清理作業時，通常必須對工作區域進行局部封閉，並提供充份的獨立通風。
- (2) 通風系統的設計應能提供從乾淨、從非放射性區域到放射性污染區域的氣流，並確保空氣通過放射學分類逐漸增加的連續區域並排出。
- (3) 為了除役計畫選擇或設計適當的通風及過濾系統，應確定產生的氣溶膠或顆粒材料的性質。不同的除污處理會產生不同數量及不同物理特性(尺寸分佈)的粉塵，可以對氣溶膠進行採樣(例如使用顆粒分級採樣器)，以評估比活度、顆粒大小分佈及數量。

6.2.3 輻射防護

- (1) 當存在 α 污染物時，應著穿通風服。
- (2) 在乾式噴砂過程中產生的大量細粉塵，可能會導致顆粒過濾器快速堵塞。在這種情況下，最好使用自動流程系統或通風服。
- (3) 當空氣中的氧氣含量低於 17% (體積) 或有毒氣體濃度高於 1% (體積) 時，應使用專用呼吸器。

- (4) 曝露於危險放射性物質(α 粒子)的操作人員，以及因為工作環境惡劣，使面罩密封性可能受到影響的情況下，應使用(全罩式)面罩、空氣過濾器及外加供應呼吸空氣的組合。
- (5) 操作員應先經由醫生確認身體狀況是否適合穿著防護衣工作，且應接受培訓合格，才能在各種工作環境下穿著防護衣工作；穿著防護衣工作時，操作員應與工作場所內的其他操作員，或工作場所外的操作員有視覺接觸，在緊急情況下，應具有必要設備可支援操作員。
- (6) 工作結束後，操作人員應由穿著防護服的合格人員協助，小心脫下工作服，以避免污染擴散，並由負責輻防及工業安全的人員執行適當的污染控制。
- (7) 如果防護服失去密封性或空氣供應，操作員應盡快離開工作場所；處於恐慌狀態或生病的操作員，應由工作場所內或外的同事協助撤離；如果發生事故導致操作員受傷，操作員應在不脫衣服的情況下離開或移出工作場所（只有在生命受到威脅時，才應打開及/或脫下通風服）。

6.2.4 工業危險

- (1) 在有墜落物或物品墜落風險的區域，都需要佩戴安全帽。操作員有可能從 2m 以上高度跌落的工作區域內，應提供防墜保護。
- (2) 在無法透過其他方式減少過量噪音的區域，如果每天曝露在高於適用法規的噪音水平下，應佩戴護耳裝置。
- (3) 應限制異常條件下的工作時間，使用特殊系統(即安裝在過濾面罩上的獨立空氣系統，將呼吸空氣連接到全罩式面罩並將冷卻空氣輸送到全身)降低熱應力風險。
- (4) 為了保護操作員免受過度振動負荷的影響，可以考慮採取以下 4 種措施，包括：技術性措施(例如：遙控工具、防振握把等)、個人防護措施(例如：防震手套)、組織性措施(例如：合適的工法、定期並且充分維護使用過的工具與機器、減少曝露時間等)，及醫療監督(例如：每年接受一次醫療檢查)。

表 1.2.9 混凝土除污技術之性能及優、缺點彙整表(1)[9、22]

技術名稱	裝置	應用材質	用水量	典型深度/ 性能	二次 廢棄物	生產率	成本 (不包括人 力)	健康及 安全方面	典型應用
針槍加工 Needle scaling	手持式	塗層/混 凝 土	無	1~2 mm/輪	無	0.1 m ² /h	低	高振動水平	– 去除油漆 – 難以觸及的表面(角 落、金屬嵌件的輪 廓) – 表面處理
				優點			缺點		
				– 使用靈活 – 適用於難以到達的區域 – 可用在有金屬嵌件的表面 – 輕量級工具 – 二次廢棄物			– 高振動水平 – 低生產率（只能涵蓋有限的表面積）		

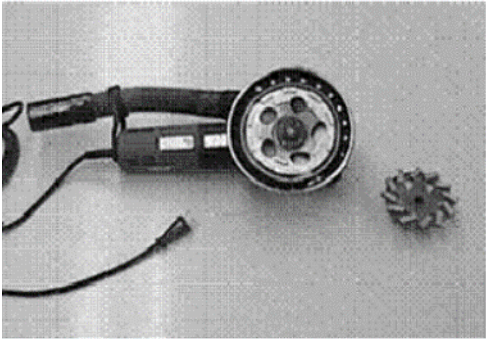
表 1.2. 10 混凝土除污技術之性能及優、缺點彙整表(2) [9、22]

技術名稱	裝置	應用材質	用水量	典型深度/ 性能	二次 廢棄物	生產率	成本 (不包括人 力)	健康及 安全方面	典型應用
粗琢 Scabbling	手持式	塗層/混凝土	無	最高達 3 mm/輪	無	0.25~0.5 m ² /h	低	高振動水平、 會噴射碎片	— 去除薄混凝土層 — 難以觸及的表面(角落、金屬嵌件的輪廓) — 粗糙的表面
				優點		缺點			
				— 使用靈活 — 適用在難以到達的區域 — 輕量級工具 — 無二次廢棄物		— 高振動水平 — 粗加工 — 低生產率(只能涵蓋有限的表面積)			

表 1.2. 11 混凝土除污技術之性能及優、缺點彙整表(3) [9、22]

技術名稱	裝置	應用材質	用水量	典型深度/性能	二次廢棄物	生產率	成本 (不包括人力)	健康及安全方面	典型應用
粗琢 Scabbling	輔助式 地板粗琢機、牆面粗琢機(位於載體上)	塗層/混凝土	無	5 mm	無	最高達 6 m ² /h (地板粗琢機)	低	高振動水平、會噴射碎片	- 去除薄混凝土層 - 大面積的表面 - 粗糙的表面
				優點			缺點		
				- 適用於大型表面 - 生產率中~高 - 無二次廢棄物			- 與重型載體（垂直表面）間需要定制接口 - 高振動水平 - 粗加工		

表 1.2. 12 混凝土除污技術之性能及優、缺點彙整表(4) [9、22]

技術名稱	裝置	應用材質	用水量	典型深度/ 性能	二次 廢棄物	生產率	成本 (不包括人力)	健康及 安全方面	典型應用
刨除 Shaving	手持式 (研磨)	塗層/混凝土	無	1~2 mm	無	最高達 6 m ² /h (水平 表面)	一般	會排放 粉塵	- 去除塗層 - 去除薄混凝土層 - 表面處理
				優點			缺點		
				- 優質的加工 - 高生產率 - 高性能 - 重量適中 - 低振動水平 - 預設收集灰塵與碎屑 - 無二次廢棄物			- 細小的粉塵 - 不適用於粗糙表面 - 不適用在有金屬嵌件的表面 - 耗材成本高(磁盤)		

[19]

表 1.2. 13 混凝土除污技術之性能及優、缺點彙整表(5) [9、22]

技術名稱	裝置	應用 材質	用水量	典型深度/ 性能	二次 廢棄物	生產率	成本 (不包括人 力)	健康及 安全方面	典型應用
刨除 Shaving	輔助式 地板刨除 機、牆面 刨除機 (位於載體 上)	塗層/混凝 土	無	5~30mm (主要取 決於工 具)	無	最高達 14 m ² /h (地板 刨除機)	低	會 排 放 粉 塵、噴射碎 片	－ 移除混凝土層 － 大面積的表面 － 平坦的表面
				優點			缺點		
				－ 高生產率 － 高性能 － 預設收集灰塵與碎屑 － 可用在有金屬嵌件的表面 － 振動水平中等 － 耗材便宜			－ 與重型載體或工程導向系統(垂直表面)間，需要有訂製的接頭 － 細小的粉塵		

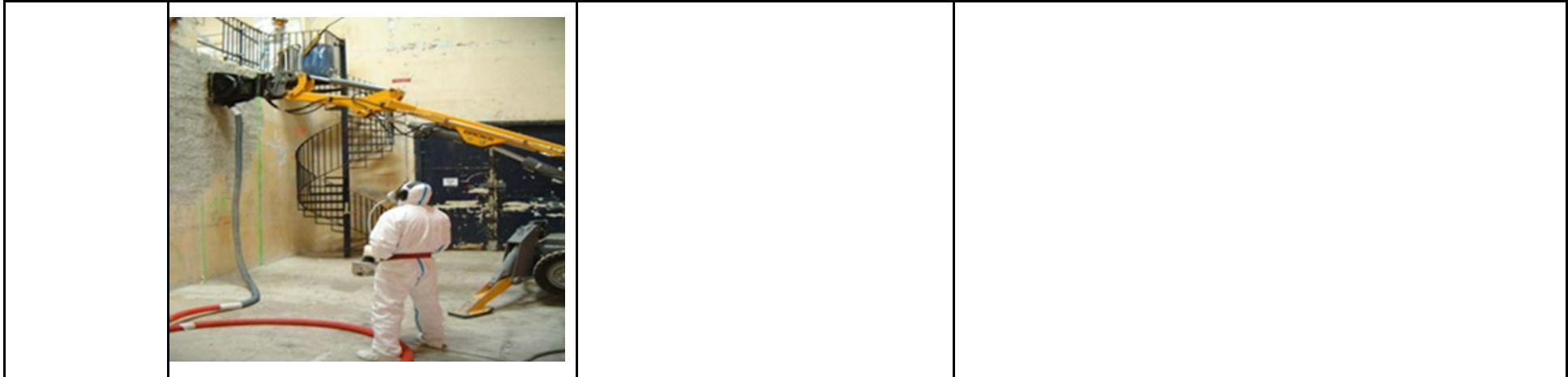


表 1.2.14 混凝土除污技術之性能及優、缺點彙整表(6) [9、22]

技術名稱	裝置	應用材質	用水量	典型深度/性能	二次廢棄物	生產率	成本 (不包括人力)	健康及安全方面	典型應用
噴砂 Grit blasting	手持式、空氣動力、渦輪機、地板、牆壁	塗層/混凝土/金屬	無	介於數毫米間(可隨操作速度調整)	100~200 g/m ²	5~10 m ² /h (取決於機器及目標)	低	會排放粉塵、噴射碎片及磨料	- 去除塗層 - 去除一層混凝土 - 有金屬嵌件 - 微粗糙的表面 - 表面處理
				優點		缺點			
				- 生產率高~極高 - 性能優異 - 高度通用技術 - 適用在難以觸及的表面(氣動配置) - 預設收集灰塵及碎屑 - 可用在有金屬嵌件的表面 - 適用於粗糙表面 - 磨料成本低 - 可連續回收磨料		- 二次廢棄物 - 有交叉污染的風險(因為回收磨料) - 對個人安全防護的要求高 - 形成大量粉塵 - 深度磨損會產生相當粗糙的表面			

表 1.2. 15 混凝土除污技術之性能及優、缺點彙整表(7) [9、22]

技術名稱	裝置	應用材質	用水量	典型深度/性能	二次廢棄物	生產率	成本 (不包括人力)	健康及安全方面	典型應用
海棉噴砂 Sponge blasting	-	塗層/混凝土/金屬	無	油漆/塗層最終在基材上形成一個薄層(取決於其硬度)	最高達 15kg/m ² (包括混凝土粉塵及油漆)	5 m ² /h	高	重要的粉塵排放、磨料噴射	- 選擇性移除塗層 - 去除薄混凝土層 - 難以觸及的表面 - 有金屬嵌件存在
				優點			缺點		
				- 安全要求低 - 使用靈活 - 適用在難以到達的區域 - 適用於粗糙表面 - 可用在有金屬嵌件的表面 - 磨料成本低			- 二次廢棄物 - 磨料無法持續回收(因為磨料壽命有限) - 會形成大量粉塵 - 必須手動收集噴砂介質 - 性能低下		

[20]

表 1.2. 16 混凝土除污技術之性能及優、缺點彙整表(8) [9、22]

技術名稱	裝置	應用材質	用水量	典型深度/性能	二次廢棄物	生產率	成本 (不包括人力)	健康及安全方面	典型應用
雷射剝蝕 Laser ablation	載體	塗層	無	10 μm /輪 (在典型的塗料上)	無	1.5~2 m^2/h (額外使用雷射光可增加)		氣溶膠	- 選擇性移除塗層 - 大而平坦的表面 - 有金屬嵌件存在
				優點			缺點		
				- 安全要求低 - 工具輕 - 由於載體便宜而能自動化 - 適用於大面積 - 適用於粗糙表面 - 可用在有金屬嵌件的表面 - 能選擇性地移除塗層 - 無二次廢棄物			- 低生產率(表面覆蓋率非常小) - 尚無關於長期可靠性及維護要求的反饋		

表 1.2. 17 混凝土除污技術之性能及優、缺點彙整表(9) [9、22]

技術名稱	裝置	應用材質	用水量	典型深度/性能	二次廢棄物	生產率	成本 (不包括人力)	健康及安全方面	典型應用
液態氮噴射 Liquid nitrogen jetting	手持式或載體	塗層/混凝土	無	最高達 30 mm/輪	無	10 m ² /h (剝蝕塗層) 2.5 m ² /h (每輪 25 mm)	高	缺氧、寒冷、氣溶膠	— 去除塗層 — 去除厚混凝土層 — 粗糙的表面 — 有金屬嵌件存在 — 大面積的表面
				優點			缺點		
				— 用途廣泛(可用於剝蝕塗層、去除厚混凝土層、切割) — 高生產率 — 適用在難以到達的區域 — 適用於粗糙表面 — 可用在有金屬嵌件的表面 — 無二次廢棄物			— 安全要求高 (個人及設備) — 通風要求 — 投資成本高 — 技術複雜 — 需植入組件		

[21]

參考文獻

1. US Environmental Protection Agency “Technology Reference Guide for Radiologically Contaminated Surface,” EPA-402-R-06-003, Washington, DC, (2006)
2. P. Kinnunen, “ANTIOXI - Decontamination Techniques for Activity Removal in Nuclear Environments” 3, VTT-R-00299-08 (2008): 5–33.
3. L. E. Boing et al., “Decommissioning of Nuclear Facilities Decontamination Technologies,” IAEA, Oct. 2006.
4. “Dismantling Techniques, Decontamination Techniques, Dissemination of Best Practice, Experience and Know-how,” Final Report, June 2009.
5. “核一廠除役計畫”，行政院原子能委員會，2019 年 9 月。
6. “核電廠除役管制各階段工程技術與分析應用研究-子項計畫三：除污策略和技術彙整”，行政院原子能委員會委託研究計畫期末報告，108 年 12 月。
7. “109 年度核電廠除役期間除污策略技術彙整與安全評估及相關特性分析-子項計畫一：核電廠除役期間除污策略和技術彙整”，行政院原子能委員會委託研究計畫期末報告，109 年 12 月。
8. “110 年度核電廠除役期間除污策略技術彙整與安全評估及相關特性分析-子項計畫一：核電廠除役期間除污策略和技術彙整”，行政院原子能委員會委託研究計畫期末報告，110 年 12 月。
9. “Decontamination and Dismantling of Radioactive Concrete Structures,” Radioactive Waste Management NEA/RWM/R(2011), 2011.
10. S. Yanagihara, “Planning, Technical Issues, and Practical Experiences of Decontamination Activities,” 2018 Sino-Japanese Workshop on NPP Decommissioning Technology, Sep. 12, 2018.
11. “Decommissioning of Pools in Nuclear Facilities” IAEA Nuclear Energy Series No. NW-T-2.6 (2015)
12. R.M. Lehr et al., “Remote Water Lance Technology for Cleaning Waste Tanks,” (2006)
13. “高所用ドライアイスブラスト除染装置の開発・活用について” 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID), R&D Topics, (2015 年 9 月 8 日)
14. 3 号機 原子炉建屋 1 階 高所除染装置（ドライアイスブラスト装置）実機検証結果について，東京電力ホールディングス株式会社, (2016 年 5 月 26 日)
15. “Various Robots that Support and Take the Place of Human Beings in Decommissioning Works at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station.” IRID Robots, (2017)
16. <https://www.world-nuclear-news.org/RS-Tepco-sends-in-the-Raccoon-2711131.html>
17. <https://world-nuclear-news.org/Articles/Next-stage-for-robotic-decontamination>
18. <https://www.neimagazine.com/features/featureconcrete-shaving-solution-7981645/>
19. L. E. Boing et al., “Decommissioning of Nuclear Facilities Decontamination Technologies,” IAEA, Oct. 2006.

20. <http://qualitynuclear.com/services/sponge-media-blasting/>
21. F. S. Beth, "Cleaning with Liquid Nitrogen," Conco Services Corporation, Verona, PA
22. H. Larsson, et al., "Decommissioning Study of Oskarshamn NPP," Jun. 12, 2013
23. N. Makul et al.. "Applications of Microwave Energy in Cement and Concrete–A Review." Renewable and Sustainable Energy Reviews 37 (2014): 715-733.
24. "Development of Remote Decontamination Technology in the Reactor Building, " Toshiba Corporation, Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., Mitsubishi Heavy Industries, Ltd, International Symposium on the Decommissioning of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 1-4, (2012)

三、電化學除污技術應用於沸水式反應器環境下不銹鋼表面的除污特性精進

(一) 前言

現今全世界的核電廠正處於老化階段，根據 IAEA PRIS 的統計，目前世界上還有 443 座運轉中的反應器，而其中有 297 座已經使用了 30 年以上。當反應器的使用年限達到上限後即必須將其除役，根據國際能源機構統計，在 2040 年前將關閉約 200 座反應器，而到 2035 年時核電廠的除役市場規模將到達 1110 億美元。其中台灣的核電機組也陸續停止運轉，因此開發除役相關技術即成了一大重點。目前核電廠除役的方法主要分為三種模式，分別為立即除污並拆除、安全貯存以及長期封存，台灣採取的為立即除污並拆除的方式，此方法為在電廠停止運轉後的短期內將受到放射性污染的設備與土壤進行除污並拆除，使殘留的放射性活度低於法規標準。

反應器內部的放射性污染主要是來自爐水中因組件表面氧化膜溶解後經中子活化後產生，隨著冷卻水沉積於管件內部表面，造成設備本身帶有放射性物質，形成輻射場。核電廠除了接近爐心區域有組件活化的問題外，管件內部表面形成帶有放射性核種的氧化層，其具有雙層結構，一是基材本身腐蝕產生的內部氧化層，另一種是透過爐水沉積或沉澱的活化腐蝕產物，是較為鬆散的外部氧化層。80-90%左右的放射性核種都是存在於管件/設備內部的氧化層中。其中的除污(decontamination)技術是電廠除役過程中最重要的工作，除污可以使氧化層溶解或是移除放射性物質，並且可依據不同的表面特性選擇不同的除污方法，主要目的在於降低放射性廢棄物之數量、減少物件放射性活度，以保護除役過程的工作人員免於過量的輻射曝露以及達成除污後材料資源再次利用之目的。

除污的技術有非常多類型，根據原理大致可以分為電化學除污、化學除污、機械除污、物理除污等方式。眾多方法之中的發展方向都是朝加強除污效果以及縮短除污所需時間為目標。在這些除污技術中，電化學除污中的採用電解拋光技術是一項正發展中的除污技術，經過電解拋光的材料表面粗糙度可維持在 0.02~0.03 mm 之間。此技術是基於電解的原理，將需要除污之材料浸泡在具有腐蝕性的電解液，將需要除污的物件作為陽極進行電解，使物件表面被溶解，這項技術的優點為除污所需的時間較短且能較完整的去除的放射性元，另外用來電解的電解液也可透過其他技術再生，因此所產生的廢棄物也較少。

108 年的除污技術研析主要針對化學除污的部分進行探討，化學除污通常是對無孔隙表面最有效，化學溶液的選擇會與基材/污染物的化學性質、處理過程產生的廢棄物處理有關。針對 LOMI Family、CORD、CAN-DECON、CITROX 等的 Multiphase treatment processes 除污技術。109 年主要針對機械除污、熔融除污、生物除污與複合技術等進行研析。110 年主要希望透過模擬 BWR 電廠運轉環境下形成的氧化層，包含基材本身腐蝕產生的內部氧化層與透過爐水沉積的 CRUD 外部氧化層來進行電化學除污技術的研究，包含電解條件的控制、電解液的種類與材料的差異等因子。111 年的研究在於拆除

後的組件因除污的需求，切割成不同大小與形狀的除污件，本年度希望透過模擬 BWR 電廠運轉環境下形成的氧化層，在不銹鋼試片上成長類似的氧化層結構，包含基材本身腐蝕產生的內部氧化層與透過爐水沉積的活化腐蝕產物外部氧化層，來進行電化學除污技術的精進研究，探討面積大小與形狀對於除污特性的影響。

本計畫的目標為在電化學除污的電解拋光技術下找尋最適合我國沸水式反應器除役時使用的除污參數，透過改變材料面積及形狀等參數，找出效率最高的除污方法，以降低除污後放射性廢棄物的產生量。

(二) 研究方法

本研究為電化學除污技術應用於沸水式反應器環境下不銹鋼表面的除污效率精進研究，考量拆除後的除污組件會有不同形狀與尺寸，因此納入不同形貌的金屬材料進行電化學除污條件測試，研析形狀與面積大小對於不銹鋼材料除污特性的影響評估。

2.1 試片

本實驗所使用材料是沃斯田鐵系 304 不銹鋼平板試片與管狀試片，平板試片尺寸為 40×40×2 mm 以及 60×60×2 mm，管狀試片尺寸為內徑 4.62 π ×高 40 mm。每種試片皆分為基材、高溫氧化層、電鍍氧化層。試片成分分析如表 1.3.1。

表 1.3.1 304 不銹鋼試片的組成成分

Element	Fe	C	Cr	Ni	Mn	Si	P	N	S
Mass%	Bal.	0.016	18.24	8.03	1.35	0.49	0.01	0.06	0.004

2.2 試片熱處理

304 不銹鋼平板試片與管狀試片放進高溫爐內進行敏化熱處理，熱處理溫度為 650 °C，持溫 24 小時後於爐內緩慢冷卻至常溫。

試片在熱處理後或是高溫氧化處理前，利用碳化矽砂紙磨除表面氧化層，砂紙尺寸從 80 號磨至 2500 號，使表面研磨均勻，後續進行電化學除污或預長氧化層之步驟。

2.3 預長氧化層

本實驗使用兩種方法預長氧化膜以模擬 BWR 電廠運轉環境形成的氧化層，一為使用高溫爐管來模擬金屬材料形成緻密氧化層的結構，二為利用電鍍方法模擬管件表面外層結構的氧化膜試片。以下將個別介紹其製備方法：

2.3.1 高溫氧化層

模擬 304 不銹鋼基材於 BWR 運轉環境下自身腐蝕的氧化層是利用高溫爐中通純氧達成。讓 304 不銹鋼試片於 850 °C 環境下通氧氣 72 小時，氧氣通量為 240 cc/min，在此環境下除了基材表面生成氧化層外，基材也會同時被敏化，因此該類型試片不需先經過敏化處理。

2.3.2 電鍍氧化層

模擬 304 不銹鋼基材於 BWR 運轉環境下沉積氧化層是透過電鍍方式將氧化層電鍍到試片上，電鍍參數與電解液製備是根據電鍍磁鐵礦(Magnetite)之相關文獻，此電鍍法適用於電鍍在不銹鋼[1]、鎳基[2]、碳鋼[3]基材上，其中電鍍於鎳基上文獻中，有提到電鍍至鎳基上之磁鐵礦可以透過在鹼性溶液中浸沒 50 天，模擬出類似核電廠組件之多孔隙氧化層，但本實驗並未在電鍍後進行此步驟。

電鍍所使用裝置為電化學儀器(CH Instruments 1140A)之三極式系統，對試片施予-1.004 V vs. Ag/AgCl 之恆電位電鍍 2 小時，電鍍配置如圖 1.3. 1 所示。參考電極採用銀/氯化銀電極。以白金網作為輔助電極。電鍍液製備會根據試片大小有所調整，下述步驟為 40×40×2 mm 試片所用，60×60×2 mm 及管狀材料部份則是在相同濃度下將電鍍液總量提升一倍：

1. 配置 50 ml 的 1 M TEA(三乙醇胺)水溶液中並使其充分混和
2. 將 8.6 g 硫酸鐵(III)水合物溶解在三乙醇胺水溶液中
3. 加入 167 ml 水稀釋
4. 將上述 217 ml 之稀釋溶液加入 283ml 的 2 M NaOH 水溶液中
5. 電鍍前將此 0.043 M $\text{Fe}_2(\text{SO}_4)_3$, 0.1 M TEA, and 2 M NaOH 濃度之 450 ml 溶液加熱至 84 °C，完成電鍍液製備
6. 電鍍參數以-1.004 V vs. Ag/AgCl 之恆電位模式電鍍 1 小時，過程中電解液維持在 84 °C，並用磁石均勻攪拌(300 rpm)。

化學反應式如下：

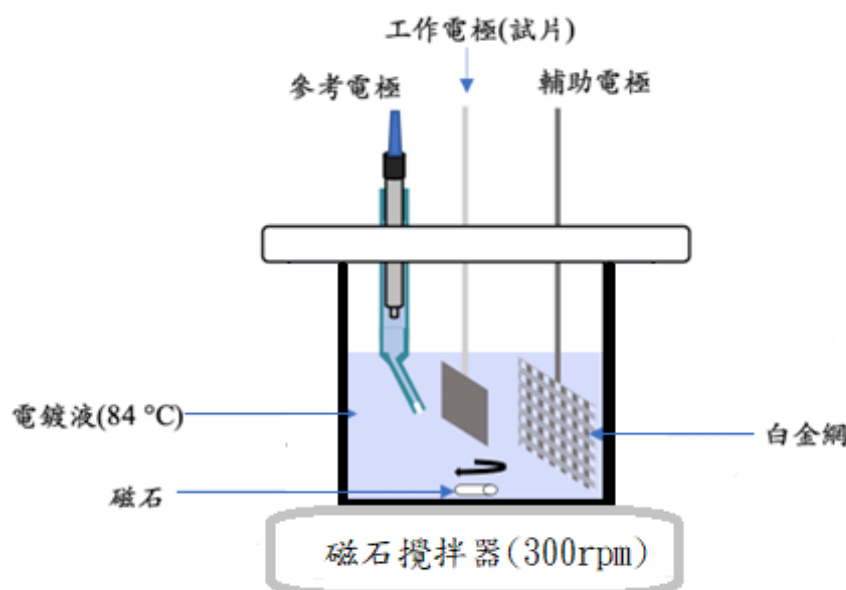
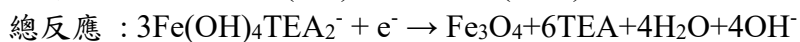
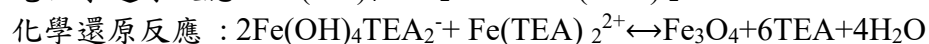


圖 1.3. 1 電鍍配置圖

2.4 電化學除污槽設置

304 不銹鋼試片的除污方法為透過二極系統進行電解，以直流電源供應器之正極接上試片作為陽極，負極接上圓形白金網作為陰極，試片放置於圓形白金網之正中央。電解液的配置為 40%wt 的磷酸水溶液，將電解槽體放入恆溫水槽中以維持實驗溫度在 30℃ 左右。實驗中以 10A 定電流模式電解，因此根據試片表面積的變化電流密度也會隨之改變，為了使試片的電流密度不要太小，會將試片的其中一面(管狀材料為外圈)用抗酸鹼膠帶貼住以隔絕電解液。實驗所用的直流電源供應器為 300 W 的 Gophert 3010，實驗參數設定在 10 V 與 10 A，因為整體迴路阻抗隨著試片電解產生變化，故電流維持在定電流 10 A，電壓則介於 7~9 V 之間。電化學除污槽的設置俯視圖如圖 1.3.2 所示。

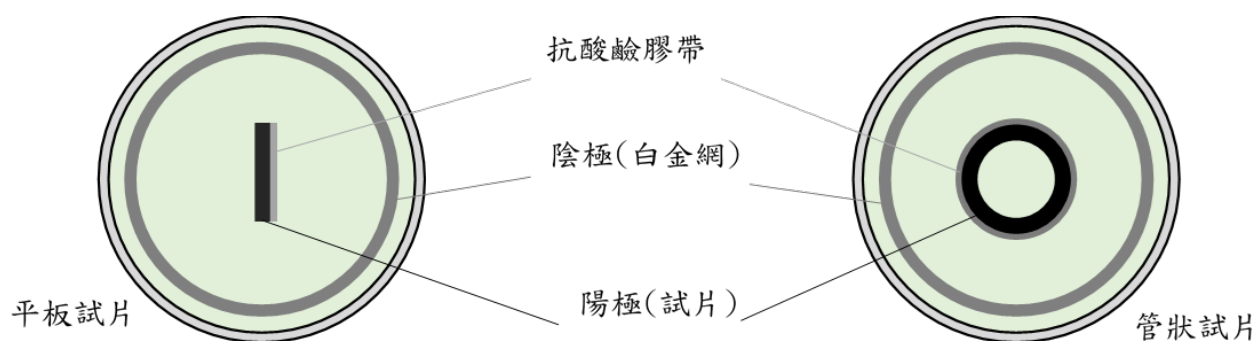


圖 1.3.2 除污槽設置俯視圖

2.5 試片表面分析

在 304 不銹鋼基材上的氧化層表面形貌與其結構將透過掃描式電子顯微鏡 (Scanning Electron Microscope, SEM)、拉曼散射光進行分析藉由掃描式電子顯微鏡對高溫氧化層及電鍍氧化層表面進行觀察，並搭配能量色散射 X 光 (Energy-dispersive X-ray spectroscopy, EDX) 分析氧化層含有的元素比例進行定性分析。氧化層的厚度方面則是透過將試片鑲埋進行橫截面 SEM 分析。本研究使用的電子顯微鏡之規格為日本 JEOL 公司所生產之 JSM-7610F 熱場發射電子顯微鏡。

氧化層的結構部分使用拉曼散射光譜分，分析後的光譜與氧化層拉曼分析的相關文獻 [4][5][6] 進行比對，以此推斷高溫氧化層與電鍍氧化層的結構。拉曼散射光譜之配置為 632.8 nm 波長之激發雷射，輸出功率為 35 mW，物鏡聚光點尺寸 (spot size) 約為 10.6 μm 。

2.6 重量與厚度分析

本研究會對試片電解前後的重量變化以及厚度變化做分析，重量變化部分以微量天秤量測，微量天秤之有效位數為小數點後第四位 (單位：公克)。厚度變化則是以厚度計測量，測量方式為透過厚度計上下之金屬半球以 1.5N 夾著視片，測量點面積約為 1 mm²，厚度最小讀值為 1 μm ，精度為 3 μm ，厚度計規格如圖 1.3.3 所示。

平板試片的厚度測量位置為試片九宮格中的八個點 (其中一個點應鄰近點焊區故不測量)，以八個點的厚度變化平均值為準，40×40×2 mm 試片每個測量點之間相距 1cm；

60×60×2 mm 試片每個測量點相距 1.5 cm。管狀試片的厚度量測位置為距試片上下緣 1 cm 處每 90°一個點，一共八個點。平板試片以及管狀試片厚度測量位置如圖 1.3. 4 所示。

在電解的過程中，每電解一段時間(依據試片大小及氧化層做調整)量測一次重量及厚度，至少記錄五次。為了比較氧化膜的生成是否會影響試片基材本身，當有氧化層的試片表面氧化層全部去除後會繼續進行電解 4~5 分鐘，每電解 1 分鐘量測一次重量及厚度，以跟純電解基材組做比較。

YS-SM1201LW厚度計

◎最小讀值：±1 μm

◎測量精度：±3 μm

◎測量範圍：10mm

◎測定壓力：1.5N

◎測定喉深：30mm

◎測頭型式：上測頭-Ø3mm球狀

◎測頭型式：下測頭-Ø3mm球狀

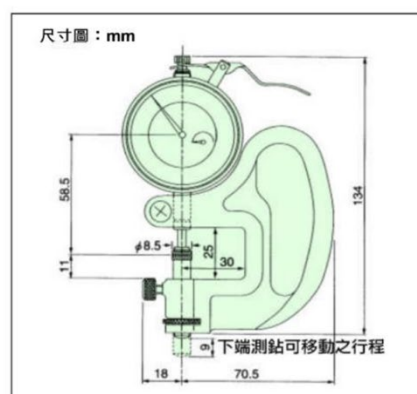


圖 1.3. 3 厚度計規格

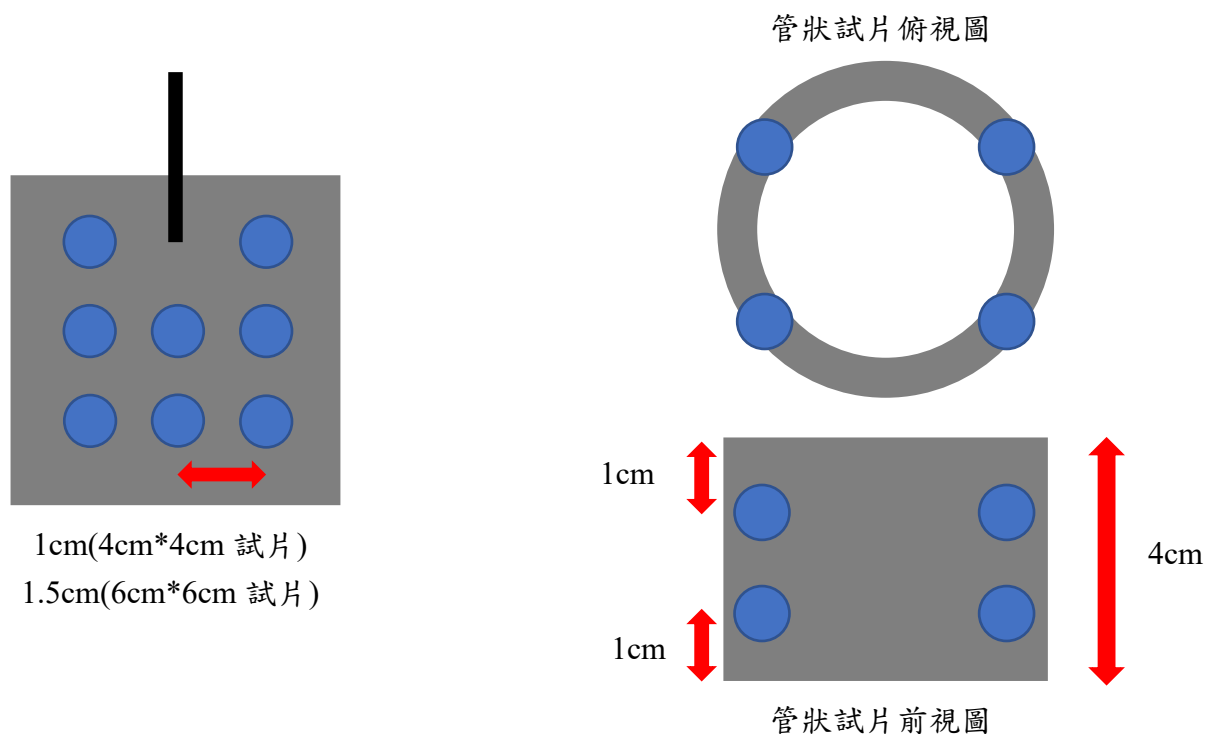


圖 1.3. 4 厚度測量位置

(三) 實驗結果與討論

本研究結果首先分析 304 不銹鋼表面氧化物的性質，接著探討不同試片大小以及形狀對 304 不銹鋼電化學除污的影響。

3.1 試片氧化層分析

以下將對在 304 不銹鋼試片上的高溫氧化層及電鍍氧化層做表面分析以及橫截面分析

3.1.1 表面分析

圖 1.3. 5 為 304 不銹鋼上高溫氧化層的表面形貌，根據 EDX 分析可以看出主要為富含鉻的氧化物以及少許鐵氧化物。圖 1.3. 6 為 304 不銹鋼上電鍍氧化層的表面形貌，根據 EDX 分析可以看出主要為鐵氧化物。圖 1.3. 7 為 304 不銹鋼上複合氧化層的表面形貌，複合氧化層為在高溫氧化層外再電鍍一層電鍍氧化層上去，因表面形貌與電鍍氧化層非常相似，可以看出電鍍上去的氧化物顆粒均勻的分布於表面，根據 EDX 分析可以看出主要為鐵氧化物。

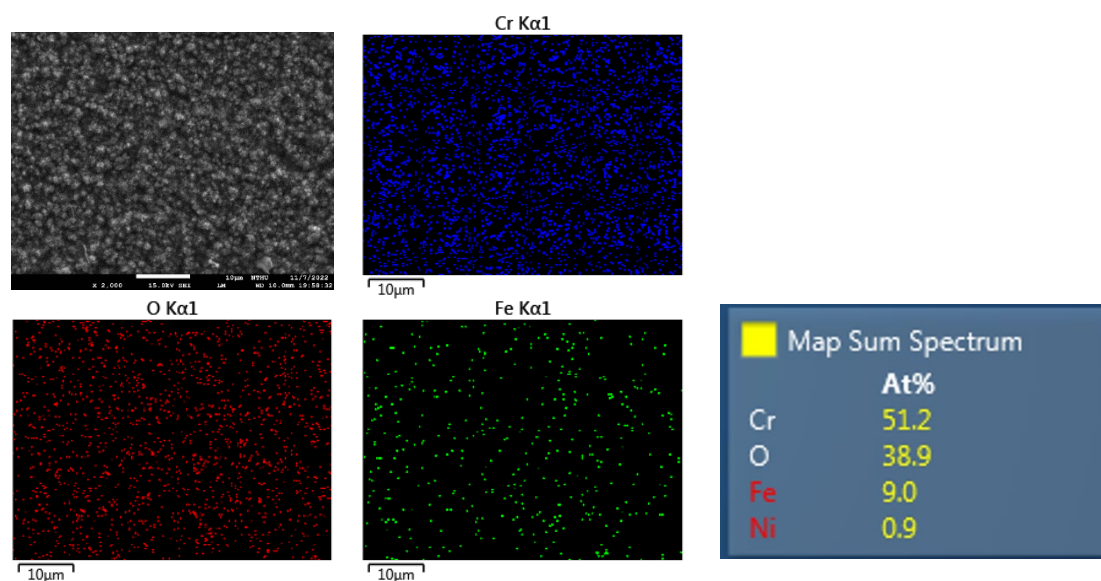


圖 1.3. 5 304 不銹鋼上高溫氧化層表面形貌

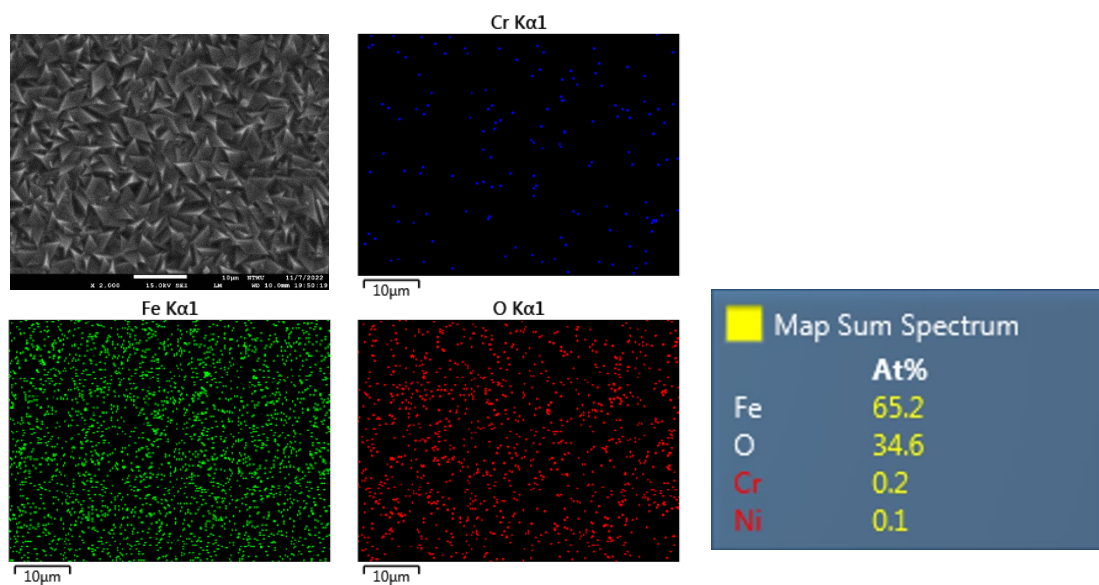


圖 1.3. 6 304 不銹鋼上電鍍氧化層表面形貌

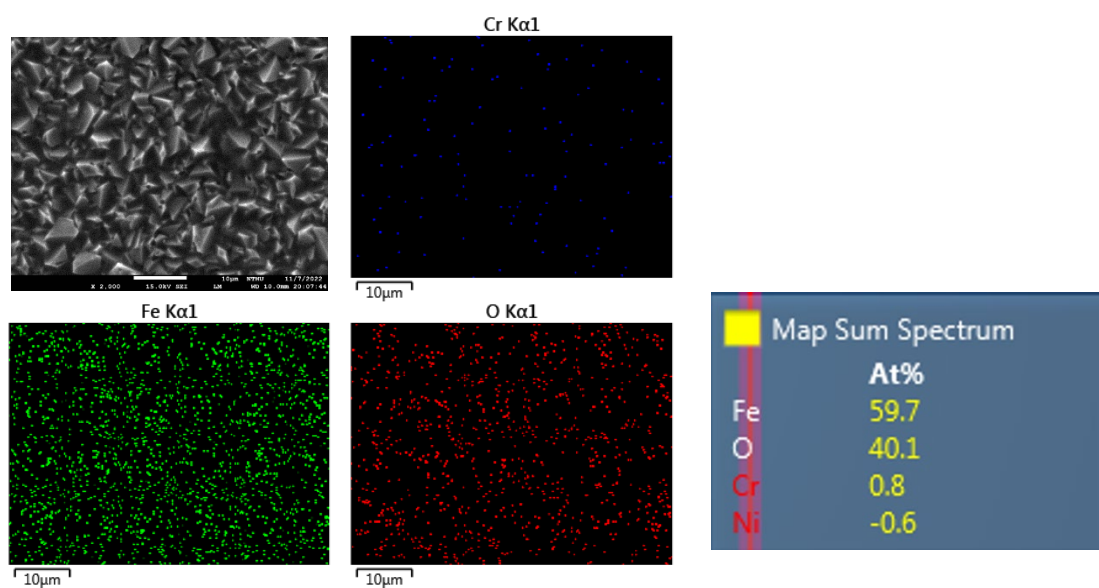


圖 1.3. 7 304 不銹鋼上複合氧化層表面形貌

圖 1.3. 8 為 304 不銹鋼上高溫氧化層的拉曼分析結果，由結果可看出高溫氧化層的結構以 FeCr_2O_4 與 Cr_2O_3 為主。圖 1.3. 9 為 304 不銹鋼上電鍍氧化層的拉曼分析結果，由結果可看出電鍍氧化層的結構以 Fe_3O_4 為主。

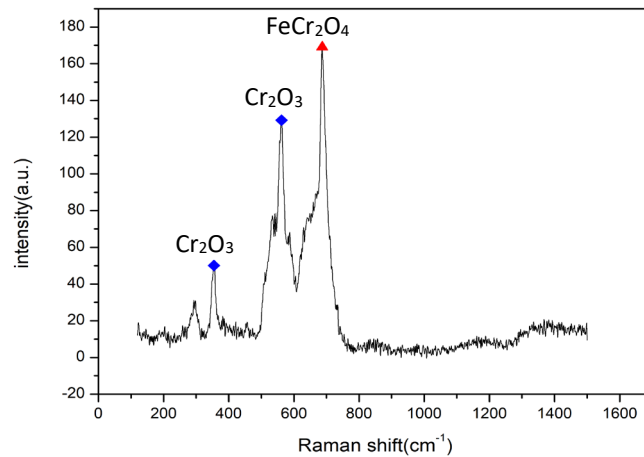


圖 1.3. 8 304 不銹鋼上高溫氧化層拉曼結果

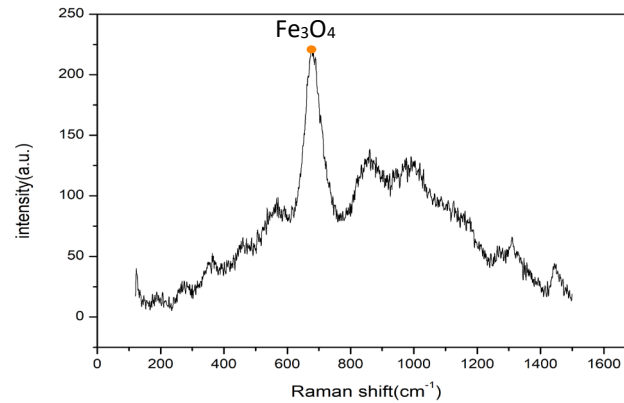


圖 1.3. 9 304 不銹鋼上電鍍氧化層拉曼結果

3.1.2 橫截面分析

圖 1.3. 10 為電鍍氧化層的橫截面分析，在 SEM 下可以明顯的看出電鍍上去的氧化層，氧化層的厚度約為 10 μm 左右。圖 1.3. 11 為複合氧化層的橫截面分析，在 SEM 下可以明顯的看出氧化層，然而並沒有辦法明顯區分出高溫氧化層以及電鍍氧化層的分界線，因此另外透過 EDX 分析以確認氧化層的分界，可以看出高溫氧化層的厚度約為 3~4 μm ，主要為含鉻的氧化物，電鍍氧化層的厚度約為 9 μm ，主要為含鐵的氧化物。純高溫氧化層的部分由於在切割試片時高溫氧化層容易脫落，無法在 SEM 上觀察到明顯的高溫氧化層，因此藉由複合氧化層的橫截面分析去判定高溫氧化層的厚度。

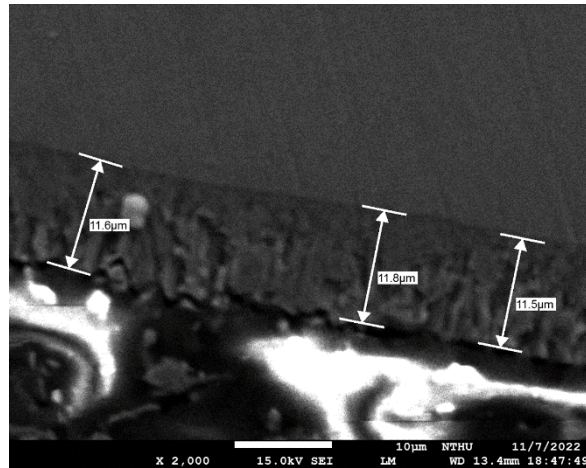


圖 1.3. 10 304 不銹鋼上電鍍氧化層橫截面分析

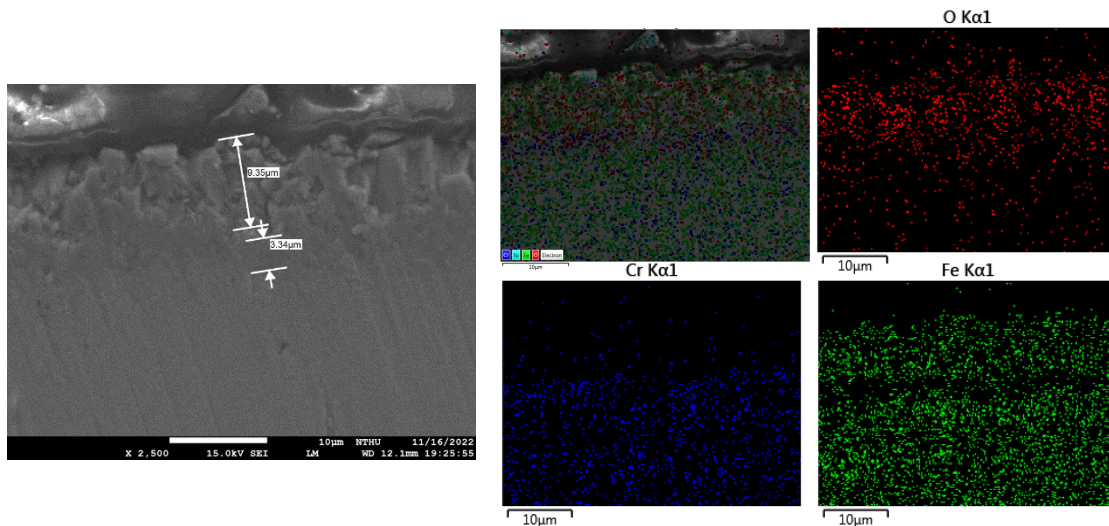


圖 1.3. 11 304 不銹鋼上複合氧化層橫截面分析

3.2 電解測試

3.2.1 平板試片面積對除污效率之影響

比較 40×40×2 mm 及 60×60×2 mm 兩種大小的試片對電解 304 SS 與其氧化層的除污效益，分析結果包含重量變化、單位面積重量變化、厚度變化。

3.2.1.1 重量變化

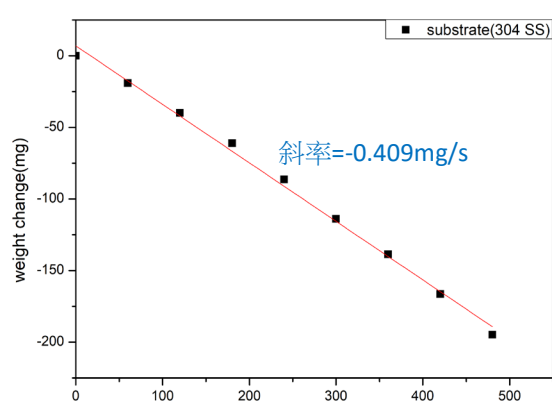
圖 1.3. 12 分別為 40×40×2 mm 及 60×60×2 mm 兩種大小的 304 不銹鋼基材試片之重量變化，相較之下 60×60×2 mm 比 40×40×2 mm 具有更大的重量損失。

圖 1.3. 13 分別為 40×40×2 mm 及 60×60×2 mm 兩種大小的 304 不銹鋼高溫氧化層試片之重量變化，不論是在高溫氧化層部分抑或是基材部分的重量損失都是 60×60×2 mm 較 40×40×2 mm 大，在高溫氧化層去除完成後的基材部分較純基材部分比起來重量損失則變小了。

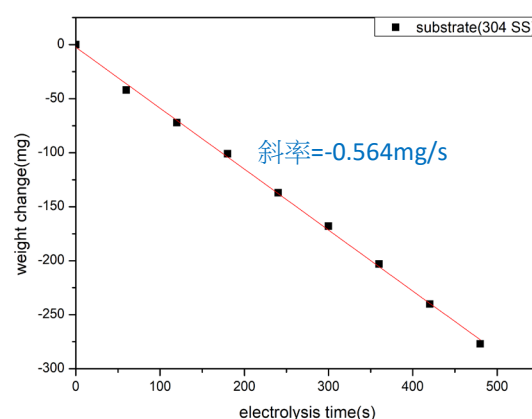
圖 1.3. 14 分別為 $40\times40\times2$ mm 及 $60\times60\times2$ mm 兩種大小的 304 不銹鋼電鍍氧化層試片之重量變化，不論是在電鍍氧化層部分抑或是基材部分的重量損失都是 $60\times60\times2$ mm 較 $40\times40\times2$ mm 大。與高溫氧化層不同，在電鍍氧化層去除完成後的基材部分較純基材部分比起來重量損失變大了。

圖 1.3. 15 分別為 $40\times40\times2$ mm 及 $60\times60\times2$ mm 兩種大小的 304 不銹鋼複合氧化層試片之重量變化，由於試片各區域電解速率不均勻，在一些區域已經把外層的電鍍氧化層以及內層的高溫氧化層都電解完時尚存在外層的電鍍氧化層還沒被電解完的區域，因此無法單獨測得電解內層高溫氧化層的重量變化。結果可以看出複合氧化層中外層的電鍍氧化層以及基材的部份重量損失與電解純電鍍氧化層與其基材的數值都相似。

隨著試片的面積變大重量損失也隨之變大的可能原因為在固定電流的情況下大面積試片與電解液有更大的接觸面積，因此在總電流不變的情況下重量的變化即增加了。

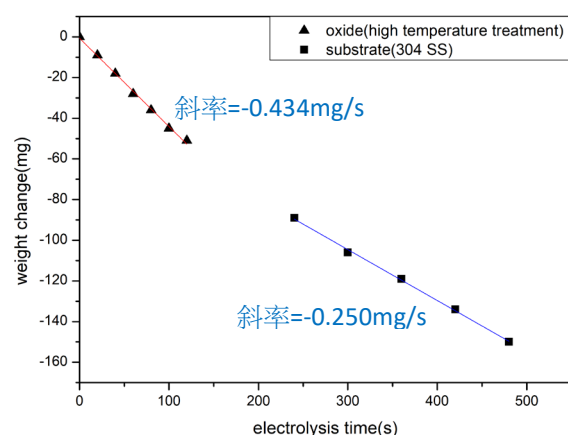


(a) $40\times40\times2$ mm

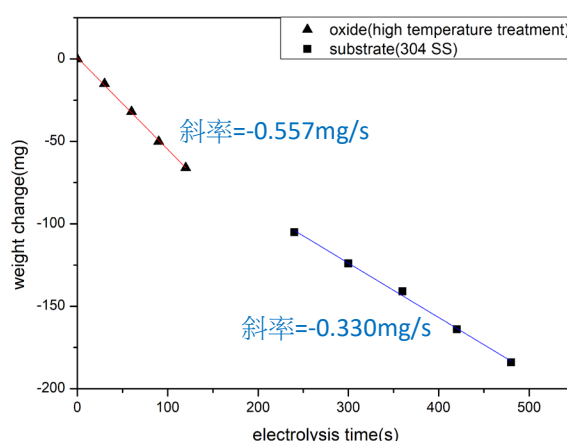


(b) $60\times60\times2$ mm

圖 1.3. 12 電解 $40\times40\times2$ mm 與 $60\times60\times2$ mm 304 不銹鋼基材之重量變化

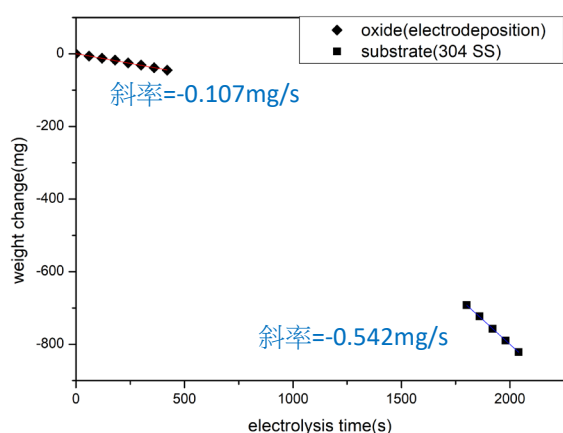


(a) $40\times40\times2$ mm

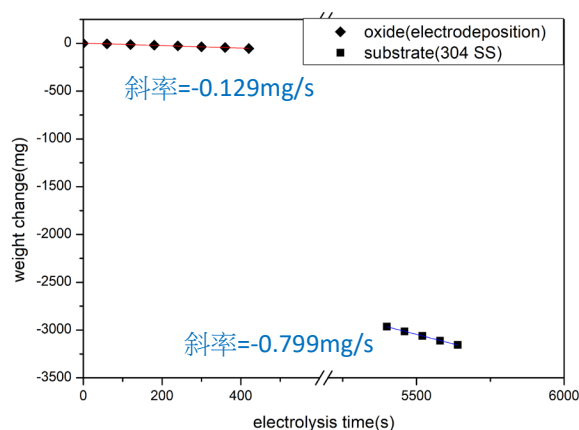


(b) $60\times60\times2$ mm

圖 1.3. 13 電解 $40\times40\times2$ mm 與 $60\times60\times2$ mm 304 不銹鋼高溫氧化層之重量變化

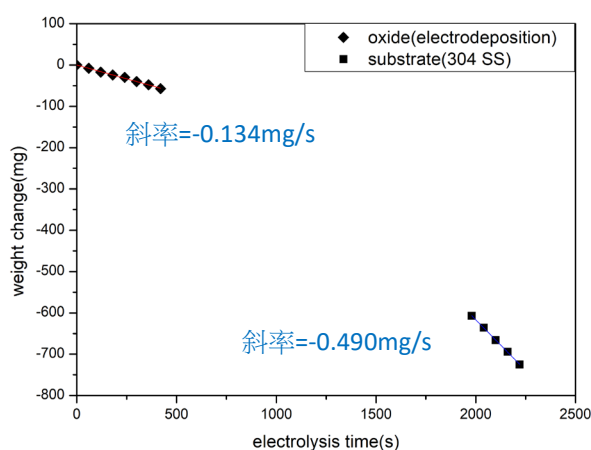


(a) 40×40×2 mm

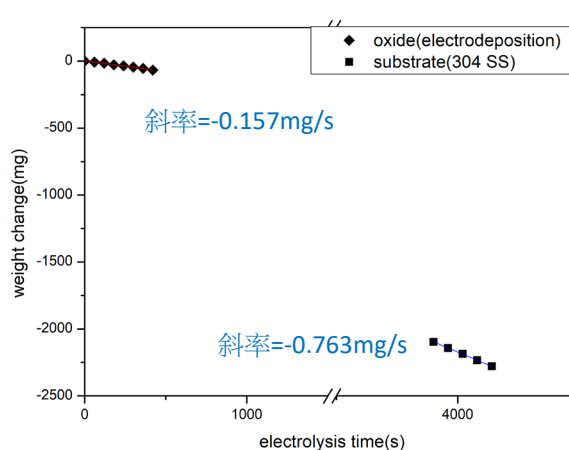


(b) 60×60×2 mm

圖 1.3. 14 電解 40×40×2 mm 與 60×60×2 mm 304 不銹鋼電鍍氧化層之重量變化



(a) 40×40×2 mm



(b) 60×60×2 mm

圖 1.3. 15 電解 40×40×2 mm 與 60×60×2 mm 304 不銹鋼複合氧化層之重量變化

3.2.1.2 單位面積重量變化

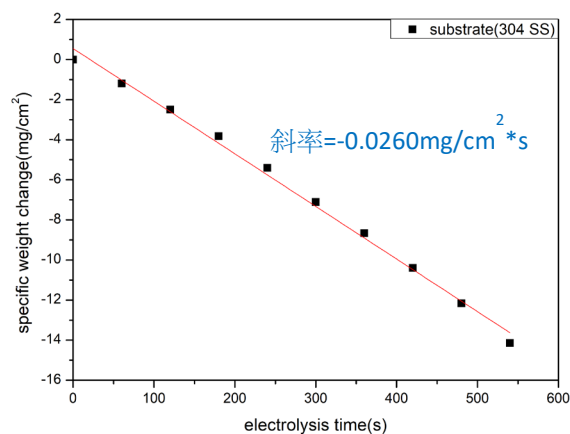
在 3.2.1.1 討論的為試片純粹的重量變化，然而若要比較電解除污的效率的話只看重量變化是比較沒有參考性的，因此將試片的重量變化除以試片反應的表面積以取得單位面積的重量變化，藉此討論電解除污的效率。

圖 1.3. 12 分別為 40×40×2 mm 及 60×60×2 mm 兩種大小的 304 不銹鋼基材試片之單位面積重量變化，相較之下 40×40×2 mm 比 60×60×2 mm 具有更大的單位面積重量損失。

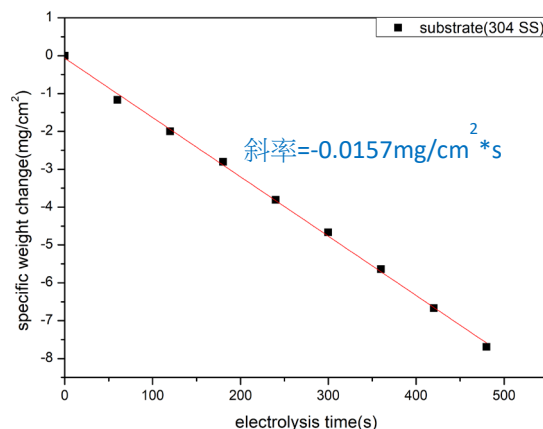
圖 1.3. 13 分別為 40×40×2 mm 及 60×60×2 mm 兩種大小的 304 不銹鋼高溫氧化層試片之單位面積重量變化，不論是在高溫氧化層部分抑或是基材部分的單位面積重量損失都是 40×40×2 mm 較 60×60×2 mm 大，在高溫氧化層去除完成後的基材部分較純基材部分比起來重量損失則變小了。

圖 1.3. 14 分別為 40×40×2 mm 及 60×60×2 mm 兩種大小的 304 不銹鋼電鍍氧化層試片之單位面積重量變化，不論是在電鍍氧化層部分抑或是基材部分的單位面積重量損失都是 40×40×2 mm 較 60×60×2 mm 大。與高溫氧化層不同，在電鍍氧化層去除完成後的基材部分較純基材部分比起來單位面積重量損失變大了。

在 3.2.1.1 中發現隨著試片面積增加重量損失也隨之增加，推測是由於試片和電解液的接觸面積增大，然而單位面積的重量變化中則是隨著試片面積上升而下降，這可能是因為在總電流不變的情況下較大的試片電流密度會減少，而這造成的影響大於試片與電解液接觸面積的影響。

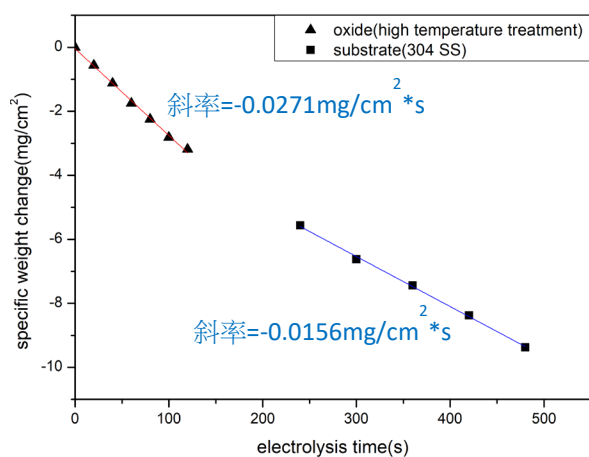


(a) 40×40×2 mm

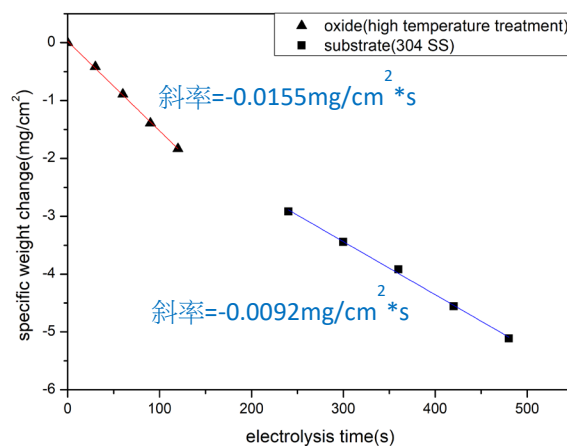


(b) 60×60×2 mm

圖 1.3. 16 電解 40×40×2 mm 與 60×60×2 mm 304 不銹鋼基材之單位面積重量變化

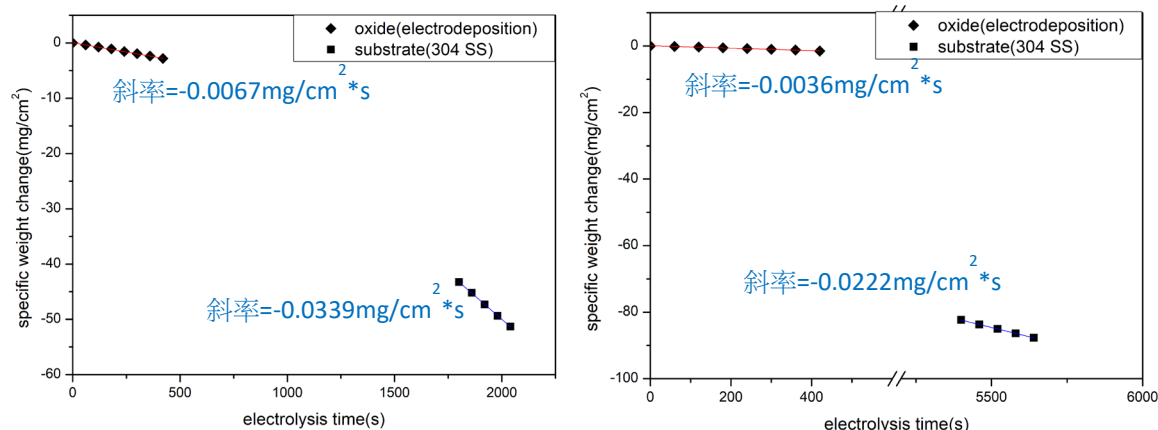


(a) 40×40×2 mm



(b) 60×60×2 mm

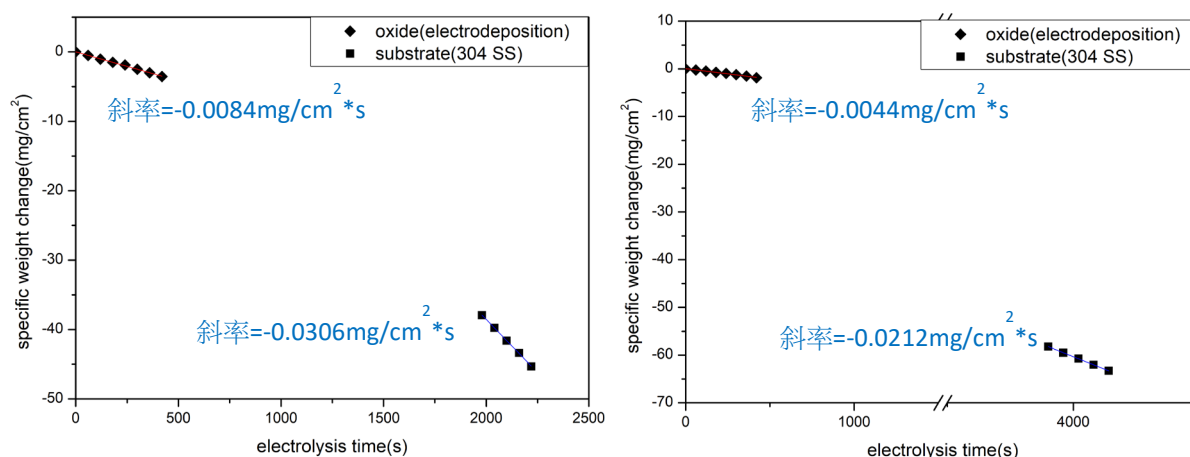
圖 1.3. 17 電解 40×40×2 mm 與 60×60×2 mm 304 不銹鋼高溫氧化層之單位面積重量變化



(a) 40×40×2 mm

(b) 60×60×2 mm

圖 1.3. 18 電解 40×40×2 mm 與 60×60×2 mm 304 不銹鋼電鍍氧化層之單位面積重量變化



(a) 40×40×2 mm

(b) 60×60×2 mm

圖 1.3. 19 電解 40×40×2 mm 與 60×60×2 mm 304 不銹鋼複合氧化層之單位面積重量變化

3.2.1.3 厚度變化

圖 1.3. 20 分別為 40×40×2 mm 及 60×60×2 mm 兩種大小的 304 不銹鋼基材試片之厚度變化，相較之下 40×40×2 mm 的厚度變化較 60×60×2 mm 大。

圖 1.3. 21 分別為 40×40×2 mm 及 60×60×2 mm 兩種大小的 304 不銹鋼高溫氧化層試片之厚度變化，不論是在高溫氧化層部分抑或是基材部分的厚度變化都是 40×40×2 mm 較 60×60×2 mm 大，在高溫氧化層去除完成後的基材部分較純基材部分比起來厚度變化則變小了。

圖 1.3. 22 分別為 40×40×2 mm 及 60×60×2 mm 兩種大小的 304 不銹鋼電鍍氧化層試片之厚度變化，不論是在電鍍氧化層部分抑或是基材部分的厚度變化都是 40×40×2 mm 較 60×60×2 mm 大。與高溫氧化層不同，在電鍍氧化層去除完成後的基材部分較純基材部分比起來厚度變化變大了。

圖 1.3. 23 分別為 $40\times40\times2$ mm 及 $60\times60\times2$ mm 兩種大小的 304 不銹鋼複合氧化層試片之厚度變化。結果可以看出複合氧化層中外層的电鍍氧化層以及基材的部份重量損失與電解純電鍍氧化層與其基材的數值都相似，而複合氧化層中內層高溫的厚度變化也與純高溫氧化層的厚度變化相似。

在不同面積的試片下，厚度變化的趨勢與單位面積重量變化的趨勢是一致的，都是隨著面積增加而下降，可以看出在相同的電流大小下增加試片電解的面積會使除污的效率減慢。

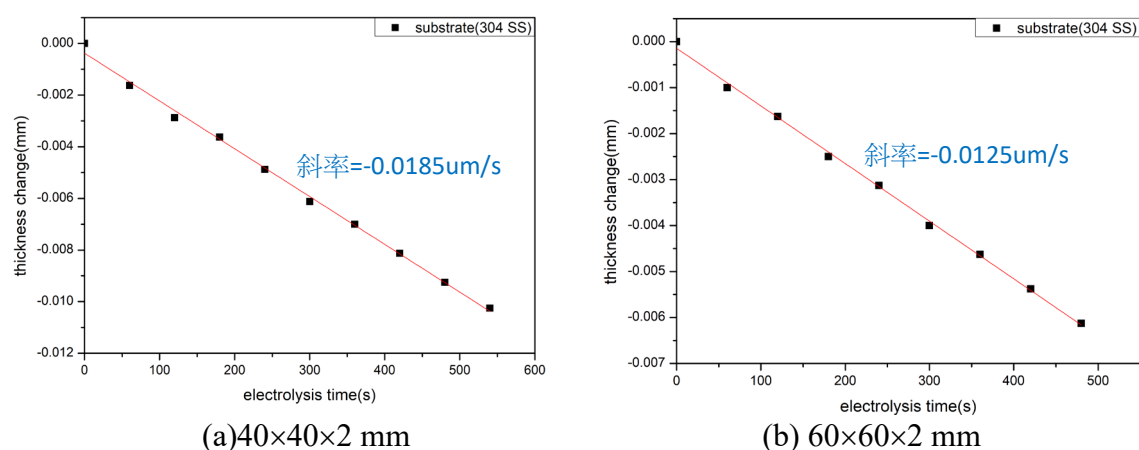


圖 1.3. 20 電解 $40\times40\times2$ mm 與 $60\times60\times2$ mm 304 不銹鋼基材之厚度變化

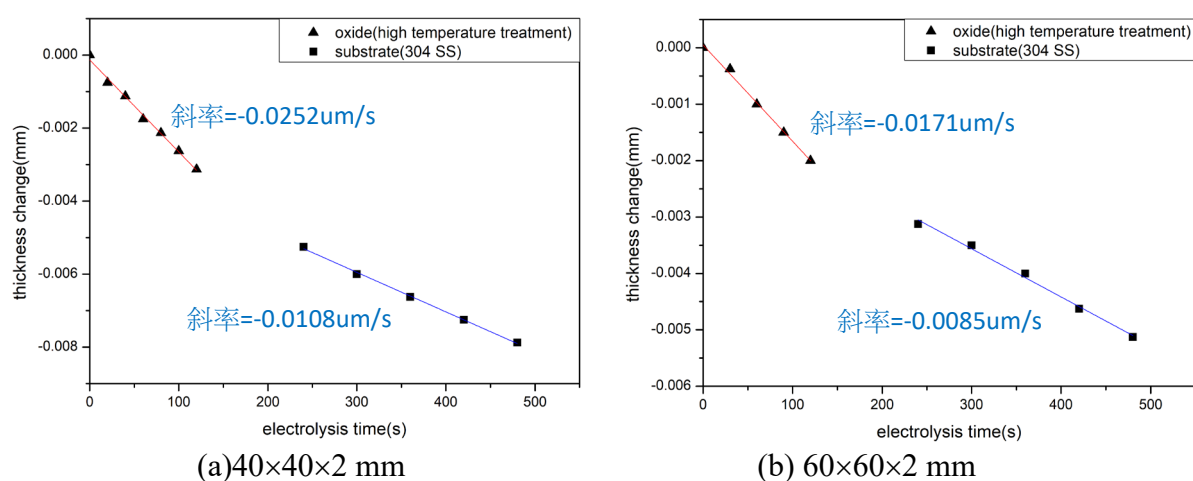
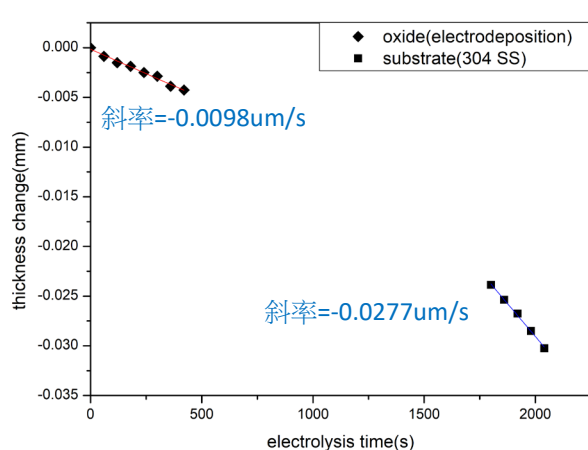
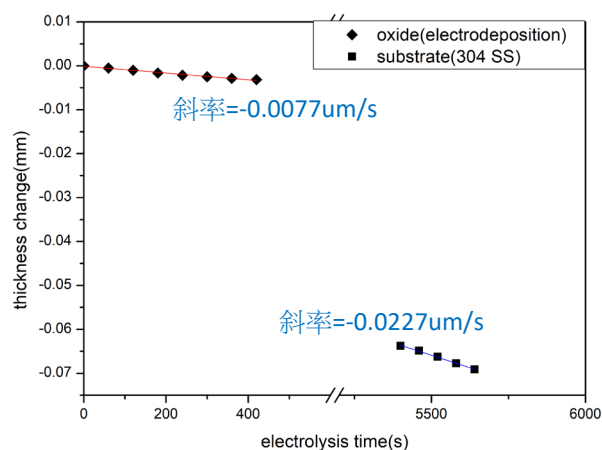


圖 1.3. 21 電解 $40\times40\times2$ mm 與 $60\times60\times2$ mm 304 不銹鋼高溫氧化層之厚度變化

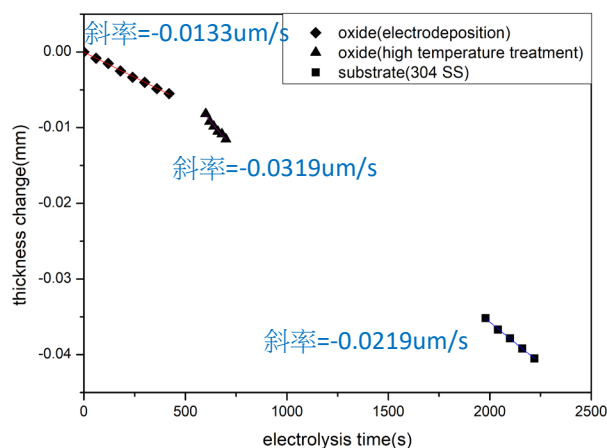


(a) 40×40×2 mm

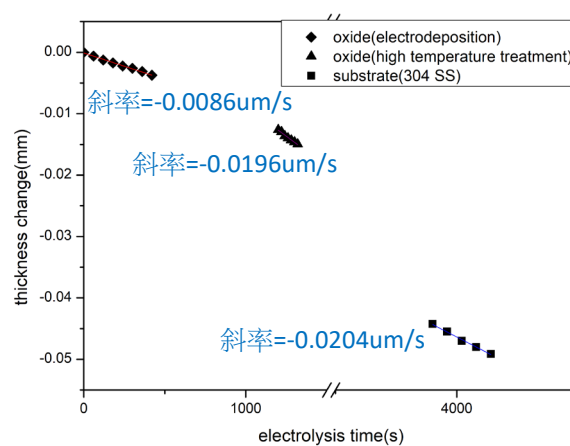


(b) 60×60×2 mm

圖 1.3.22 電解 40×40×2 mm 與 60×60×2 mm 304 不銹鋼電鍍氧化層之厚度變化



(a) 40×40×2 mm



(b) 60×60×2 mm

圖 1.3.23 電解 40×40×2 mm 與 60×60×2 mm 304 不銹鋼複合氧化層之厚度變化

3.2.2 管狀試片對除污效率之影響

比較 0.5 吋管與 2 吋管兩種大小的試片對電解 304 SS 與其氧化層的除污效益，分析結果包含重量變化、單位面積重量變化、厚度變化。

3.2.2.1 重量變化

圖 1.3.24 為二分之一吋與兩吋管大小的 304 不銹鋼基材試片之重量變化，可以看出在純重量變化上試片表面積較小的二分之一吋管比兩吋管小。

圖 1.3.25 為二分之一吋與兩吋管大小的 304 不銹鋼高溫氧化層試片之重量變化，一樣是二分之一吋管的重量變化比兩吋管小的多。

圖 1.3.26 為二分之一吋與兩吋管大小的 304 不銹鋼電鍍氧化層試片之重量變化，兩吋管與電解平板試片時一樣，經過電鍍的 304 不銹鋼在電解基材時重量損失都較純 304 不銹鋼基材來的高，但二分之一吋管上就沒有觀察到此現象，可能是因為二分之一吋管的總電解時間比其他試片少很多，因此基材尚未受到嚴重的腐蝕。

圖 1.3. 27 為二分之一吋與兩吋管大小的 304 不銹鋼複合氧化層試片之重量變化，與平板試片有著相同的問題因此無法測得內層高溫氧化層之重量變化，而外層的电鍍氧化層與基材部分的重量損失都和純電鍍氧化層的結果相似。

根據電解平板試片的結果理論上隨著試片的面積變大重量損失也會隨之變大，然而即使兩吋管試片被電解的面積比較大，但重量損失卻小於平板試片，推測是因為管子的被電解面與對電極中有障礙物(管子外側)因而影響了電子遷移，造成電解的效率變差。

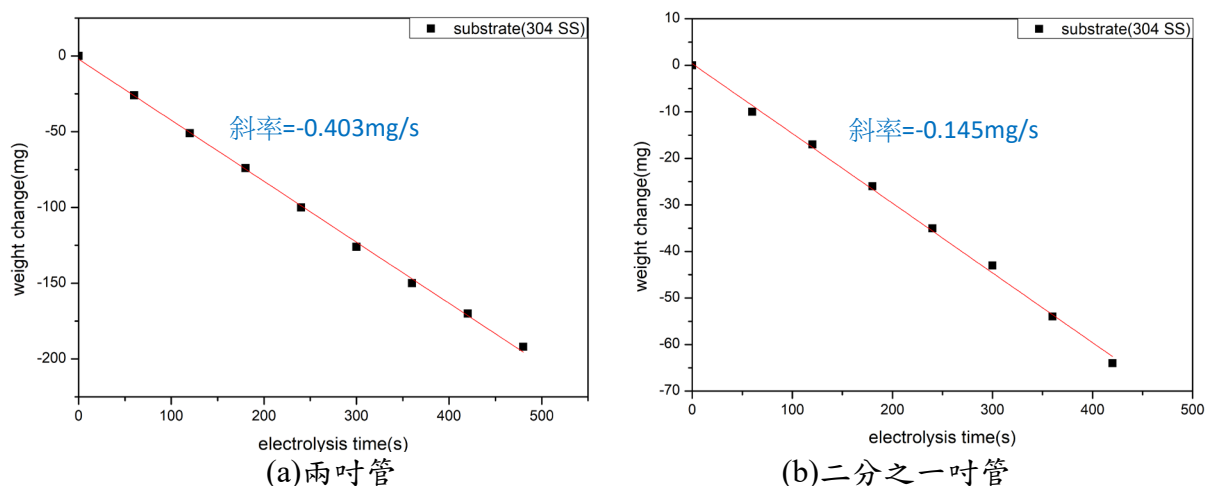


圖 1.3. 24 電解兩吋管與二分之一吋管不銹鋼基材之重量變化。

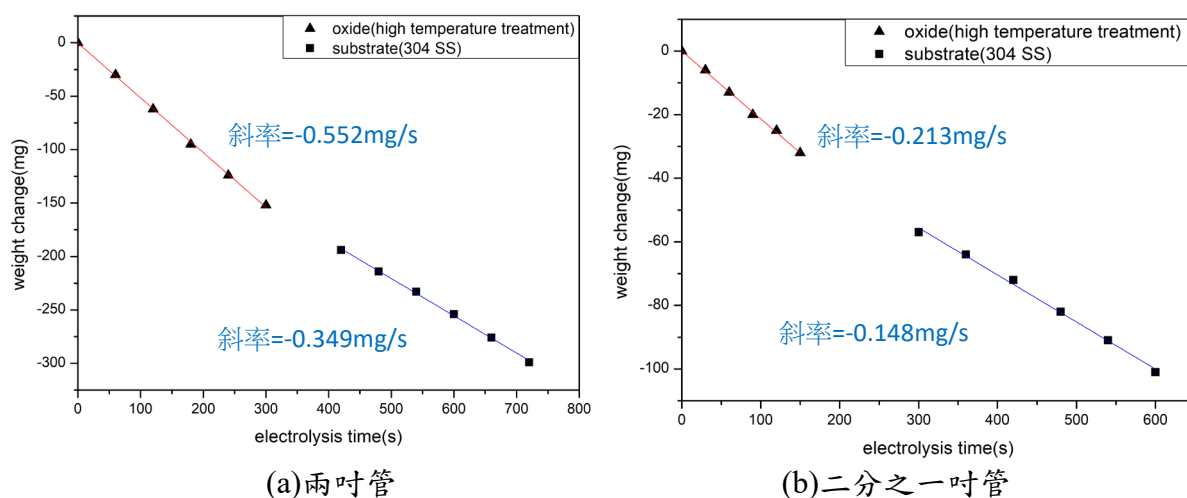


圖 1.3. 25 電解兩吋管與二分之一吋管不銹鋼高溫氧化層之重量變化

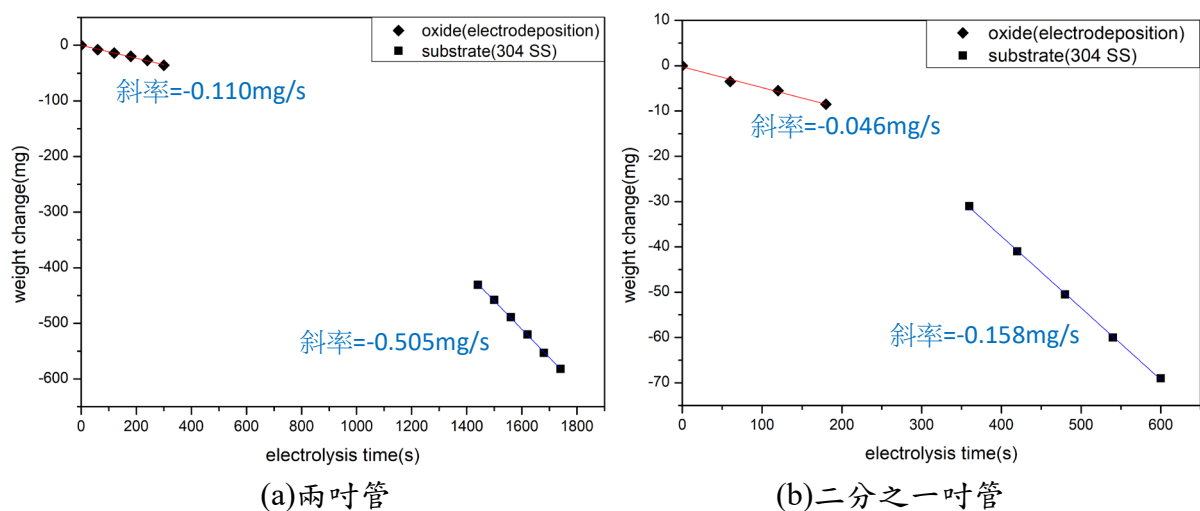


圖 1.3.26 電解兩吋管與二分之一吋管不銹鋼電鍍氧化層之重量變化

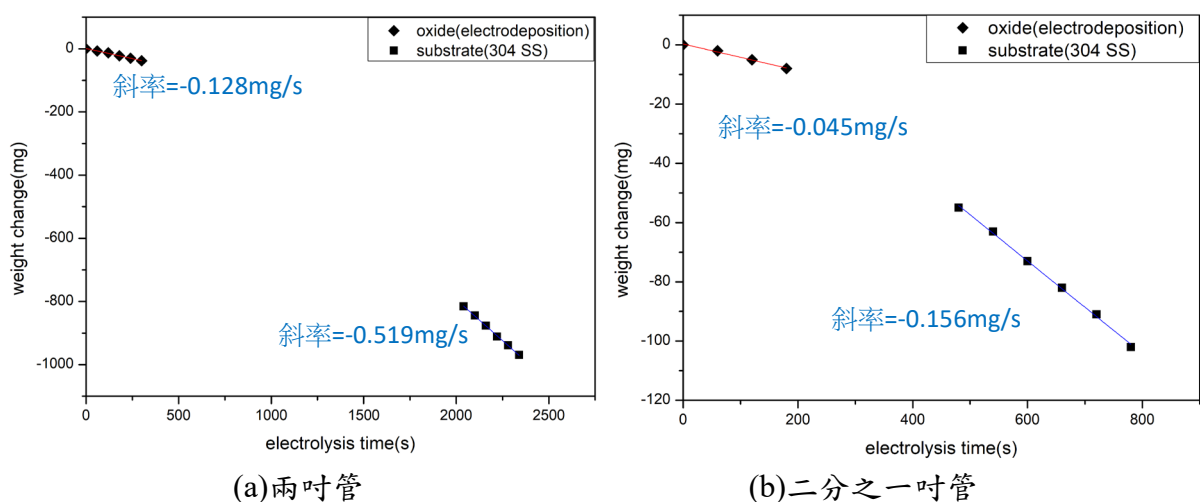


圖 1.3.27 電解兩吋管與二分之一吋管不銹鋼複合氧化層之重量變化

3.2.2.1 單位面積重量變化

圖 1.3.28 為二分之一吋與兩吋管大小的 304 不銹鋼基材試片之單位面積重量變化，加入了單位面積因素考量後可以發現試片表面積比較小的二分之一吋管的單位面積重量變化是比兩吋管大上了很多的。

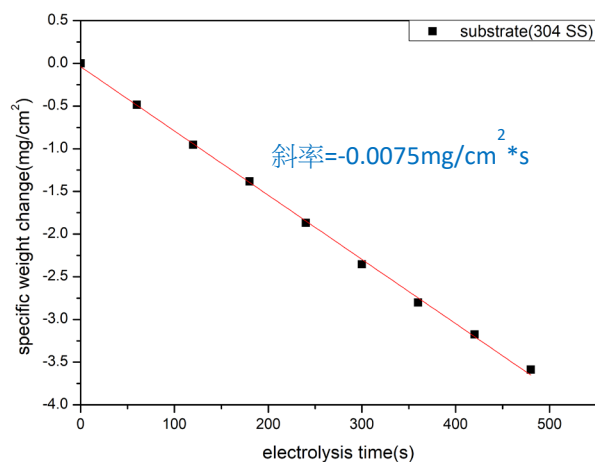
圖 1.3.29 為二分之一吋與兩吋管大小的 304 不銹鋼高溫氧化層試片之單位面積重量變化，一樣是二分之一吋管的單位面積變化比兩吋管大上許多。

圖 1.3.30 為二分之一吋與兩吋管大小的 304 不銹鋼電鍍氧化層試片之單位面積重量變化，兩吋管經過電鍍的 304 不銹鋼在電解基材時單位面積重量損失也較純 304 不銹鋼基材來的高，而二分之一吋管沒有觀察到此現象。

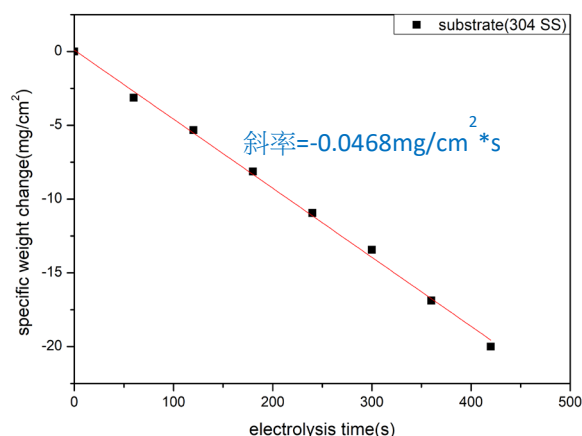
圖 1.3.31 為二分之一吋與兩吋管大小的 304 不銹鋼複合氧化層試片之單位面積重量變化，與平板試片有著相同的問題因此無法測得內層高溫氧化層之單位面積重量變化，而外層的電鍍氧層與基材部分的單位面積重量損失都和純電鍍氧化層的結果相似。

在二分之一吋管中的電鍍氧化層以及複合氧化層中的外層電鍍氧化層由於只需要很短的時間就會被電解掉，因此數據點較少，為解決此問題本實驗中二分之一吋管的電

鍍氧化層重量變化結果為做兩次再取平均後的值。

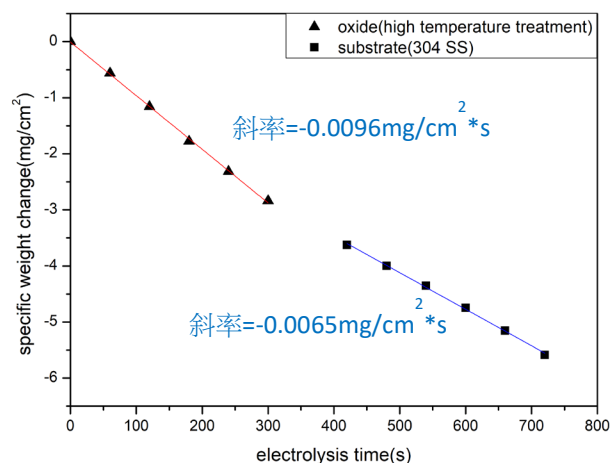


(a)兩吋管

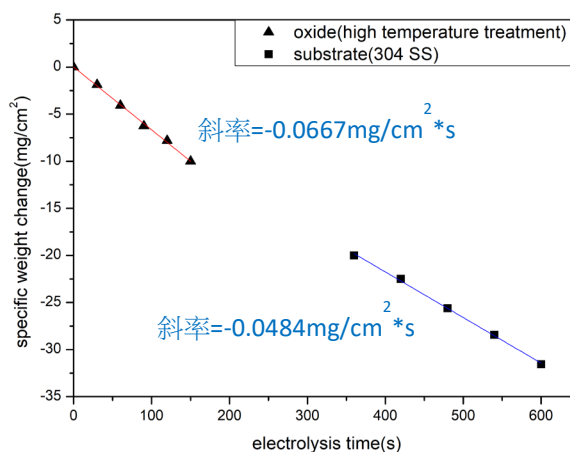


(b)二分之一吋管

圖 1.3.28 電解兩吋管與二分之一吋管不銹鋼基材之單位面積重量變化

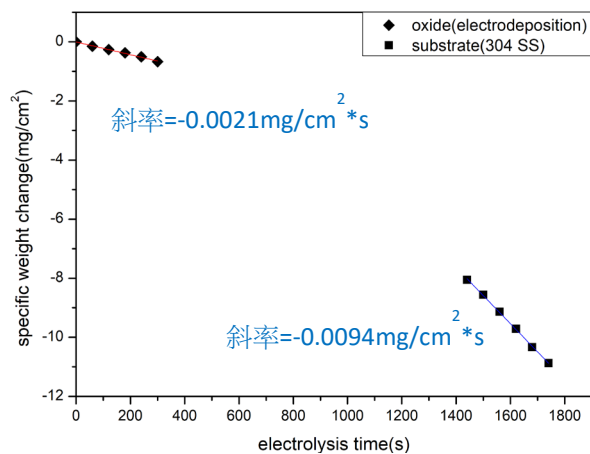


(a)兩吋管

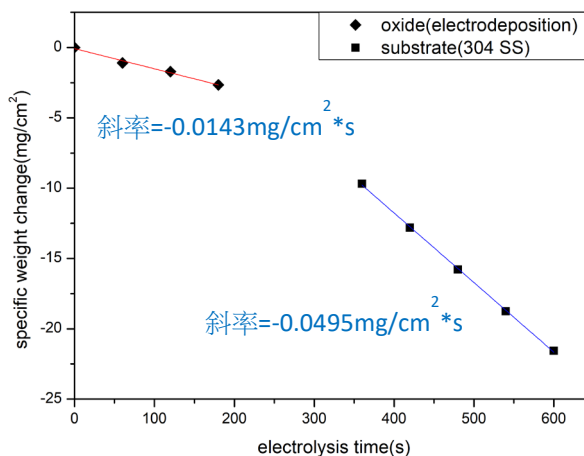


(b)二分之一吋管

圖 1.3.29 電解兩吋管與二分之一吋管不銹鋼高溫氧化層之單位面積重量變化

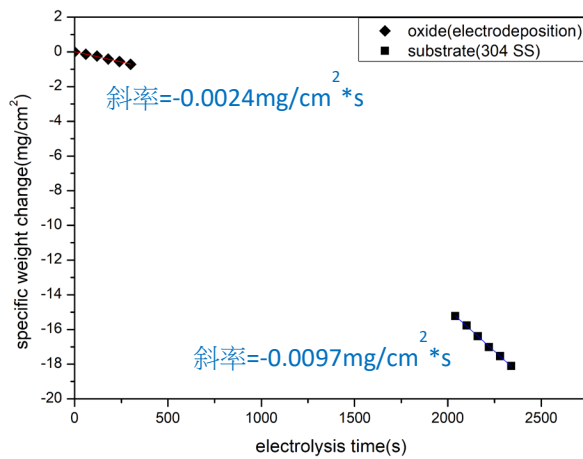


(a)兩吋管

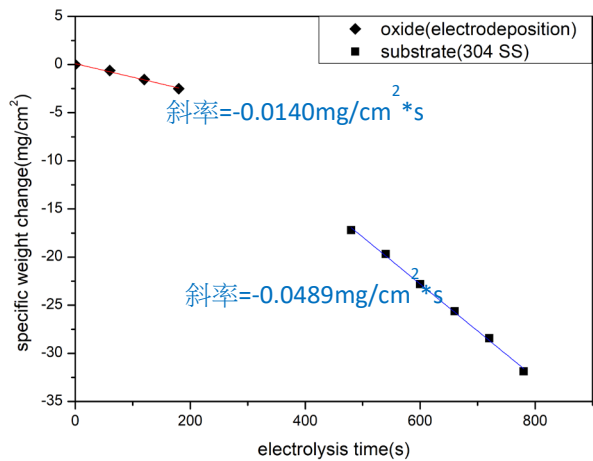


(b)二分之一吋管

圖 1.3.30 電解兩吋管與二分之一吋管不銹鋼電鍍氧化層之單位面積重量變化



(a)兩吋管



(b)二分之一吋管

圖 1.3.31 電解兩吋管與二分之一吋管不銹鋼複合氧化層之單位面積重量變化

3.2.1.3 厚度變化

圖 1.3.32 為兩吋管大小的 304 不銹鋼基材試片之厚度變化。圖 1.3.33 為兩吋管大小的 304 不銹鋼高溫氧化層試片之厚度變化，經過高溫處理的 304 不銹鋼在電解基材時厚度變化也較純 304 不銹鋼基材來的低。圖 1.3.34 為兩吋管大小的 304 不銹鋼電鍍氧化層試片之厚度變化，經過電鍍的 304 不銹鋼在電解基材時厚度變化也較純 304 不銹鋼基材來的高。圖 1.3.35 為兩吋管大小的 304 不銹鋼複合氧化層試片之厚度變化，外層的電鍍氧層與基材部分的厚度變化都和純電鍍氧化層的結果相似，而內層的高溫氧化層也與純高溫氧化層的厚度變化相似。

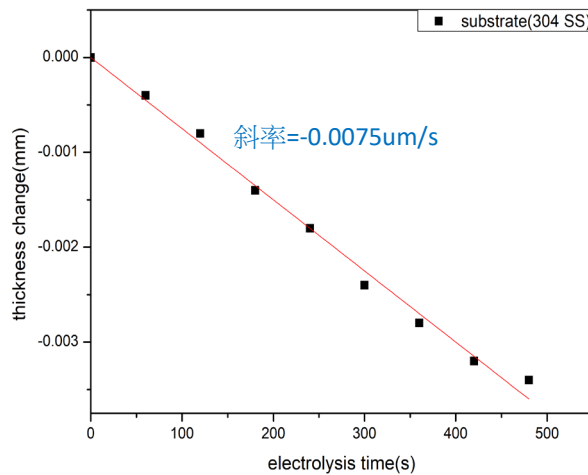


圖 1.3.32 電解兩吋管不銹鋼基材之厚度變化

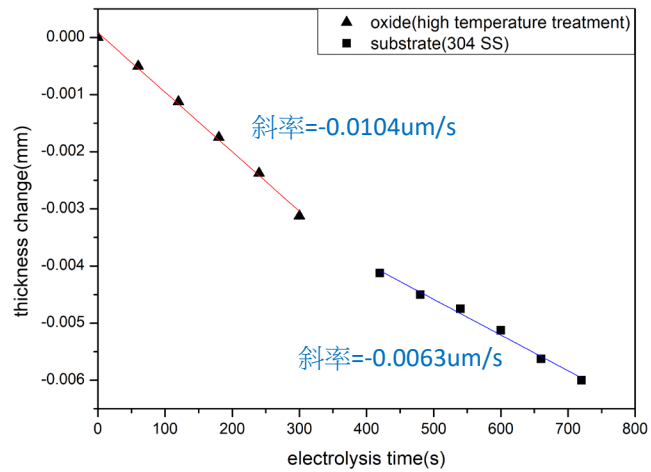


圖 1.3. 33 電解兩吋管不銹鋼高溫氧化層之厚度變化

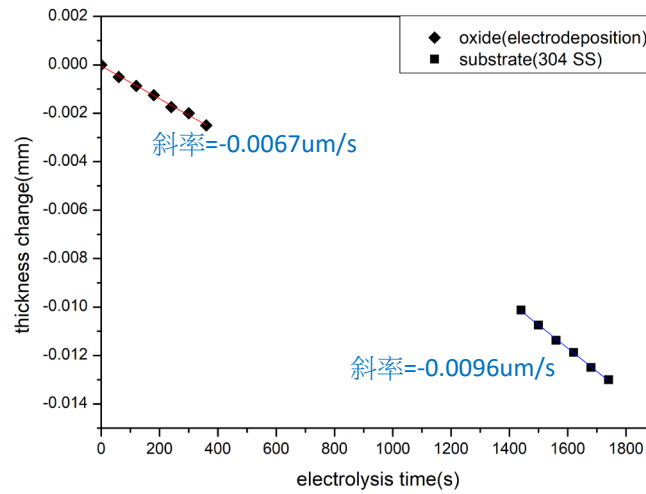


圖 1.3. 34 電解兩吋管不銹鋼電鍍氧化層之厚度變化

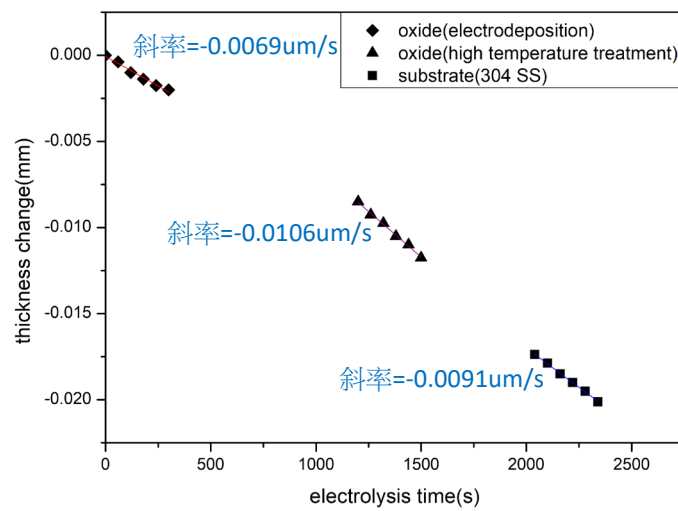


圖 1.3. 35 電解兩吋管不銹鋼複合氧化層之厚度變化

3.2.3 平板試片與管狀試片除污效率總整理

表 1.3.2 為各平板試片與管狀試片經電解後的重量變化結果，除管材因對電極與電解面間存在障礙物導致電解效率下降外經電解後的重量變化隨著試片面積增加而增加。

表 1.3.2 各平板試片與管狀試片經電解後的重量變化(mg/sec)

	敏化基材	電鍍氧化層		高溫處理氧化層		複合氧化層		
		氧化層	基材	氧化層	基材	電鍍層	高溫層	基材
304 SS 4*4cm	-0.409	-0.107	-0.542	-0.434	-0.250	-0.134	-----	-0.490
304 SS 6*6cm	-0.564	-0.129	-0.799	-0.557	-0.330	-0.157	-----	-0.763
304 SS 兩吋管 4.62 π*4cm	-0.403	-0.116	-0.510	-0.552	-0.349	-0.128	-----	-0.519
304 SS 0.5吋管 1.02 π*1cm	-0.145	-0.046	-0.158	-0.213	-0.148	-0.045	-----	-0.156

表 1.3.3 為各平板試片與管狀試片經電解後的單位面積重量變化結果，由於面積小的試片電流密度較高，增加了單位面積的電子數，造成比較高的單位面積重量變化，而此影響高於電解液與試片接觸面積的影響。

表 1.3.4 為各平板試片與管狀試片經電解後的厚度變化結果，其趨勢與單位面積重量變化相同，說明了在定電流下試片的面積越小有著越好的除污效率。

表 1.3.3 各平板試片與管狀試片經電解後的單位面積重量變化(mg/sec *cm²)

	敏化基材	電鍍氧化層		高溫處理氧化層		複合氧化層		
		氧化層	基材	氧化層	基材	電鍍層	高溫層	基材
304 SS 4*4cm	-0.0260	-0.0067	-0.0339	-0.0271	-0.0156	-0.0084	-----	-0.0306
304 SS 6*6cm	-0.0157	-0.0036	-0.0222	-0.0155	-0.0092	-0.0044	-----	-0.0212
304 SS 兩吋管 4.62 π*4cm	-0.0075	-0.0022	-0.0095	-0.0096	-0.0065	-0.0024	-----	-0.0097
304 SS 0.5吋管 1.02 π*1cm	-0.0468	-0.0143	-0.0495	-0.0667	-0.0484	-0.0140	-----	-0.0489

表 1.3.4 各平板試片與管狀試片經電解後的厚度變化($\mu\text{m}/\text{sec}$)

	敏化基材	電鍍氧化層		高溫處理氧化層		複合氧化層		
		氧化層	基材	氧化層	基材	電鍍層	高溫層	基材
304 SS 4*4cm	-0.0185	-0.0098	-0.0277	-0.0252	-0.0108	-0.0133	-0.0319	-0.0219
304 SS 6*6cm	-0.0125	-0.0077	-0.0227	-0.0171	-0.0085	-0.0086	-0.0196	-0.0204
304 SS 兩吋管 4.62 π *4cm	-0.0075	-0.0067	-0.0096	-0.0104	-0.0063	-0.0069	-0.0106	-0.0091

(四) 文獻回顧與比較

4.1 超音波電化學除污法研究[7]

Chunhai Lu 等人研究了直流電流法、脈衝電流法兩種施加電流的方法對電化學除污的影響，其中除污效率是由重量損失來比較，在此兩種電流施加方法的基礎下另外測試了除污期間搭配超聲波的情況下對除污效率的影響。

實驗中所使用之試片為 201 不銹鋼、電解液為 200 g/L Na_2NO_3 、電流密度為 $0.2 \text{ A}/\text{cm}^2$ 、電極距離為 1.1 cm、pH 值為 7.07，實驗結果如圖 1.3. 36 所示，可以看出脈衝電流法的除污效率高於直流電流法，而搭配超音波之後除污的效率也會有顯著的提升。

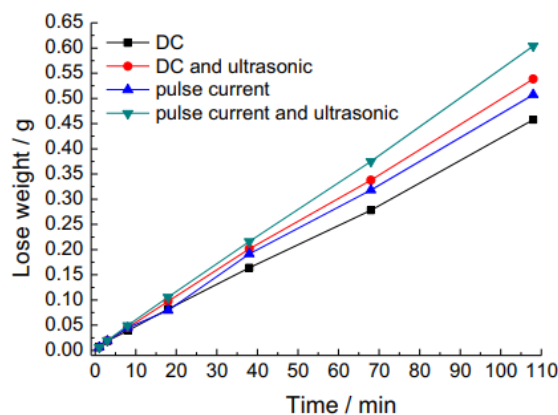
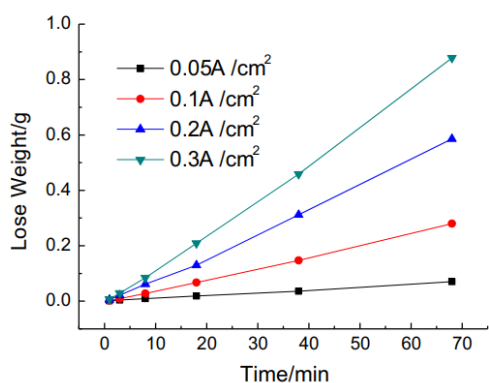


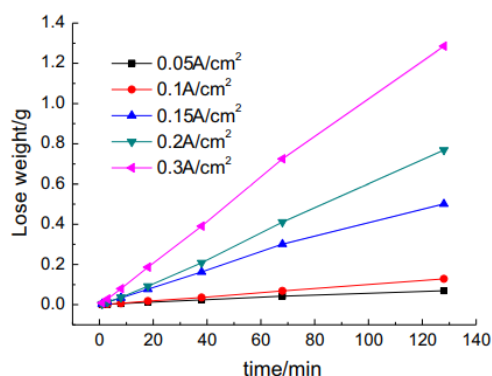
圖 1.3.36 直流電流法、脈衝電流法與其搭配超聲波後之重量損失

作者另外透過調整各種參數尋找最有效率的除污條件，包括電流密度、電極距離、電解液濃度、pH 值，實驗結果如圖 1.3.37 至圖 1.3.40 所示。電流密度方面隨著電流密度的增加，試片的重量損失也會增加，作者的解釋為電流密度增加會使電子遷移增加，造成氣泡產生速度上升、溫度上升、重量損失增加；電極距離則為 1.1cm 為最優；電解

液濃度方面雖然隨著濃度提升重量損失也增加了，但作者提到過高的濃度會使試片表面產生小孔，因此建議使用 200 g/L Na_2NO_3 ；最後 pH 值方面則是在 9.0 左右為最優。

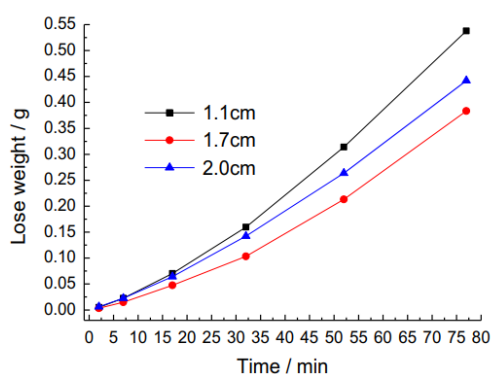


(a) 直流電流法

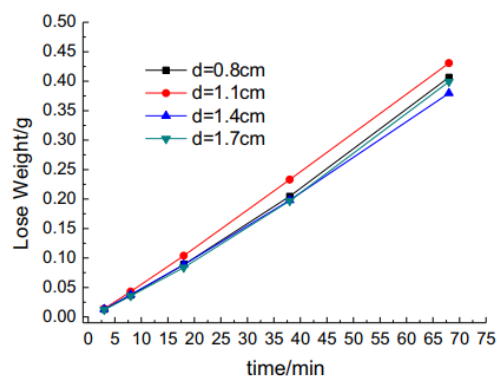


(b) 脈衝電流法

圖 1.3.37 不同電流密度下(a)直流電流法 與(b)脈衝電流法之重量損失

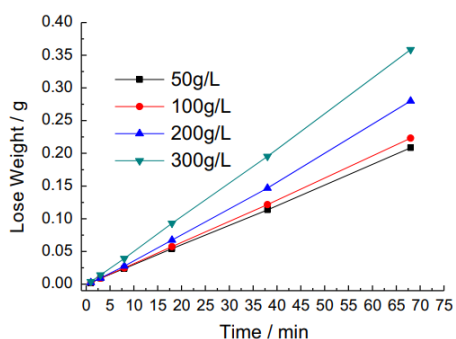


(a) 直流電流法

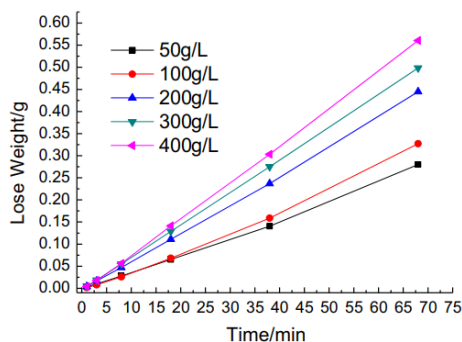


(b) 脈衝電流法

圖 1.3.38 不同電極距離下(a)直流電流法 與(b)脈衝電流法之重量損失

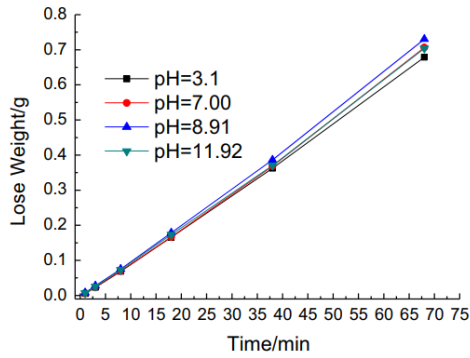


(a) 直流電流法

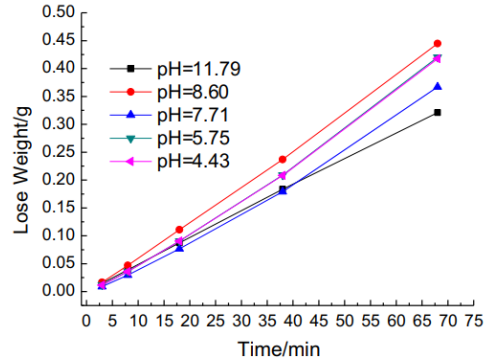


(b) 脈衝電流法

圖 1.3.39 不同電解液濃度下(a)直流電流法 與(b)脈衝電流法之重量損失



(a) 直流電流法



(b) 脈衝電流法

圖 1.3.40 不同 pH 值下(a)直流電流法 與(b)脈衝電流法之重量損失

此文獻中當電流密度為 $0.3\text{A}/\text{cm}^2$ 時，201 不銹鋼試片的重量損失在 40min 時約為 0.4g，也就是 $0.167\text{mg}/\text{s}$ ；而本實驗中電解 $60\times 60\times 2\text{ mm}$ 304 不銹鋼基材的電流密度為 $0.278\text{A}/\text{cm}^2$ ，重量損失為 $0.564\text{mg}/\text{s}$ ，單純比較重量損失的話本實驗所設置之條件較高，而此文獻並沒有提供試片大小等資訊，故無法更進一步比較單位面積重量損失等其他數據。

4.2 氧化除污對 304L 不銹鋼的腐蝕性質影響[8]

Zhaohui Tian 等人研究了利用氧化除污以及還原除污組成的化學除污法對 304L 不銹鋼進行除污，此方法為將試片浸泡在氧化劑中一段時間再放入還原劑重一段時間，實驗數據包括對基材、氧化層的單位面積重量損失以及除污前後試片的巨觀及微觀變化。

實驗所使用之試片大小為 $20\times 30\times 2\text{ mm}$ ，使用的氧化劑分為酸性過錳酸鉀以及鹼性過錳酸鉀，還原劑則是抗壞血酸溶液，其中氧化劑會加入氫氧化鈉或是硝酸來控制 pH 值，實驗所用到之氧化劑調配如表 1.3.5 所示。實驗中定義每浸泡八個小時的氧化劑後再浸泡五個小時的還原劑為一個循環，實驗溫度維持在 80°C 。使用鹼性氧化劑的實驗會另外對預長氧化層進行除污，預長氧化膜的生長方式是在 300°C ， 15.5MPa 下進行 1000 小時，水化學環境為 800ppm 的硼以及 2.2ppm 的鋰。

表 1.3.5 酸性以及鹼性氧化劑之調配

Process decontamination cycles		NaOH (g/L)	HNO ₃ (g/L)	KMnO ₄ (g/L)	pH
Acid oxidizing step	1	0	0.05	1	3
	2	0	0.2	1	2.5
	3	0	0.65	1	2
	4	0	2	1	1.5
	5	0	6.5	1	1
Alkaline oxidizing step	1	0.1	0	1	11.4
	2	0.4	0	1	12
	3	1	0	1	12.5
	4	4	0	1	13
	5	10	0	1	13.5

實驗結果顯示不論使用酸性氧化劑或是鹼性氧化劑，單位面積重量損失都會隨著硝酸或是氫氧化鈉的濃度提升而提升，而比較酸性氧化劑及鹼性氧化劑兩組可以發現鹼性氧化劑對試片基材的腐蝕是相對較小的，如圖 1.3. 41 所示。

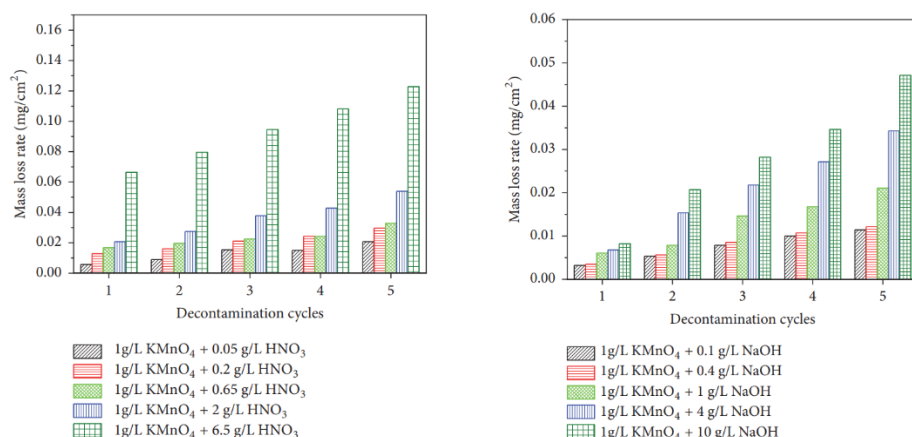


圖 1.3. 41 經過不同濃度的化學除污後 304L 不銹鋼基材的單位面積重量損失

以鹼性氧化劑對氧化層的除污結果可以看出隨著循環數的上升，重量損失有逐漸下降的趨勢，當來到三個循環之後即沒有明顯的重量損失，說明約經過三個循環後可以去除試片的氧化層，如圖 1.3. 42 所示。

此文獻中基材部分重量損失最高的除污組合在一個循環也就是八小時下的單位面積重量損失約為 0.02 mg/cm^2 ，在計算上時間的因素除以時間之後遠小於本實驗的 $0.01 \sim 0.04 \text{ mg/cm}^2 \cdot \text{s}$ ，但此文獻的除污方法僅僅是利用試片浸泡至溶液中，沒有施加電流，故效率較差也是可以預期的。

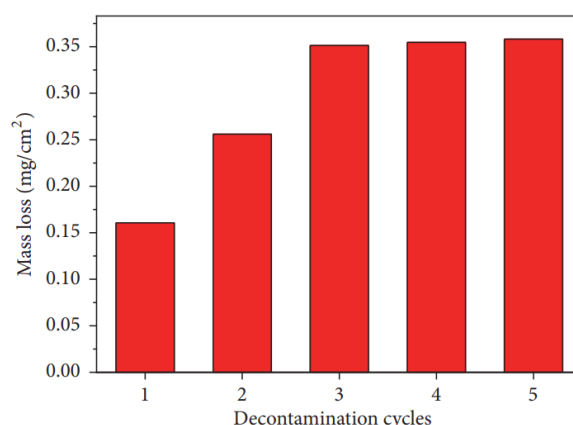


圖 1.3. 42 經過鹼性氧化劑化學除污後 304L 不銹鋼氧化層的單位面積重量損失

4.3 使用熔鹽對輻照核石墨進行電化學除污[9]

Tatiana Grebennikova 等人研究了使用熔鹽對輻照核石墨做電化學除污的效益，此方法為將試片浸入 723K 的 LiCl-KCl 熔鹽並施加負電流以及正電流使石墨上的放射性物質轉移至熔鹽中，此文獻中的除污效率將由除污因子所呈現，除污因子為從原始試片被轉化至熔鹽中的活性物質的比率。

實驗試片取自英國三個不同的鎂諾克斯反應爐，這些試片所含之放射性元素如圖 1.3.43 所示。試片為圓柱狀，大小是直徑 12×高 6mm，將試片浸入 723K 的 LiCl-KCl 熔鹽後先對其施予副電流兩小時再施加正電流三小時，此過程被定義為一個循環。作者首先以 40mA 的電流大小以及 1 個循環驗證此除污方法的可行性，結果如圖 1.3.44 所示，在一個循環後最主要的放射性元素鈷 60 有著 20~40 的除污因子，說明此方法確實可行。

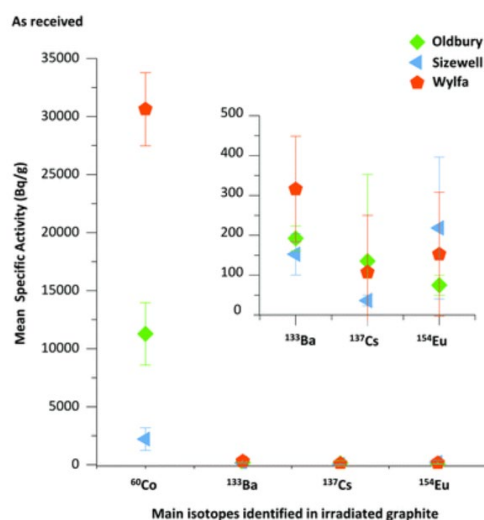


圖 1.3.43 三個不同反應站的石墨所含之放射性元素

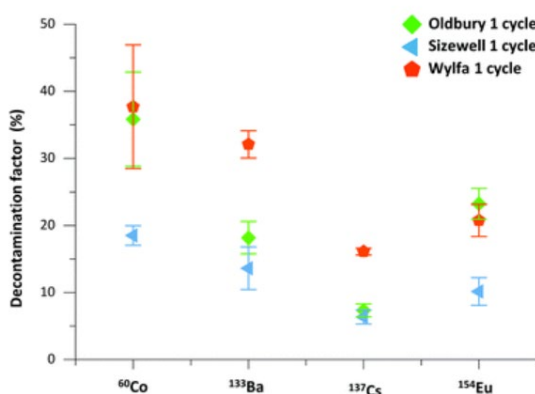


圖 1.3.44 經過一個除污循環後個放射性元素的除污因子

為了使除污因子提高至能去除大部分的放射性元素，作者研究了增加電流以及增加循環數對除污因子的影響，電流以及循環數對除污因子的影響分別如圖 1.3.45 所示。

結果表示當電流提升至 80 mA 時鈷 60 及銻 133 的除污因子都超過了 60，但銻 137 及銻 154 的除污因子就不到 40；循環數方面採用的電流為 60mA，當循環數達到 10 次時除了銻 137 的所有元素都達到了 70 以上的除污因子。由此可知透過提高電流以及循環數可以使除污因子有顯著的提升，但此除污方法並不能有效地去除銻 137。

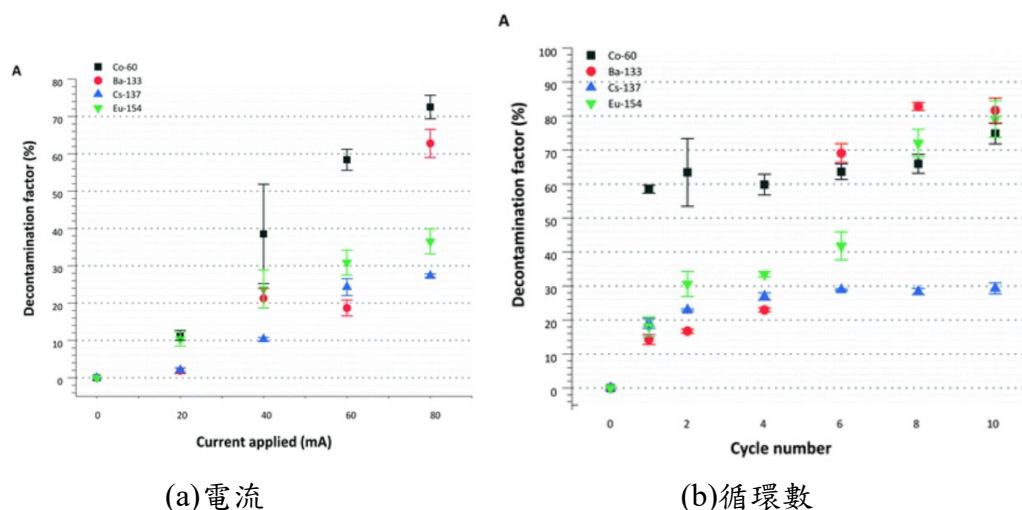


圖 1.3.45 各放射性元素在不同電流及循環數下的除污因子

此文獻之試片是取自於核電廠運轉過的石墨，而除污的效率是藉由轉移的放射性元素多寡來判定，而本實驗是透過試片的厚度變化及單位面積重量變化來判定除污的效率，因此兩者較難直接做比較。

(五) 結論

1. 在定電流的情況下，隨著材料電解的表面積增加，單位時間內基材、高溫氧化層、電鍍氧化層的重量損失會隨之增加。
2. 在定電流的情況下，隨著材料電解的表面積增加，也就是電流密度降低，單位時間內基材、高溫氧化層、電鍍氧化層的單位面積重量損失會隨之減少。
3. 兩吋管試片雖然電解表面積大於平板 60×60×2 mm 試片，但單位時間內的重量變化依然較低，這可能是因為電解處與對電極間有著障礙物，影響了電子遷移。
4. 電解經過電鍍處理的 304 不銹鋼基材時在重量損失與厚度變化方面都高於純 304 不銹鋼基材，這可能是因為在電解電鍍氧化膜時就有部分基材裸露導致基材出現孔蝕現象，因此加速了後續的蝕刻。
5. 改變對電極的設計即電場的分佈，進而改善平板試片面積的影響，而除污面積與形狀的差異確實影響了除污的效果。
6. 整體氧化層的剝除效果，以兩吋管內側的去除速率來評估除污效果，去除 20 μm 的厚度還是可控制在 1 小時內。

参考文献

- [1] H. M. Kothari et al., “Electrochemical Deposition and Characterization of Fe_3O_4 Films Produced by the Reduction of Fe(III) - triethanolamine.” Materials Research Society, 21(1) (2006): 293-301
- [2] S. H. Jeon et al., “Simulating Porous Magnetite Layer Deposited on Alloy 690TT Steam Generator Tubes.” Materials, 11 (2018): 62.
- [3] S. H. Jeon et al., “Influence of Surface Roughness and Agitation on the Morphology of Magnetite Films Electrodeposited on Carbon Steel Substrates.” Coatings, 6 (2016): 62.
- [4] J. Kirtley et al., “Raman spectroscopy of oxygen carrier particles in harsh environments.” SPIE Proceedings, 10639, (2018).
- [5] Brian D. Hosterman, “Raman spectroscopic study of solid solution spinel oxides.” Master of Science University of Nevada, Las Vegas, 2006.
- [6] Ji Hyun Kim, Il Soon Hwang, “In-situ Raman Spectroscopic Study of Oxide Films on Alloy 600 in Simulated PWR Water.” Proceedings of the Korean Nuclear Spring Meeting, Korea, 2003.
- [7] C. Lu et al., “Study on ultrasonic electrochemical decontamination.” Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 316(1) (2018): 1-7.
- [8] Z. Tian et al., ”Effect of Oxidizing Decontamination Process on Corrosion Property of 304L Stainless Steel.” International Journal of Corrosion, 2019.
- [9] T. Grebennikova et al., “Electrochemical decontamination of irradiated nuclear graphite from corrosion and fission products using molten salt.” Energy & Environmental Science, 14(10) (2021): 5501-5512.

行政院原子能委員會
委託研究計畫期末報告

計畫名稱：

111 年度核電廠除役期間除污策略技術彙整與安全
評估及相關特性分析

子項計畫二：

核電廠除役期間除污策略技術彙整與安全評估及相
關特性分析

案號： AEC11102005L

執行單位：國立清華大學

計畫主持人：許文勝

共同主持人：許文勝

報告日期：中華民國 111 年 12 月

行政院原子能委員會
委託研究計畫期末報告

計畫名稱：

111 年度核電廠除役期間除污策略技術彙整與
安全評估及相關特性分析

子項計畫二-分項 1：

核電廠除役期間安全評估技術強化

案號： AEC11102005L

執行單位：國立清華大學

計畫主持人：許文勝

子項計畫二主持人：許文勝

報告作者：許文勝

報告日期：中華民國 111 年 12 月

摘要

隨著台灣三座核電廠陸續進入除役階段，其用過核子燃料未來不論是濕式貯存還是乾式貯存，皆須瞭解用過核子燃料棒束其衰變熱大小與特性，並確保其用過核子燃料之完整性。本計畫為延續先期蒐集與彙整國際用過燃料棒衰變熱計算之相關文獻，持續研析與應用於我國除役電廠之用過燃料棒衰變熱評估，透過蒐集國外電廠用過燃料池衰變熱評估與經驗，並針對國內除役核電廠用過燃料池組態，進行深入分析與探討，並研析不同衰變熱模式計算之差異與適切性，彙整研究結果以提供管制單位安全性管制建議與作為。

針對四種衰變熱計算模式: ASB 9-2、ANSI/ANS 5.1、RG 3.54、以及 ISO 10645 進行研析，並採用核一廠 1 號機用過燃料池之案例，進行衰變熱計算與比較，分析結果顯示四種不同衰變熱計算模式之適用範圍與變化趨勢，且細部的探討各衰變熱產生因子之特性與影響，如分裂產物、中子捕獲、銅系元素、以及活化結構材料等衰變熱之效應，有助於核管單位對於用過燃料貯存不同時間週期所應審查參考之依據及特性，進行相關安全審查作業。另外針對用過核子燃料在事故下之護套溫升變化與趨勢進行研析，並考量鉛金屬於高溫環境下鉛-水反應之效應對護套溫度之影響性逐步探討，相關分析結果有助於核管單位對用過核子燃料事故發展關鍵時序與現象之掌握，並作為安全審查之參考依據。

Abstract

With the nuclear power plants in Taiwan entering the decommissioning phase, whether the spent fuel is stored in wet or dry storage, it is necessary to understand the characteristics of the decay heat and to ensure that spent fuel integrity and safety. Continuing to assess the decay heat of spent fuel pool in decommissioned nuclear power plants, this project will collect international literatures on the calculation of spent fuel rods decay heat and apply to decay heat assessment of spent fuel pool in domestic decommissioned nuclear power plants. Furthermore, this project will integrate the research results and provide regulatory authorities with safety regulatory suggestions and actions.

According to the four decay heat calculation modes: ASB 9-2, ANSI/ANS 5.1, RG 3.54, and ISO 10645, the decay heat of spent fuel pool in Chinshan nuclear power plant has been calculated and compared. The results show the applicable range and trend of the different decay heat models, and discuss in detail the characteristics and effects of various decay heat generating factors, such as fission products, neutron capture, actinides, and activated structural materials. The effect is helpful for the regulatory unit to review the characteristics of the spent fuel storage for different decommissioning phases, and ensure the spent fuel safety. In addition, the trend of the cladding temperature rise under the accident were studied and analyzed. The effect of the zirconium-water reactions in the high temperature environment was gradually discussed. The relevant analysis results of spent fuel are helpful for the regulatory unit, and use it as a reference for safety review.

目錄

摘要.....	i
目錄.....	iii
圖目錄.....	vi
表目錄.....	viii
一、 前言.....	1
二、 研究方法.....	2
三、 衰變熱計算模式研析.....	4
(一) 國際衰變熱計算公式研析:.....	4
1.1 ASB 9-2.....	4
1.1.1 ASB 9-2 適用範圍.....	4
1.1.2 分裂產物衰變熱.....	4
1.1.3 重元素衰變熱.....	5
1.1.4 總衰變熱計算.....	6
1.2 ANSI/ANS 5.1.....	10
1.2.1 ANSI/ANS 5.1 應用範圍.....	10
1.2.2 分裂產物.....	10
1.2.3 中子捕獲.....	13
1.2.4 鈾系元素.....	15
1.2.5 總衰變熱計算.....	18
1.3 RG 3.54.....	19
1.3.1 RG 3.54 適用範圍.....	19
1.3.2 RG3.54 計算模式與總衰變熱.....	21

1.3.3 分裂產物衰變熱	21
1.3.4 中子捕獲衰變熱	24
1.3.5 鈾系元素衰變熱	27
1.3.6 活化結構材料衰變熱	29
1.3.7 安全因子	30
1.4 ISO 10645	32
1.4.1 適用範圍	32
1.4.2 分裂產物	32
1.4.3 鈾系元素	38
1.4.4 中子捕獲	41
1.4.5 總衰變熱計算	44
1.5 衰變熱模式差異與比較	45
(二) 美國除役核電廠衰變熱評估經驗	48
2.1 衰變熱與升溫率計算方式	48
2.2 假設條件與 CY 數據	48
2.3 分析結果	50
(三) 韓國 Kori 電廠衰變熱計算經驗	53
四、 國內除役核電廠用過燃料池之衰變熱評估	54
五、 用過燃料棒於事故下之溫升評估與靈敏度分析	64
(一) 分析案例說明	64
(二) 鋁合金與水反應現象	64
(三) 水淹沒情境分析結果	67
(四) 全裸露情境分析結果	73
(五) 不同情境下之溫升率變化	77
六、 結論與管制建議	79

七、 參考文獻	81
---------------	----

圖目錄

圖 2.1 本計畫研究流程及執行方法.....	3
圖 3.1.1. 1ASB 9-2 所計算之衰變熱結果圖(0.1~100 秒).....	7
圖 3.1.1. 2 ASB 9-2 所計算之衰變熱結果圖($10^2 \sim 10^5$ 秒)	8
圖 3.1.1. 3 ASB 9-2 所計算之衰變熱結果圖($10^5 \sim 10^7$ 秒)	9
圖 3.1.2. 1 反應爐運行歷史例子.....	12
圖 3.1.3. 1 RG 3.54 發展與歷程示意圖	19
圖 3.1.3. 2 RG 3.54 應用範圍(適用燃耗與燃料初始濃度)	20
圖 3.1.3. 3 典型的三週期反應器運轉歷史範例.....	24
圖 3.1.3. 4 不同衰變熱貢獻因子之比較圖.....	30
圖 3.1.4. 1 可分裂核種 i 之不同功率的示意圖。	37
圖 3.2. 1 CY 核電廠用過燃料池衰變熱之變化趨勢	51
圖 3.2. 2 CY 核電廠用過燃料池溫升率之變化趨勢	51
圖 3.2. 3 CY 核電廠用過燃料池 ORIGEN-2 和 ASB 9-2 計算結果之間的差異	52
圖 3.3. 1 韓國 Kori 1 號機組計算用過燃料池中所有用過燃料組件之衰變熱總和	53
圖 4. 1 核電廠燃料棒示意圖.....	59
圖 4. 2 四種模式總衰變熱計算結果比較.....	60
圖 4. 3 四種模式之分裂產物衰變熱變化結果圖.....	61
圖 4. 4 四種模式之鈾系元素衰變熱變化結果圖.....	62
圖 4. 5 四種模式之中子捕獲衰變熱變化結果圖.....	63
圖 5.1. 1 用過燃料池冷卻水淹沒情境與全裸露情境之示意圖.....	64
圖 5.3. 1 燃料水淹沒情境-不同衰變熱之分析結果(無考量鉛-水反應)	69
圖 5.3. 2 燃料水淹沒情境-不同衰變熱之溫升率變化	69
圖 5.3. 3 燃料水淹沒情境-不同鉛水反應關係式對護套溫度之影響(停機 7 天).....	70
圖 5.3. 4 燃料水淹沒情境-不同鉛水反應關係式對 ECR 之比較(停機 7 天).....	70

圖 5.3.5 燃料水淹沒情境-不同衰變熱之分析結果(考量 C-P 鉛-水反應關係式).....	71
圖 5.3.6 燃料水淹沒情境-不同衰變熱之分析結果(考量 B-J 鉛-水反應關係式).....	71
圖 5.3.7 燃料水淹沒情境-ECR 之分析結果	72
圖 5.4.1 燃料全裸露情境-不同衰變熱之分析結果(無考量鉛-水反應)	74
圖 5.4.2 燃料全裸露情境-不同衰變熱之溫升率變化	75
圖 5.4.3 燃料全裸露情境-不同鉛水反應關係式對護套溫度之影響(停機 7 天).....	75
圖 5.4.4 燃料全裸露情境-不同衰變熱之分析結果(考量 C-P 鉛-水反應關係式).....	76
圖 5.4.5 燃料全裸露情境-不同衰變熱之分析結果(考量 B-J 鉛-水反應關係式).....	76
圖 5.4.6 燃料全裸露情境-ECR 之分析結果	77
圖 5.5.1 兩種情境下，不同衰變熱之溫升趨勢變化圖.....	78

表目錄

表 3.1.1. 1 ASB 9-2 提供之實驗近似係數.....	5
表 3.1.2. 1 用於計算分裂產物中子捕獲對衰變熱功率貢獻之因子 $H(t)$ (不包括 ^{133}Cs)	15
表 3.1.2. 2 用於計算鈾系元素對衰變熱功率的貢獻因子 (不包括 ^{239}U 和 ^{239}Np) ...	17
表 3.1.3. 1 RG3.54 適用的參數範圍	20
表 3.1.3. 2 U-235、Pu-239、Pu-241 熱衰變與 U-238 快速衰變係數 ^a	22
表 3.1.3. 3 於衰變熱分析的建議裂變能(Q).....	23
表 3.1.3. 4 U-235、Pu-239、U-238、Pu-241 分裂的相對功率比	24
表 3.1.3. 5 分裂產物中子捕獲(不包括 Cs-133)、活化產物與安全係數的校正因子	27
表 3.1.3. 6 計算 PWR 鈾系元素熱衰變之參數與係數	29
表 3.1.3. 7 計算 BWR 鈾系元素熱衰變之參數與係數	29
表 3.1.4. 1 分裂核種 ^{235}U 之係數	35
表 3.1.4. 2 分裂核種 ^{238}U 之係數	35
表 3.1.4. 3 分裂核種 ^{239}Pu 之係數	35
表 3.1.4. 4 分裂核種 ^{241}Pu 之係數	36
表 3.1.4. 5 每一次分裂釋放能量 Q 以及 ΔQ 值	36
表 3.1.4. 6 計算其他鈾系元素衰變熱貢獻之 $A(t)$ 因子	40
表 3.1.4. 7 計算其他分裂產物中子捕獲衰變熱貢獻之 $H(t)$ 因子	43
表 3.1.5. 1 不同衰變熱計算模式之比較	46
表 3.2. 1 CY 核電廠燃料退出時間表與相關資料	50
表 4. 1 三座核電廠用過燃料池貯存情形	56
表 4. 2 核一廠 ATRIUM-10 燃料組件性質	56
表 4. 3 核一廠運轉歷史資料與假設條件	57
表 5.3. 1 六種分析案例之衰變熱數值	68

表 5.3.2 燃料水淹沒情境下，六種分析案例之護套溫升關鍵時序.....	68
表 5.3.3 燃料水淹沒情境下，不同衰變熱之 ECR 變化率數據結果.....	68
表 5.4.1 燃料全裸露情境下，六種分析案例之護套溫升關鍵時序.....	74
表 5.4.2 燃料全裸露情境下，不同衰變熱之 ECR 變化率數據結果.....	74
表 5.5.1 兩種情境下，不同衰變熱之溫升數據結果.....	78

一、前言

核電廠進入除役階段時期可能發生的意外事件造成廠外後果影響與核電廠運轉階段時期不同，一旦用過燃料棒永久從爐心中退出至用過燃料池(Spent fuel pool, SFP)，則電廠內相關設施主要的風險則是與用過燃料池有關，當用過燃料組件從爐心中退出，會放置於用過燃料池並覆蓋於水中冷卻其衰變熱以及作為放射性強度之屏蔽。然而，先期研究計畫針對國外衰變熱評估文獻得知衰變熱之計算主要考量因素許多[1-4]，包含燃耗、運轉歷史功率、燃料濃度等等，皆會影響用過燃料之衰變熱數值大小，且不同的衰變熱評估模式有各自特性與適用範圍，因此有必要進一步深入探討衰變熱計算式使用與範圍之適切性，例如美國核管會在核電廠安全分析報告標準審查方案(NUREG-0800)文獻中所引用之衰變熱功率計算式為 ASB 9-2[5]，ASB 9-2 將衰變熱計算分為兩部分，分別是分裂產物衰變熱(Fission product decay heat)以及重元素衰變熱(Heavy element Decay heat)，而衰變熱功率計算式 ASB 9-2 適用範圍為停機冷卻時間小於 10^7 秒(相當於 115.7 天)。此外，NUREG-0800 SRP 9.2.5 最新發布的版本中提到(2007 年發布之第三版)，除了衰變熱功率計算式為 ASB 9-2 之外，也採納 ANSI/ANS-5.1 衰變熱功率之計算式。ANSI/ANS-5.1 計算式從 1973 年由美國國家標準(American National Standard, ANS)小組委員提出並送美國國家標準協會(American National Standard Institute, ANSI)審查後，歷經 4 次修訂版，目前最新版本 ANSI/ANS-5.1 計算式為 2019 年版[6]，新版 ANSI/ANS-5.1 計算式考量了分裂產物和鈾系元素的衰變熱功率值，以及中子捕獲的影響，而 ANSI/ANS-5.1 計算式上限為停機冷卻時間不超過 10^{10} 秒(相當約 317 年)。然而核電廠除役期程好幾十年，因此用過燃料不同時期之衰變熱對於安全分析實為重要，尤其是用過燃料從濕式貯存進入到乾式貯存時，就必須採用適宜之衰變熱計算式以及詳細的將用過燃料棒束相關條件，如燃耗、運轉歷史功率、燃料濃度等資料代入計算。而 ANSI/ANS-5.1 計算式文獻提及可透過簡化方式來計算分裂產物衰變熱功率以及不準度，此時業主須說明採用簡化方式之假設、參數、以及不準度預估，並證明此簡化方式具有較保守之衰變熱值。因此，基於管制單位之職責，有必要先行研析衰變熱計算式之關鍵因子與應用範圍，以確保業主送審之安全評估報告結果為合理且正確，本計畫將蒐集與彙整國外用過燃料棒衰變熱評估之相關文獻與經驗，應用於國內除役核電廠之用過燃料棒衰變熱評估，以及提出相關管制建議，並將彙整本計畫 108 年至 110 年度所研析相關管制建議之成果。

二、研究方法

我國核一廠已進入除役階段，其 1 號機共運轉 27 週期，而核二廠 1 號機已於 2021 年停機，2 號機組運轉執照將於 2023 年 3 月到期，核三廠 1、2 號機組運轉執照也將於 2024 年 7 月及 2025 年 5 月到期，因此有必要針對除役電廠用過燃料組件衰變熱進行深度研析與探討，以瞭解不同衰變熱計算公式之差異性與適用性，並且深入探討不同熱源產生因子之不準度，以及透過研析國外相關評估文獻以釐清評估衰變熱源項之合理性，

計算衰變熱時需考量多種貢獻因子，如分裂產物、中子捕獲、鈾系元素以及結構材料活化等，不同的衰變熱計算模式因其納入的貢獻因子有所差異，對應的冷卻時間也各不相同，分裂產物主要是針對單一分裂產物進行計算，如 U-235, Pu-239, U-238, 或 Pu-241；中子捕獲則是考慮反應器燃料在運轉期間，因為分裂產物捕獲中子後會導致核種的不穩定性，而由此所產生的衰變熱；鈾系元素顧名思義是對 Am-241、Cm-242、Cm-244、Pu-238、Pu-239、Pu-240 與 Pu-241 等 7 個核種貢獻之計算，但由鈾系元素產生的衰變熱通常不到總衰變熱功率的 20 %；結構材料活化將來自於輻射材料的活化產物，例如護套、燃料棒格架、水棒和襯板等納入衰變熱計算考量，因其材料包含鋁合金、鎳鋁合金以及不鏽鋼等，也會發生活化而產生衰變熱，不過此種因材料而引起的衰變熱可能佔總衰變的百分之幾而已。

因此本計畫研究工作包含蒐集與彙整國外用過燃料衰變熱計算文獻、蒐集與彙整國外核電廠衰變熱計算應用與經驗、蒐集與彙整國內除役核電廠用過燃料組件之運轉歷史及燃料等相關資料、執行國內除役核電廠用過燃料組件之衰變熱評估，並比較其不同衰變熱計算結果之差異性、利用 TRACE 程式分析用過燃料於事故下之護套溫升現象、以及研析成果彙整並提出核電廠除役階段用過燃料衰變熱相關管制建議，圖 2.1 為計畫研究流程及執行方法。

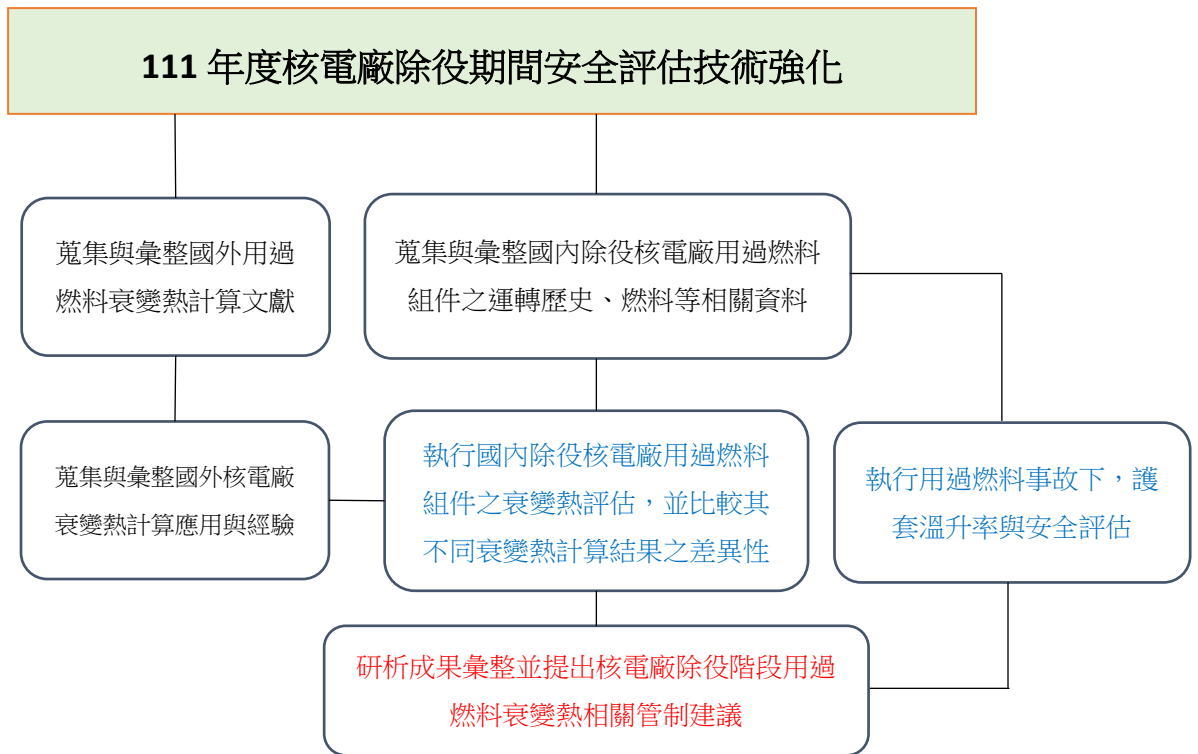


圖 2.1 本計畫研究流程及執行方法

三、衰變熱計算模式研析

(一) 國際衰變熱計算公式研析:

1.1 ASB 9-2

ASB 9-2 衰變熱計算模式源自於 NUREG-0800 [1]核電廠安全分析報告審查標準 (Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants:LWR Edition)第 9 章 2.5 節最終熱沉篇，輔助系統分支 (Auxiliary Systems Branch, ASB) 針對輕水式反應器用於長期冷卻時計算衰變熱所建議之公式(RESIDUAL DECAY ENERGY FOR LIGHT-WATER REACTORS FOR LONG-TERM COOLING)。ASB 9-2 於 1978 年 3 月發布之第一版本中提及所採用之計算模式，然而 2007 年 3 月所發布之最新第三版中，美國核管會指出其審查人員可接受美國國家標準協會(American National Standard, ANS)提出之 ANSI/ANS 5.1 計算衰變熱之方法。以下說明 ASB 9-2 衰變熱計算模式之適用範圍與特性。

1.1.1 ASB 9-2 適用範圍

為了計算輕水式反應器長期冷卻條件下剩餘的衰變熱數值及變化率，輔助系統分支 (ASB)制定了 ASB 9-2 衰變熱計算模式，其中也用了不同的實驗數據來驗證其計算結果之可靠性，例如 U-235 熱中子分裂產生的長半衰期分裂產物的總 β 和 γ 能量釋放的實驗數據已被認為在 10^3 至 10^7 秒的停機冷卻時間內是可靠的，在 10^3 至 10^7 秒的停機冷卻時間內，即使不包括短壽命分裂產物，衰變熱計算值也可以預測在實驗數據的 10% 以內。而在小於 10^3 秒的停機冷卻時間內，短半衰期分裂產物對衰變能量的貢獻明顯，雖然短半衰期的實驗數據並不多且各種計算的結果不同，但所有不確定性之影響可以在 0 到 10^3 秒的時間範圍內通過適當的給定保守乘法因子來處理。因此，ASB 9-2 衰變熱計算模式適用於 0 至 10^7 秒的停機冷卻時間範圍，超出 10^7 秒的停機冷卻時間雖然認為其計算結果還在 10%誤差範圍內，但隨著近年技術發展與衰變熱數據庫增加，建議超出使用範圍之案例採用其他更精確之衰變熱計算會更適切。

1.1.2 分裂產物衰變熱

ASB 9-2 衰變熱計算模式分為分裂產物衰變熱(Fission product decay heat)以及重元素衰變熱(Heavy element Decay heat)，以下先說明分裂產物衰變熱之計算公式:

$$\frac{P}{P_0}(\infty, t_s) = \frac{1}{200} \sum_{n=1}^{n=11} A_n \exp(-a_n t_s) \quad (3.1.1.1)$$

$$\frac{P}{P_0}(t_0, t_s) = (1 + K) \left[\frac{P}{P_0}(\infty, t_s) - \frac{P}{P_0}(\infty, t_0 + t_s) \right] *$$

其中上述各項因子，說明如下:

P 為衰變熱功率；

P_0 為衰變初始功率；

t_0 為運轉開始到停機歷經的時間，單位為秒；

t_s 為停機到計算時間點歷經的時間，單位為秒；

K 為不準度因子(Uncertainty factor)，若 $0 \leq t_s < 10^3$ ，則 $K=0.2$ ；若 $10^3 \leq t_s \leq 10^7$ ，則 $K=0.1$ ；

A_n 和 a_n 為實驗的近似係數，其對應之係數值如表 3.1.1.1。

*備註:原參考文獻公式如下，應為誤植，正確公式如修正後之公式 3.1.1.1 所示。

$$\frac{P}{P_0}(t_0, t_s) = (1 + K) \frac{P}{P_0}(\infty, t_s) - \frac{P}{P_0}(\infty, t_0 + t_s)$$

值得注意的是，雖 ASB 9-2 衰變熱計算模式所適用範圍僅在小於 10^7 秒，但在超出此範圍時，該文獻認為公式與計算結果仍能保持在 10%以內的誤差。

表 3.1.1. 1 ASB 9-2 提供之實驗近似係數

n	A_n	$a_n(\text{sec}^{-1})$
1	0.5980	1.772
2	1.6500	5.774×10^{-1}
3	3.1000	6.743×10^{-2}
4	3.8700	6.214×10^{-3}
5	2.3300	4.739×10^{-4}
6	1.2900	4.810×10^{-5}
7	0.4620	5.344×10^{-6}
8	0.3280	5.716×10^{-7}
9	0.1700	1.036×10^{-7}
10	0.0865	2.959×10^{-8}
11	0.1140	7.585×10^{-10}

1.1.3 重元素衰變熱

ASB 9-2 衰變熱計算模式對於重元素衰變熱則考量了 ^{239}U 和 ^{239}Np 之效應，計算公式如下：

$$\begin{aligned} \frac{P(\text{U} - 239)}{P_0} &= 2.28 \times 10^{-3} C \frac{\sigma_{25}}{\sigma_{f25}} (1 - e^{-4.91 \times 10^{-4} t_0}) \times e^{-4.91 \times 10^{-4} t_s} \\ \frac{P(\text{Np} - 239)}{P_0} &= 2.17 \times 10^{-3} C \frac{\sigma_{25}}{\sigma_{f25}} [1.007(1 - e^{-3.41 \times 10^{-6} t_0})] \\ &\quad \times e^{-3.41 \times 10^{-6} t_s} - 0.007(1 - e^{-4.91 \times 10^{-4} t_0}) \times e^{-4.91 \times 10^{-4} t_s} \end{aligned} \quad (3.1.1.2)$$

其中上述各項因子，說明如下：

$P(U-239)$ 和 $P(Np-239)$ 分別代表 U-239 和 Np-239 之衰變熱功率；

P_0 為衰變初始功率；

t_0 為運轉開始到停機歷經的時間，單位為秒；

t_s 為停機到計算時間點歷經的時間，單位為秒；

C 為轉化比(Conversion ratio)，當消耗一個 U-235 原子時，可以產生的 Np-239 原子數；

σ_{25} 為 U-235 之有效中子吸收截面(Effective neutron absorption cross section)；

σ_{f25} 為 U-235 之有效中子分裂截面(Effective neutron fission cross section)；

根據 ASB 9-2 衰變熱功率計算式， $C \frac{\sigma_{25}}{\sigma_{f25}}$ 項保守假設為 0.7。

1.1.4 總衰變熱計算

ASB 9-2 衰變熱計算模式只考量分裂產物衰變熱以及重元素衰變熱，因此將上述兩項衰變熱計算相加結果，即為總衰變熱數值，而 ASB 9-2 文件也提供其計算之衰變熱從 0 至 10^7 秒停機冷卻時間之分裂產物衰變熱以及重元素衰變熱數值變化，如圖 3.1.1.1 至圖 3.1.1.3 所示。

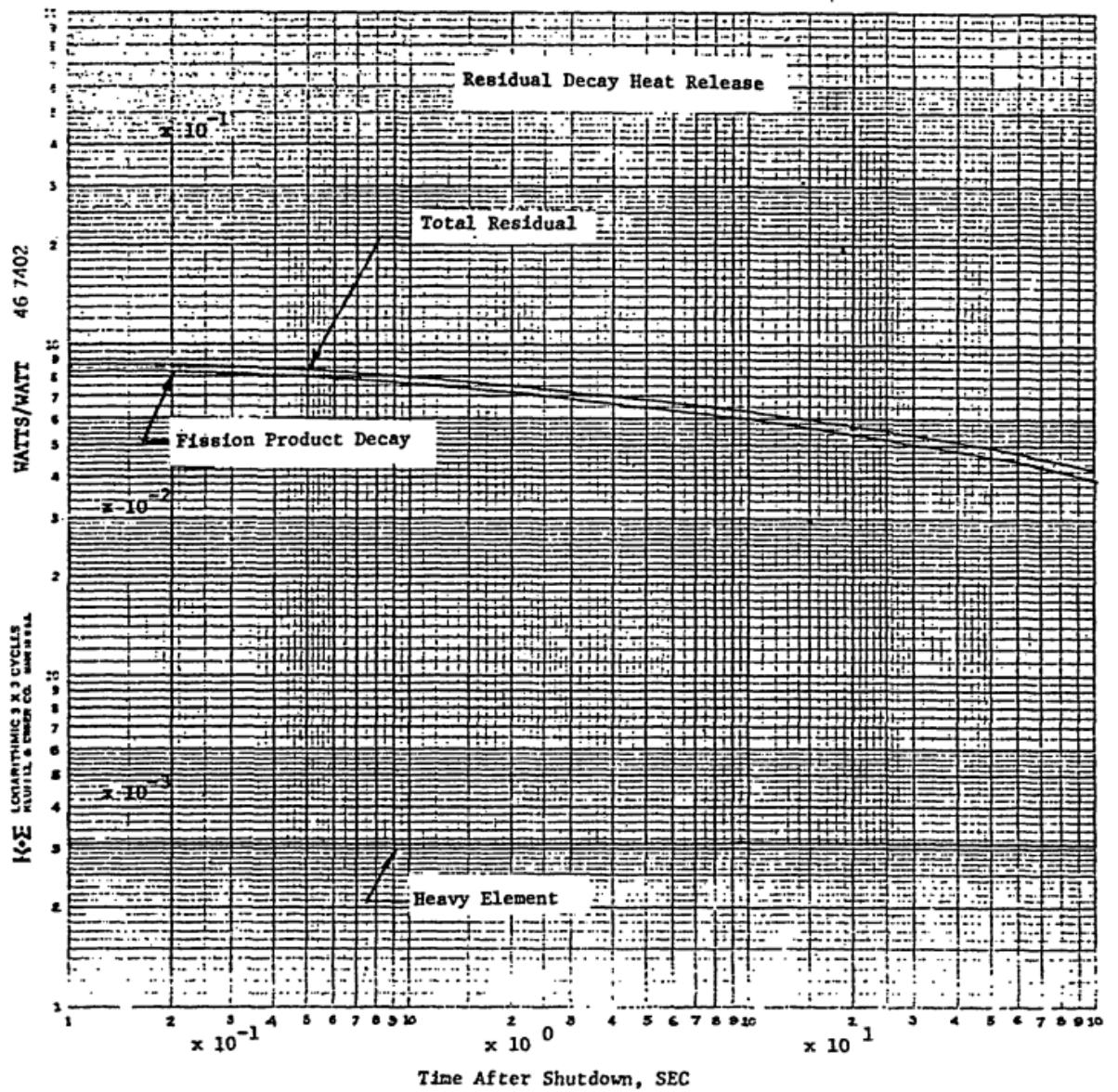


圖 3.1.1. 1ASB 9-2 所計算之衰變熱結果圖(0.1~100 秒)

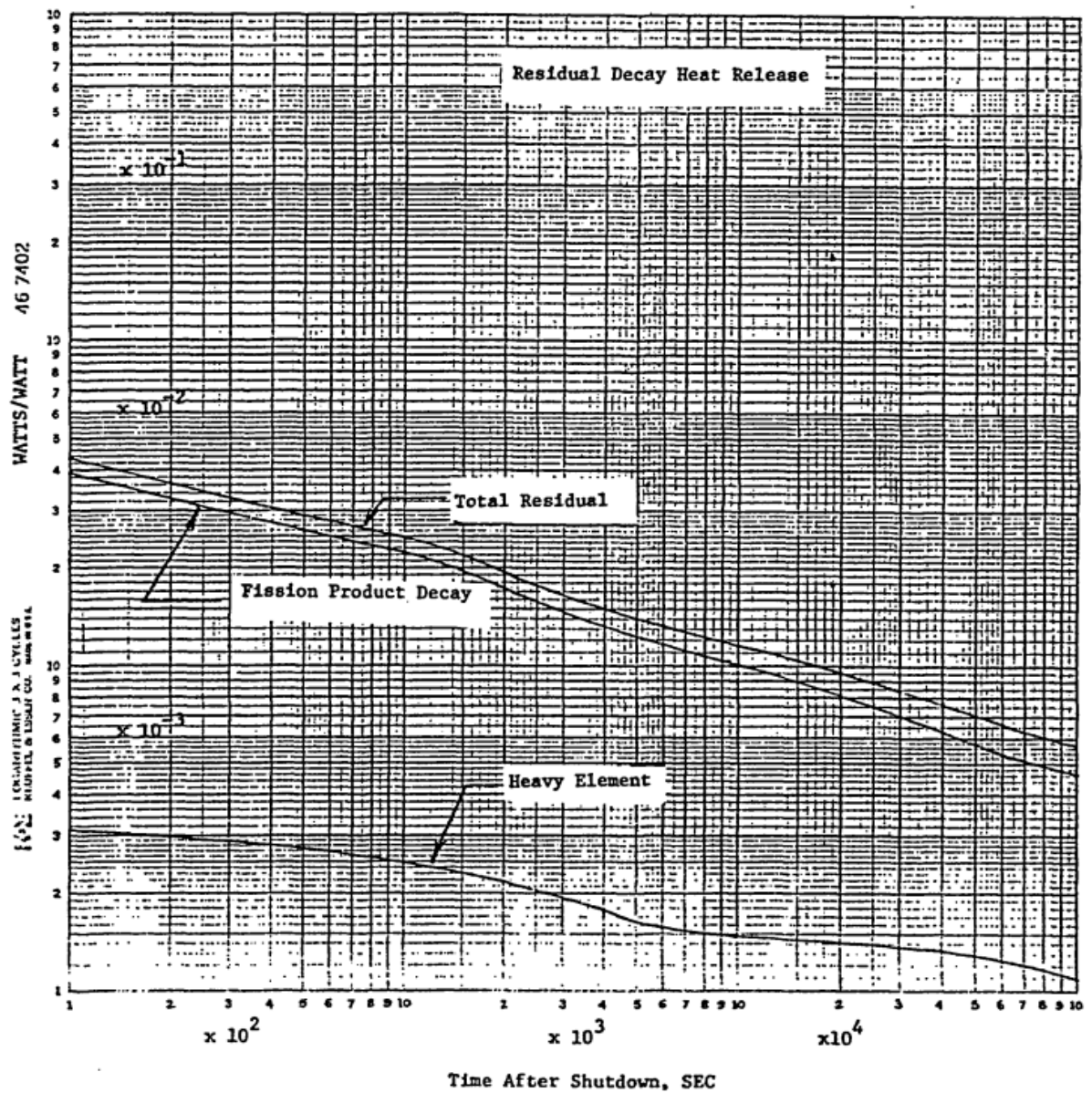


圖 3.1.1. 2 ASB 9-2 所計算之衰變熱結果圖($10^2 \sim 10^5$ 秒)

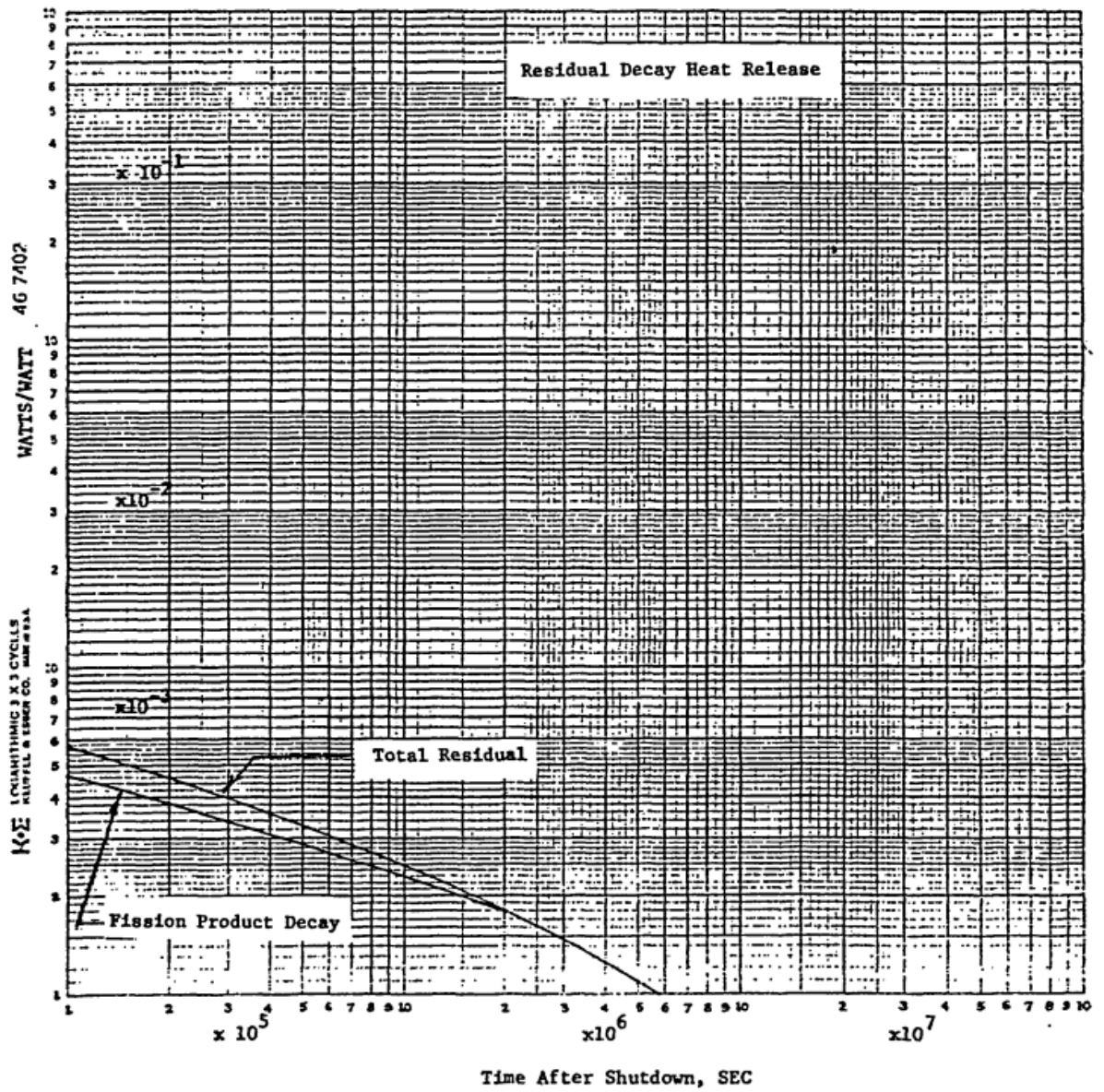


圖 3.1.1.3 ASB 9-2 所計算之衰變熱結果圖($10^5 \sim 10^7$ 秒)

1.2 ANSI/ANS 5.1

美國國家標準協會(American National Standard, ANS)提供了使用鈾燃料所運轉之輕水反應器(light water reactor, LWR)，在反應器停機後分裂產物和鈾系元素的衰變熱功率值計算模式[6]。分裂過程中分裂能量的來源可分為(1)來自分裂產物瞬間產生的分裂核種、中子和伽馬射線的動能之瞬發能量和(2) β 粒子和伽馬射線的延遲能量。由於反應器停止運轉後能量釋放以及在冷卻水喪失事故期間評估燃料棒衰變熱需要準確數據的重要性，因此啟動了該標準的製定。本標準從1971年10月首次提出後經過多次的修訂，其中1979年後的修訂來自 Dickens, England 以及 Schenter 所提出的對衰變熱標準未來改進之建議作為依據，該衰變熱標準規定了計算分裂產物衰變熱功率和不確定性的方法，其準確度與求和程式相當但不需要複雜的計算。分裂產物的衰變熱值提供了熱中子誘發 ^{235}U 、 ^{239}Pu 和 ^{241}Pu 以及快中子誘發 ^{238}U 的貢獻。經過修訂後該衰變熱標準提供了更好的方法和實施建議，改進了分裂產物衰變熱值不確定性之表示以及中子捕獲的校正方法，並首次完整估計所有鈾系元素對衰變熱功率的貢獻。因此 ANSI/ANS 5.1 標準考量分裂產物衰變熱、中子捕獲衰變熱、及鈾系元素對衰變熱功率之貢獻並進行計算其總衰變熱。

1.2.1 ANSI/ANS 5.1 應用範圍

該標準適用於採用 ^{235}U 和 ^{238}U 核燃料之輕水式反應器，以計算其分裂產物和鈾系元素的衰變熱功率值。 ^{235}U 、 ^{238}U 、 ^{239}Pu 和 ^{241}Pu 核種分裂貢獻被明確的納入計算， ^{239}U 、 ^{239}Np 和其他鈾系元素的衰變熱功率值則分別表示。ANSI/ANS 5.1 標準不適用於混合氧化物或其他再循環核燃料。此方法描述了反應爐運行歷史、分裂產物中子捕獲的效應以及評估衰變熱功率的不準度的方法，可用於輕水式反應器的設計、性能評估和安全評估。本標準規定的方法能夠計算分裂產物的衰變熱功率，其精確度與求和程式相當且不需要複雜的計算。ANSI/ANS 5.1 的優點是其中的分裂產物衰變熱功率值是直接從 $<10^5$ 次分裂後的實驗測量中所取得，因此本標準可作為分裂產物衰變熱功率計算替代方法之比較與驗證。ANSI/ANS 5.1 適用於長達 10^{10} 秒的停機冷卻時間，不適用於超過 10^{10} 秒的範圍，而本標準也不考慮結構材料中活化產物的衰變熱功率和延遲中子誘發分裂的分裂功率，另外來自局部地方的伽馬射線能量傳遞引起的衰變熱空間能量沉積分佈變化是有時間相依性的，這超出了本標準的範圍，因此也不予考慮。

1.2.2 分裂產物

來自放射性元素 i 分裂產物的衰變熱功率由 $f_i(t)$ 表示，每次分裂後的衰變熱功率根據大量分裂事件(fission events)的瞬時分裂脈衝(instantaneous fission pulse)。ANSI/ANS 5.1 標準以兩種方式介紹了應用這些數據計算分裂產物衰變熱功率方法（輻照時間間隔 T 、停機時間 t ）。第一種呈現方法為 $F_i(t, T)$ ，為在運轉間隔 T 內以恆定速率產生分裂產物的衰變熱功率。第二種表示方法是 $F_i(t, \infty)$ ，即在無限長的運轉間隔 T 內以恆定速率產生的分裂產物的衰變熱功率。 $F_i(t, T)$ 和 $F_i(t, \infty)$ 都排除了分裂產物中子吸收對分裂產物衰變熱功率的貢獻。

計算 $F_i(t, T)$ 的衰變熱與不準度:

瞬時分裂脈衝後每次分裂的平均分裂產物衰變熱功率表示為 $f_i(t)$ ， ^{235}U 及 ^{239}Pu 的熱中子分裂的 $f_i(t)$ 及一個標準差 $\Delta f_i(t)$ 的數據可以從 ANSI/ANS 5.1 標準文件(table1 及 table 2)取得， ^{238}U 的快中子分裂和 ^{241}Pu 慢中子分裂的數據則可以從 table 3 及 table 4 中取得。

$f_i(t)$ 計算公式如下:

$$f_i(t) = \sum_{j=1}^{23} \alpha_{ij} \exp(-\lambda_{ij}t) \quad (3.1.2.1)$$

其中各符號所代表的意義如下:

$f_i(t)$: 可分裂元素 i 分裂後 t 秒的熱功率 (MeV/s/fission)

α_{ij} : 索引指定在穩定功率下的運轉週期

λ_{ij} : 衰變常數

t : 停機後經過的時間 (冷卻時間)

ANSI/ANS 5.1 標準文件 table 5 到 table 8 提供了 ^{235}U 、 ^{238}U 、 ^{239}Pu 和 ^{241}Pu 四種可分裂核種的數據(α_{ij} 與 λ_{ij})。對於輻射照射間隔 T 和固定的單位分裂速率，可以使用 $f_i(t)$ 函數表示衰變熱功率，該函數將每次分裂的衰變熱功率 (MeV/s) 描述為與解的積分。

$$\begin{aligned} F_i(t_\alpha, T_\alpha) &= \int_0^T f_i(t + T - T') dT' \quad (\text{MeV/fission}) \\ &= \sum_{j=1}^{23} \frac{\alpha_{ij}}{\lambda_{ij}} \exp(-\lambda_{ij}t) [1 - \exp(-\lambda_{ij}T)] \end{aligned} \quad (3.1.2.2)$$

其中 T 是固定功率下間隔 α 的輻照時間， t 是計算輻射照射間隔 α 之後總衰變熱的時間。

當反應爐運轉歷史可以用不同時間間隔對應 N 個有穩定功率 $P_{i\alpha}$ 的直方圖表示時(如圖 3.1.2.1)，那麼衰變熱功率可以從 $F_i(t_\alpha, T_\alpha)$ 透過將每個輻射照射間隔在停機後所要求的時間 t 的貢獻相加來計算。

未經過中子捕獲校正的衰變熱功率可以計算為:

$$P'_{di}(t, T) = \sum_{\alpha=1}^N \frac{P_{i\alpha} F_i(t_\alpha, T_\alpha)}{Q_i} \quad (3.1.2.3)$$

$$t_1 = t, \quad t_2 = t + T_1, \quad t_N = t + \sum_{\alpha=1}^{N-1} T_\alpha \quad (3.1.2.4)$$

其中，反應爐特定的 Q_i 值需由使用者提供並證明其合理性。

不同核種分裂產生的總分裂產物衰變熱功率為:

$$P'_d(t, T) = \sum_{i=1}^4 P'_{di}(t, T) \quad (3.1.2.5)$$

其中 $i=1$ 到 4 分別代表 ^{235}U 熱中子分裂、 ^{239}Pu 熱中子分裂、 ^{238}U 快中子分裂以及 ^{241}Pu 慢中子分裂。

在不準度之考量中，其 P'_{di} 的不準度為：

$$\left[\frac{\Delta P'_{di}}{P'_{di}}\right]^2 = \left[\frac{\Delta Q_i}{Q_i}\right]^2 + \left[\frac{\sum_{\alpha=1}^N P_{i\alpha} \Delta F_i(t_\alpha, T_\alpha)}{Q_i P'_{di}}\right]^2 \quad (3.1.2.6)$$

而 P_d 的不準度為：

$$\left[\frac{\Delta P_d}{P_d}\right]^2 = \left[\frac{\Delta P'_{di}}{P'_{di}}\right]^2 + \left[\frac{\Delta P}{P}\right]^2 \quad (3.1.2.7)$$

其中

$$|\Delta P'_d| = \sum_{i=1}^4 |\Delta P'_{di}| \quad (3.1.2.8)$$

ΔP 為反應爐運行期間的功率不準度，應由使用者自行提供並證明其正確性。

具有與公式 3.1.2.1 相同的表示形式：

$$\Delta f_i(t) = \sum_{j=1}^{23} \beta_{ij} \exp(-\lambda_{ij}t) \quad (\text{MeV/fission s}) \quad (3.1.2.9)$$

因此

$$\Delta f_i(t, T) = \sum_{j=1}^{23} \frac{\beta_{ij}}{\lambda_{ij}} \exp(-\lambda_{ij}t) [1 - \exp(-\lambda_{ij}T)] \quad (\text{MeV/fission}) \quad (3.1.2.10)$$

其中 β_{ij} 和 λ_{ij} 的值在 ANSI/ANS 5.1 標準文件 table 5 到 table 8 中有提供，這些係數提供約 1 個標準差 σ 的不準度。

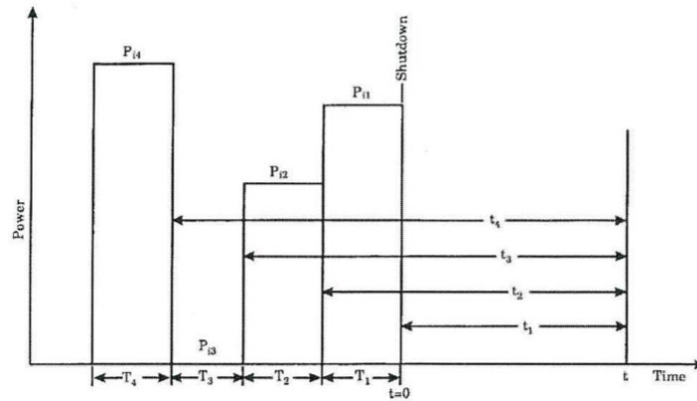


圖 3.1.2.1 反應爐運行歷史例子

計算 $F_i(t, \infty)$ 的衰變熱與不準度：

另一種計算 $F_i(t, T)$ 的方法，是採用 $F_i(t, \infty)$ ，即在無限長的運轉間隔 T 內以恆定速率產生的分裂產物的衰變熱功率。其放射性元素 i 未校正衰變熱功率可表示為：

$$F_i(t_\alpha, T_\alpha) = F_i(t_\alpha, \infty) - F_i(t_\alpha + T_\alpha, \infty) \quad (3.1.2.11)$$

其中 $F_i(t, \infty)$ 是在無限長的運行期間內以固定速率產生分裂產物的衰變熱功率，不考慮中子捕獲的效應。ANSI/ANS 5.1 標準文件 table 9 中提供 ^{235}U 熱中子分裂、table 10 提供 ^{239}Pu 的熱中子分裂、table 11 提供 ^{238}U 的快中子分裂及 table 12 提供 ^{241}Pu 慢中子分裂的 $F_i(t, \infty)$ 的值與不準度 (1σ)，其中 $T \equiv 10^{13}$ 秒。 $F_i(t, \infty)$ 其餘 t 值可以使用 ANSI/ANS

5.1 標準文件 table 5 到 table 8 之數據計算。

當 $P'_{di}(t, T)$ 值由 $F_i(t, \infty)$ 的表格值計算出， $F_i(t, T)$ 的不準度可以由公式 12 決定：

$$\Delta F_i(t_\alpha, T_\alpha) = \Delta F_i(t_\alpha, \infty) - \Delta F_i(t_\alpha + T_\alpha, \infty) \quad (3.1.2.12)$$

其中 $\Delta F_i(t_\alpha, \infty)$ 已經列在 table 9 到 table 12 當中。

可以觀察到使用公式 3.1.2.9 和公式 3.1.2.10 所獲得的不準度以及 $\Delta F_i(t)$ 和 $\Delta F_i(t, \infty)$ 的不準度只有微小之差異。為了確定分裂產物衰變熱功率的不準度，係數 β_{ij} 發展時就採取較為保守之假設。

1.2.3 中子捕獲

上述計算分裂產物衰變熱時 $P'_{di}(t, T)$ 不考慮分裂產物中的中子捕獲效應，因為在 ANSI/ANS 5.1 標準中單獨制定了一種方法來分別說明停機冷卻時間小於 $<10^4$ 秒時與超過 10^4 秒時分裂產物中子捕獲之影響；停機冷卻時間小於 $<10^4$ 秒時，該計算使用的參數取決於反應器運轉時間、每個初始分裂原子的總分裂次數以及停機時間。對於停機冷卻時間超過 10^4 秒的，其中 ^{134}Cs 對中子捕獲的貢獻是顯著的。以下分別說明對於衰變冷卻時間 $t \leq 10^4\text{s}$ 及 $t > 10^4\text{s}$ 中子捕獲效應之計算方法。

$t \leq 10^4$ 秒的計算項：

分裂產物中的中子捕獲效應在 $0 < t \leq 10^4$ 秒間對於衰變熱功率影響很小，可以使用因子 $G(t)$ 來表示，該因子乘以未校正的分裂產物衰變熱功率 $P'_{di}(t, T)$ 。由分裂產物中子捕獲所造成的衰變熱功率計算為公式 3.1.2.13：

$$P_{dc}(t, T) = P'_{di}(t, T) G(t) \quad (3.1.2.13)$$

對於衰變時間 $t \leq 10^4$ 、運轉時間 $T \leq 1.2614 \times 10^8\text{s}$ (4 年)、 $\psi < 3.0$ (ψ 為每個初始分裂原子的分裂數，無因次)，此時 $G(t)$ 可以用公式 3.1.2.14 表示分裂產物中的中子捕獲效應：

$$G(t) = (3.24 \times 10^{-6} + 5.23 \times 10^{-10} t) T^{0.4} \psi \quad (3.1.2.14)$$

在 ANSI/ANS 5.1 標準的應用中，乘數 $G(t)$ 對公式 3.1.2.13 相關的統計誤差沒有貢獻，因為它被假設對 $t \leq 10^4\text{s}$ 的貢獻可以忽略不計。

$t > 10^4$ 秒的計算項：

當反應爐停機冷卻時間 $t > 10^4$ 秒，由 $^{133}\text{Cs}(n, \gamma)$ 反應產生的 ^{134}Cs 會對衰變熱有顯著的貢獻，尤其 t 介於 10^6 至 4×10^8 秒間。對於持續時間為 T 的單個輻照間隔和平均中子通量 ϕ ， ^{134}Cs 所貢獻的衰變熱功率可以使用下列式子表達式計算：

$$P_{dCs}(t, T) = \frac{P}{Q} F_{Cs}(t, T) \quad (3.1.2.15)$$

$$F_{Cs}(t, T) = Y E \lambda_4 \exp(-\lambda_4 t) \left\{ \frac{1 - \exp(-\lambda_4 T - \sigma_4 \phi T)}{\lambda_4 + \sigma_4 \phi} + \frac{\exp(-\sigma_3 \phi T) - \exp(-\lambda_4 T - \sigma_4 \phi T)}{\sigma_3 \phi - \lambda_4 - \sigma_4 \phi} \right\}$$

$$(3.1.2.16)$$

$$\frac{P}{Q} = \sum_{i=1}^4 \frac{P_i}{Q_i} \quad (3.1.2.17)$$

其中各符號所代表的意義如下：

P/Q：分裂速率

T：運轉（照射）時間（s）

t：停機後經過的時間（s）

ϕ ：平均中子通量（n/cm²/s）

Y：¹³³Cs每次分裂的有效累積產率（=0.0683 atoms/fission）

λ_4 ：¹³⁴Cs的衰變常數（=1.064 × 10⁻⁸ s⁻¹）

σ_3 ：¹³³Cs(n, γ)反應的平均反應截面（=11.3 × 10⁻²⁴ cm²）

σ_4 ：¹³⁴Cs 平均吸收截面（=10.9 × 10⁻²⁴ cm²）

E：¹³⁴Cs 每次衰變放出的能量（=1.719 MeV）

公式 3.1.2.16 中所使用的衰變常數是根據 ENDF/B-VII.1 而來，反應截面是根據 ENDF/B-VII.0 中典型壓水式反應爐輻射照射燃料光譜平均而來，當用於沸水式反應爐時會有保守的結果。

有效中子通量可以使用以下關係式來近似

$$\phi_{\alpha} = \frac{S_{\alpha}}{\epsilon_{eff}} (2.58 \times 10^{13}) \text{ (n/cm}^2\text{/s)} \quad (3.1.2.18)$$

其中各符號所代表的意義如下：

S_{α} ：每噸初始鈾以兆瓦為單位的功率密度比

ϵ_{eff} ： $\frac{\epsilon}{2} + 1$ 是有效濃度， ϵ 是燃料濃度，表示為初始²³⁵U對整體鈾的重量百分比。

對於典型輕水式反應器的燃料濃度和燃耗值，使用公式 3.1.2.18 計算通量產生的¹³⁴Cs對衰變熱的貢獻值超出實際值高達 5%。對於燃耗值低於 25,000 MWd/tonne U，該公式將高估¹³⁴Cs的貢獻高達 15%。

對於由 N 個運轉功率（輻射照射間隔）表示的運轉歷史，將使用確切的總照射時間的有效操作時間 T_{eff} 。因此所有運轉功率歷史下，加總計算其有效中子通量 ϕ_{eff} ，如下公式：

$$\phi_{eff} = \frac{1}{T_{eff}} \sum_{\alpha=1}^N \phi_{\alpha} T_{\alpha} \quad (3.1.2.19)$$

平均分裂率 P/Q 與公式 3.1.2.15 一起使用，在所有運轉間隔內定義為：

$$\frac{P}{Q} = \frac{1}{T_{eff}} \sum_{\alpha=1}^N \sum_{i=1}^4 \frac{P_{i\alpha}}{Q_i} T_{\alpha} \quad (3.1.2.20)$$

剩餘分裂產物 (^{133}Cs 除外) 的中子捕獲對衰變熱功率的貢獻可以從下述公式定義：

$$P_{dE}(t, T) = P'_d(t, T)H(t) \quad (3.1.2.21)$$

其中表 3.1.2.1 中 $H(t)$ 的值乘以分裂產物未校正的衰變熱功率。對於 $\psi < 1.4$ 、初始濃度 $\epsilon < 5 \text{ wt } \%^{235}\text{U}$ 和最小比功率密度 $S > 3\epsilon$ (其中 S 的單位為兆瓦每噸初始鈾) 該表達式提供了來自其他分裂產物中子捕獲貢獻的保守估計。

當 $t > 10^4$ 秒時 ^{134}Cs 和剩餘分裂產物對中子捕獲的衰變熱功率貢獻由公式 3.1.2.22 給出：

$$P_{dC}(t, T) = P_{dCs}(t, T) + P_{dE}(t, T) \quad (3.1.2.22)$$

當 $t < 10^4$ 秒時，公式 3.1.2.22 可以代替公式 3.1.2.13。

表 3.1.2.1 用於計算分裂產物中子捕獲對衰變熱功率貢獻之因子 $H(t)$ (不包括 ^{133}Cs)

$t \text{ (s)}^{2)}$	$H(t)$	$t \text{ (s)}$	$H(t)$	$t \text{ (s)}$	$H(t)$	$t \text{ (s)}$	$H(t)$	$t \text{ (s)}$	$H(t)$
1.0	0.016	1.0×10^2	0.017	1.0×10^4	0.041	1.0×10^6	0.070	1.0×10^8	0.038
1.5	0.016	1.5×10^2	0.017	1.5×10^4	0.046	1.5×10^6	0.063	1.5×10^8	0.044
2.0	0.017	2.0×10^2	0.017	2.0×10^4	0.050	2.0×10^6	0.056	2.0×10^8	0.044
4.0	0.018	4.0×10^2	0.018	4.0×10^4	0.060	4.0×10^6	0.037	4.0×10^8	0.034
6.0	0.018	6.0×10^2	0.020	6.0×10^4	0.066	6.0×10^6	0.026	6.0×10^8	0.024
8.0	0.018	8.0×10^2	0.021	8.0×10^4	0.071	8.0×10^6	0.022	8.0×10^8	0.017
1.0×10^1	0.019	1.0×10^3	0.022	1.0×10^5	0.074	1.0×10^7	0.020	1.0×10^9	0.011
1.5×10^1	0.018	1.5×10^3	0.024	1.5×10^5	0.078	1.5×10^7	0.019	1.5×10^9	0.004
2.0×10^1	0.018	2.0×10^3	0.026	2.0×10^5	0.079	2.0×10^7	0.020	2.0×10^9	0.000
4.0×10^1	0.018	4.0×10^3	0.032	4.0×10^5	0.077	4.0×10^7	0.025	4.0×10^9	0.000
6.0×10^1	0.017	6.0×10^3	0.036	6.0×10^5	0.075	6.0×10^7	0.030	6.0×10^9	0.000
8.0×10^1	0.016	8.0×10^3	0.038	8.0×10^5	0.073	8.0×10^7	0.034	8.0×10^9	0.000
								1.0×10^{10}	0.000
¹⁾ Factors used in Eq. (21).									
²⁾ Intermediate time values are to be determined using logarithmic time interpolation.									

1.2.4 鈾系元素

鈾系元素衰變熱功率主要考量 ^{239}U 和 ^{239}Np ，其他鈾系元素則另外使用校正因子來計算。主要是因為 ^{239}U 和 ^{239}Np 對於衰變熱的貢獻很大，尤其是在停機冷卻時間後 10^6 秒內時，其他鈾系元素的貢獻在 ANSI/ANS 5.1 標準中則用保守的校正因子來計算。由於 ^{239}U 、 ^{239}Np 和分裂產物的貢獻隨著時間的增加而減少，因此其餘的鈾系元素成為總衰變熱佔比很大的一部分來源，ANSI/ANS 5.1 標準中對鈾系元素 (^{239}U 和 ^{239}Np 除外) 的

邊界處理，使得估算的衰變熱將越來越保守。

針對²³⁹U和²³⁹Np每秒每次分裂對於整體衰變熱的貢獻，可以由下列式子計算獲得：

$$F_U(t,T) = E_U R [1 - \exp(-\lambda_1 T)] \exp(-\lambda_1 T) \quad (3.1.2.23)$$

$$F_{Np}(t,T) = E_{Np} R \left\{ \frac{\lambda_1}{\lambda_1 - \lambda_2} [1 - \exp(-\lambda_2 T)] \times \exp(-\lambda_2 T) - \frac{\lambda_2}{\lambda_1 - \lambda_2} [1 - \exp(-\lambda_1 T)] \exp(-\lambda_1 T) \right\} \quad (3.1.2.24)$$

其中各符號所代表的意義如下：

E_U ：一個²³⁹U平均衰變所放出的能量（0.46 MeV）

E_{Np} ：一個²³⁹Np平均衰變所放出的能量（0.405 MeV）

R ：在停機冷卻時²³⁸U每秒由中子捕獲所產生²³⁹U的原子數

λ_1 ：²³⁹U衰變常數（ $=4.926 \times 10^{-4} \text{ s}^{-1}$ ）

λ_2 ：²³⁹Np衰變常數（ $=3.405 \times 10^{-6} \text{ s}^{-1}$ ）

其中衰變常數和衰變釋放的平均能量是從 ENDF/B-VII.1 中獲得，而 R 值應由使用者提供並證明其合理性。

這些重元素貢獻的衰變熱功率 $P_{dHE}(t,T)$ 應以下列式子計算

$$P_{dHE}(t,T) = \frac{P_{\max}}{Q_{\text{eff}}} [F_U(t,T) + F_{Np}(t,T)] \quad (3.1.2.25)$$

其中各符號所代表的意義如下：

$P_{\max}$ ：反應爐運行歷史中最大的功率

Q_{eff} ：停機後針對反應爐組成評估每次分裂的有效能量釋放

除了²³⁹U和²³⁹Np的其他鈾系元素 $P_{dA}(t,T)$ 應由使用者定義並證明其合理性。可以使用公式 3.1.2.26 來將校正因子應用於 $P'_d(t,T)$ 的值當中來提供其他鈾系元素衰變熱功率的保守值。

$$P_{dA}(t,T) = P'_d(t,T) [10^{-4} A(t) B^{\alpha(t)} / \epsilon_{\text{eff}}] \quad (3.1.2.26)$$

其中各符號所代表的意義如下：

B ：是燃料的燃耗值，單位為每噸初始鈾的千兆瓦天；

$$\alpha(t) = 1.5 \exp(-\tau), \quad \tau = \frac{t}{10^9} \text{ s}$$

$A(t)$ ：參考表 3.1.2.2 的值

對於 ψ （每個初始分裂原子的分裂數，無因次） < 1.4 、燃料初始濃度 $\epsilon \leq 5 \text{ wt\%}$ 和 $S > 3\epsilon$ ，公式 3.1.2.26 估算較保守的結果，其中 S 是最小功率密度比，單位為兆瓦/噸初始鈾。

表 3.1.2.2 用於計算鈾系元素對衰變熱功率的貢獻因子（不包括 ^{239}U 和 ^{239}Np ）

t (s) ²⁾	$A(t)$	t (s)	$A(t)$	t (s)	$A(t)$	t (s)	$A(t)$	t (s)	$A(t)$
1.0	0.984	1.0×10^2	1.925	1.0×10^4	6.131	1.0×10^6	14.00	1.0×10^8	59.91
1.5	1.015	1.5×10^2	2.092	1.5×10^4	6.777	1.5×10^6	15.55	1.5×10^8	95.03
2.0	1.040	2.0×10^2	2.213	2.0×10^4	7.210	2.0×10^6	16.90	2.0×10^8	134.8
4.0	1.124	4.0×10^2	2.544	4.0×10^4	8.236	4.0×10^6	20.93	4.0×10^8	381.9
6.0	1.185	6.0×10^2	2.778	6.0×10^4	8.848	6.0×10^6	23.47	6.0×10^8	881.1
8.0	1.235	8.0×10^2	2.970	8.0×10^4	9.294	8.0×10^6	25.23	8.0×10^8	1777.4
1.0×10^1	1.278	1.0×10^3	3.140	1.0×10^5	9.632	1.0×10^7	26.55	1.0×10^9	3215.9
1.5×10^1	1.361	1.5×10^3	3.505	1.5×10^5	10.28	1.5×10^7	28.90	1.5×10^9	1.000×10^4
2.0×10^1	1.425	2.0×10^3	3.811	2.0×10^5	10.71	2.0×10^7	30.34	2.0×10^9	2.233×10^4
4.0×10^1	1.607	4.0×10^3	4.723	4.0×10^5	11.78	4.0×10^7	33.45	4.0×10^9	1.485×10^5
6.0×10^1	1.737	6.0×10^3	5.331	6.0×10^5	12.58	6.0×10^7	38.98	6.0×10^9	5.764×10^5
8.0×10^1	1.837	8.0×10^3	5.776	8.0×10^5	13.31	8.0×10^7	48.11	8.0×10^9	2.114×10^6
								1.0×10^{10}	7.844×10^6
¹⁾ Factors used in Eq. (26).									
²⁾ Intermediate time values are to be determined by log-log interpolation.									

1.2.5 總衰變熱計算

ANSI/ANS 5.1 標準考量分裂產物衰變熱、中子捕獲衰變熱、及銅系元素對衰變熱功率之貢獻並進行計算其總衰變熱，因此綜合上述章節之衰變熱貢獻，整體分裂產物和銅系元素的衰變熱可以透過下列式子計算：

$$P_T(t,T) = P'_d(t,T) + P_{dC}(t,T) + P_{dHE}(t,T) + P_{dA}(t,T) \quad (3.1.2.27)$$

$$P_{dC}(t,T) = \begin{cases} P'_d(t,T)G(t), t \leq 10^4 s \\ P_{Cs}(t,T) + P_{dE}(t,T), t > 10^4 s \end{cases} \quad (3.1.2.28)$$

由於 ANSI/ANS 5.1 標準包含了不準度的考量，因此從總衰變熱計算來看(公式 3.1.2.27)，整體不準度由分裂產物中沒有中子捕獲的分裂產物衰變熱功率不準度 $\Delta P'_d(t,T)$ (公式 3.1.2.6) 和運轉功率的不準度 ΔP (公式 3.1.2.7) 來決定。至於公式 3.1.2.27 中其他項(如 $P_{dC}(t,T)$ 、 $P_{dHE}(t,T)$ 、 $P_{dA}(t,T)$)對衰變熱功率貢獻已經保守的高估，因此這些項中的不準度並不包括在總不準度考量中。

1.3 RG 3.54

法規指引 RG3.54 提供了美國核管會 (USNRC) 針對用過燃料衰變熱可接受的計算方法，以用作獨立用過燃料貯存裝置 (ISFSI) 的設計條件[7]。RG3.54 歷經 20 幾年來的發展，目前最新版本為 2022 年之第三版(revision 3)，RG3.54 發展歷程示意於圖 3.1.3.1。RG3.54 第一版為 1999 年出版，根據 NUREG-CR-5625(1994 年)技術文件使用的加總方式對不同燃耗、比功率、冷卻時間等為基礎，利用內插查表計算其衰變熱功率。RG3.54 第二版於 2018 年發表，主要以 NUREG/CR-6999: Decay Heat Generation in an Independent Spent Fuel Storage Installation (Technical Basis for a Proposed Expansion of Regulatory Guide 3.54) 為技術依據，針對輕水式反應器(LWR)燃料提供了衰變熱功率計算之依據。RG3.54 考慮了以下貢獻因子:1. 分裂產物之貢獻；2. 中子捕獲之貢獻；3. 鈾系元素之貢獻；4. 結構和護套材料中的活化產物。



圖 3.1.3. 1 RG 3.54 發展與歷程示意圖

1.3.1 RG 3.54 適用範圍

法規指引 RG 3.54 適用於受聯邦法規 (10 CFR) 第 72 部分第 10 篇”用過燃料、高放射性廢棄物和與反應器相關超過 C 類的放射性廢棄物獨立貯存的許可要求”，包括合格證書 (CoC) 的申請者和持有者。現行之 RG 3.54 衰變熱的計算模式，適用於大多數商業反應器之用過核子燃料，且易於實施與使用，其計算結果可用於安全審查與執照許可申請等評估，分析結果不會產生過於保守之衰變熱值。RG3.54 第一版適用範圍原先針對沸水式反應器(BWR)為鈾燃料濃縮度 1.9wt%~3.8wt%，比功率適用於 12~30 kw/kgU，燃耗適用於 20~45 MWd/kgU。而壓水式反應器(PWR)則為鈾燃料濃縮度 2.4wt%~4.2wt%，比功率適用於 18~40 kw/kgU，燃耗適用於 25~50 MWd/kgU。新版 RG3.54 擴充了衰變熱計算之範圍，因此針對 BWR 鈾燃料濃縮度 2wt%~5wt%，比功率適用於 12~50 kw/kgU，燃耗適用於 10~55 GWd/MTU。而 PWR 鈾燃料濃縮度 2wt%~5wt%，比功率適用於 12~50 kw/kgU，燃耗適用於 10~65 GWd/MTU，現行 RG3.54

適用之參數範圍統整於表 3.1.3.1 中。

RG3.54 適用於停機冷卻週期為 1 年至 110 年之衰變熱計算，由於 RG3.54 發展當初主要為針對長期貯存用過核子燃料之儲存設施進行評估，所以不適用於短停機冷卻週期，但 RG3.54 有提及，未來將持續擴充 1 年以下的計算模式，以涵蓋燃料處理與臨時貯存之應用。因此以現階段 RG3.54 計算模式之缺點，主要為適用範圍窄，且超出範圍的燃料須採用其他的方式來計算。

表 3.1.3. 1 RG3.54 適用的參數範圍

Parameter	BWR	PWR
E_S (wt% U-235)	2–5	2–5
B_{tot} (MWd/kgU)	10–55	10–65
T_C (year)	1–110	1–110
S_{avg} (kW/kgU)	12–50	12–50

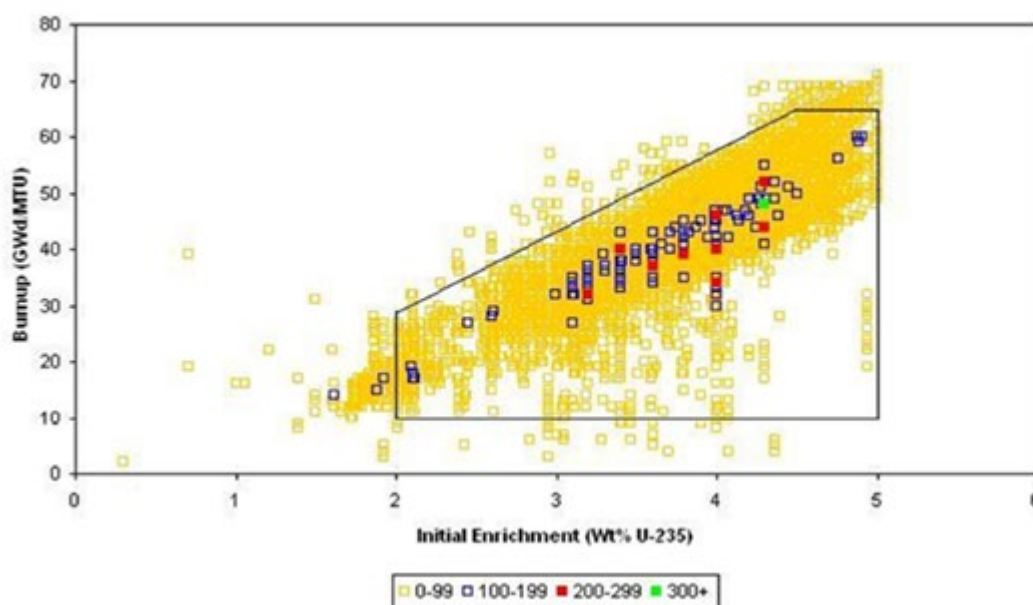


圖 3.1.3. 2 RG 3.54 應用範圍(適用燃耗與燃料初始濃度)

1.3.2 RG3.54 計算模式與總衰變熱

針對 LWR 輕水式反應器燃料提供了衰變熱功率計算之依據。考慮了以下貢獻因子：

1. 分裂產物之貢獻，
2. 中子捕獲之貢獻，
3. 銅系元素之貢獻，
4. 結構和護套材料中的活化產物。

針對燃料結構與材料活化物衰變熱計算則採用數據表，根據冷卻時間對應值與分裂產物衰變熱乘積所計算之加總。

總衰變熱(P_T)計算公式：

$$P_T(t, T) = P_F(t, T) + P_C(t, T) + P_E(t, T) + P_A(t, T) + P_S(t, T) \quad 3.1.3.1$$

$$P'_T(t, T) = P_T(t, T) F_s(t) \quad 3.1.3.2$$

其中各符號所代表的意義如下：

- $P_F(t, T)$ ：分裂產物衰變熱，
 $P_C(t, T)$ ：Cs-134 中子捕獲之衰變熱，
 $P_E(t, T)$ ：其他分裂產物中子捕獲之衰變熱，
 $P_A(t, T)$ ：銅系元素之衰變熱，
 $P_S(t, T)$ ：結構與材料活化之衰變熱。
 $F_s(t)$ ：安全因子

1.3.3 分裂產物衰變熱

針對 U-235, Pu-239, U-238, and Pu-241 單一分裂產物進行計算，核種 i 單次分裂產生隨時間的變化，考量 9 群指數項的構成，公式如下：

$$f_i(t) = \sum_{j=1}^9 \alpha_{ij} e^{-\lambda_{ij} t} \quad 3.1.3.3$$

其中 t 是核種分裂後所經過的時間，而 α_{ij} 與 λ_{ij} 是取決於核種 i 的常數。對於持續時間為 T 的運轉時間間隔與每秒分裂 1 次的固定分裂速率，可以對 $f_i(t)$ 積分，積分範圍由 $-T$ 到 0，公式如下：

$$F_i(t, T) = \sum_{j=1}^9 \frac{\alpha_{ij}}{\lambda_{ij}} (1 - e^{-\lambda_{ij} T}) e^{-\lambda_{ij} t} \quad 3.1.3.4$$

其中要注意的是， $F_i(t, T)$ 的單位為 MeV/fission。

表 3.1.3.2 表示每個裂變核種 9 組的 α_{ij} 與 λ_{ij} 係數。表 3.1.3.3 表示每種裂變核種的 Q_i 建議值(參考每次裂變能量值)。對於一系列運轉歷史， m 表示為運轉時間間隔數，在每個運轉間隔中，間隔 k 與可分裂同位素 i 具有固定的比功率 S_{ik} ，總分裂產物的衰變

熱，可由所有運轉間隔與可分裂的同位素總和決定，公式如下：

$$PF(t, T) = \sum_{i=1}^4 \sum_{k=1}^m \left[\frac{S_{ik}}{Q_i} \sum_{j=1}^9 \frac{\alpha_{ij}}{\lambda_{ij}} (1 - e^{-\lambda_{ij} T_k}) e^{-\lambda_{ij} t_k} \right] \quad 3.1.3.5$$

其中 $i = 1, 2, 3, 4$ ，分別表示 U-235 熱衰變、Pu-239 熱衰變、U-238 快速衰變、Pu-241 熱衰變。 S_{ik} 為同位素 i 在輻照間隔 k 中產生的比功率， Q_i 的單位為 Mev/fission，為每次分裂可產生的能量(表 3.1.3.3)。衰變熱功率 $P_F(t, T)$ 與比功率 S 的單位一樣。為了保持本手冊的一致性，功率與衰變熱功率的單位定義為瓦特/每一千克鈾(W/kgU)。 S_{ik} 的定義為：

$$S_{ik} = S_k \frac{S_i}{S} \quad 3.1.3.6$$

表 3.1.3.4 給出了四種分裂核種隨著燃料的初始濃度與燃料所對應之相對功率比例 (S_{ik}/S)，這些值可適用於 PWR 與 BWR 反應器類型。相對功率比可透過表 3.1.3.4 中的濃度數據來進行內插而得出(E_s)，以及利用每個輻照週期 k 的中點去計算累積的燃料。

圖 3.1.3.2 顯示由 3 個運轉週期所組成的典型運轉歷史，在每個週期之間包含停機時間，以便說明時間變量 t_k 與 T_k 之間的關係。將反應器運轉歷史細分成恆定功率的區間，來考慮運轉期間，反應器功率之變化。RG3.54 衰變熱計算公式所適用的冷卻時間範圍，將每個反應器運轉週期當成運轉間隔就足夠了。週期 k 期間之平均比功率，單位為 W/kgU，由每個週期的燃料燃耗除以其運轉時間來決定，公式如下：

$$S_k = \frac{8.64 \times 10^{10} B_k}{T_k} \quad 3.1.3.7$$

S_k ：每個週期 k 的比功率。

T_k ：週期 k 中的運轉時間(s)，不包含操作週期之間的停機時間。

B_k ：週期 k 中所累積的燃料燃耗。

週期 k 中的燃料燃耗， B_k 是在週期期間，每單位燃料質量可產生的熱能，單位為 SI 單位，megawatt days per kilogram U(MWd/kgU)。係數 8.64×10^{10} 可用於燃耗的時間單位，從天轉換成秒，並順便將功率單位從百萬瓦特(MW)轉換成瓦特(W)。 B_k 是週期 k 期間，燃料燃燒所累積的最大估計值。 B_{tot} 是總運作時間的歷史燃耗，公式如下：

$$B_{tot} = \sum_{k=S}^e B_k \quad 3.1.3.8$$

表 3.1.3. 2 U-235、Pu-239、Pu-241 熱衰變與 U-238 快速衰變係數 ^a

Term Index j	U-235 (thermal ^b)		Pu-239 (thermal)		U-238 (fast)		Pu-241 (thermal)	
	α_{1j}	λ_{1j}	α_{2j}	λ_{2j}	α_{3j}	λ_{3j}	α_{4j}	λ_{4j}
1	1.8523E-07 ^c	6.6332E-07	1.6736E-07	6.4594E-07	1.6020E-07	6.3343E-07	2.3018E-08	1.1312E-06
2	2.6592E-08	1.2281E-07	2.1160E-08	1.2822E-07	2.3089E-08	1.2879E-07	1.5817E-07	6.2987E-07
3	2.2356E-09	2.7163E-08	2.9388E-09	2.5166E-08	2.5481E-09	2.5604E-08	1.8074E-08	1.3149E-07
4	8.9582E-12	3.2955E-09	1.3659E-10	1.3176E-08	3.5071E-11	9.1544E-09	3.6922E-09	2.4237E-08
5	8.5968E-11	7.4225E-10	5.7450E-11	7.3568E-10	6.3399E-11	7.3940E-10	5.3843E-11	9.6433E-09
6	2.1072E-14	2.4681E-10	3.8422E-14	2.4663E-10	4.1599E-14	2.4731E-10	5.3003E-11	7.3467E-10
7	7.1219E-16	1.5596E-13	1.8030E-16	3.3490E-13	5.3295E-16	1.9594E-13	4.8358E-14	2.4827E-10
8	8.1126E-17	2.2573E-14	1.8342E-15	1.8761E-13	1.6695E-18	6.4303E-14	9.8516E-16	1.6873E-13
9	9.4678E-17	2.0503E-14	1.9884E-16	3.1544E-14	4.1058E-16	6.4229E-14	1.3076E-16	8.3639E-15

^a The data in the table represents a subset of the terms used in ANSI/ANS-5.1-2014 and are only applicable to cooling times greater than 1 year.

^b Energy of neutron-induced fission

^c Read as 1.8523×10^{-7}

表 3.1.3. 3 於衰變熱分析的建議裂變能(Q)

Actinide	Energy of fission	Energy per fission ^a (MeV)
U-235	Thermal	2.020E+02
Pu-239	Thermal	2.112E+02
U-238	Fast	2.055E+02
Pu-241	Thermal	2.137E+02

^a Values from ISO 10645:1992(en).

表 3.1.3. 4 U-235、Pu-239、U-238、Pu-241 分裂的相對功率比

Burnup (MWd/kgU)	2 wt% U-235				3 wt% U-235			
	U-235	Pu-239	U-238	Pu-241	U-235	Pu-239	U-238	Pu-241
0	9.31E-01	0.00E+00	6.90E-02	0.00E+00	9.39E-01	0.00E+00	6.10E-02	0.00E+00
5	6.52E-01	2.64E-01	7.40E-02	1.00E-02	7.55E-01	1.76E-01	6.50E-02	4.00E-03
10	4.98E-01	3.84E-01	7.90E-02	3.90E-02	6.32E-01	2.78E-01	7.00E-02	2.00E-02
15	3.86E-01	4.56E-01	8.40E-02	7.40E-02	5.35E-01	3.48E-01	7.40E-02	4.30E-02
20	2.98E-01	5.05E-01	8.90E-02	1.08E-01	4.53E-01	4.01E-01	7.80E-02	6.80E-02
25	2.29E-01	5.40E-01	9.30E-02	1.38E-01	3.81E-01	4.43E-01	8.20E-02	9.40E-02
30	1.74E-01	5.67E-01	9.60E-02	1.63E-01	3.16E-01	4.79E-01	8.60E-02	1.19E-01
35	1.31E-01	5.86E-01	9.90E-02	1.84E-01	2.60E-01	5.08E-01	9.00E-02	1.42E-01
40	9.70E-02	6.01E-01	1.02E-01	2.00E-01	2.11E-01	5.34E-01	9.30E-02	1.62E-01
45	7.20E-02	6.12E-01	1.03E-01	2.13E-01	1.69E-01	5.55E-01	9.60E-02	1.80E-01
50	5.30E-02	6.20E-01	1.05E-01	2.22E-01	1.32E-01	5.73E-01	9.90E-02	1.96E-01
55	3.90E-02	6.26E-01	1.06E-01	2.29E-01	1.03E-01	5.88E-01	1.01E-01	2.08E-01
60	2.80E-02	6.30E-01	1.07E-01	2.35E-01	7.90E-02	6.00E-01	1.03E-01	2.18E-01
65	2.00E-02	6.33E-01	1.08E-01	2.39E-01	6.10E-02	6.09E-01	1.04E-01	2.26E-01
Burnup (MWd/kgU)	4 wt% U-235				5 wt% U-235			
	U-235	Pu-239	U-238	Pu-241	U-235	Pu-239	U-238	Pu-241
0	9.43E-01	0.00E+00	5.70E-02	0.00E+00	9.46E-01	0.00E+00	5.40E-02	0.00E+00
5	8.08E-01	1.29E-01	6.10E-02	2.00E-03	8.42E-01	1.00E-01	5.70E-02	1.00E-03
10	7.11E-01	2.13E-01	6.40E-02	1.20E-02	7.62E-01	1.70E-01	6.00E-02	8.00E-03
15	6.30E-01	2.75E-01	6.80E-02	2.70E-02	6.94E-01	2.25E-01	6.30E-02	1.80E-02
20	5.60E-01	3.24E-01	7.10E-02	4.50E-02	6.34E-01	2.69E-01	6.60E-02	3.10E-02
25	4.96E-01	3.65E-01	7.40E-02	6.50E-02	5.78E-01	3.07E-01	6.90E-02	4.60E-02
30	4.36E-01	4.01E-01	7.80E-02	8.50E-02	5.24E-01	3.41E-01	7.20E-02	6.30E-02
35	3.80E-01	4.33E-01	8.10E-02	1.06E-01	4.76E-01	3.71E-01	7.40E-02	7.90E-02
40	3.29E-01	4.62E-01	8.40E-02	1.25E-01	4.28E-01	3.99E-01	7.70E-02	9.60E-02
45	2.80E-01	4.88E-01	8.80E-02	1.44E-01	3.82E-01	4.25E-01	8.00E-02	1.13E-01
50	2.35E-01	5.12E-01	9.10E-02	1.62E-01	3.37E-01	4.50E-01	8.30E-02	1.30E-01
55	1.95E-01	5.33E-01	9.40E-02	1.78E-01	2.93E-01	4.74E-01	8.60E-02	1.47E-01
60	1.60E-01	5.52E-01	9.60E-02	1.92E-01	2.53E-01	4.96E-01	8.90E-02	1.62E-01
65	1.28E-01	5.69E-01	9.90E-02	2.04E-01	2.14E-01	5.17E-01	9.20E-02	1.77E-01

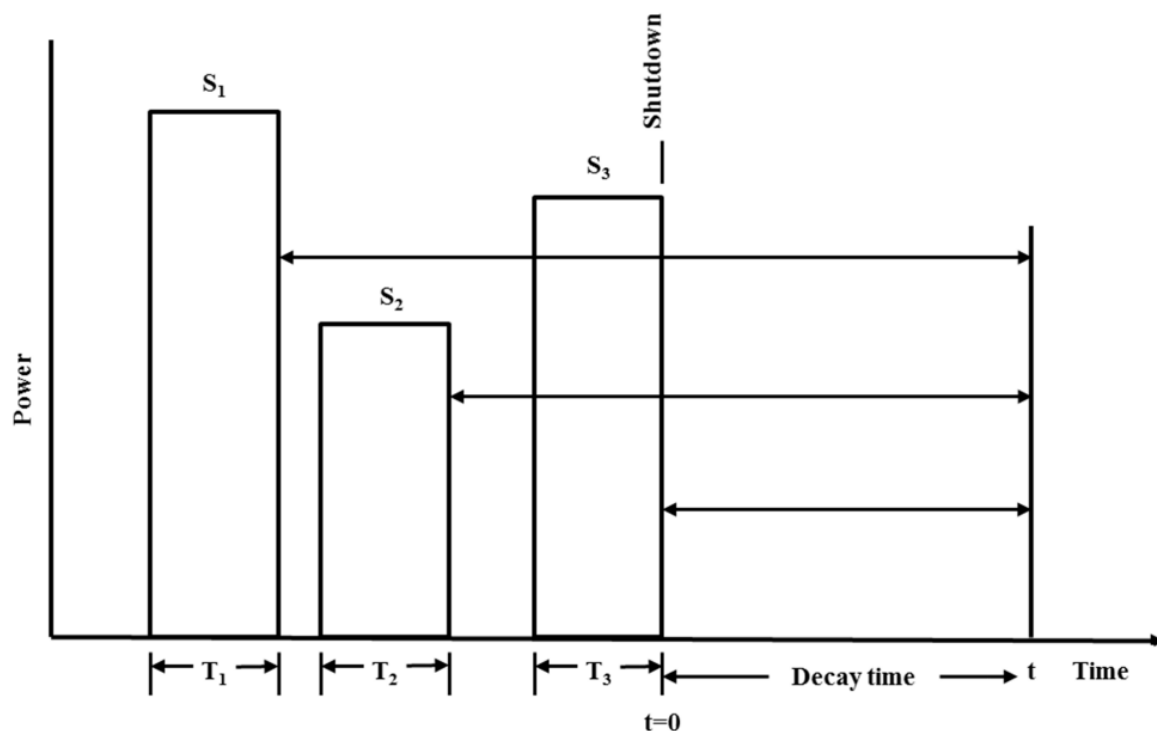


圖 3.1.3. 3 典型的三週期反應器運轉歷史範例

1.3.4 中子捕獲衰變熱

上述說明的為分裂產物衰變熱功率之計算，並沒有考慮反應器燃料在運轉期間，分裂產物所捕獲的中子效應。對分裂產生的核種進行中子照射時，可以產生兩種影響：(1)降低大截面直接分裂產物、(2)活化穩定或更長半衰期的分裂產物，導致不穩定核種的濃度增加。因為分裂產物捕獲中子導致核種的不穩定性，因此產生了衰變熱，大約在 10^8 秒(約 3 年)的冷卻時間，穩定的分裂產物 Cs-133 可透過中子捕獲產生 Cs-134，Cs-134 對衰變熱貢獻很大。Cs-134 唯一產生的途徑就是 Cs-133 中子捕獲，同位素 Cs-134 並不是通過直接分裂產生的，因為衰變鏈最終是穩定的 Xe-134。因為 Cs-134 是中子捕獲中最主要產生衰變熱的核種，所以 RG3.54 使用 ISO 10645:1992 中開發的方法去處理 Cs-134 的衰變熱計算。RG3.54 將其他核種中子捕獲所產生的熱衰變貢獻，保守地使用校正因子來計算。

Cs-134 的貢獻:

分裂產物 Cs-133 透過中子捕獲並產生 Cs-134，Cs-134 的半衰期為 2.06 年，由 Cs-133 透過中子捕獲產生 Cs-134 衰變的衰變熱，以 W/kg 為單位，公式如下：

$$Pc(t, T) = Y E \lambda_4 \frac{S}{Q} \left[\frac{1 - e^{-(\lambda_4 + \sigma_4 \phi)T}}{\lambda_4 + \sigma_4 \phi} + \frac{e^{-\sigma_3 \phi T} - e^{-(\lambda_4 + \sigma_4 \phi)T}}{\sigma_3 \phi - (\lambda_4 + \sigma_4 \phi)} \right] e^{-\lambda_4 t} \quad 3.1.3.9$$

$$\frac{S}{Q} = \frac{1}{T} \sum_{k=1}^m \sum_{i=1}^4 \frac{S_{ik}}{Q_i} T_k \quad 3.1.3.10$$

其中，各項符號之意義如下：

t：燃料退出爐心後的時間(s)。

T：燃料在爐心內總運轉時間(s)。

ϕ ：總中子通量(cm^2/s)。

Y：每次分裂有效累積 Cs-133 的產出(6.83%)。

λ_4 ：Cs-134 的衰變常數($1.071 \times 10^{-8} \text{ s}^{-1}$)。

σ_3 ：Cs-133 光譜平均截面積(11.3 barns)。

σ_4 ：Cs-134 光譜平均吸收截面積(10.9 barns)。

E：Cs-134 每次衰變可回收能量(1.720 MeV)。

1 barn = $10^{-24} \text{ cm}^2/\text{s}$

其中捕獲截面 σ_3 與 σ_4 是經由典型 PWR 燃料能譜所定義的，而當應用於 BWR 燃料時，將會產生保守的結果。這些捕獲截面的值並不是 ISO 10645:1992 所建議的，而是從評估核能數據文件(ENDF/B-VII)評估中所得，並得出 Cs-134 修訂的產量估計值。

週期 k 中燃料的中子通量可使用下列公式表示關係：

$$\phi_k = \frac{S_k}{\alpha} \left| 2.58 \times 10^{10} \right. \quad 3.1.3.11$$

公式 3.1.3.11 中， α 是燃料有效濃度，並根據實際燃料濃度 E_s 去計算，使用 $\alpha = \left(\frac{E_s}{2}\right) + 1$ ，來表示全部鈾的初始 U-235 wt%。這項分析方程式適用於在單次運轉間隔的通量 ϕ_k 與持續照射時間 T_k 。對於有 m 個運轉間隔的運轉歷史中，所有時間間隔內的平均通量值被定為 ϕ ，公式如下：

$$\phi = \frac{1}{T} \sum_{k=1}^m \phi_k T_k \quad 3.1.3.12$$

而 T 值被定義為總運轉時間，保守地排除任何停機時間。

對於典型的輕水式反應器燃料濃縮度、燃耗值，使用這些公式去計算 Cs-134 產量所貢獻的熱衰變值，其結果預期高估約 5%。對於燃耗值低於 25 MWd/kgU，此公式將高估 Cs-134 的熱衰變貢獻值為 15%。

其他中子捕獲核種貢獻:

中子捕獲對分裂產物的貢獻(不包含 Cs-133)，使用表 3.1.3.5 給出的 $H(t)$ 作為冷卻時間函數。因為在公式 3.1.3.5 來評估直接分裂產物，所以 $H(t)$ 因子直接乘以熱衰變，公式如下：

$$P_E(t, T) = H(t) P_F(t, T) \quad 3.1.3.13$$

若滿足以下條件， $H(t)$ 值將產生較為保守的結果：

- 燃料初始濃度在 2-5 wt% U-235 之間。
- 燃耗(MWd/kgU)小於 14 倍的初始濃度 wt% U-235。
- 以千瓦/千克鈾(kW/kgU)為單位的平均功率密度大於 5 倍的初始濃度 wt% U-235。

表 3.1.3.5 分裂產物中子捕獲(不包括 Cs-133)、活化產物與安全係數的校正因子

t (s)	t (years) ^a	H(t)	A(t)	F _s (t)
3.0 × 10 ⁷	9.51E-01	1.20E-02	2.80E-02	1.02E+00
4.0 × 10 ⁷	1.27E+00	1.40E-02	3.20E-02	1.02E+00
6.0 × 10 ⁷	1.90E+00	1.90E-02	4.20E-02	1.02E+00
8.0 × 10 ⁷	2.54E+00	2.30E-02	5.20E-02	1.02E+00
1.0 × 10 ⁸	3.17E+00	2.90E-02	6.30E-02	1.02E+00
1.5 × 10 ⁸	4.75E+00	3.60E-02	7.90E-02	1.02E+00
2.0 × 10 ⁸	6.34E+00	3.80E-02	8.10E-02	1.02E+00
3.0 × 10 ⁸	9.51E+00	3.70E-02	6.40E-02	1.02E+00
4.0 × 10 ⁸	1.27E+01	3.30E-02	5.00E-02	1.02E+00
6.0 × 10 ⁸	1.90E+01	2.40E-02	2.30E-02	1.02E+00
8.0 × 10 ⁸	2.54E+01	1.70E-02	1.40E-02	1.02E+00
1.0 × 10 ⁹	3.17E+01	1.10E-02	7.00E-03	1.02E+00
2.0 × 10 ⁹	6.34E+01	2.00E-03	1.00E-03	1.03E+00
3.0 × 10 ⁹	9.51E+01	0.00E+00	1.00E-03	1.05E+00
4.0 × 10 ⁹	1.27E+02	0.00E+00	1.00E-03	1.06E+00

^a 1 year = 3.1536×10⁷ s

1.3.5 鈾系元素衰變熱

鈾系元素的衰變熱計算主要貢獻為 Am-241、Cm-242、Cm-244、Pu-238、Pu-239、Pu-240 與 Pu-241 等核種貢獻之總和，以上這 7 種鈾系元素從燃料退出爐心後 30 天到 200 多年，衰變熱貢獻超過總鈾系元素之 99.5%以上。鈾系元素衰變熱在經過停機冷卻時間 t 後，隨著時間變化的貢獻，可根據下列公式進行計算：

$$P'_A(t) = \sum_{n=1}^7 \hat{\beta}_n e^{-\lambda_n t} \quad 3.1.3.14$$

公式 3.1.3.14 中，指數 n 對應鈾系元素核種：Am-241、Pu-241、Pu-240、Pu-239、Pu-238、Cm-244 與 Cm-242 等 7 項。而 λ_n 為核種 n 的物理半衰期常數(s⁻¹)。t 為燃料退出爐心後的時間。 $\hat{\beta}_n$ ：由下列公式所計算的係數：

$$\begin{aligned} \hat{\beta}_1 &= \beta_1 - \beta_2 \frac{E_1}{E_2} \frac{\lambda_1}{\lambda_1 - \lambda_2} \\ \hat{\beta}_2 &= \beta_2 \left[1 + \frac{E_1}{E_2} \frac{\lambda_1}{\lambda_1 - \lambda_2} \right] \\ \hat{\beta}_n &= \beta_n \quad n = 3, \dots, 7 \end{aligned} \quad 3.1.3.15$$

其中，變數 E_1 與 E_2 為每次衰變可恢復的能量值，其中 E_1 是 Am-241 每次衰變所釋放的能量(5.629MeV)，而 E_2 是 Pu-241 每次衰變所釋放的能量(5.361×10^{-3} MeV)。

表 3.1.3.5 列出了用於 PWR 燃料 U-235 的初始濃度值 E_s ，與其對應的各個鈾系元素核種的係數 β_n ，以及包括所有週期 k ， B_k 的累積燃耗。表 3.1.3.6 則是列出用於 BWR 燃料的係數。濃縮度與燃耗之間的值，可透過上述列表所給出的數據進行線性內插而得出，鈾系元素之衰變熱功率標準單位為每千克初始鈾的瓦數。

β_n 係數代表每個鈾系元素核種的有效衰變熱產生率，在公式 3.1.3.15 中， $\hat{\beta}_n$ 說明 Am-241 的衰變是由於燃料退出爐心後，核種 Pu-241($T_{1/2}=14.4$ 年)的衰變而產生。Am-241 每次衰變所釋放的能量是核種 Pu-241 能量的 103 倍，隨著停機冷卻時間的增加，Am-241 所產生的衰變熱也成為鈾系元素核種最主要的來源，並且在大約 50 年後，Am-241 將成為鈾系元素核種中，貢獻熱衰變的主要核種。在表 3.1.3.6 以及表 3.1.3.7 中，平均比功率是 20 Kw/kgU，當停機冷卻時間超過 30 天，比功率將會降低，而鈾系元素衰變熱功率將會上升。將修正因子代入公式 3.1.3.14，以用於計算 12 至 50 kW/kgU 範圍內比功率的變化，公式如下：

$$P_A(t) = P'_A(t) \times 1.82[S_{avg}]^{-0.06} \quad 3.1.3.16$$

$$S_{avg} = \frac{1}{T} \sum_{k=1}^m S_k T_k$$

其中，

值得注意的是，公式 3.1.3.15 中比功率所使用的單位是瓦特/千克初始鈾，對於停機冷卻時間小於 3 年與比功率大於 30 kW/kgU 之案例，校正因子將使鈾系元素衰變熱貢獻將比保守估計值還要高 15%，然而，在這個停機冷卻時間範圍內，鈾系元素所貢獻的衰變熱功率通常不到總衰變熱功率的 20 %，因此這項方法不會導致總衰變熱功率計算結果過度保守。

表 3.1.3. 6 計算 PWR 鈾系元素熱衰變之參數與係數

Index n		1	2	3	4	5	6	7
Nuclide		Am-241	Pu-241	Pu-240	Pu-239	Pu-238	Cm-244	Cm-242
Decay constant λ_n (1/s)		5.078E-11	1.531E-09	3.347E-12	9.111E-13	2.504E-10	1.213E-09	4.923E-08
Enrichment	Burnup (MWd/kgU)	Actinide coefficients β_n (W/kgU)						
2 wt%	10	7.068E-04	1.166E-03	5.992E-03	7.102E-03	6.954E-03	8.070E-04	1.182E-01
	20	3.811E-03	2.982E-03	1.272E-02	9.070E-03	4.025E-02	2.275E-02	1.196E+00
	30	6.943E-03	4.273E-03	1.758E-02	9.722E-03	1.013E-01	1.295E-01	2.751E+00
	40	9.432E-03	5.053E-03	2.082E-02	1.002E-02	1.753E-01	3.821E-01	4.167E+00
	50	1.104E-02	5.529E-03	2.296E-02	1.021E-02	2.491E-01	8.029E-01	5.123E+00
	65	1.210E-02	5.832E-03	2.446E-02	1.037E-02	3.137E-01	1.374E+00	5.705E+00
3 wt%	10	4.968E-04	8.284E-04	4.395E-03	6.911E-03	5.455E-03	2.734E-04	6.253E-02
	20	3.321E-03	2.525E-03	1.034E-02	9.467E-03	3.299E-02	9.358E-03	7.886E-01
	30	6.968E-03	3.990E-03	1.543E-02	1.040E-02	9.066E-02	6.223E-02	2.159E+00
	40	1.022E-02	4.971E-03	1.932E-02	1.071E-02	1.720E-01	2.109E-01	3.728E+00
	50	1.202E-02	5.600E-03	2.202E-02	1.078E-02	2.654E-01	5.003E-01	4.945E+00
	65	1.345E-02	5.949E-03	2.395E-02	1.082E-02	3.538E-01	9.393E-01	5.814E+00
4 wt%	10	3.717E-04	6.235E-04	3.434E-03	6.708E-03	4.580E-03	1.204E-04	3.791E-02
	20	2.868E-03	2.147E-03	8.586E-03	9.721E-03	2.778E-02	4.563E-03	5.457E-01
	30	6.749E-03	3.673E-03	1.346E-02	1.103E-02	7.936E-02	3.300E-02	1.673E+00
	40	1.079E-02	4.816E-03	1.765E-02	1.151E-02	1.592E-01	1.212E-01	3.194E+00
	50	1.344E-02	5.626E-03	2.083E-02	1.159E-02	2.607E-01	3.108E-01	4.618E+00
	65	1.513E-02	6.102E-03	2.322E-02	1.151E-02	3.686E-01	6.301E-01	5.774E+00
5 wt%	10	2.902E-04	4.887E-04	2.802E-03	6.512E-03	4.010E-03	6.217E-05	2.509E-02
	20	2.477E-03	1.838E-03	7.301E-03	9.850E-03	2.410E-02	2.514E-03	3.951E-01
	30	6.348E-03	3.342E-03	1.185E-02	1.153E-02	6.989E-02	1.915E-02	1.308E+00
	40	1.094E-02	4.593E-03	1.604E-02	1.226E-02	1.444E-01	7.383E-02	2.679E+00
	50	1.452E-02	5.567E-03	1.949E-02	1.246E-02	2.459E-01	1.988E-01	4.150E+00
	65	1.710E-02	6.195E-03	2.227E-02	1.238E-02	3.633E-01	4.236E-01	5.522E+00

表 3.1.3. 7 計算 BWR 鈾系元素熱衰變之參數與係數

Index n		1	2	3	4	5	6	7
Nuclide		Am-241	Pu-241	Pu-240	Pu-239	Pu-238	Cm-244	Cm-242
Decay constant λ_n (1/s)		5.078E-11	1.531E-09	3.347E-12	9.111E-13	2.504E-10	1.213E-09	4.923E-08
Enrichment	Burnup (MWd/kgU)	Actinide coefficients β_n (W/kgU)						
2 wt%	10	6.463E-04	1.029E-03	5.868E-03	6.474E-03	6.987E-03	7.945E-04	1.124E-01
	20	3.117E-03	2.451E-03	1.277E-02	7.861E-03	3.692E-02	1.999E-02	1.060E+00
	30	5.303E-03	3.451E-03	1.782E-02	8.126E-03	8.979E-02	1.167E-01	2.376E+00
	40	6.713E-03	3.993E-03	2.104E-02	8.162E-03	1.493E-01	3.539E-01	3.501E+00
	50	7.453E-03	4.292E-03	2.300E-02	8.197E-03	2.026E-01	7.566E-01	4.150E+00
	60	7.890E-03	4.463E-03	2.427E-02	8.249E-03	2.436E-01	1.305E+00	4.478E+00
3 wt%	10	4.587E-04	7.478E-04	4.230E-03	6.359E-03	5.531E-03	2.792E-04	5.971E-02
	20	2.793E-03	2.067E-03	1.021E-02	8.282E-03	3.010E-02	8.008E-03	6.925E-01
	30	5.524E-03	3.226E-03	1.547E-02	8.799E-03	7.984E-02	5.317E-02	1.850E+00
	40	7.606E-03	3.948E-03	1.948E-02	8.766E-03	1.479E-01	1.857E-01	3.167E+00
	50	8.340E-03	4.358E-03	2.211E-02	8.623E-03	2.208E-01	4.556E-01	4.101E+00
	60	8.789E-03	4.542E-03	2.383E-02	8.527E-03	2.824E-01	8.756E-01	4.649E+00
4 wt%	10	3.406E-04	5.629E-04	3.251E-03	6.168E-03	4.604E-03	1.217E-04	3.573E-02
	20	2.435E-03	1.755E-03	8.339E-03	8.548E-03	2.519E-02	3.854E-03	4.728E-01
	30	5.462E-03	2.969E-03	1.335E-02	9.435E-03	6.920E-02	2.719E-02	1.413E+00
	40	8.369E-03	3.845E-03	1.766E-02	9.545E-03	1.361E-01	1.017E-01	2.692E+00
	50	9.819E-03	4.417E-03	2.090E-02	9.337E-03	2.185E-01	2.696E-01	3.885E+00
	60	1.028E-02	4.686E-03	2.319E-02	9.065E-03	3.002E-01	5.656E-01	4.744E+00
5 wt%	10	2.625E-04	4.375E-04	2.611E-03	5.960E-03	3.971E-03	6.128E-05	2.319E-02
	20	2.108E-03	1.503E-03	6.984E-03	8.682E-03	2.174E-02	2.108E-03	3.381E-01
	30	5.190E-03	2.702E-03	1.158E-02	9.927E-03	6.030E-02	1.537E-02	1.088E+00
	40	8.702E-03	3.681E-03	1.587E-02	1.029E-02	1.223E-01	5.975E-02	2.227E+00
	50	1.109E-02	4.408E-03	1.944E-02	1.018E-02	2.053E-01	1.649E-01	3.481E+00
	60	1.230E-02	4.813E-03	2.224E-02	9.839E-03	2.980E-01	3.637E-01	4.609E+00

1.3.6 活化結構材料衰變熱

結構材料衰變熱功率之產生主要來自於輻射材料的活化產物，例如護套、燃料棒格架、水棒和襯板等，而這些組件常見的材料包括使用鋁合金-2、鋁合金-4、鎳鋁合金、以及不鏽鋼等。在 NUREG/CR-6999 報告中，給定了用於計算初始數量結構與微量成分的活化產物衰變熱，在活化計算中，每個組件的質量被加權以反映燃料與活化組件之間中子通量與能譜之間的差異。對於 304 型不鏽鋼，鈷含量的上限為 800 ppm，鋁合金-4 的上限為 100 ppm，而實際上所測得的鈷濃度含量皆會明顯低於 NUREG/CR-6999 報告計算使用的鈷含量，這是因為燃料製造商在組裝燃料元件中使用低於 100 ppm 的低鈷污染之材料，以減少輻射面積與除污成本，因此，NUREG/CR 6999 報告所列之參考值，代表以鈷為主活化結構的貢獻會明顯較於保守，大約在 2 至 10 年冷卻時間週期中，活化結構材料衰變熱高估情形最為明顯，其峰值(peak)效應接近於第 6 年停機冷卻時間。而活化結構材料與分裂產物、鈾系元素相比，活化結構材料元件的衰變熱貢獻通常較小，可能佔總衰變的百分之幾而已，如圖 3.1.3.4。活化結構材料衰變熱貢獻公式如下：

$$P_s(t, T) = A(t) P_F(t, T) \quad 3.1.3.17$$

公式中 $A(t)$ 值列於表 3.1.3.4，而 $P_F(t, T)$ 為分裂產物之衰變熱。對於一個典型的燃料組件設計，如果燃耗(MWd/kgU)值不超過燃料初始濃度的 14 倍，則由列表中 $A(t)$ 值所計算出的活化結構材料貢獻之衰變熱功率，將會是一個相對保守之估計值。

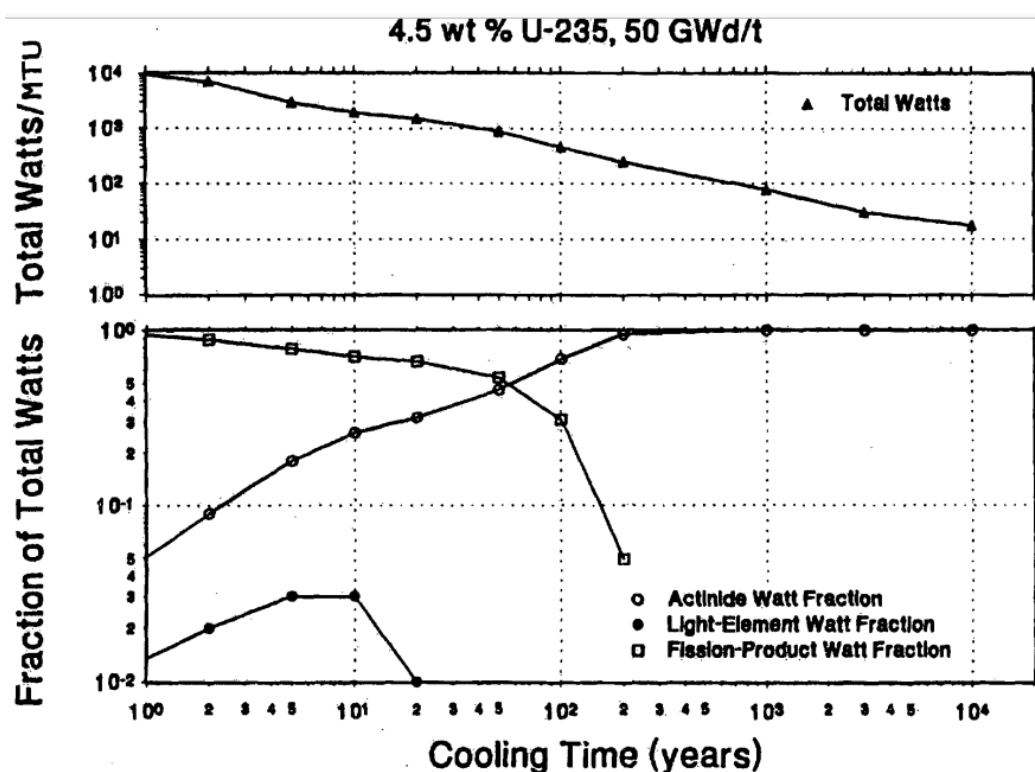


圖 3.1.3.4 不同衰變熱貢獻因子之比較圖

1.3.7 安全因子

RG3.54 在計算衰變熱功率時，對於不準度之估算是採用總衰變熱值乘上額外的安全因子($F_s(t)$)，來含括其他項的不確定性，RG3.54 提供了安全因子 $F_s(t)$ 如表 3.1.3.4 所示。這裡的不準度主要是透過 NUREG/CR-6999 報告第 5 節中所描述 132 個組件實驗數據範圍內，量測值與計算值之間比較，所得到的不準度範圍數據，具有可參考性，並確保此安全因子在 95 %信賴水平下，測量數據有 95 %是保守的。

1.4 ISO 10645

國際標準化組織（International Organization for Standardization, ISO）是國家標準機構（ISO 成員機構）的全球聯盟，ISO 組織各成員機構都有權在技術委員會中派出代表，並制定國際標準，成員機構包含了政府和非政府組織等。ISO 10645(Nuclear energy - Light water reactors - Decay heat power in non-recycled nuclear fuels)為針對核能輕水式反應器衰變熱標準進行說明[8]，ISO 10645 標準由技術委員會 ISO/TC 85(核能，核能技術，和輻射防護)，以及 SC 6 小組委員會(反應器技術)撰寫。ISO 10645 初版始於 1992 年發布，目前最新版本為 2022 年 4 月發布之第二版並取代初版，新版主要更新如下：

1. ^{235}U 、 ^{238}U 、 ^{239}Pu 和 ^{241}Pu 的衰變熱曲線參考來自美國國家標準 ANS-5.1-2014 的數據進行修訂。
2. 這些曲線基於適用對分裂產物衰變熱在短停機冷卻時間小於 10^5 秒的實驗光譜和熱量測量，以及適用對較長時間的測量及模擬。
3. 依據近年評估數據，更新了相關數據的常數值。
4. 初始 U-235 濃度從 4.1%(質量分率)擴展到 5%。
5. 燃耗範圍擴大到 62 GWd/t，較上一版 1992 年的 52GWd/t 增加。

1.4.1 適用範圍

ISO 10645 衰變熱計算標準適用於裝載 ^{235}U 和 ^{238}U 組成核燃料的輕水式反應器(如壓水式反應器及沸水式反應器)，ISO 10645 其中針對分裂產物衰變熱計算也允許應用於其他反應器之設計(例如重水反應器)，前提是必須根據其特定反應器型態確定鈾系元素和中子捕獲效應的貢獻。ISO 10645 衰變熱計算標準適用於反應器停機冷卻時間從 0 秒到 10^9 秒的衰變熱週期。

ISO 10645 衰變熱計算標準不考慮反應器停機後延遲中子與活化結構材料衰變產生的熱能貢獻，延遲中子在反應器停機後的幾分鐘內通常貢獻度很低，可以被忽略不計，若要計算延遲中子，則要考量細部爐心燃料布局等資訊。而活化結構材料對於總衰變熱貢獻度占比影響很小，所以也可以忽略不計，活化結構材料的分析可以單獨去計算。

ISO 10645 衰變熱計算標準考量下述三項衰變熱貢獻因子：(1)分裂產物之衰變熱、(2)鈾系元素之衰變熱、以及(3)分裂產物捕獲中子產生同位素之衰變熱，以下詳細說明。

1.4.2 分裂產物

通常在運轉過程中，燃料的成分和功率輸出會隨著反應器運轉時間而變化，在計算衰變熱時會考慮這個變因，計算方法可將運轉時間進一步切分為恆定功率與恆定核種分裂速率的區間，如圖 3.1.4.1 所示，通過在運轉時間結束時對燃料功率盡可能最佳的近似，可以減少此衰變熱誤差。另外也可以利用不確定性定義其條件，假設使用運轉階段中最大功率值與降低運轉時間來保守進行估算，任何保守的計算都需要提出合理的證明。

在計算分裂產物衰變熱時，分裂產物衰變熱功率的貢獻 $P_S(t, T)$ 由四種分裂核種之各別貢獻 $P_{Si}(t, T)$ 來計算得出，如公式 3.1.4.1。

$$P_S(t, T) = \sum_{i=1}^4 P_{Si}(t, T) \quad 3.1.4.1$$

每個分裂核種貢獻 $P_{Si}(t,T)$ 依次由功率直方圖的 m 個時間間隔衰變熱功率之和組成，計算如公式 3.1.4.2 所示。

$$P_{Si}(t, T) = \sum_{k=1}^m P_{Si}(t_k, T_k) = \sum_{k=1}^m \frac{P_{ik}}{Q_i} F_i(t_k, T_k) \quad 3.1.4.2$$

其中各符號所代表的意義如下：

P_{ik} : 為燃料在分裂過程中釋放的總熱功率

Q_i : 為單個分裂釋放的總熱能

P_{ik}/Q_i : 為給定分裂核種 i 的裂變速率

$F_i(t_k, T_k)$ 是分裂核種 i 的衰變熱功率，指每秒一次核分裂，持續時間為 T_k 的時間間隔和衰變時間為 t_k 。由分裂後 t 時刻單個分裂的分裂產物能量釋放 $f_i(t)$ 計算得出，如公式 3.1.4.3 所示。

$$F_i(t_k, T_k) = \int_0^{T_k} f_i(T_k - T' + t_k) dT' \quad 3.1.4.3$$

$f_i(t)$ 則使用表 3.1.4.1~3.1.4.4 中給出的係數 a_{ij} 、 λ_{ij} 來計算，如公式 3.1.4.4 所示。

$$f_i(t) = \sum_{j=1}^{23} \alpha_{ij} e^{-\lambda_{ij} t} \quad 3.1.4.4$$

帶入後，則公式 3.1.4.3 可改寫為公式 3.1.4.5。

$$F_i(t_k, T_k) = \sum_{j=1}^{23} \frac{\alpha_{ij}}{\lambda_{ij}} (1 - e^{-\lambda_{ij} T_k}) e^{-\lambda_{ij} t_k} \quad 3.1.4.5$$

因此，分裂產物對衰變熱功率的貢獻 $P_S(t, T)$ 為公式 3.1.4.6。

$$P_S(t, T) = \sum_{i=1}^4 \sum_{k=1}^m \left\{ \frac{P_{ik}}{Q_i} \sum_{j=1}^{23} \left[\frac{\alpha_{ij}}{\lambda_{ij}} (1 - e^{-\lambda_{ij} T_k}) e^{-\lambda_{ij} t_k} \right] \right\} \quad 3.1.4.6$$

對於各個時間 t_k 衰變熱功率貢獻 $P_{Si}(t, T)$ ，使用公式 3.1.4.7 來計算。

$$t_1 = t$$

$$t_2 = t + T_1$$

$$t_m = t + \sum_{k=1}^{m-1} T_k \quad 3.1.4.7$$

分裂產物衰變熱功率的相對標準偏差 $\Delta P_{Si}/P_{Si}$ 由標準偏差 $\Delta F_i(t_k, T_k)$ 和相對標準偏差 $\Delta Q_i/Q_i$ 計算得出。分裂核種 i 的貢獻使用公式 3.1.4.8 計算。

$$\left(\frac{\Delta P_{Si}}{P_{Si}}\right)^2 = \left(\frac{\Delta Q_i}{Q_i}\right)^2 + \left[\frac{\sum_{k=1}^m \frac{P_{ik}}{Q_i} \Delta F_i(t_k, T_k)}{P_{Si}}\right]^2 \quad 3.1.4.8$$

其中， Q_i 和 ΔQ_i 的值從表 3.1.4.5 中給定。

對於衰減時間 $t_k \geq 1$ s，標準偏差 $\Delta F_i(t_k, T_k)$ 使用公式 3.1.4.9 計算。

$$\Delta F_i(t_k, T_k) = \int_0^{T_K} \Delta f_i(T_K - T' + t_k) dT' \quad 3.1.4.9$$

而 $\Delta f_i(t)$ 從下式來計算得知。

$$\Delta f_i(t) = \sum_{j=1}^{23} \beta_{ij} e^{-\lambda_{ij} t} \quad 3.1.4.10$$

因此，由此獲得以下公式 3.1.4.11。

$$\Delta F_i(t_k, T_k) = \sum_{j=1}^{23} \left[\frac{\beta_{ij}}{\lambda_{ij}} (1 - e^{-\lambda_{ij} T_K}) e^{-\lambda_{ij} t_k} \right] \quad 3.1.4.11$$

對於衰減時間 $t_k < 1$ s，標準偏差 $\Delta F_i(t_k, T_k)$ 。使用公式 3.1.4.12 計算。

$$\Delta F_i(t_k, T_k) = \frac{F_i(t_k, T_k)}{F_i(t_k = 1s, T_k)} \Delta F_i(t_k = 1s, T_k) \quad 3.1.4.12$$

所有分裂產物的衰變熱功率之標準偏差 ΔP_S 使用公式 3.1.4.13 計算。

$$|\Delta P_S| = \sum_{i=1}^4 |\Delta P_{Si}| \quad 3.1.4.13$$

表 3.1.4. 1 分裂核種 ^{235}U 之係數

j	α $\left(\frac{\text{MeV/s}}{\text{fission}}\right)^a$	β $\left(\frac{\text{MeV/s}}{\text{fission}}\right)^a$	λ $(\text{s}^{-1})^a$
1	5,280 0E-04	1,227 6E-04	2,721 6E+00
2	6,858 8E-01	2,986 2E-01	1,025 6E+00
3	4,075 2E-01	1,490 1E-02	3,141 9E-01
4	2,193 7E-01	9,636 9E-03	1,178 8E-01
5	5,770 1E-02	1,068 0E-03	3,436 5E-02
6	2,253 0E-02	4,070 5E-04	1,176 2E-02
7	3,339 2E-03	7,872 6E-05	3,606 5E-03
8	9,366 7E-04	1,679 5E-05	1,396 3E-03
9	8,089 9E-04	1,447 4E-05	6,260 8E-04
10	1,957 2E-04	4,372 4E-06	1,892 4E-04
11	3,260 9E-05	5,117 8E-07	5,507 4E-05
12	7,582 7E-06	2,099 7E-08	2,097 1E-05
13	2,518 9E-06	7,925 8E-08	9,994 0E-06
14	4,983 6E-07	9,330 1E-09	2,540 1E-06
15	1,852 3E-07	3,785 5E-09	6,633 2E-07
16	2,659 2E-08	5,400 4E-10	1,228 1E-07
17	2,235 6E-09	4,535 7E-11	2,716 3E-08
18	8,9582E-12	5,5496E-14	3,2955E-09
19	8,5968E-11	1,8015E-12	7,4225E-10
20	2,1072E-14	4,9806E-15	2,4681E-10
21	7,1219E-16	-7,4576E-17	1,5596E-13
22	8,1126E-17	2,5589E-15	2,2573E-14
23	9,4678E-17	-2,4567E-15	2,0503E-14

表 3.1.4. 2 分裂核種 ^{238}U 之係數

j	α $\left(\frac{\text{MeV/s}}{\text{fission}}\right)^a$	β $\left(\frac{\text{MeV/s}}{\text{fission}}\right)^a$	λ $(\text{s}^{-1})^a$
1	3,936 8E-01	1,592 6E-01	4,342 7E+00
2	7,458 8E-01	2,581 2E-02	1,711 4E+00
3	1,216 9E+00	3,852 6E-01	6,057 2E-01
4	5,282 0E-01	1,150 1E-01	1,942 9E-01
5	1,480 5E-01	3,401 0E-03	6,978 8E-02
6	4,598 0E-02	3,448 2E-03	1,880 9E-02
7	1,040 6E-02	6,156 7E-04	6,126 5E-03
8	1,699 1E-03	9,581 0E-05	1,379 9E-03
9	6,910 2E-04	2,993 1E-05	5,279 9E-04
10	1,473 6E-04	9,354 4E-06	1,614 5E-04
11	2,404 9E-05	1,714 6E-06	4,841 9E-05
12	6,928 8E-06	3,529 7E-07	1,564 4E-05
13	6,492 7E-07	2,336 6E-08	5,361 0E-06
14	4,355 6E-07	1,656 0E-08	2,168 9E-06
15	1,602 0E-07	5,627 7E-09	6,334 3E-07
16	2,308 9E-08	7,996 0E-10	1,287 9E-07
17	2,548 1E-09	1,151 4E-10	2,560 4E-08
18	3,507 1E-11	4,697 6E-12	9,154 4E-09
19	6,339 9E-11	2,877 8E-12	7,394 0E-10
20	4,159 9E-14	1,743 8E-15	2,473 1E-10
21	5,329 5E-16	4,239 4E-17	1,959 4E-13
22	1,669 5E-18	-1,678 9E-14	6,430 3E-14
23	4,105 8E-16	1,678 5E-14	6,422 9E-14

表 3.1.4. 3 分裂核種 ^{239}Pu 之係數

j	α $\left(\frac{\text{MeV/s}}{\text{fission}}\right)^a$	β $\left(\frac{\text{MeV/s}}{\text{fission}}\right)^a$	λ $(\text{s}^{-1})^a$
1	1,654 0E+00	6,230 8E-01	8,924 6E+00
2	3,692 8E-01	2,495 2E-01	6,900 5E-01
3	2,400 6E-01	-1,059 3E-02	2,361 8E-01
4	1,026 9E-01	1,397 4E-02	1,011 8E-01
5	3,491 6E-02	3,836 6E-04	3,719 3E-02
6	2,296 1E-02	1,089 1E-03	1,431 9E-02
7	3,907 0E-03	3,920 7E-05	4,509 4E-03
8	1,308 0E-03	7,475 1E-05	1,321 1E-03
9	7,026 5E-04	1,627 9E-05	5,348 1E-04
10	1,429 7E-04	1,739 7E-06	1,729 7E-04
11	1,764 2E-05	1,473 0E-06	4,891 8E-05
12	7,364 6E-06	2,032 3E-07	2,015 5E-05
13	1,772 0E-06	1,322 8E-07	8,368 7E-06
14	5,494 5E-07	2,839 0E-08	2,362 0E-06
15	1,673 6E-07	8,511 5E-09	6,459 4E-07
16	2,116 0E-08	1,058 3E-09	1,282 2E-07
17	2,938 8E-09	1,472 1E-10	2,516 6E-08
18	1,365 9E-10	7,590 6E-12	1,317 6E-08
19	5,745 0E-11	2,874 2E-12	7,356 8E-10
20	3,842 2E-14	5,499 8E-15	2,466 3E-10
21	1,803 0E-16	-1,870 6E-16	3,349 0E-13
22	1,834 2E-15	1,774 7E-16	1,876 1E-13
23	1,988 4E-16	1,409 1E-16	3,154 4E-14

表 3.1.4. 4 分裂核種 ^{241}Pu 之係數

j	α $\left(\frac{\text{MeV/s}}{\text{fission}}\right)^a$	β $\left(\frac{\text{MeV/s}}{\text{fission}}\right)^a$	λ $(\text{s}^{-1})^a$
1	3,093 4E-01	6,527 5E-02	2,904 9E+00
2	5,443 4E-01	2,897 6E-01	6,491 1E-01
3	4,078 2E-01	4,894 3E-05	2,556 9E-01
4	1,582 8E-01	1,065 5E-02	8,712 3E-02
5	4,157 7E-02	8,211 6E-04	2,506 8E-02
6	1,481 8E-02	9,075 6E-04	1,332 3E-02
7	5,817 6E-03	1,182 2E-04	6,377 2E-03
8	1,948 2E-03	7,652 5E-05	2,022 1E-03
9	9,519 6E-04	3,433 6E-05	6,293 3E-04
10	1,820 8E-04	4,489 0E-06	1,746 2E-04
11	1,531 0E-05	2,307 2E-06	4,017 2E-05
12	4,503 9E-06	5,415 3E-07	1,528 9E-05
13	9,827 7E-07	1,172 5E-07	7,611 3E-06
14	5,183 2E-07	4,950 1E-08	2,508 3E-06
15	2,301 8E-08	3,098 9E-09	1,131 2E-06
16	1,581 7E-07	1,578 8E-08	6,987E-07
17	1,807 4E-08	1,814 8E-09	1,314 9E-07
18	3,692 2E-09	3,679 4E-10	2,423 7E-08
19	5,384 3E-11	5,908 6E-12	9,643 3E-09
20	5,300 3E-11	5,311 4E-12	7,346 7E-10
21	4,835 8E-14	1,393 5E-14	2,482 7E-10
22	9,851 6E-16	1,283 4E-16	1,687 3E-13
23	1,307 6E-16	6,058 0E-18	8,363 9E-15

表 3.1.4. 5 每一次分裂釋放能量 Q 以及 ΔQ 值

i	Fissile nuclide	$Q_{\text{eff}}^{\text{a}}$	Q_c^{b}	Q_{total}	ΔQ
1	^{235}U	193,5	8,7	202,2	$\pm 0,5$
2	^{238}U	194,6	10,9	205,5	$\pm 1,0$
3	^{239}Pu	199,7	11,5	211,2	$\pm 0,7$
4	^{241}Pu	201,8	11,9	213,7	$\pm 0,7$

^a Q_{eff} is the effective thermal energy resulting from one nuclear fission event.

^b Q_c is the effective thermal energy released from neutron capture not resulting in nuclear fission, based on a mean energy per capture of 6,1 MeV, which is characteristic of LWRs. The mean energy per capture applicable to each distinct case may be inserted by the user as appropriate.

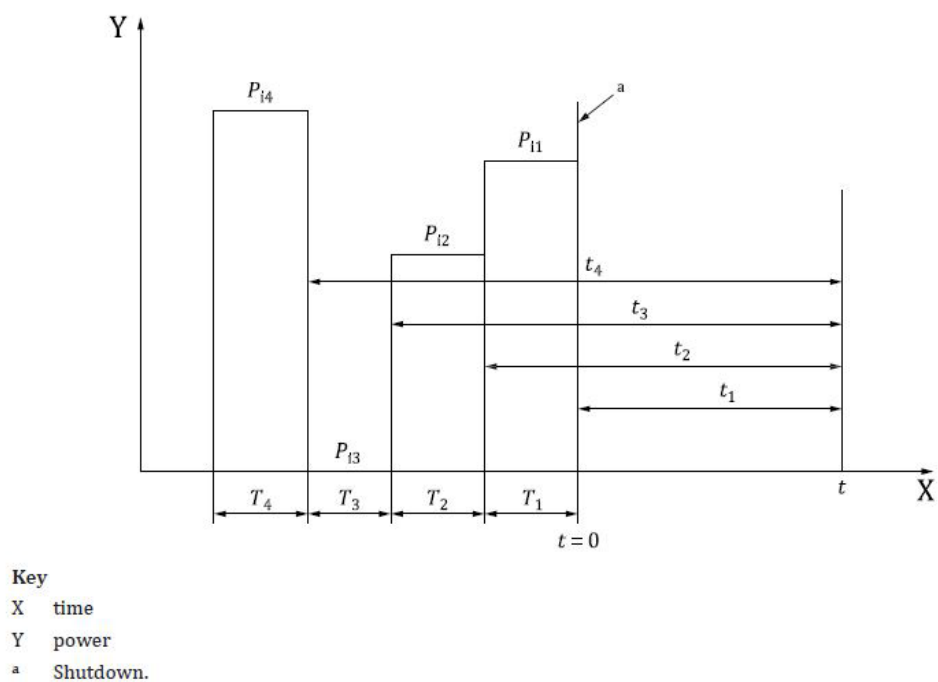


圖 3.1.4. 1 可分裂核種 i 之不同功率的示意圖。

1.4.3 鈾系元素

ISO 10645 衰變熱計算標準對於鈾系元素貢獻分成兩個部份來做計算，一是考量 ^{239}U 和 ^{239}Np 之貢獻，二是其他鈾系元素之貢獻。

^{239}U 和 ^{239}Np ：

$P_B(t,T)$ 從 ^{239}U 和 ^{239}Np 的衰變熱功率使用公式 3.1.4.14 計算。

$$P_B(t, T) = \sum_{k=1}^m \frac{P_k}{Q} [F_U(t_k, T_k) + F_{NP}(t_k, T_k)] \quad 3.1.4.14$$

其中 P_k/Q 為時間區間 k 內的總分裂率，如公式 3.1.4.15 所示。

$$\frac{P_k}{Q} = \sum_{i=1}^4 \frac{P_{ik}}{Q_i} \quad 3.1.4.15$$

而公式 3.1.4.14 中的項 $F_U(t_k, T_k)$ 和 $F_{NP}(t_k, T_k)$ 分別使用下列公式 3.1.4.16 和公式 3.1.4.17 計算。

$$F_U(t_k, T_k) = E_U R (1 - e^{-\lambda_U T_k}) e^{-\lambda_U t_k} \quad 3.1.4.16$$

$$F_{NP}(t_k, T_k) = E_{NP} R \left[\frac{\lambda_U}{\lambda_U - \lambda_{NP}} (1 - e^{-\lambda_{NP} T_k}) e^{-\lambda_{NP} T_k} - \frac{\lambda_{NP}}{\lambda_U - \lambda_{NP}} (1 - e^{-\lambda_U T_k}) e^{-\lambda_U T_k} \right] \quad 3.1.4.17$$

E_U ：是 ^{239}U 的平均衰變能量(0.460MeV)

E_{NP} ：是 ^{239}Np 的平均衰變能量(0.405MeV)

λ_U ：是 ^{239}U 的衰減常數($4.926 \times 10^{-4} \text{ s}^{-1}$)

λ_{NP} ：是 ^{239}Np 的衰減常數($3.405 \times 10^{-6} \text{ s}^{-1}$)

R ：是運轉時間結束時， ^{238}U 中的中子捕獲率與總分裂率的比值，如果使用者沒有 R 值，則可以使用公式 3.1.4.18 計算其近似值。

$$R = 0.974a_0^{-0.504} + B_f(0.00883 - a_0 * 0.000726) \quad 3.1.4.18$$

a_0 ：是 ^{235}U 的初始濃化度（質量百分比）

B_f ：是燃料的最終燃耗，以每千克初始鈾為單位的兆瓦天數

公式 3.1.4.18 是針對輕水反應爐類型所開發的，適用於燃料初始濃度為 1.9% 和 5.0% 之間的範圍。

其他鈾系元素：

ISO 10645 衰變熱計算標準在計算其他鈾系元素時，是透過分裂產物衰變熱乘上 $A(t)$ 因子來估算，若滿足以下條件，則計算出之其他鈾系元素衰變熱值較為保守：

- 燃料初始濃度，以質量百分比表示， $1.9 \% \leq a_0 \leq 5.0 \%$ ；
- 燃耗，以兆瓦天/千克初始鈾為單位 $B_f \leq 12.5 a_0$ ；
- 功率密度，以千瓦/千克鈾為單位 $S \geq 5.0 a_0$ 。

$$P_A(t, T) = A(t)P_S(t, T) \quad 3.1.4.19$$

$A(t)$ 的值，可以從表 3.1.4.6 來得知。

表 3.1.4. 6 計算其他銅系元素衰變熱貢獻之 A(t)因子

$t(s)^a$	$A(t)$	$t(s)^a$	$A(t)$
0	0,008	$4,0 \times 10^4$	0,071
1	0,009	$6,0 \times 10^4$	0,075
1,5	0,009	$8,0 \times 10^4$	0,077
2	0,010	$1,0 \times 10^5$	0,079
3	0,010	$1,5 \times 10^5$	0,081
4	0,011	$2,0 \times 10^5$	0,083
6	0,011	$3,0 \times 10^5$	0,085
8	0,012	$4,0 \times 10^5$	0,086
10	0,012	$6,0 \times 10^5$	0,089
15	0,013	$8,0 \times 10^5$	0,092
20	0,013	$1,0 \times 10^6$	0,095
30	0,014	$1,5 \times 10^6$	0,104
40	0,015	$2,0 \times 10^6$	0,112
60	0,016	$3,0 \times 10^6$	0,127
80	0,017	$4,0 \times 10^6$	0,140
100	0,018	$6,0 \times 10^6$	0,156
150	0,020	$8,0 \times 10^6$	0,171
200	0,021	$1,0 \times 10^7$	0,181
300	0,023	$1,5 \times 10^7$	0,196
400	0,024	$2,0 \times 10^7$	0,203
600	0,026	$3,0 \times 10^7$	0,206
800	0,028	$4,0 \times 10^7$	0,207
$1,0 \times 10^3$	0,029	$6,0 \times 10^7$	0,222
$1,5 \times 10^3$	0,033	$8,0 \times 10^7$	0,257
$2,0 \times 10^3$	0,035	$1,0 \times 10^8$	0,303
$3,0 \times 10^3$	0,040	$1,5 \times 10^8$	0,408
$4,0 \times 10^3$	0,043	$2,0 \times 10^8$	0,470
$6,0 \times 10^3$	0,049	$3,0 \times 10^8$	0,522
$8,0 \times 10^3$	0,053	$4,0 \times 10^8$	0,552
$1,0 \times 10^4$	0,056	$6,0 \times 10^8$	0,608
$1,5 \times 10^4$	0,061	$8,0 \times 10^8$	0,668
$2,0 \times 10^4$	0,064	$1,0 \times 10^9$	0,736
$3,0 \times 10^4$	0,068	—	—
^a Intermediate values are to be calculated using linear interpolation.			

1.4.4 中子捕獲

ISO 10645 衰變熱計算標準考量分裂產物對中子捕獲的效應，尤其是 ^{133}Cs 核種捕獲中子產生 ^{134}Cs 熱能對衰變熱功率有顯著之貢獻，尤其是反應器停機冷卻時間 10^8 秒時間週期內，應該必須給予考量。其他分裂產物對中子捕獲之衰變熱貢獻，則用保守估計 $H(t)$ 因子來計算，以下分別進行說明。

^{134}Cs 中子捕獲之貢獻:

針對 ^{134}Cs 的中子捕獲產生之功率計算，如下所示。

$$P_{Cs}(t, T) = \frac{P}{Q} F_{Cs}(t, T) \quad 3.1.4.20$$

其中 P/Q 的值，由 3.1.4.21 來定義。

$$\frac{P}{Q} = \sum_{i=1}^4 \frac{P_i}{Q_i} \quad 3.1.4.21$$

而 $F_{Cs}(t, T)$ 則透過 3.1.4.22 來定義。

$$F_{Cs}(t, T) = \lambda_4 E_{Cs} y \left[\frac{1 - e^{-(\lambda_4 + \sigma_4 \phi)T}}{\lambda_4 - \sigma_4 \phi} - \frac{e^{-\sigma_3 \phi T} - e^{-(\lambda_4 + \sigma_4 \phi)T}}{\sigma_3 \phi - (\lambda_4 + \sigma_4 \phi)} \right] e^{-\lambda_4 t} \quad 3.1.4.22$$

其中各符號所代表的意義如下:

y : 是每次裂變的平均 ^{133}Cs 累積產量 (0.0683 個原子分裂 $^{-1}$) ;

E_{Cs} : 是 ^{134}Cs 的平均衰變能量 (1.719 MeV) ;

λ_4 : 是 ^{134}Cs 的衰減常數 ($1.064 \times 10^{-8} \text{ s}^{-1}$)

ϕ : 是以 $\text{cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ 為單位的總中子通量 ;

σ_3 : 是 ^{133}Cs 的光譜平均 (n, γ) 截面 ($11.3 \times 10^{-24} \text{ cm}^2$) ;

σ_4 : 是 ^{134}Cs 的光譜平均 (n, γ) 截面 ($10.9 \times 10^{-24} \text{ cm}^2$) ;

橫截面常數 σ_3 和 σ_4 是針對典型的壓水式反應器 (PWR) 所定義，而應用於沸水式反應器 (BWR) 時，其計算結果會相對於保守。

其中對於中子通量的計算，使用有效運轉時間 T_{eff} 、有效中子通量 ϕ_{eff} 和平均分裂率 P/Q 來定義，如下。

$$T_{\text{eff}} = \sum_{k=1}^m T_k \text{ (for all } k \text{ with } \phi_k \text{ 不為 } 0) \quad 3.1.4.23$$

$$\phi_{\text{eff}} = \frac{1}{T_{\text{eff}}} \sum_{k=1}^m \phi_k T_k \quad 3.1.4.24$$

$$\frac{P}{Q} = \frac{1}{T_{\text{eff}}} \sum_{k=1}^m \sum_{i=1}^4 \frac{P_{ik}}{Q_i} T_k \quad 3.1.4.25$$

如果沒有可採用之中子通量值，可以使用以下近似值方式，如公式 3.1.4.26。

$$\phi_k = \frac{S_k}{a_{eff}} \times 2.58 \times 10^{13} (cm^{-2}s^{-1}) \quad 3.1.4.26$$

S_k : 是功率密度，單位是千瓦/千克燃料中的鈾；

a_{eff} : 是燃料的有效濃度，由初始濃度 a_0 計算得出，以質量百分比表示，如下

$$a_{eff} = a_0 + 1.0 \quad 3.1.4.27$$

對於典型的輕水式反應器鈾濃度和燃耗，公式 3.1.4.26 中 ϕ_k 得出的 $P_{Cs}(t,T)$ 值約高估了 5% 以上，而對於較短的運轉時間 ($<25 \text{ MWd/kg}$)，其近似解將 $P_{Cs}(t,T)$ 計算結果約高估了 15% 左右。

其他分裂產物中子捕獲之貢獻:

ISO 10645 衰變熱計算標準在計算其他分裂產物中子捕獲之衰變熱貢獻時，是透過分裂產物衰變熱乘上 $H(t)$ 因子來估算，若滿足以下條件，則計算出之其他分裂產物中子捕獲衰變熱值較為保守:

- 燃料初始濃度，以質量百分比表示， $1.9 \% \leq a_0 \leq 5.0 \%$ ；
- 燃耗，以兆瓦天/千克初始鈾為單位 $B_f \leq 12.5 a_0$ ；
- 功率密度，以千瓦/千克鈾為單位 $S \geq 5.0 a_0$ 。

$$P_E(t,T) = H(t)P_S(t,T) \quad 3.1.4.28$$

$H(t)$ 的值，可以從表 3.1.4.7 來得知。

表 3.1.4. 7 計算其他分裂產物中子捕獲衰變熱貢獻之 H(t)因子

$t(s)^a$	$H(t)$	$t(s)^a$	$H(t)$
0	0,015	$4,0 \times 10^4$	0,055
1	0,016	$6,0 \times 10^4$	0,063
1,5	0,016	$8,0 \times 10^4$	0,068
2	0,016	$1,0 \times 10^5$	0,071
3	0,017	$1,5 \times 10^5$	0,075
4	0,016	$2,0 \times 10^5$	0,077
6	0,017	$3,0 \times 10^5$	0,076
8	0,017	$4,0 \times 10^5$	0,075
10	0,018	$6,0 \times 10^5$	0,071
15	0,017	$8,0 \times 10^5$	0,068
20	0,017	$1,0 \times 10^6$	0,066
30	0,017	$1,5 \times 10^6$	0,059
40	0,016	$2,0 \times 10^6$	0,052
60	0,015	$3,0 \times 10^6$	0,040
80	0,015	$4,0 \times 10^6$	0,031
100	0,015	$6,0 \times 10^6$	0,020
150	0,015	$8,0 \times 10^6$	0,015
200	0,015	$1,0 \times 10^7$	0,012
300	0,016	$1,5 \times 10^7$	0,010
400	0,016	$2,0 \times 10^7$	0,009
600	0,018	$3,0 \times 10^7$	0,11
800	0,019	$4,0 \times 10^7$	0,012
$1,0 \times 10^3$	0,019	$6,0 \times 10^7$	0,015
$1,5 \times 10^3$	0,021	$8,0 \times 10^7$	0,019
$2,0 \times 10^3$	0,023	$1,0 \times 10^8$	0,024
$3,0 \times 10^3$	0,025	$1,5 \times 10^8$	0,033
$4,0 \times 10^3$	0,028	$2,0 \times 10^8$	0,038
$6,0 \times 10^3$	0,031	$3,0 \times 10^8$	0,037
$8,0 \times 10^3$	0,034	$4,0 \times 10^8$	0,033
$1,0 \times 10^4$	0,036	$6,0 \times 10^8$	0,025
$1,5 \times 10^4$	0,040	$8,0 \times 10^8$	0,016
$2,0 \times 10^4$	0,044	$1,0 \times 10^9$	0,011
$3,0 \times 10^4$	0,050	—	—

^a Intermediate values are to be calculated using linear interpolation.

1.4.5 總衰變熱計算

綜合以上分裂產物、銅系元素、以及中子捕獲之衰變熱貢獻，加總即為總衰變熱之公式 3.1.4.29，如下所示。

$$P_N(t, T) = P_S(t, T) + P_B(t, T) + P_A(t, T) + P_{CS}(t, T) + P_E(t, T) \quad 3.1.4.29$$

若要計算期誤差範圍，則透過 ΔP_N 公式 3.1.4.30 來計算， ΔP_N 為根據與分裂產物貢獻相關之標準偏差 ΔP_S (見公式 3.1.4.13) 和確定運轉期間相對熱功率的不確定性 ($\Delta P/P$)。

$$\Delta P_N(t, T) = n \sqrt{[\Delta P_S(t, T)]^2 + \left[P_N(t, T) \frac{\Delta P}{P} \right]^2} \quad 3.1.4.30$$

其中 n 是與所選可信度相關的標準偏差的倍數。

1.5 衰變熱模式差異與比較

核電廠於安全停機開始進入除役階段，當中最大的風險因子在於用過燃料池，因其用過燃料存在之衰變熱仍需持續藉由餘熱移除系統移出，因此相關安全系統與設備仍需持續運作，為確保用過燃料之完整性與安全，仍需進行用過燃料衰變熱評估與確保燃料完整性使核電廠除役安全無虞。以下我們從表 3.1.5.1 彙整比較前面章節詳細介紹過的 ASB9-2、ANSI/ANS5.1、RG3.54、ISO-10645 四個國際常用之衰變熱計算公式。

通常在運轉過程中，燃料的成分和功率輸出會隨著反應器運轉時間而變化，在計算衰變熱時需考慮到不同因素，其總衰變熱的計算也會不同。計算衰變熱時需考量多種貢獻因子，如分裂產物、中子捕獲、鈾系元素以及結構材料活化等，不同的衰變熱計算模式因其納入的貢獻因子有所差異，對應的冷卻時間也各不相同，ASB 9-2 衰變熱計算模式只考量分裂產物衰變熱以及重元素衰變熱，其總衰變熱數值計算即是分裂產物及重元素相加結果；ANSI/ANS 5.1 標準考量分裂產物衰變熱、中子捕獲衰變熱、及鈾系元素對衰變熱功率之貢獻並進行計算其總衰變熱，ANSI/ANS 5.1 標準包含了不準度的考量；ISO 10645 標準則考量到分裂產物、鈾系元素、以及中子捕獲之衰變熱貢獻，加總即為總衰變熱，其標準適用於裝載 ^{235}U 和 ^{238}U 組成核燃料的輕水式反應器，若能依其特定反應器型態確定鈾系元素和中子捕獲效應的貢獻，亦可應用於其他反應器之設計；RG 3.54 標準則除考量到分裂產物、鈾系元素、以及中子捕獲外還考量到結構材料活化，在計算衰變熱功率時，對於不準度之估算是採用總衰變熱值乘上額外的安全因子($F_s(t)$)，來含括其他項的不確定性，此標準適用於大多數商業反應器之用過核子燃料，且易於實施與使用，其計算結果可用於安全審查與執照許可申請等評估，分析結果不會產生過於保守之衰變熱值。

ASB 9-2 計算式有其建議的停機冷卻時間，其適用之停機冷卻時間範圍需小於 10^7 秒(約 115 天)；而 ANSI/ANS-5.1 計算式，則適用之停機冷卻時間範圍上限為不超過 10^{10} 秒(約 317 年)；ISO 10645 則是小於 10^9 (約 32 年)；RG 3.54 則適用於 1~110 年。因此建議用過燃料冷卻時間越長，則須採用 ANSI/ANS-5.1 計算式來評估其衰變熱(未來適用於乾式貯存分析)。值得一提的是，若採用 ANSI/ANS-5.1 計算式來估算衰變熱功率，使用者(或業主)需詳細的說明使用各項之條件與假設，合理的條件才會使估算之衰變熱值合理，並且其不準度越低。

表 3.1.5.1 不同衰變熱計算模式之比較

	ASB 9-2	ANSI/ANS 5.1	ISO 10645	RG 3.54
衰變熱計算 考量貢獻因 子	分裂產物 重元素	分裂產物 中子捕獲 銻系元素	分裂產物 中子捕獲 銻系元素	分裂產物 中子捕獲 銻系元素 結構材料活化
適用範圍 (冷卻時間)	0秒~10 ⁷ 秒 (~115天)	0秒~10 ¹⁰ 秒 (~320年)	0秒~10 ⁹ 秒 (~32年)	1年~110年
分裂產物衰 變熱計算方 式	$\frac{P}{P_0}(\infty, t_s)$ $= \frac{1}{200} \sum_{n=1}^{n=11} A_n \exp(-a_n t)$ $\frac{P}{P_0}(t_0, t_s)$ $= (1$ $+ K) \left[\frac{P}{P_0}(\infty, t_s)$ $- \frac{P}{P_0}(\infty, t_0 + t_s) \right]$	$f_i(t) = \sum_{j=1}^{23} \alpha_{ij} \exp(-\lambda_{ij} t)$ $P'_{di}(t, T)$ $= \sum_{\alpha=1}^N \frac{P_{i\alpha} F_i(t_\alpha, T_\alpha)}{Q_i}$	$f_i(t) = \sum_{j=1}^{23} \alpha_{ij} \exp(-\lambda_{ij} t)$ $P_{FS}(t, T)$ $= \sum_{i=1}^4 \sum_{k=1}^m \left[\frac{P_{ik}}{Q_i} \sum_{j=1}^{23} \frac{\alpha_{ij}}{\lambda_{ij}} (1$ $- e^{-\lambda_{ij} T_k}) e^{-\lambda_{ij} t_k} \right]$	$f_i(t) = \sum_{j=1}^9 \alpha_{ij} e^{-\lambda_{ij} t}$ $F_i(t, T)$ $= \sum_{j=1}^9 \frac{\alpha_{ij}}{\lambda_{ij}} (1 - e^{-\lambda_{ij} T}) e^{-\lambda_{ij} t}$ $P_F(t, T)$ $= \sum_{i=1}^4 \sum_{k=1}^m \left[\frac{S_{ik}}{Q_i} \sum_{j=1}^9 \frac{\alpha_{ij}}{\lambda_{ij}} (1$ $- e^{-\lambda_{ij} T_k}) e^{-\lambda_{ij} t_k} \right]$
中子捕獲衰 變熱計算方 式	--	$t \leq 10^4$ $P_{dc}(t, T) = P'_{dc}(t, T) G(t)$ $G(t) = (3.24 \times$ $10^{-6} + 5.23 \times 10^{-10} t)$ $T^{0.4} \psi$ $t > 10^4$ $P_{dc}(t, T) = \frac{P}{Q} F_{CS}(t, T)$ $F_{CS}(t, T) = Y E$ $\lambda_4 \exp(-\lambda_4 t) \left\{ \frac{1 - \exp(-\lambda_4 T - \sigma_4 \phi T)}{\lambda_4 + \sigma_4 \phi} \right.$ $\left. \frac{\exp(-\sigma_3 \phi T) - \exp(-\lambda_4 T - \sigma_4 \phi T)}{\sigma_3 \phi - \lambda_4 - \sigma_4 \phi} \right\}$	$P_{dcs}(t, T) = \frac{P}{Q} F_{CS}(t, T)$ $F_{CS}(t, T) = Y E$ $\lambda_4 \exp(-\lambda_4 t) \left\{ \frac{1 - \exp(-\lambda_4 T - \sigma_4 \phi T)}{\lambda_4 + \sigma_4 \phi} \right.$ $\left. \frac{\exp(-\sigma_3 \phi T) - \exp(-\lambda_4 T - \sigma_4 \phi T)}{\sigma_3 \phi - \lambda_4 - \sigma_4 \phi} \right\}$	Cs-134 貢獻: $P_C(t, T)$ $= Y E \lambda_4 \frac{S}{Q} \left[\frac{1 - e^{-(\lambda_4 + \sigma_4 \phi) T}}{\lambda_4 + \sigma_4 \phi} \right.$ $\left. + \frac{e^{-\sigma_3 \phi T} - e^{-(\lambda_4 + \sigma_4 \phi) T}}{\sigma_3 \phi - (\lambda_4 + \sigma_4 \phi)} \right] e^{-\lambda_4 t}$ 其他: $P_\epsilon(t, T) = H(t) P_F(t, T)$

銅系元素衰 變熱計算方 式	$\frac{P(U-239)}{P_0}$ $= 2.28$ $\times 10^{-3} C \frac{\sigma_{25}}{\sigma_{f25}} [1$ $- \exp(-4.91 \times 10^{-4} t_0)]$ $\times [\exp(-4.91 \times 10^{-4} t_s)]$ $\frac{P(N_p-239)}{P_0}$ $= 2.17$ $\times 10^{-4} C \frac{\sigma_{25}}{\sigma_{f25}} \{1.007[1$ $- \exp(-3.41 \times 10^{-6} t_0)]$ $\times \exp(-3.41 \times 10^{-6} t_s)$ $- 0.007 [1$ $- \exp(-4.91$ $\times 10^{-4} t_0)] \times \exp(-4.91$ $\times 10^{-4} t_s)\}$	$P_{dHE}(t,T)=$ $\frac{P_{max}}{Q_{eff}}[F_U(t,T)+F_{Np}(t,T)]$ $P_{dA}(t,T)=P'_d(t,T)[10^{-4}$ $A(t)B^{\alpha(t)}/\epsilon_{eff}]$	$P_B(t,T)=$ $\sum_{i=1}^4 \frac{P_k}{Q} [FU(t_k,T_k)+F_{Np}(t_k,T_k)]$ $P_A(t,T)=A(t)P_S(t,T)$	$P'_A(t) = \sum_{n=1}^7 \beta'_n e^{-\lambda_n t}$
結構材料衰 變熱計算方 式	--	--	--	$P_S(t,T)=A(t)P_F(t,T)$

(二) 美國除役核電廠衰變熱評估經驗

美國康乃狄克洋基核電廠(Connecticut Yankee, 以下簡稱 CY 核電廠)是一座壓水式(pressurized water reactor, PWR)核能發電廠，位於美國康乃狄克州米德爾塞克斯郡的哈德姆(Haddam)城鎮。CY 核電廠已經進入除役階段，由於除役過程電廠部分系統會進行除污與拆除，然而用過燃料池(spent fuel pool, SFP)還存放用過核子燃料，因此需提供足夠之冷卻與輻射屏蔽，以確保用過核子燃料之完整性與電廠安全。

在許多文獻中已經表明用過燃料池結構能夠承受適當的設計基礎熱負載和結構負載，例如地震等，因此，可能威脅用過燃料池中貯存用過核子燃料安全最可能的情況為冷卻能力之喪失。由於用過燃料所含分裂產物的持續放射性衰變，貯存用過燃料會產生熱量，假設核電廠在喪失冷卻能力後，如果可用的緊急救援設備不足以移除所有產生的衰變熱，則用過燃料池的溫度將會升高。

因此為了量化在核電廠除役過程中喪失冷卻能力事件對 CY 核電廠用過燃料池之影響，CY 核電廠計算了這段時間內的衰變熱負載和對應的最大升溫速率[9]，可以預期的是，用過燃料池衰變熱將在核電廠除役期間不斷地降低，用過燃料池升溫速率與淨衰變熱負荷成正比，因此會隨著時間的推移而降低，也意味著風險隨停機冷卻時間而越來越小。這些評估的結果提供了對用過燃料池的潛在後果以及從假設喪失冷卻能力事故中恢復的可用時間分析，評估結果後續可用於協助核電廠除役計劃規劃和緊急救援程序發展，以確保所貯存用過核子燃料的安全性和完整性不受威脅。

2.1 衰變熱與升溫率計算方式

CY 核電廠在計算用過燃料池衰變熱時，採用 ORIGEN-2 程式所計算，並輸入至 Holtec QA Validated 電腦程式 LONGOR v1.0，此方法考慮了實際初始 U-235 燃料濃度以及燃耗值，以計算出準確之衰變熱。為了提供 CY 核電廠用過燃料池最精確的總衰變熱變化，這些計算是採用實際核電廠運轉歷史功率與燃料退出期程，平均每個燃料組件初始 U-235 濃度以及燃耗對於每次退出之用過燃料棒束計算都是使用批次平均值進行評估。

在溫升率計算(heatup rate calculations)部分，考量核電廠失去冷卻能力後，用過燃料池的升溫速率是用過燃料池中的淨熱負載和總用過燃料池熱容量的函數，因此該函數由以下公式計算：

$$\frac{\Delta T}{\Delta t} = \frac{Q_{DECAY}}{C_{SFP}} \quad (3.2.1)$$

其中各符號所代表的意義如下：

$\Delta T / \Delta t$ = 溫升率 (°F/hr)

Q_{DECAY} = 衰變熱 (Btu/hr)

C_{SFP} = SFP 熱容量 (Btu / °F)

2.2 假設條件與 CY 數據

在 CY 核電廠評估條件中，有進行幾個保守之假設，這些假設與理由如下所描述：

1. 保守的忽略任何有利於冷卻效果之考量，例如用過燃料池水的蒸發，這樣可以保守地計算其最大升溫率。
2. 用過燃料池的熱容量僅基於淨水容量，這個假設保守地減少總熱容量，得出最大化升溫率。
3. 熱容量的計算假設燃料組件完全由密度最低的結構材料(如鋁合金)組成，這個保守地計算最小淨水體積。
4. 假設用平均批次燃料初始濃度和燃耗於衰變熱之計算。雖然單個組件的衰變熱產生率差異可能影響局部溫度分析，但對於整體用過燃料池溫度沒有影響。
5. 忽略用過燃料池中各燃料組件鈾重量的些微差異，鈾重量的微小變化不會對於燃料組件地衰變熱產生根本性的影響，衰變熱計算被保守地基於給定退出批次中燃料組件類型的鈾重量。

用過燃料池熱容量計算所需的輸入數據和值，參考如下：

反應器類型：壓水式

反應器熱功率：1,825 MW(t)

鐵心尺寸：157 個組件

邊界燃料鈾重量（週期 2-18）：412.125 kg

邊界燃料鈾重量（週期 19）：363.810 kg

燃料退出時間表：表 3.2.1

評估開始日期：1997 年 1 月 1 日

評估結束日期：2015 年 12 月 31 日

表 3.2.1 CY 核電廠燃料退出時間表與相關資料

Discharge Date	# of Assemblies	Avg. Enrichment	Avg. Burnup
April 16, 1971	23	3.020	26500
June 10, 1972	53	3.233	30800
July 8, 1973	55	2.953	27300
May 17, 1975	48	4.000	32900
May 18, 1976	53	3.654	30600
October 15, 1977	52	3.654	33400
January 27, 1979	48	3.974	32700
May 3, 1980	53	3.981	34300
September 26, 1981	53	3.989	33900
January 22, 1983	49	3.994	33900
August 1, 1984	53	3.990	35300
January 4, 1986	56	3.981	33800
July 18, 1987	53	3.981	33900
September 2, 1989	55	3.402	32400
October 17, 1991	53	3.997	34600
May 15, 1993	53	3.987	33400
January 28, 1995	53	4.000	34900

2.3 分析結果

CY 核電廠評估熱容量計算中，根據上述假設之條件，算出 CY 核電廠用過燃料池之熱容量計算結果為 2.285×10^6 Btu/°F，該熱容量僅包括水，保守地忽略了格架、燃料、襯墊和混凝土結構的熱容量。衰變熱功率變化計算結果如圖 3.2.1 所示，從數據上可知，CY 核電廠用過燃料池衰變熱功率從 1997 年之 4,759,102 Btu/hr，到 2016 年 987,903 Btu/hr，下降幅度約剩 20% 左右。而在用過燃料池溫升率變化趨勢來看，如圖 3.2.2 所示，從 1997 年之 2.11 °F/hr，到 2016 年降至 0.44 °F/hr。

早期美國 CY 核電廠用過燃料池執照申請(Licensing)文件中熱水力安全分析評估報告為採用 ASB 9-2 的計算方法來決定衰變熱功率，而 ASB 9-2 計算模式基本上是曲線擬合方程(curve-fit equations)，具有高度保守性。CY 核電廠在報告中採用 ORIGEN-2 程式計算衰變熱功率，ORIGEN-2 程式考量了同位素的生成和消耗，因此預期比 ASB 9-2 的近似值更準確，為了量化 ORIGEN-2 和 ASB 9-2 的結果之間的差異，CY 核電廠在 1997 年 1 月 1 日至 2016 年 1 月 1 日的日期範圍內對兩種方法進行了比較，結果如圖 3.2.3 所示，從分析結果得知，ORIGEN-2 和 ASB 9-2 的結果差異性比列介於 30%~60%，初期(1997 年~1998 年)之差異性約為 30~40%，而在後期(2000 年後)差異性就維持在 55% 以上。

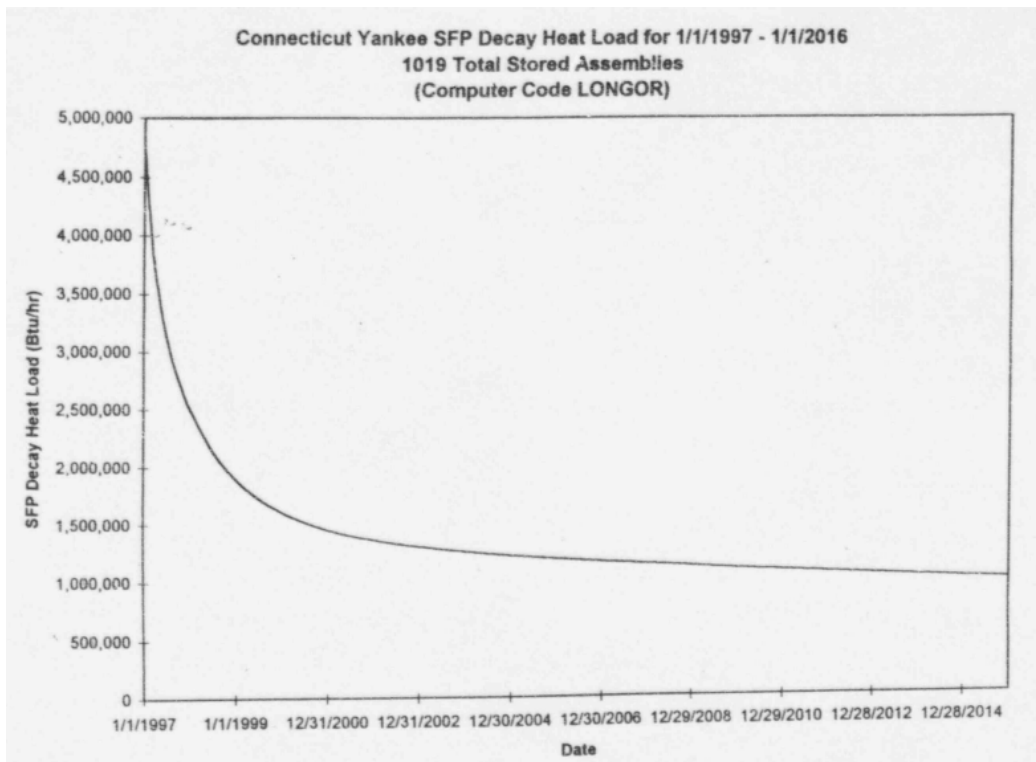


圖 3.2. 1 CY 核電廠用過燃料池衰變熱之變化趨勢

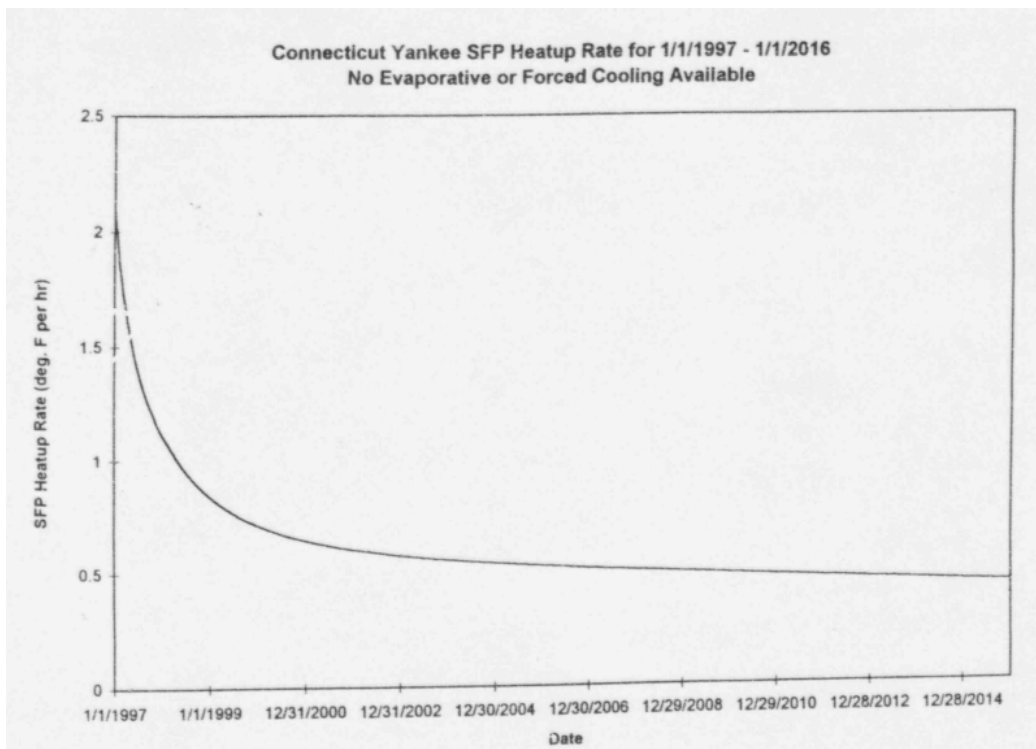


圖 3.2. 2 CY 核電廠用過燃料池溫升率之變化趨勢

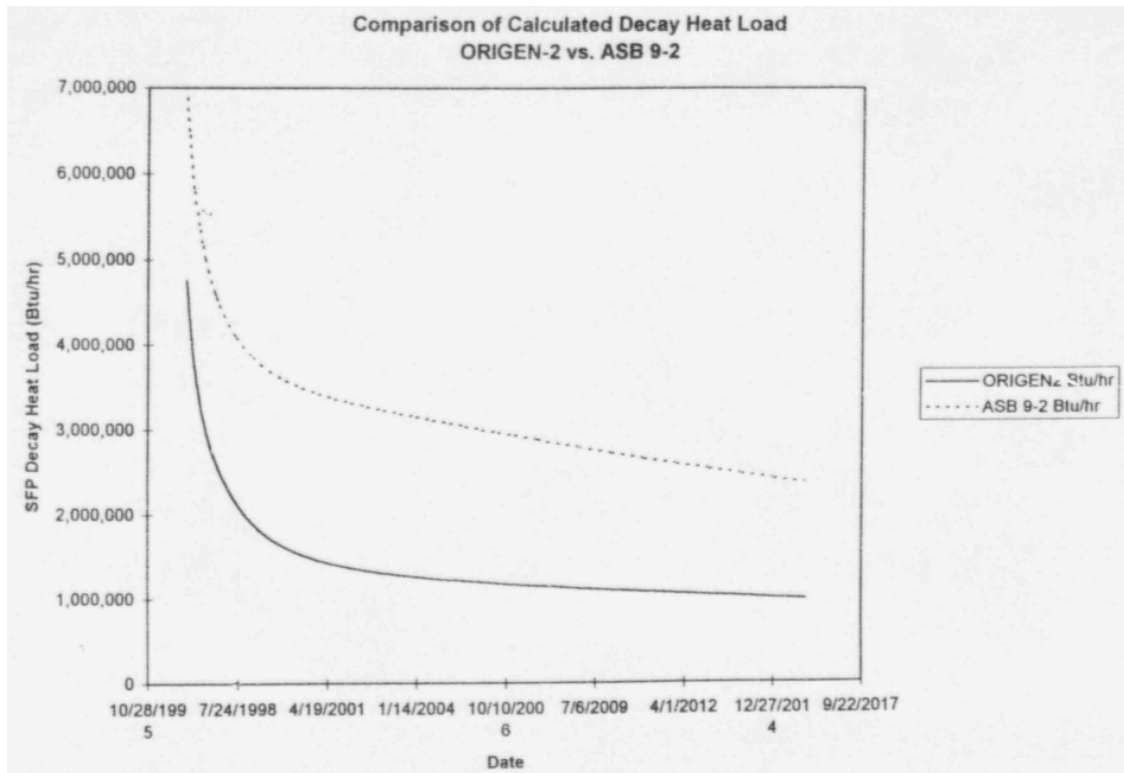


圖 3.2. 3 CY 核電廠用過燃料池 ORIGIN-2 和 ASB 9-2 計算結果之間的差異

(三)韓國 Kori 電廠衰變熱計算經驗

韓國 Kori 核電廠 1 號機組於 2017 年 6 月 18 日永久停機，是韓國第一座永久性停機之核電廠機組。Kori 核電廠 1 號機組停機後一周內，將用過燃料組件開始從反應器爐心中退出至用過燃料池中，於 2017 年 6 月 27 日完成用過燃料組件全移至用過燃料池中。Kori 核電廠 1 號機組最後一批次用過燃料組件數目為 485 束，考量到 SFP 裡用過燃料組件實際的燃料濃縮度、運轉歷史、以及冷卻時間，對整體用過燃料池進行衰變熱之評估，韓國水電與核電公司（KHNP）使用 ORIGEN 程式來計算衰變熱[10]，衰變熱計算採用 ANSI/ANS 5.1-2005 年版“輕水反應堆中的衰變熱功率”和 ISO-10645 “核能-輕水式反應器-核燃料中衰變熱功率計算，此外，根據 Kori 核電廠 1 號機的經驗，考量了分裂產物、銻系元素、中子捕獲和放射性物質的衰變熱貢獻因子。圖 3.3.1 為 Kori 核電廠 1 號機利用 ORIGEN 程式算出之用過燃料池總衰變熱隨著冷卻時間的變化，根據計算結果，2017 年 6 月 28 日用過燃料組件剛從反應器爐心退出時，用過燃料池產生的總衰變熱估計約為 4,185.8kw，到 2018 年 9 月 1 日降為約 609.5kw 左右，此圖也推算出 2050 年，也就是 Kori 核電廠 1 號機永久停機後的 32 年，其用過燃料池總衰變熱為 119.6kw 左右。

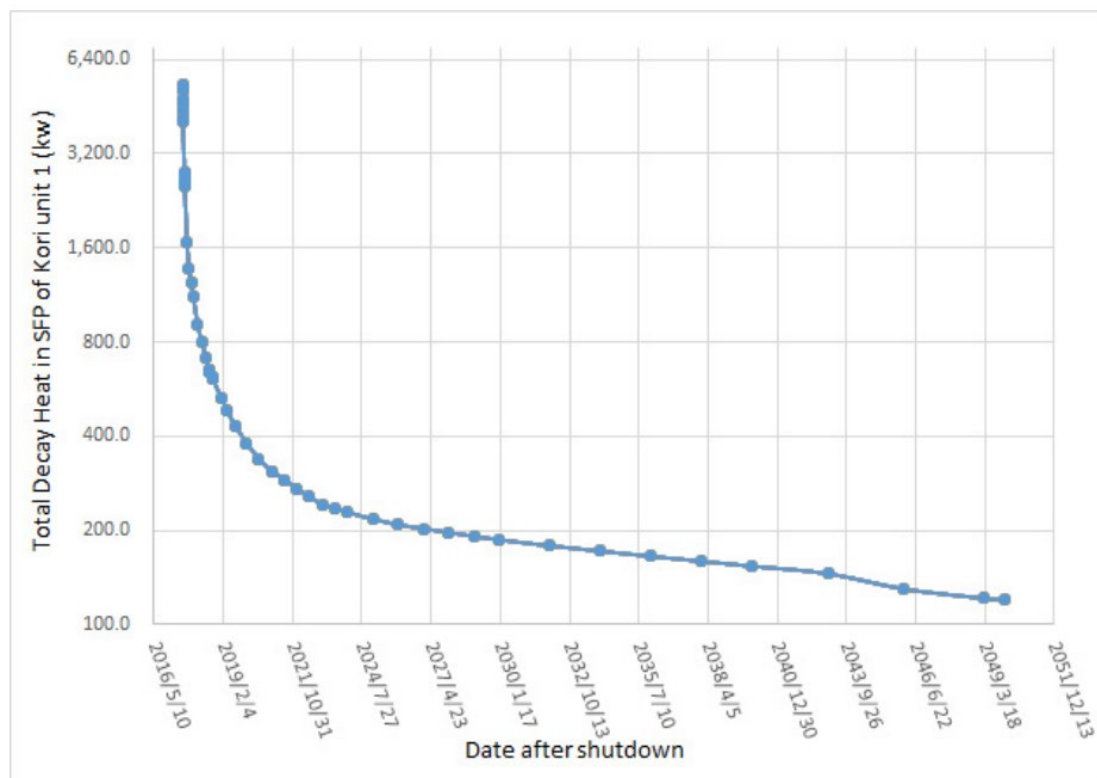


圖 3.3.1 韓國 Kori 1 號機組計算用過燃料池中所有用過燃料組件之衰變熱總和

四、國內除役核電廠用過燃料池之衰變熱評估

台灣三座核能電廠目前核一廠 1、2 號機皆已進入除役階段，核二廠 1 號機已於 2021 年停機，核二廠 2 號機運轉執照到期日為 2023 年 3 月到期，而核三廠 1、2 號機也分別將於 2024 年 7 月與 2025 年 5 月運轉執照陸續到期並進入除役階段，截至目前為止，三座核電廠用過燃料池貯存情形如表 4.1 所示(截至 2022 年 9 月統計)，而核電廠燃料棒示意圖如圖 4.1 所示。本研究以核一廠 1 號機用過燃料池為案例[11]，進行不同衰變熱計算模式之研析與比較，並分別就分裂產物衰變熱、中子捕獲衰變熱、鈾系元素衰變熱之貢獻度作逐一比較分析。核一廠 1 號機最後採用之燃料棒形式為 ATRIUM-10，其燃料型態與資訊如表 4.2 所示，用過燃料歷史運轉紀錄如表 4.3 所示，其中計算條件假設燃耗以保守值 35 MWD/kgU 來計算，且運轉功率假設為恆定值。由於核一廠最後一個週期(EOC28)於 EOC27 退出 92 束用過燃料，並裝填 92 束新燃料至爐心後，就停機並未再運轉，因此扣除擺放於爐心之用過燃料，用過燃料池計算至 EOC27 週期，共貯存 3074 束用過核子燃料，每個運轉週期之用過燃料計算條件條列於表 4.3 中。

本研究使用四種衰變熱計算模式來計算核一廠 1 號機用過燃料池之衰變熱，分別為 ASB 9-2、ANSI/ANS 5.1、RG 3.54、以及 ISO 10645，核一廠 1 號機總衰變熱從停機冷卻時間 7 天至 100 年之變化如圖 4.2 所示，由於 RG 3.54 不適用於 1 年以內之停機冷卻時間，因此以虛線來表示，而 ANSI/ANS 5.1 及 ISO 10645 衰變熱計算模式相似尤其是 1 年內之衰變熱幾乎重疊，因此分別用點點(ISO 10645)與實線(ANSI/ANS 5.1)來區別。

圖 4.2 中，顯示 ASB 9-2 計算停機冷卻 7 天之衰變熱值最大，這是由於 ASB 9-2 計算模式中包含較大之保守度，因此於總衰變熱計算比較中，停機冷卻時間初期總衰變熱較大，但由於 ASB 9-2 沒考慮中子捕獲之效應，因此適用範圍只到 10^7 秒(約 115 天)，圖 4.2 中也顯示 ASB 9-2 隨著停機冷卻時間越長，衰變熱也大幅度衰減。ANSI/ANS 5.1 及 ISO 10645 衰變熱計算模式有考量中子捕獲之效應以及鈾系元素之貢獻，因此停機冷卻時間 60 天至 1 年期間，衰變熱還保持於剛停機時之 50% 左右，由於 RG 3.54 不適用於 1 年以內之停機冷卻時間，還是於圖 4.2 中一併放上作為比較參考。於 1 年至 10 年之衰變熱變化圖中，由於 ASB 9-2 已經不適用，因此用虛線來表示。用過燃料池停機冷卻時間 1 年至 10 年中，可以看出總衰變熱約在 1.6MW 至 0.5MW 之間，而 10 年至 100 年停機冷卻時間中，ISO 10645 超過 32 年後即不適用，圖中可以看出 ISO 10645 後續之衰變熱從 0.45MW 降至 0.1MW(100 年)，而 ANSI/ANS 5.1 及 RG 3.54 總衰變熱直到停機冷卻時間 100 年約剩 0.15MW 至 0.20MW 左右。

由於總衰變熱是由分裂產物、中子捕獲、鈾系元素、以及活化結構材料等貢獻加總所得，且四種衰變熱計算模式各自有不同之考量，因此本研究細分分裂產物、中子捕獲、鈾系元素、以及活化結構材料等各貢獻因子進行比較與研析。圖 4.3 為分裂產物 7 天至 100 年停機冷卻時間之衰變熱變化結果圖，停機冷卻一年內之分裂產物衰變熱比較基本上與總衰變熱變化趨勢相似，原因為停機冷卻初期總衰變熱主要之貢獻來自於分裂產物衰變熱之貢獻，而 ANSI/ANS 5.1 及 ISO 10645 對於分裂產物衰變熱之計算幾乎相似，因此從 7 天至 100 年的變化趨勢皆為重疊。圖 4.4 為鈾系元素 7 天至 100 年停機冷卻時

間之衰變熱變化比較圖，圖中顯示 ANSI/ANS 5.1 及 ISO 10645 考量鈾系元素之率變熱貢獻於停機冷卻時間 1 年內約有 0.22MW 至 0.65MW 左右，而 ASB 9-2 隨著停機冷卻時間越長，鈾系元素之貢獻幾乎下降為 0MW，值得注意的是 ANSI/ANS 5.1 對於鈾系元素衰變熱之計算，可以看出 1 年至 100 年停機冷卻時間鈾系元素衰變熱貢獻維持約 0.2MW 左右，代表用過燃料池經過長期冷卻下，總衰變熱主要貢獻來源為鈾系元素之衰變熱，RG 3.54 對於 1 年至 100 年停機冷卻時間鈾系元素衰變熱值則維持於 0.1MW 左右，ISO 10645 由於超過 32 年之後的停機冷卻時間不適用，因此可以看到約在 32 年左右，ISO 10645 鈾系元素衰變熱值快要低到接近 0MW。圖 4.5 為中子捕獲 7 天至 100 年停機冷卻時間之衰變熱變化比較圖，由於中子捕獲效應之產生主要為分裂產物核種對於中子吸收產生的衰變熱，因此與分裂產物會有關聯性，圖中顯示 ANSI/ANS 5.1 及 ISO 10645 考量中子捕獲衰變熱於 7 天至 1 年停機冷卻時間約貢獻 0.6MW 至 0.35MW 間，而 ASB 9-2 沒考慮中子捕獲效應因此沒放入比較，而在用過燃料池停機冷卻時間 10 年後，基本上中子捕獲效應之衰變熱貢獻度各計算模式之結果都已經接近於 0MW。

透過本研究以上之結果，可以清楚知悉四種不同衰變熱計算模式之適用範圍與變化趨勢，更可以細節的探討各衰變熱產生因子之特性，如分裂產物、中子捕獲、鈾系元素、以及活化結構材料等衰變熱之效應，有助於核管單位對於用過燃料貯存不同時間週期所應審查參考之依據及特性，進行相關安全審查作業。

表 4.1 三座核電廠用過燃料池貯存情形

機組		最大貯存容 量(束)	已貯存量(束)		預估每週期 (約 18 個月) 最大退出量 (束)
			束	公斤鈾	
核一廠	1 號機	3,083	3,074	528,166.2	
	2 號機	3,083	3,076	528,567.1	
核二廠	1 號機	4,838	4,808	807,970.7	~180
	2 號機	4,838	4,812	808,448.5	
核三廠	1 號機	2,160	1,653	659,883.6	~70
	2 號機	2,160	1,657	661,344.7	

表 4.2 核一廠 ATRIUM-10 燃料組件性質

燃料束	ATRIUM-10
燃料棒排列方式	10x10
燃料棒數目	91
有效燃料長度(cm)	379.6
燃料棒間距(cm)	1.295
水棒數目	1
水棒材質	Zr-4
外徑(cm)	3.500
內徑(cm)	3.355
燃料匣內距(cm)	13.4
燃料匣厚度(cm)	0.29
燃料匣材質	Zr-2
燃料棒	
外徑(cm)	1.005
護套內徑(cm)	0.884
護套材質	Zr-2
有效密度(gm/cm ³)	10.50
燃料完直徑(cm)	0.867
最大平均初始濃縮度 (wt% ²³⁵ U)	3.26

表 4.3 核一廠運轉歷史資料與假設條件

BOC	EOC	BOC date	EOC date	Bundles	Operating Days (d)	Burnup (MWd/kgU)	Power (W/kgU)
BOC-1	EOC-2	1977/10/29	1980/11/11	255	1109	35	24441
BOC-2	EOC-2	1979/12/12	1982/10/25	1	1048	35	24441
BOC-1	EOC-3	1977/10/29	1981/12/30	6	1155	35	24441
BOC-3 reinsert	EOC-3	1980/12/27	1981/12/30	86	368	35	24441
BOC-1	EOC-4	1977/10/29	1982/10/25	3	1822	35	24441
BOC-2	EOC-4	1979/12/12	1982/10/25	23	1084	28.035	24441
BOC-3 reinsert	EOC-4	1980/12/27	1982/10/25	86	667	35	24441
BOC-2	EOC-5	1979/12/12	1983/12/10	120	1459	35	24441
BOC-3	EOC-5	1980/12/27	1983/12/10	104	1078	35	24441
BOC-3	EOC-6	1980/12/27	1985/4/1	8	1556	35	24441
BOC-4	EOC-6	1982/2/25	1985/4/1	28	1131	35	24441
BOC-4	EOC-7	1982/2/25	1986/7/27	36	1613	35	24441
BOC-5	EOC-7	1982/12/10	1986/7/27	84	1325	35	24441
BOC-6	EOC-7	1984/1/23	1986/7/27	4	916	35	24441
BOC-5	EOC-8	1982/12/10	1987/11/2	28	1788	35	24441
BOC-6	EOC-8	1984/1/23	1987/11/2	96	1379	35	24441
BOC-6	EOC-9	1984/1/23	1989/3/15	28	1878	35	24441
BOC-7	EOC-9	1985/5/23	1989/3/15	76	1392	35	24441
BOC-7	EOC-10	1985/5/23	1990/8/31	40	1926	35	24441
BOC-8	EOC-10	1986/9/20	1990/8/31	64	1441	35	24441
BOC-7	EOC-11	1985/5/23	1911/11/15	16	2367	35	24441
BOC-8	EOC-11	1986/9/20	1911/11/15	57	1882	35	24441
BOC-9	EOC-11	1988/3/10	1911/11/15	10	1345	35	24441
BOC-11	EOC-11	1990/12/12	1911/11/15	1	338	35	24441
BOC-8	EOC-12	1986/9/20	1992/11/9	3	2242	35	24441
BOC-9	EOC-12	1988/3/10	1992/11/9	87	1705	35	24441
BOC-11	EOC-12	1990/12/12	1992/11/9	1	698	35	24441
BOC-12	EOC-12	1992/1/6	1992/11/9	1	267	35	24441
BOC-9	EOC-13	1988/3/10	1993/12/23	27	2114	35	24441
BOC-10	EOC-13	1989/7/7	1993/12/23	24	1630	35	24441
BOC-10	EOC-14	1989/7/7	1995/4/12	80	2105	35	24441
BOC-11	EOC-14	1990/12/12	1995/4/12	93	1582	35	24441

BOC-11	EOC-15	1990/12/12	1996/9/2	9	2091	35	24441
BOC-12	EOC-15	1992/1/6	1996/9/2	83	1701	35	24441
BOC-13	EOC-15	1993/1/9	1996/9/2	32	1332	35	24441
BOC-13	EOC-16	1993/1/9	1998/2/5	59	1853	28.035	24441
BOC-14	EOC-16	1994/3/5	1998/2/5	81	1433	35	24441
BOC-14	EOC-17	1994/3/5	1999/9/14	27	2019	35	24441
BOC-15	EOC-17	1995/6/13	1999/9/14	100	1554	35	24441
BOC-15 reinsert	EOC-17	1995/6/13	1999/9/14	1	1554	35	24441
BOC-15	EOC-18	1995/6/13	2001/1/31	12	2059	35	24441
BOC-17	EOC-18	1998/3/25	2001/1/31	16	1043	35	24441
BOC-16	EOC-18	1996/10/23	2001/1/31	124	1561	35	24441
BOC-17	EOC-19	1998/3/25	2002/9/8	112	1628	35	24441
BOC-19 reinsert	EOC-19	2001/3/22	2002/9/8	4	535	35	24441
BOC-17	EOC-20	1998/3/25	2004/1/24	12	2131	32	24441
BOC-18	EOC-20	1999/11/14	2004/1/24	116	1542	35	24441
BOC-18	EOC-21	1999/11/14	2005/9/1	16	2128	35	24441
BOC-19	EOC-21	2001/3/22	2005/9/1	88	1624	35	24441
BOC-19	EOC-22	2001/3/22	2007/3/4	56	2173	35	24441
BOC-20	EOC-22	2002/11/5	2007/3/4	98	1580	35	24441
BOC-20	EOC-23	2002/11/5	2008/10/1	52	2157	35	24441
BOC-21	EOC-23	2004/3/10	2008/10/1	50	1666	35	24441
BOC-21	EOC-24	2004/3/10	2010/4/27	78	2239	35	24441
BOC-22	EOC-24	2005/10/14	2010/4/27	24	1656	35	24441
BOC-23	EOC-24	2007/4/11	2010/4/27	2	1112	35	24441
BOC-22	EOC-25	2005/10/14	2011/11/27	80	2235	35	24441
BOC-23	EOC-25	2007/4/11	2011/11/27	20	1691	35	24441
BOC-23	EOC-26	2007/4/11	2013/3/27	102	2177	35	24441
BOC-24	EOC-26	2008/12/20	2013/3/27	10	1558	35	24840
BOC-24	EOC-27	2008/12/20	2014/12/10	92	2181	35	24840
BOC-25	EOC-27	2010/6/19	2014/12/10	104	1635	35	24840
BOC-26	EOC-27	2012/1/4	2014/12/10	100	1071	35	25336
BOC-27	EOC-27	2013/7/1	2014/12/10	112	527	35	25336

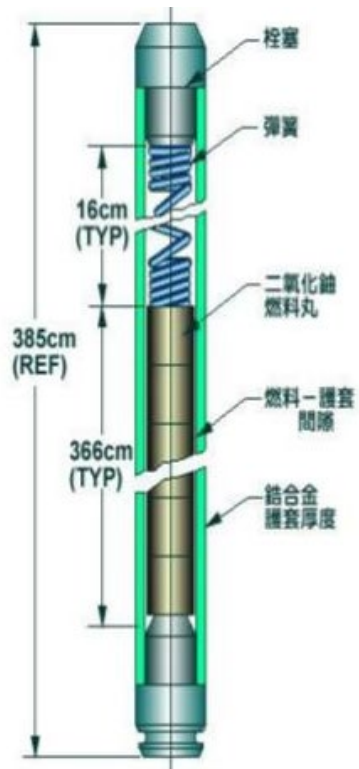


圖 4.1 核電廠燃料棒示意圖

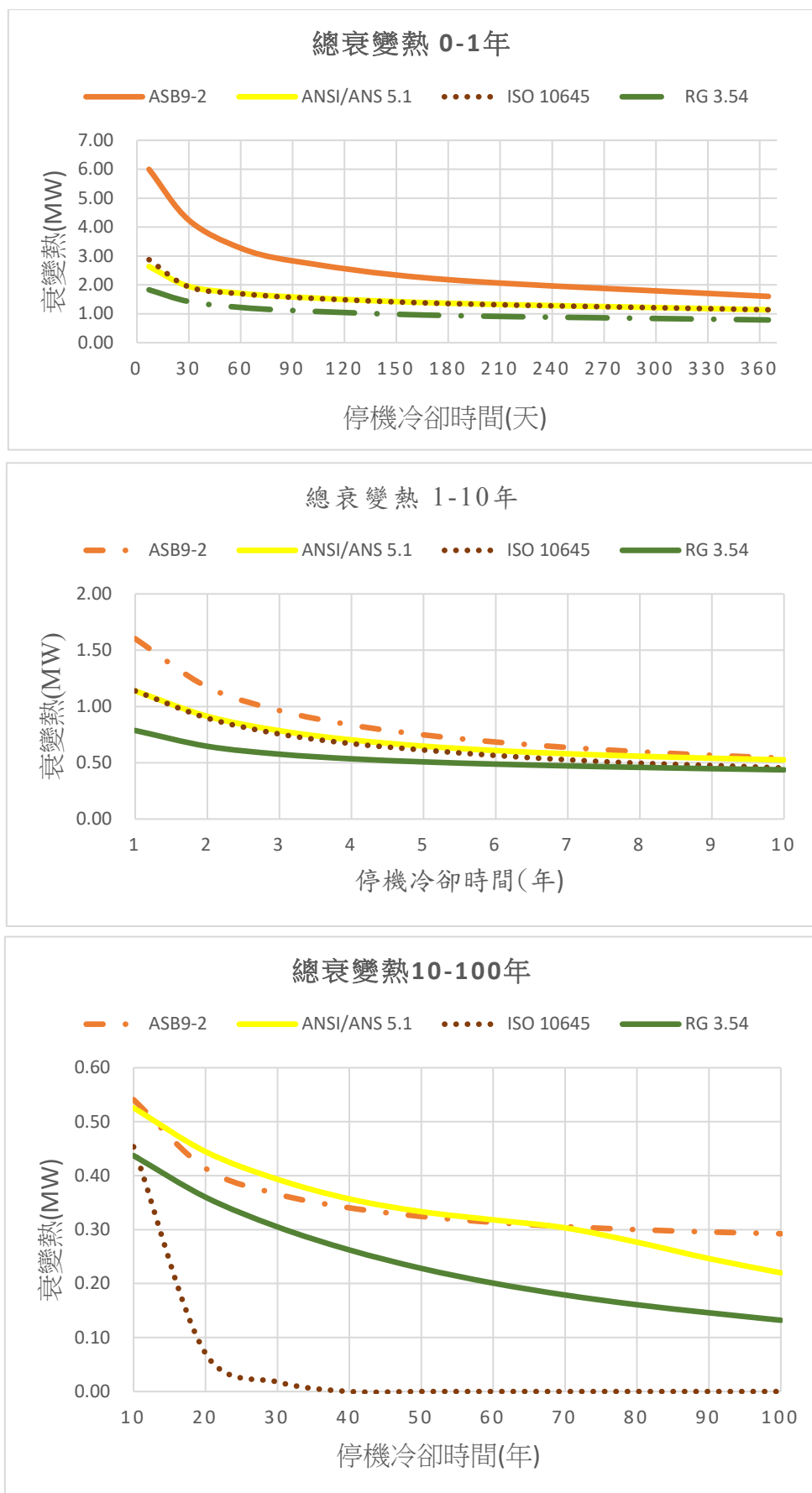


圖 4.2 四種模式總衰變熱計算結果比較

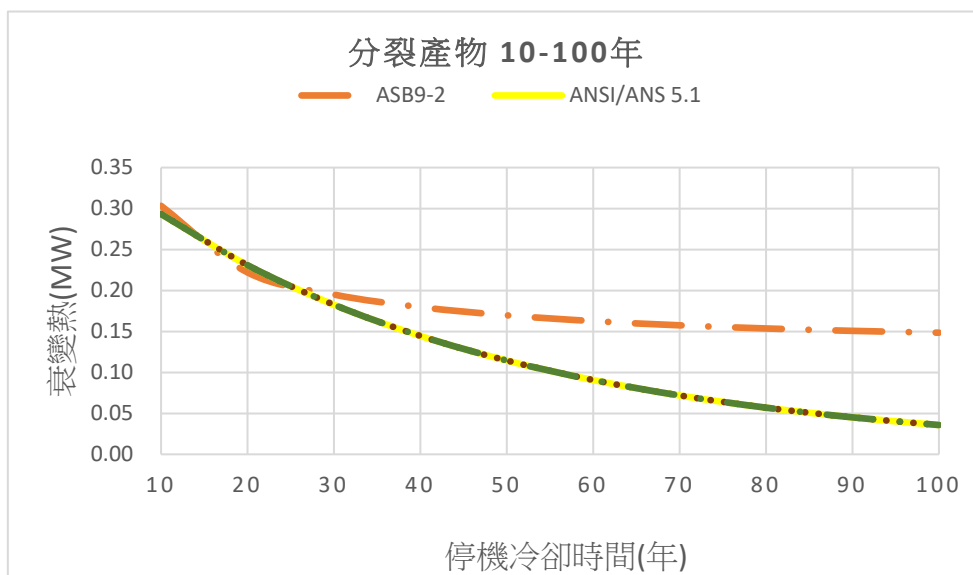
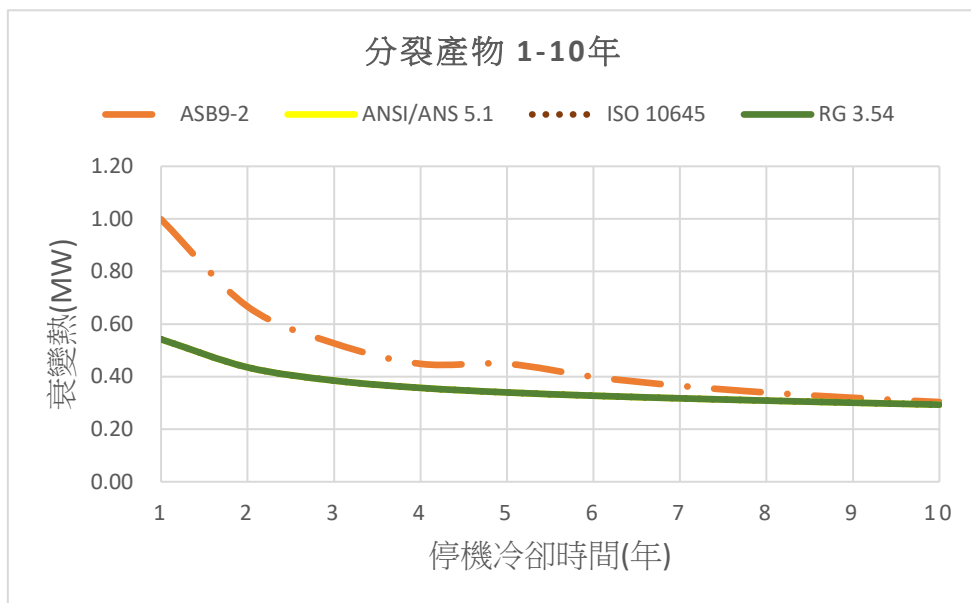
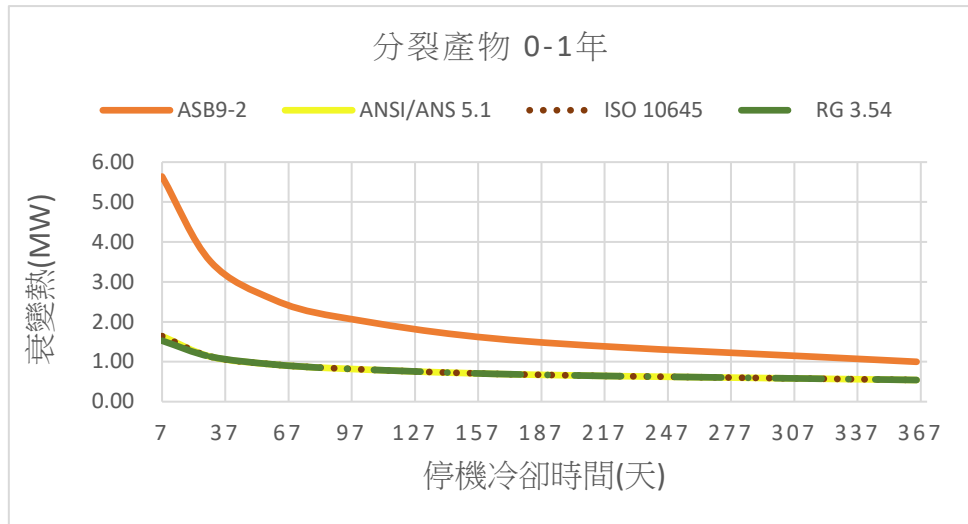


圖 4.3 四種模式之分裂產物衰變熱變化結果圖

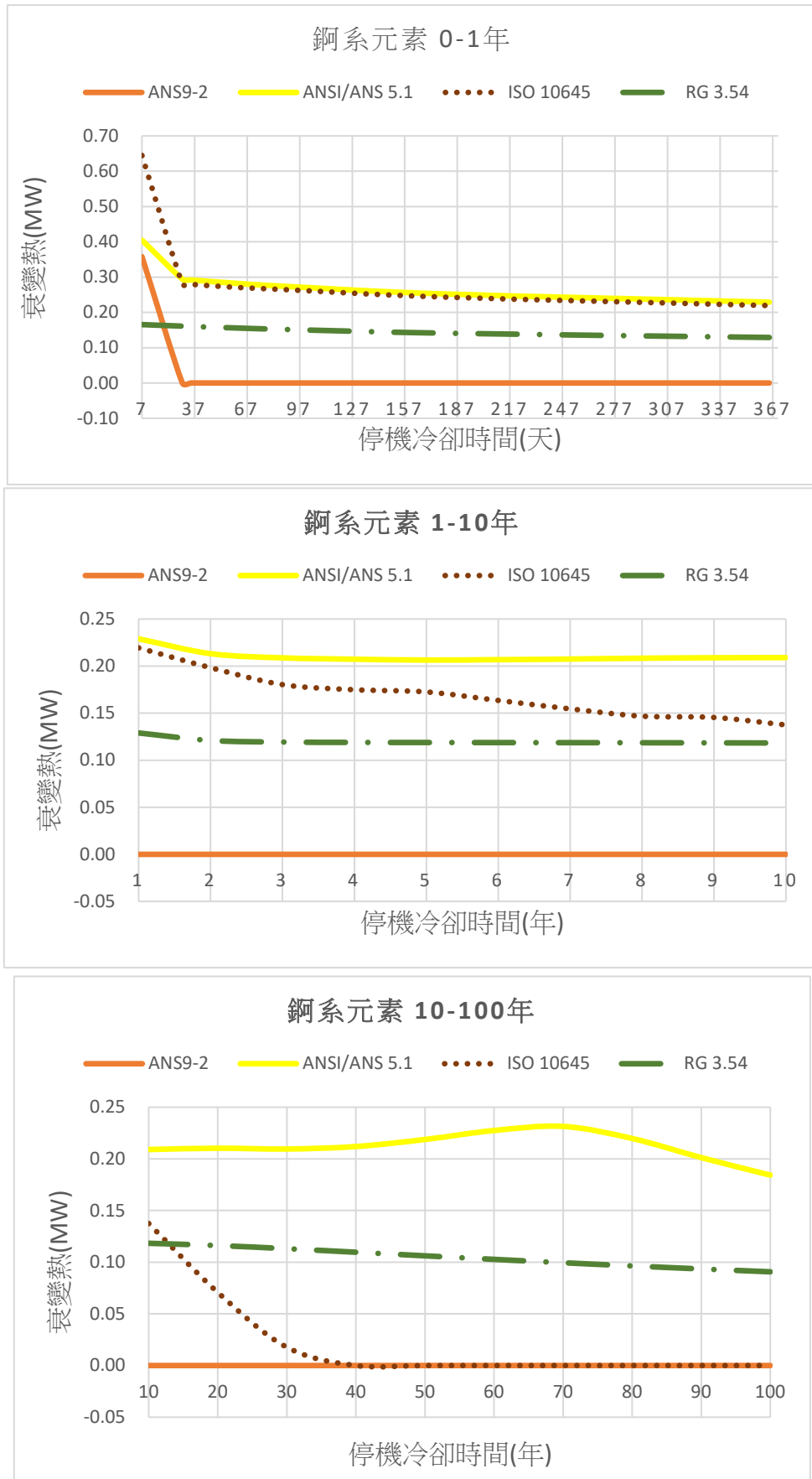


圖 4.4 四種模式之鋼系元素衰變熱變化結果圖

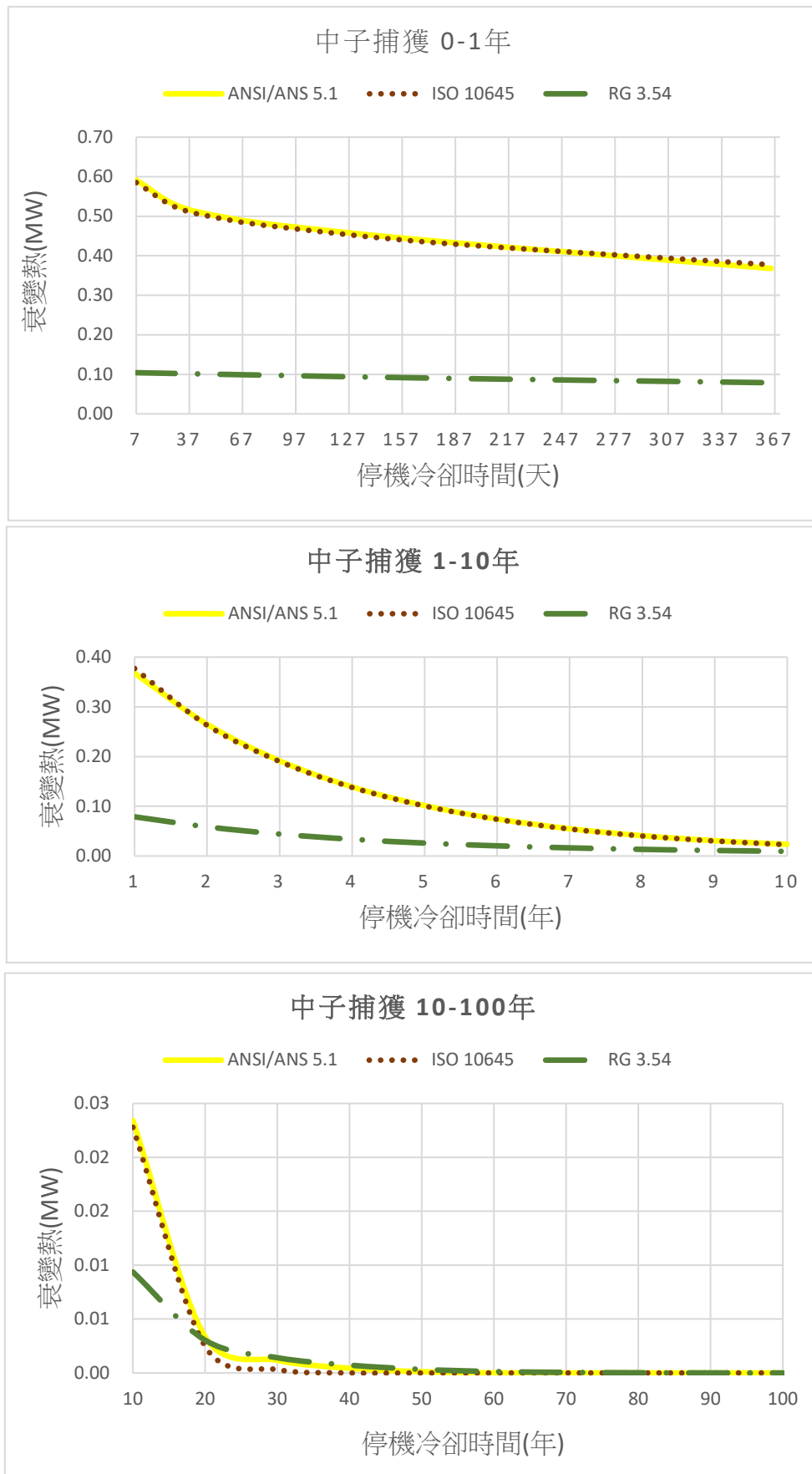


圖 4.5 四種模式之中子捕獲衰變熱變化結果圖

五、用過燃料棒於事故下之溫升評估與靈敏度分析

(一) 分析案例說明

核電廠除役階段下電廠組態與運轉中的電廠組態完全不同，且隨著核電廠停機時間越長，其用過燃料棒總衰變熱也會隨之降低，因此，本研究透過不同停機冷卻時間下，發生事故後的燃料護套溫度上升變化趨勢逐步進行研析。核電廠用過燃料池事故下燃料護套溫度上升之情境主要有兩種，一是全黑事故(Station blackout, SBO)，另一種為喪失冷卻水事故(Loss of coolant accident, LOCA)。全黑事故為電廠喪失電源，用過燃料池冷卻系統無法運作且假設無救援系統進入，用過燃料池衰變熱無法有效移出系統外，只能透過池水蒸發來移除用過燃料之衰變熱，當池水低於用過燃料頂端，且燃料開始裸露後，隨著池水繼續蒸發水位下降，用過燃料棒束之護套溫度即可能因為熱移除效果降低而開始上升，此時護套溫度上升趨勢與衰變熱大小有關。喪失冷卻水事故則為假設用過燃料池因為地震或其他外力導致破口，產生冷卻水流失事故，此時用過燃料池水迅速下降甚至流光，此情境下用過燃料棒束直接裸露於空氣中[12]。因此本研究針對用過燃料棒於事故下冷卻水淹沒情境與全裸露情境進行用過燃料護套溫度上升趨勢之研析，如圖 5.1.1 所示，冷卻水淹沒情境假設冷卻水剛好淹沒用過燃料頂端，隨著池水持續蒸發移除熱能而下降，燃料開始裸露；全裸露情境則為假設一開始用過燃料池水完全流光，燃料裸露於空氣中。至於衰變熱大小的決定，本研究採用六種不同停機冷卻時間之衰變熱值進行計算並比較其結果，六種不同停機冷卻時間分別為 7 天、30 天、60 天、90 天、180 天、以及 365 天。

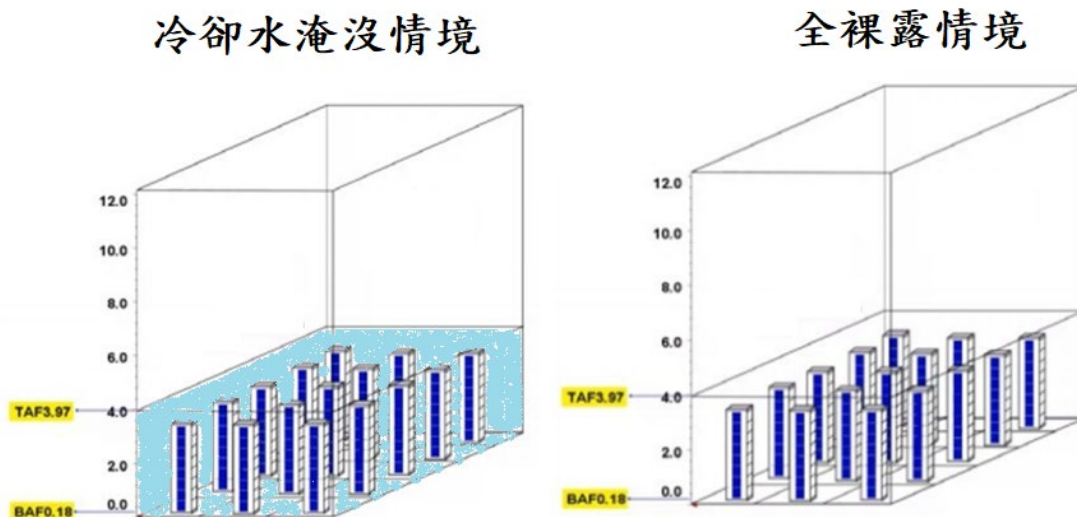
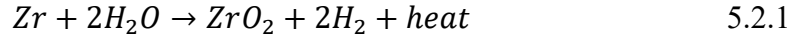


圖 5.1.1 用過燃料池冷卻水淹沒情境與全裸露情境之示意圖

(二) 鋯合金與水反應現象

一般核電廠燃料之護套材質大多為鋁合金所組成，當鋁合金裸露在水蒸氣環境中達到足夠高的溫度時會發生氧化反應並放出大量的熱能，此反應現象稱為鋁-水反應，其化學反應可透過以下公式來說明。



當高溫鋁金屬與水產生反應，會生成二氧化鋁與氫氣，並伴隨著放出大量熱能，此時產生之二氧化鋁會影響燃料護套之延展性、峰值溫度等進而影響其保護燃料的功能。因此，當要計算燃料護套溫度上升之趨勢時，勢必要考量其鋁-水反應對護套溫度上升之貢獻。

本研究採用美國核管會之先進熱水流分析程式(TRACE)進行用過燃料棒溫升計算[13]，然而在 TRACE 程式中針對鋁-水反應模型其目標為估算燃料護套局部氧化多寡，並且分析結果以等效護套反應 (Equivalent Clad Reacted, ECR) 的百分比做顯示，方便與美國法規 10 CFR 50.46(b)做比較，且在計算過程中確定鋁-水反應產生的熱能有回饋到燃料棒溫度計算中。在溫度 1000°C 上下時鋁合金氧化速率與時間的平方根成正比，這種關係以拋物線的斜率表示如公式 5.2.2 所示。

$$\tau \frac{d\tau}{dt} = \kappa' \quad 5.2.2$$

其中符號所代表之意義如下：

τ ：是動力學參數

κ' ：是拋物線速率常數

在時間範圍內對公式 5.2.2 兩邊做積分可得到公式 5.2.3，並求解得到 τ^{n+1} ，其中 Δt 是 $t^{n+1} - t^n$ ，動力學常數 κ' 由 Arrhenius 形式的方程式公式 5.2.4 所表示。在公式 5.2.4 中， A 是經驗常數，其意義為每秒碰撞的次數， E_a 亦是經驗常數，其代表的是活化能， R 是理想氣體常數，而 T 代表的是溫度，若結合公式 5.2.3 及公式 5.2.4 可以得到公式 5.2.5。

$$\int_{\tau^n}^{\tau^{n+1}} \tau d\tau = \int_{t^n}^{t^{n+1}} \kappa' dt \rightarrow \tau^{n+1} = \sqrt{(\tau^n)^2 + 2\kappa'\Delta t} \quad 5.2.3$$

$$\kappa' = Ae^{-E_a/RT} \quad 5.2.4$$

$$\tau^{n+1} = \sqrt{(\tau^n)^2 + 2Ae^{-E_a/RT}\Delta t} \quad 5.2.5$$

TRACE 程式使用了兩種不同的既定模型 Cathcart-Pawel 或 Baker-Just 來確認 κ' 值的可能性；對於 Cathcart-Pawel (C-P) 模型 κ' 的值與消耗氧氣總質量可由公式 5.2.6 推得其關係，其中氧氣質量以克為單位；對於 Baker-Just (B-J) 模型 κ' 的值與消耗鋁金屬總質量可由公式 5.2.7 推導而出，其中鋁金屬的質量以毫克為單位。在原始的 Baker-Just 的報

告中常數項是 33.3×10^6 而非 16.65×10^6 ，差異的原因為 Baker 和 Just 用不同的方法呈現其結果，如公式 5.2.5 中 2 的參數被內置到常數中，因此在顯示 κ' 值的變量時必須除以二。最後將公式 5.2.6 及公式 5.2.7 代入公式 5.2.5 中可以得到公式 5.2.8 及公式 5.2.9 兩個公式對於 τ 的表達，其中活化能除以氣體常數 $R = 1.987 \text{ cal}/(\text{gram} - \text{mole}) - K$ 。

$$\kappa' = 0.1811 \exp(-39940/RT) \quad (g/cm^2)^2/s \text{ (of oxygen)} \quad 5.2.6$$

$$\kappa' = 16.65 \times 10^6 \exp(-45500/RT) \quad (mg/cm^2)^2/s \text{ (of zirconium)} \quad 5.2.7$$

$$\tau^{n+1} = \sqrt{(\tau^n)^2 + 0.3622 e^{-20100.7/T} \Delta t} \quad (g/cm^2)^2/s \text{ (of oxygen)} \quad 5.2.8$$

$$\tau^{n+1} = \sqrt{(\tau^n)^2 + 33.3 \times 10^6 e^{-22898.8/T} \Delta t} \quad (mg/cm^2)^2/s \text{ (of zirconium)} \quad 5.2.9$$

本研究中，將以 TRACE 程式建立之 Cathcart-Pawel 及 Baker-Just 兩種鋯-水反應模型來進行靈敏度分析並比較其差異性。

(三) 水淹沒情境分析結果

本研究以核一廠 1 號機用過燃料池為分析標的，假設為喪失電源事故條件下，冷卻水慢慢從淹沒用過燃料演變成燃料裸露之情境。此過程中裸露之燃料棒衰變熱能除了可以透過空氣冷卻與輻射熱傳移出外，也可以藉由熱傳導將燃料上方節點之熱能傳導至下方節點，並透過冷卻水蒸發帶走熱能，因此燃料剛開始裸露初期，燃料護套溫度還不會立即上升，直到每單位時間熱移除效果小於燃料衰變熱產生時，燃料護套溫度始於上升。

本研究並探討不同衰變熱大小條件下，對用過燃料護套溫度上升之趨勢比較，所分析之衰變熱大小根據停機冷卻時間而定，採用停機後 7 天、30 天、60 天、90 天、180 天、以及 365 天共六種案例，其對應之衰變熱大小如表 5.3.1 所示。

用過燃料於水淹沒情境事故分析結果如圖 5.3.1 所示，顯示用過燃料衰變熱大小對事故下護套溫度上升之影響性結果，為了量化其影響性大小，六種案例分析結果與數據統整於表 5.3.2 中，包含了護套溫度起始上升時間點、護套溫度到達 873K 時間點(873K 溫度為可能會發生銦合金火災溫度之下限值)、以及溫升率變化。其中針對六種案例不同停機冷卻時間下，燃料護套溫升率進行量化，圖 5.3.2 為不同停機冷卻時間下其溫升率之變化趨勢圖，圖中停機冷卻時間與燃料護套溫升率為對數變化趨勢，其推估公式如下所示(適用於燃料被水淹沒情境):

$$R = -73.08 \ln(d) + 141.89 \quad 5.3.1$$

R : 溫升率(K/hr)

d : 停機冷卻時間(天)

針對銦-水反應變化之研析，本研究比較 Cathcart-Pawel(以下稱 C-P 關係式)與 Baker-Just(以下稱 B-J 關係式)之差異性。以停機 7 天之案例來說明，圖 5.3.3 顯示當燃料護套溫度持續上升時，若無考量銦-水反應則護套溫度上升呈線性關係，而當有考量銦-水反應時，程式會判斷系統條件並計算銦金屬與水產生化學作用釋放出之熱能，回饋至護套溫度表現上，因此可以觀察到燃料護套溫度於銦-水反應開始後，就迅速上升，圖 5.3.3 也可以看出 B-J 關係式所計算之銦水反應相對於 C-P 關係式對護套溫度上升有顯著之影響，並且 B-J 關係式計算銦水反應現象會提早發生。圖 5.3.4 則為 B-J 關係式與 C-P 關係式銦水反應對 ECR 之比較，圖中也可觀察到 B-J 關係式計算銦水反應現象會比 C-P 關係式提早發生，也就是說，採用 B-J 關係式來評估事故下燃料護套溫度上升趨勢時，所得到的計算結果會相對保守。圖 5.3.5 與圖 5.3.6 分別為針對 C-P 關係式與 B-J 關係式所計算之六個停機冷卻時間案例分析結果，值得注意的是不論採用 C-P 關係式還是 B-J 關係式來計算銦-水反應，其反應起始時間與燃料棒衰變熱大小無關，而是與溫度有關，C-P 關係式顯示護套溫度約接近 1200K 時，就會開始計算銦-水反應；而 B-J 關係式則大約於 1000K 左右就計算銦-水反應。圖 5.3.7 為六個案例針對較保守之 B-J 關係式來評估 ECR 之時間點，由於圖上顯示看起來 ECR 變化率都是呈線性關係，但透過數據處理後，得到表 5.3.3 之結果，可以發現燃料護套 ECR 變化率約為 3%/min 左右，而在高衰

變熱之案例中，可以看到 ECR 變化率呈現指數性的上升(非線性關係)，7 天的案例 ECR 變化率高達 7.9%/min，而隨著停機冷卻時間越久，衰變熱越小其事故下對 ECR 評估影響貢獻度就越小，也就是說當用過燃料冷卻時間越長，其在事故下護套氧化反應現象會越趨緩。

表 5.3.1 六種分析案例之衰變熱數值

停機冷卻時間	7 天	30 天	60 天	90 天	180 天	365 天
衰變熱(MW)	5.3891	2.9148	1.9763	1.5646	0.9897	0.5459

表 5.3.2 燃料水淹沒情境下，六種分析案例之護套溫升關鍵時序

停機冷卻時間(s)	7 天	30 天	60 天	90 天	180 天	365 天
護套溫度開始上升	24002	39503	41503	59006	83009	137017
溫升速率(K/hr)	153.2	75.0	57.1	40.9	27.3	17.0
護套溫度達 873K	37003	65506	79507	104011	149518	--

表 5.3.3 燃料水淹沒情境下，不同衰變熱之 ECR 變化率數據結果

ECR (%/min)	7 天	30 天	60 天	90 天	180 天	365 天
初期變化率	3.6	3.4	3.1	2.8	2.4	2.9
全程變化率	7.9	5.6	4.7	3.6	3.5	3.8

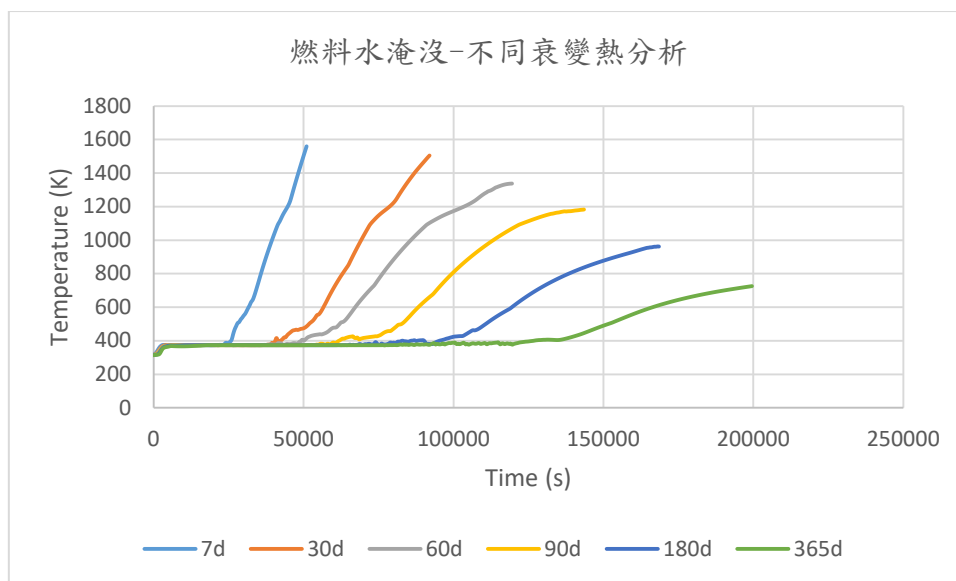


圖 5.3.1 燃料水淹沒情境-不同衰變熱之分析結果(無考量鉛-水反應)

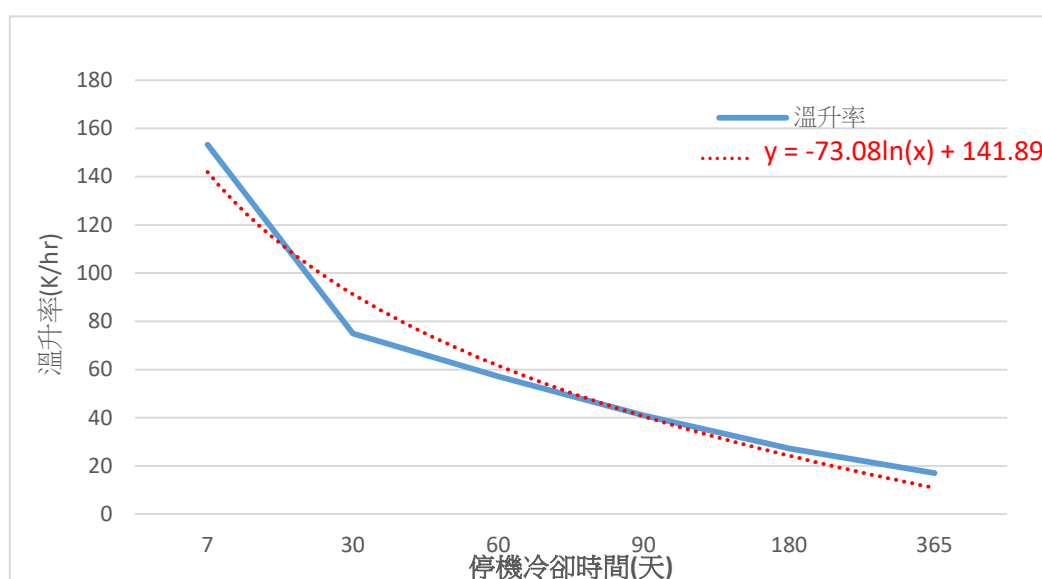


圖 5.3.2 燃料水淹沒情境-不同衰變熱之溫升率變化

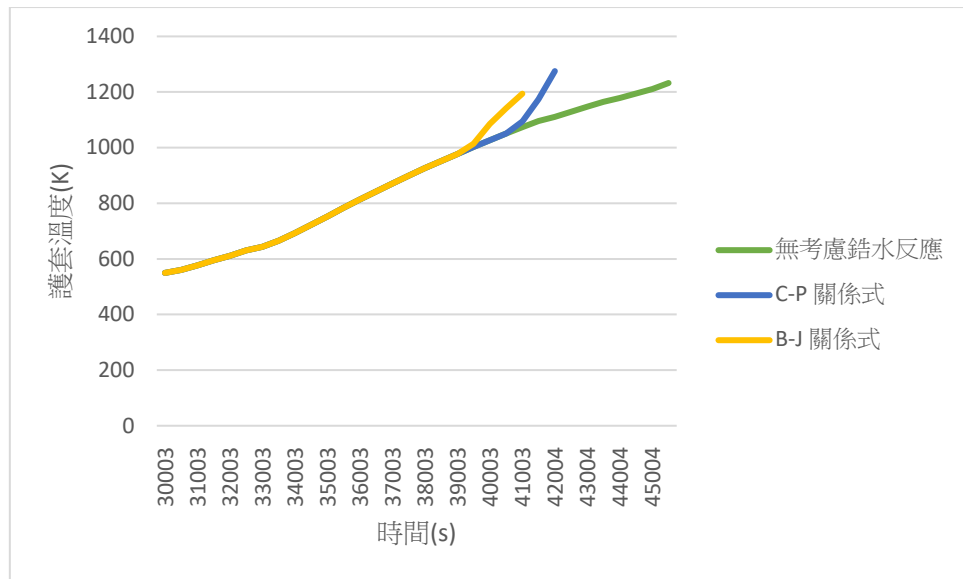


圖 5.3.3 燃料水淹沒情境-不同鉛水反應關係式對護套溫度之影響(停機 7 天)

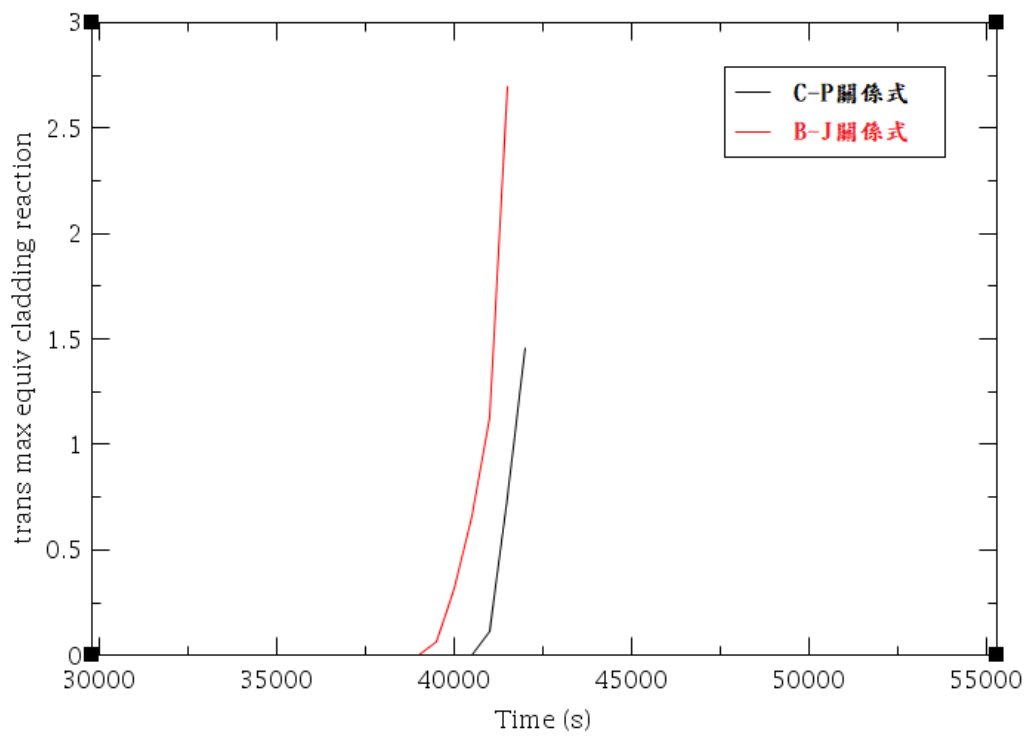


圖 5.3.4 燃料水淹沒情境-不同鉛水反應關係式對 ECR 之比較(停機 7 天)

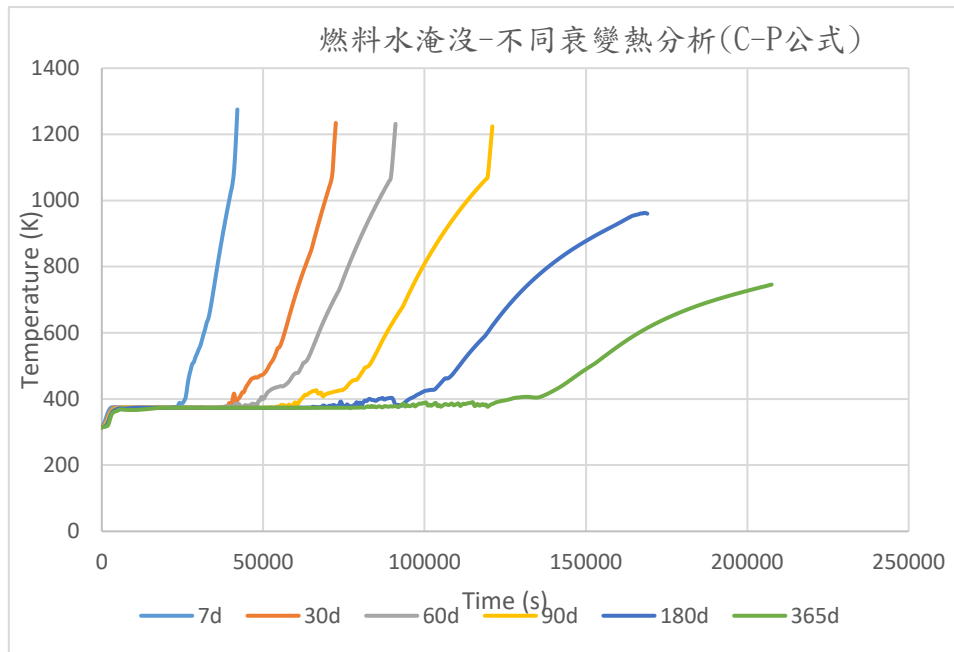


圖 5.3.5 燃料水淹沒情境-不同衰變熱之分析結果(考量 C-P 鉛-水反應關係式)

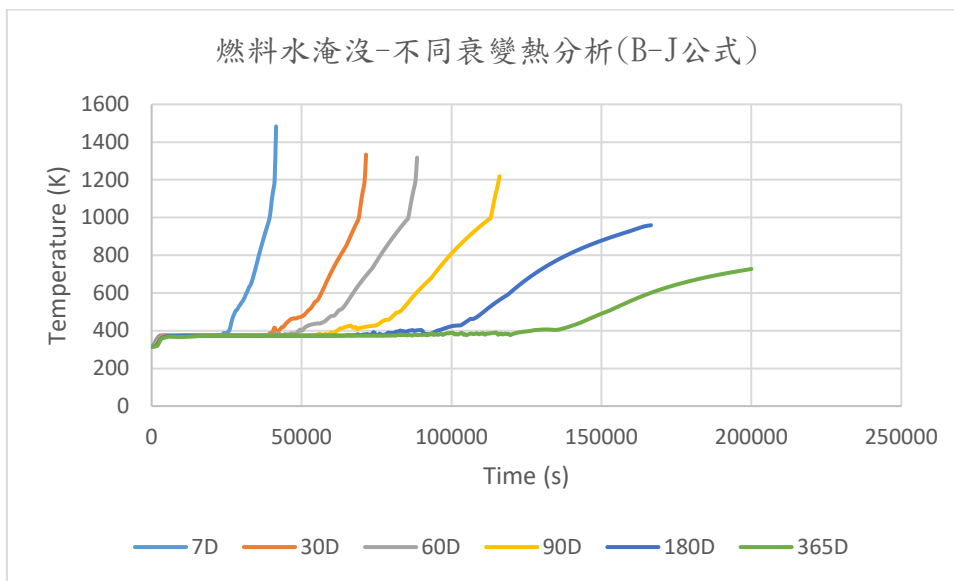


圖 5.3.6 燃料水淹沒情境-不同衰變熱之分析結果(考量 B-J 鉛-水反應關係式)

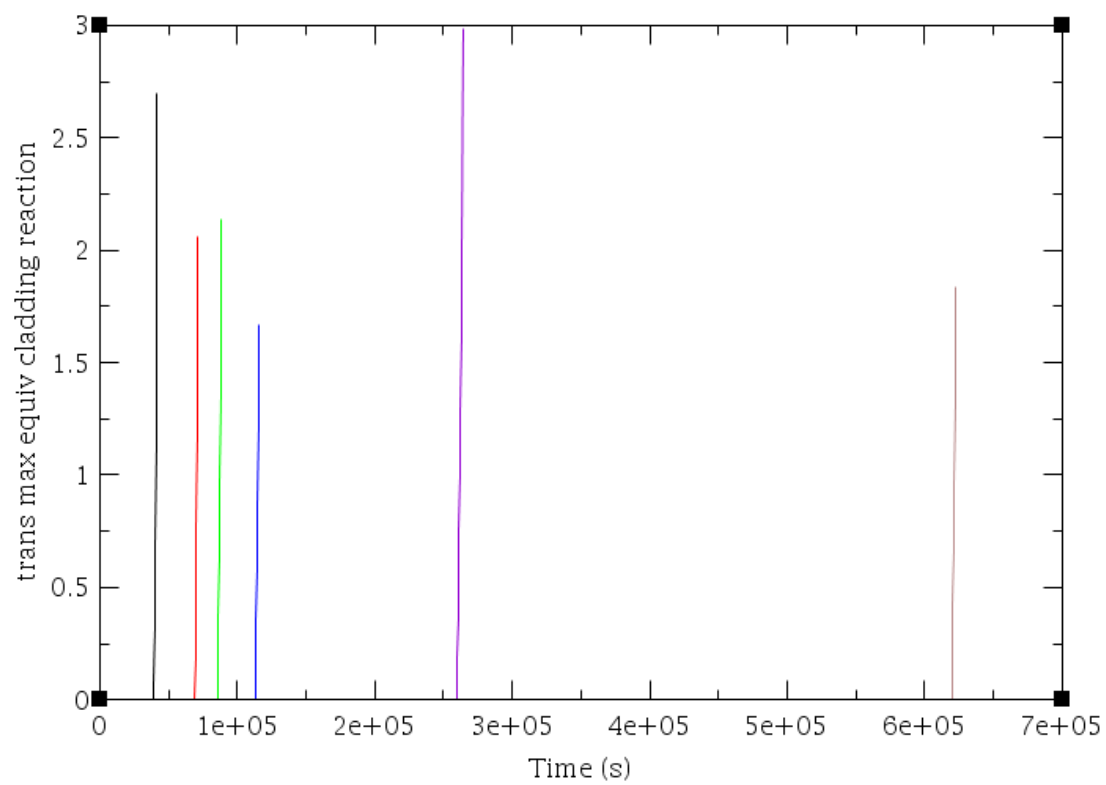


圖 5.3.7 燃料水淹沒情境-ECR 之分析結果

(四) 全裸露情境分析結果

燃料全裸露情境，亦即為假設用過燃料池發生破口事故，冷卻水迅速從破口處流光，因此用過燃料池事故初期，短時間之內燃料就裸露於空氣環境中，在此情境條件下，用過燃料棒護套溫度將可能立即開始上升，因此本研究透過用過燃料全裸露之情境，研析衰變熱大小對用過燃料護套溫度之影響性。

用過燃料於全裸露情境事故分析結果如圖 5.4.1 所示，顯示用過燃料衰變熱大小對事故下護套溫度上升之影響性結果，為了量化其影響性大小，六種案例分析結果與數據統整於表 5.4.1 中，包含了溫升率變化以及護套溫度到達 873K 時間點(873K 溫度為可能會發生鋁合金火災溫度之下限值)，其中針對六種案例不同停機冷卻時間下，燃料護套溫升率進行量化，圖 5.4.2 為不同停機冷卻時間下其溫升率之變化趨勢圖，圖中停機冷卻時間與燃料護套溫升率為對數變化趨勢，其推估公式如下所示(適用於燃料全裸露情境):

$$R' = -126.6 \ln(d) + 251.46 \quad 5.4.1$$

R' : 溫升率(K/hr)

d : 停機冷卻時間(天)

公式 5.3.1 與公式 5.4.1 可用於推估後續停機冷卻時間下，燃料護套溫升率的值，使用上需注意其適用之情境。

針對鋁-水反應變化之研析，本研究比較 Cathcart-Pawel(以下稱 C-P 關係式)與 Baker-Just(以下稱 B-J 關係式)之差異性。以停機 7 天之案例來說明，圖 5.4.3 顯示當燃料護套溫度持續上升時，若無考量鋁-水反應則護套溫度上升呈線性關係，而當有考量鋁-水反應時，程式會判斷系統條件並計算鋁金屬與水產生化學作用釋放出之熱能，回饋至護套溫度表現上，因此可以觀察到燃料護套溫度於鋁-水反應開始後，就迅速上升，圖 5.4.3 也可以看出 B-J 關係式所計算之鋁水反應相對於 C-P 關係式對護套溫度上升有顯著之影響，並且 B-J 關係式計算鋁水反應現象會提早發生。圖 5.4.4 與圖 5.4.5 分別為針對 C-P 關係式與 B-J 關係式所計算之六個停機冷卻時間案例分析結果，值得注意的是不論採用 C-P 關係式還是 B-J 關係式來計算鋁-水反應，其反應起始時間與燃料棒衰變熱大小無關，而是與溫度有關，C-P 關係式顯示護套溫度約接近 1200K 時，就會開始計算鋁-水反應；而 B-J 關係式則大約於 1000K 左右就計算鋁-水反應。圖 5.4.6 為六個案例針對較保守之 B-J 關係式來評估 ECR 之時間點，由於圖上顯示看起來 ECR 變化率都是呈線性關係，但透過數據處理後，得到表 5.4.2 之結果，可以發現燃料護套 ECR 變化率約為 3%/min 左右，而在高衰變熱之案例中，可以看到 ECR 變化率呈現指數性的上升(非線性關係)，7 天的案例 ECR 變化率高達 7.2%/min，而隨著停機冷卻時間越久，衰變熱越小其事故下對 ECR 評估影響貢獻度就越小，也就是說當用過燃料冷卻時間越長，其在事故下護套氧化反應現象會越趨緩，此結果與燃料水淹沒情境相似。

表 5.4.1 燃料全裸露情境下，六種分析案例之護套溫升關鍵時序

停機冷卻時間(s)	7 天	30 天	60 天	90 天	180 天	365 天
溫升速率(K/hr)	264.6	146.3	101.9	80.8	52.9	29.5
護套溫度達 873K	7005	12750	18511	23016	35023	64543

表 5.4.2 燃料全裸露情境下，不同衰變熱之 ECR 變化率數據結果

ECR (%/min)	7 天	30 天	60 天	90 天	180 天	365 天
初期變化率	3.6	3.3	3.1	2.9	2.9	2.7
全程變化率	7.2	5.7	4.5	4.0	3.9	3.5

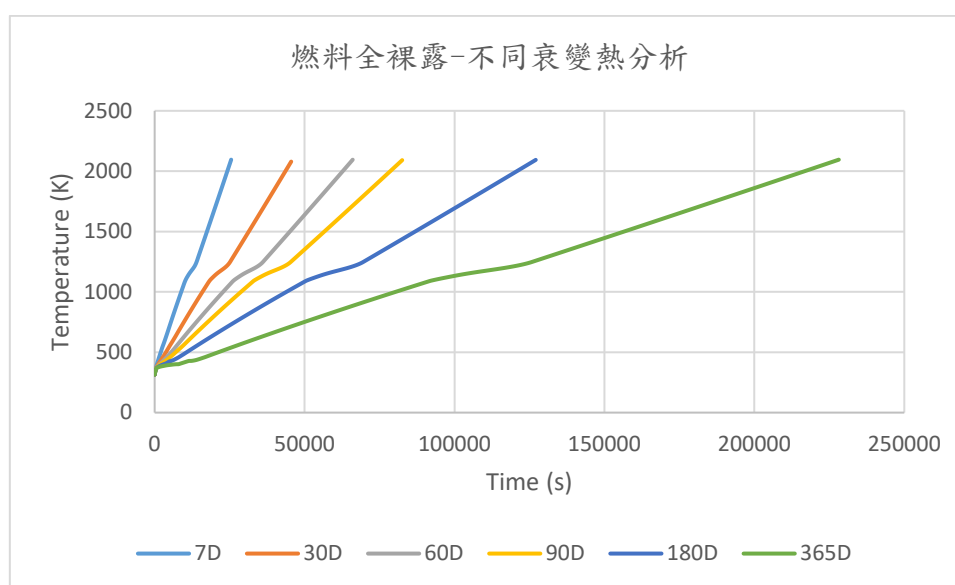


圖 5.4.1 燃料全裸露情境-不同衰變熱之分析結果(無考量鉛-水反應)

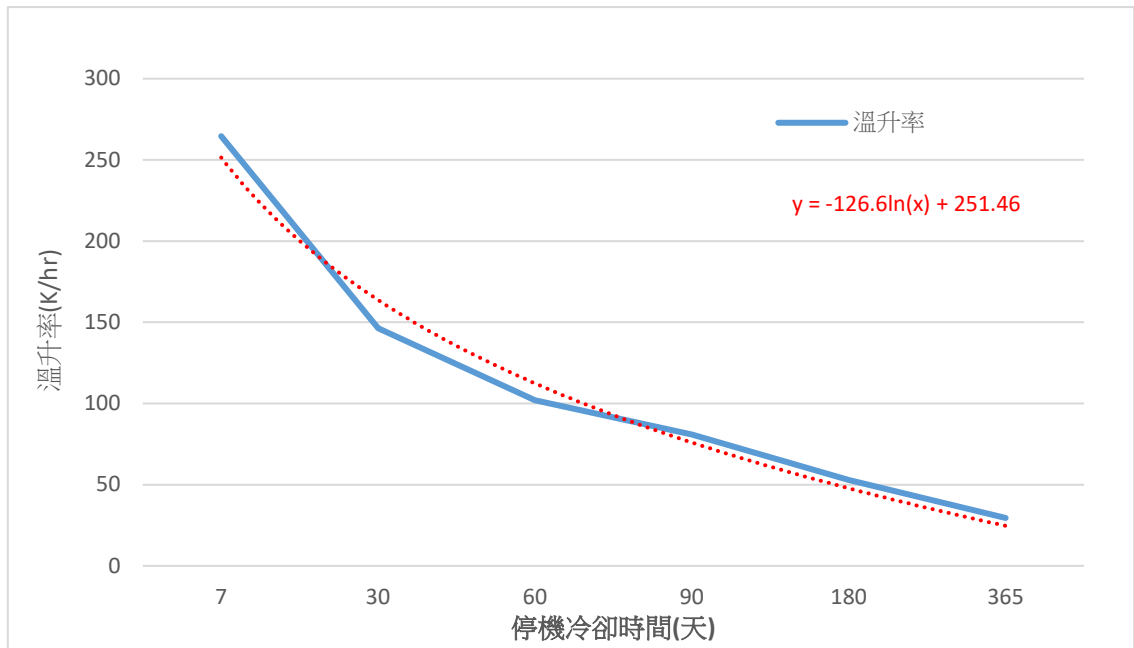


圖 5.4.2 燃料全裸露情境-不同衰變熱之溫升率變化

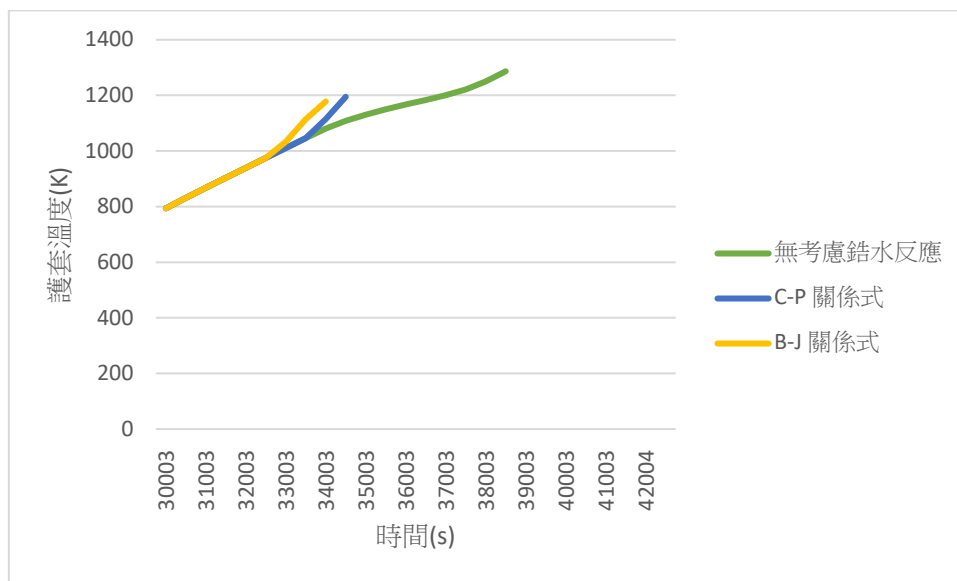


圖 5.4.3 燃料全裸露情境-不同鉛水反應關係式對護套溫度之影響(停機 7 天)

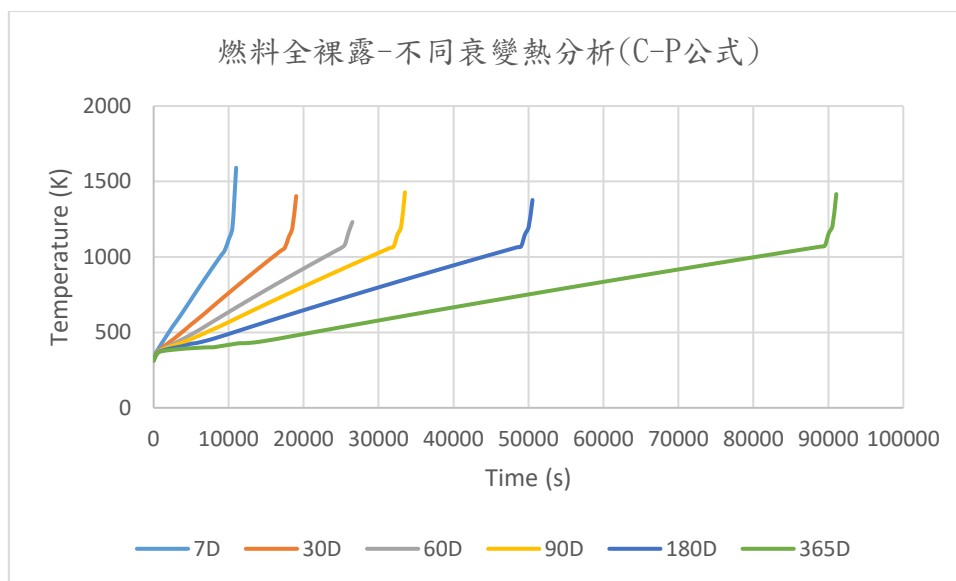


圖 5.4.4 燃料全裸露情境-不同衰變熱之分析結果(考量 C-P 鉛-水反應關係式)

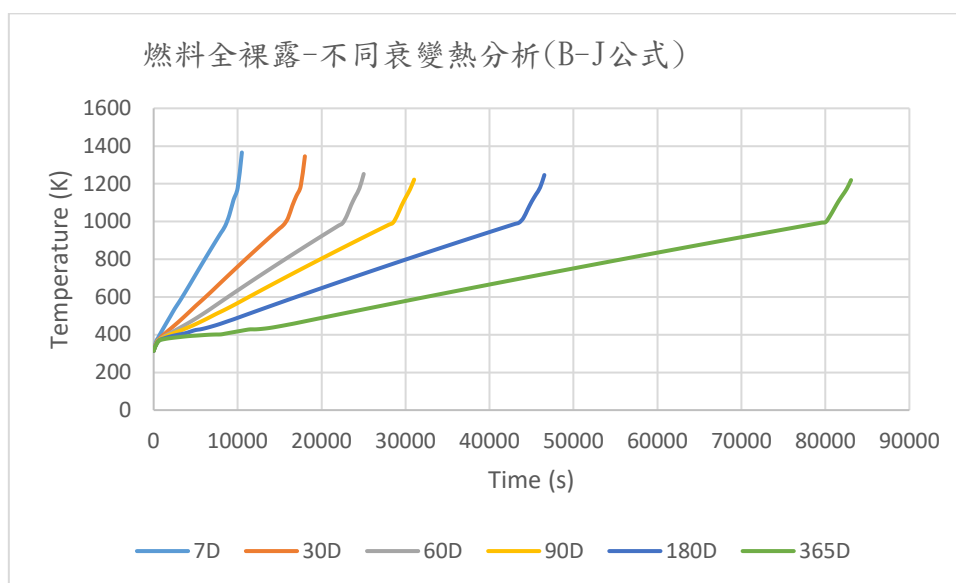


圖 5.4.5 燃料全裸露情境-不同衰變熱之分析結果(考量 B-J 鉛-水反應關係式)

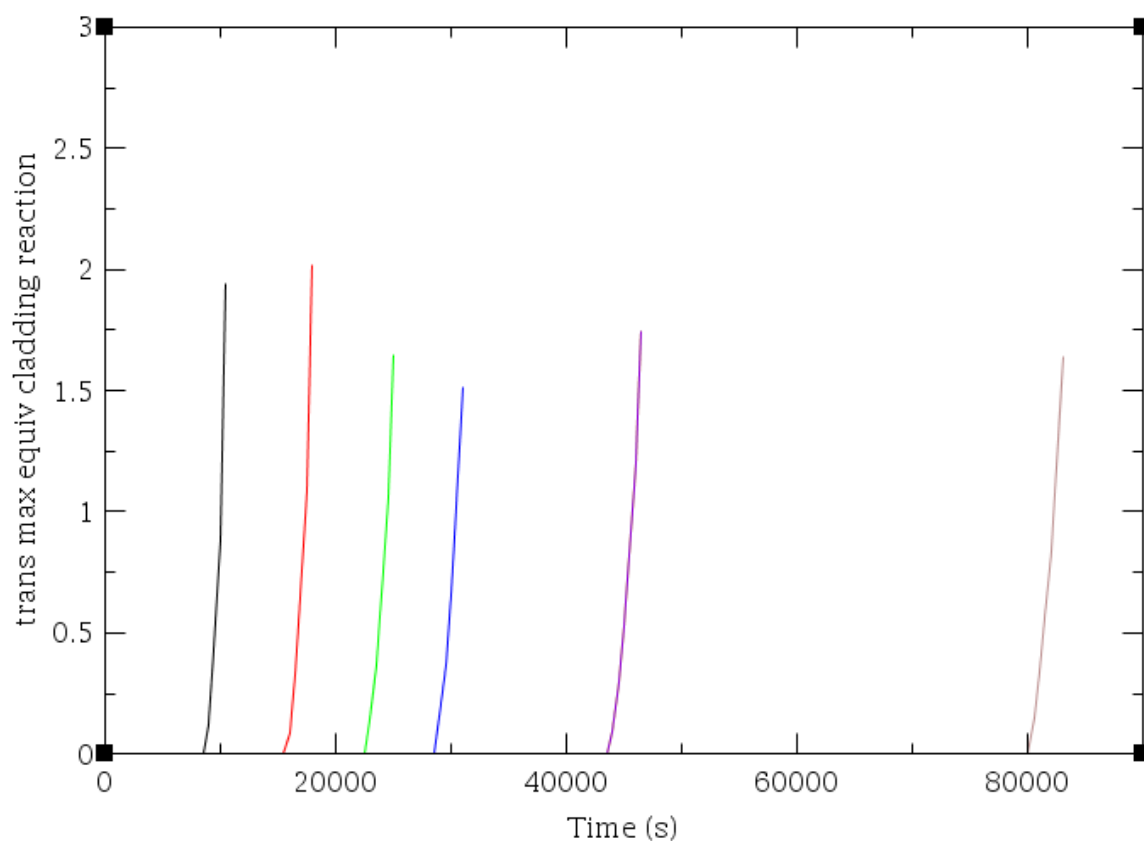


圖 5.4.6 燃料全裸露情境-ECR 之分析結果

(五) 不同情境下之溫升率變化

由於用過燃料於事故下其護套溫度上升之趨勢有許多貢獻因子，包含衰變熱大小、護套合金材料、環境等因素，本章節就針對燃料水淹沒與全裸露兩種情境進行研析。表 5.5.1 為燃料水淹沒與全裸露兩種情境下之護套溫升速率分析與比較結果，圖 5.5.1 為燃料水淹沒與全裸露兩種情境下之護套溫升速率變化趨勢圖，分析結果顯示在高衰變熱條件下，燃料全裸露情境(LOCA)護套溫度溫升率較高，於事故下護套溫度會迅速上升，每小時高達 264K，而在燃料水淹沒之情境下，由於還有殘留部分冷卻水能透過蒸發帶走燃料棒熱能，因此其溫升率相對較低，每小時約上升 153K。而在低衰變熱條件下，兩種情境下的溫升率差異性相對降低，亦即代表當停機冷卻時間越久，則用過燃料溫升率與事故情境關聯性較低，基本上兩個情境燃料護套溫升率會趨近於相同。

表 5.5.1 兩種情境下，不同衰變熱之溫升數據結果

溫升速率 (K/hr)	7 天	30 天	60 天	90 天	180 天	365 天
水淹沒情境(SBO)	153.2	75.0	57.1	40.9	27.3	17.0
全裸露情境(LOCA)	264.6	146.3	101.9	80.8	52.9	29.5
差異性 (%)	72.8%	95.1%	78.4%	97.9%	94.0%	73.4%

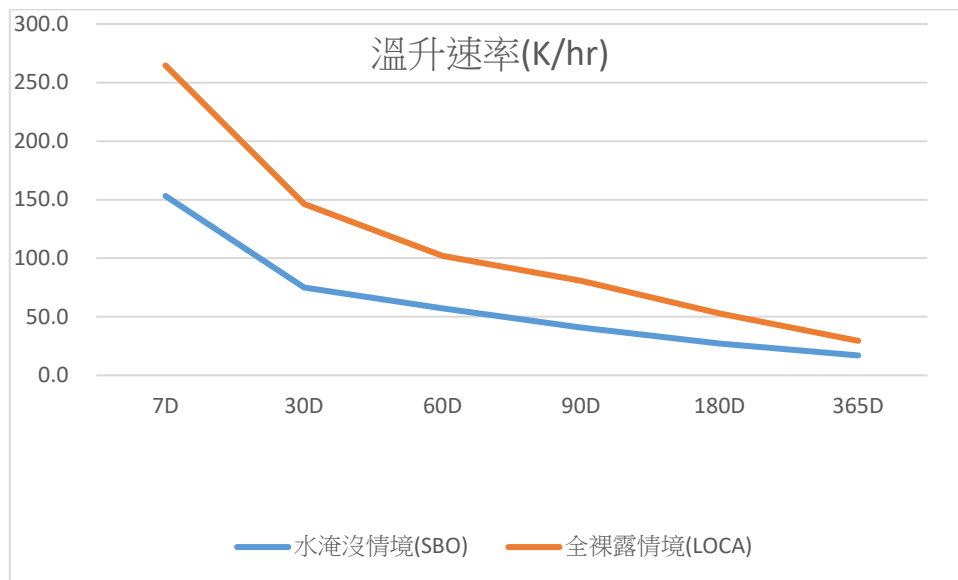


圖 5.5.1 兩種情境下，不同衰變熱之溫升趨勢變化圖

六、結論與管制建議

本計畫主要目的為研析國際間對於用過核子燃料衰變熱計算模式進行研析以及探討其適用範圍與特性。針對四種衰變熱計算模式: ASB 9-2、ANSI/ANS 5.1、RG 3.54、以及 ISO 10645 進行研析,其衰變熱計算模式之適用性與差異比較統整於表 3.1.5.1 中,由於每個燃料衰變熱計算模式於開發初期皆為某個目的而執行發展並假設其邊界條件,例如 ASB 9-2 與 ANS 相關衰變熱公式發展初期主要為針對運轉電廠事故後停機狀態下進行暫態安全評估,因此停機冷卻時間多半為秒計算(0 秒至 10^4 秒期間),隨著近年許多商業核電廠運轉執照到期進入除役階段,因此用過燃料長期貯存之衰變熱計算日益受到重視,隨後美國核管會重新審視 RG 3.54 並發布最新第三版以擴展衰變熱之應用範圍,停機冷卻時間擴展至 110 年,甚至最長衰變熱計算模式可應用至 320 年左右(ANSI/ANS 5.1)。因此本研究採用核一廠 1 號機用過燃料池之案例,進行衰變熱計算與比較,詳細的計算核一廠 1 號機用過燃料池衰變熱於停機冷卻時間 7 天至 100 年之變化,並透過細部各貢獻因子,如分裂產物、中子捕獲、銅系元素、以及活化結構材料等衰變熱之效應,以瞭解用過燃料不同貯存階段其衰變熱之特性與大小,有助於核管單位對於用過燃料貯存不同時間週期所應審查參考之依據及特性,進行相關安全審查作業。

另外,於事故後的燃料護套溫度上升變化趨勢研析成果中,執行了全黑事故(Station blackout, SBO) 與喪失冷卻水事故(Loss of coolant accident, LOCA)兩種情境評估,並針對鋁合金於高溫環境下產生鋁-水反應之效應計算,得到不同情境事故下關鍵時序與燃料護套溫升率之變化,公式 5.3.1 與公式 5.4.1 分別為全黑事故與喪失冷卻水事故兩種情境下之溫升率變化公式,藉此公式可用於推估後續停機冷卻時間下,燃料護套溫升率的值。於鋁-水反應對燃料護套溫度上升趨勢之影響性評估,結果證明採用 Baker-Just 關係式對事故暫態安全評估具有較高之保守性。

綜合以上之研究成果,以及美國、韓國除役電廠之經驗,有助於協助管制單位對於用過燃料不同貯存階段之特性與衰變熱採用之依據有明確的界定,衰變熱公式適用性與限制也有明確的說明,能作為核安管制案之審查參考依據,發揮本計畫之最大研究價值與效益。

本計畫提出之管制建議如下:

- 國際用過核子燃料衰變熱計算方式常見的有 ASB 9-2、ANSI/ANS 5.1、RG 3.54、以及 ISO 10645 四種,其中在發展衰變熱計算初期因為考量應用的領域不同而有不同的假設條件,例如 ASB 9-2 發展初期主要是針對爐心運轉停機後,事故初期的暫態衰變熱的變化,而 RG3.54 則為針對用過燃料貯存期間之衰變熱變化,因此主要用於反應器停機長時間下的用過燃料衰變熱計算;而 ANSI/ANS 5.1 與 ISO 10645 則以通用性發展為主(備註:早期 ANS 衰變熱發展也是以爐心運轉停機後,事故初期的暫態衰變熱的變化為主,後來經過不斷的精進,目前新版 ANSI/ANS 5.1 適用於用過燃料各階段的衰變熱評估)。
- 根據美國除役電廠經驗與本研析結果得知,ASB 9-2 內涵過大之保守度,基於

用在爐心暫態事故下之安全評估，是可被接受。但是如果用於長時間用過燃料貯存設施評估時，則會因為過於保守，而對後續不論是設施規劃、救援設備額定值、救援策略擬定等等，皆會有失真之情形。

- 隨著我國核電廠除役作業持續地進行，不論用過燃料棒是濕式貯存還是乾式貯存，其系統中可能產生衰變熱之因子需詳細提出並做討論。例如除役過渡階段初期，爐心內活化結構材料之衰變熱貢獻，隨著停機冷卻時間越久，其佔比是否越來越高，需要業主提出說明，且爐心內結構材料與用過燃料池會有差異，相關格架或組件之活化衰變熱須納入考量，建議可以採用 RG3.54 之方式進行評估。
- 於用過燃料不同週期之衰變熱計算時，不論採用哪種計算模式，業主仍須提供相關計算流程及相關係數假設條件與說明，來佐證此計算參數給定是否合理。若遇到計算式無法使用之情形，業主可以採用其他計算式來取代，但要提出相關合理之說明，以證明替代之計算式適用。
- 用過燃料於事故下之護套溫升率評估，需考量金屬與水反應之放熱現象，尤其是鋁-水反應釋放之熱能會使護套溫度加速上升。一般用簡易冷卻水熱容量與衰變能量做計算時，超過溫度 1000K 即不再適用，原因為此時可能會產生鋁-水反應並釋放熱能。
- 本研究開發不同情境事故下關鍵時序與燃料護套溫升率之變化公式(公式 5.3.1 與公式 5.4.1，分別為全黑事故與喪失冷卻水事故兩種情境下之溫升率變化公式)，藉此公式可用於推估後續停機冷卻時間下，燃料護套溫升率的值。
- 本研究採用 TRACE 進行用過燃料棒溫升計算，且 TRACE 程式中針對鋁-水反應模型估算燃料護套局部氧化多寡，以等效護套反應 (Equivalent Clad Reacted, ECR) 的百分比來表示，未來能應用於用過燃料棒事故安全分析評估，分析結果提供給管制單位作為審查參考之依據，發揮最大價值。

七、參考文獻

1. U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Technical Study of Spent Fuel Pool Accident Risk at Decommissioning Nuclear Power Plants,” NUREG-1738, February 2001.
2. Oak Ridge National Laboratory, “Technical Support for a Proposed Decay Heat Guide Using SAS2H/ORIGEN-S Data”, NUREG-5625, July 1994.
3. U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Spent Fuel Assembly Heat Up Calculations In Support of Task 2 of User Need NSIR-2015-001”, April 2016.
4. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "US Commercial Spent Nuclear Fuel Assembly Characteristics: 1968-2013.", NUREG/CR-7227, September 2016.
5. U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition-Auxiliary Systems”, NUREG-0800, Chapter 9. July 1981
6. American Nuclear Society, “Decay Heat Power in Light Water Reactors”, ANSI/ANS-5.1-2014, February 5, 2019
7. U.S. Nuclear Regulatory Commission, SPENT FUEL HEAT GENERATION IN AN INDEPENDENT SPENT FUEL STORAGE INSTALLATION, RG 3.54, REVISION 3, 2022.
8. ISO 10645, ”2022 Nuclear energy — Light water reactors — Decay heat power in non-recycled nuclear fuels”, Second edition, April 2022.
9. Holtec International,“DECAY HEAT AND HEATUP RATE ANALYSES FOR THE CONNECTICUT YANKEE SFP”, Report No HI-971677.
10. Kim, Kiyong, “Decay Heat Evaluation of Spent Fuel Assemblies in SFP of Kori Unit-1”, Proceedings of the Korean Radioactive Waste Society Conference, Pages104-104, 2018
11. Bo-Ru Shen, Shao-Wen Chen, Jong-Rong Wang, Chunkuan Shih, Jung-Hua Yang,”Simulate and Analyze the Severe Accident of Chinshan Spent Fuel Pool in Transition Period of Decommission by TRACE Code”, International Topical Meeting on Advances in Thermal Hydraulics (ATH’2020), OCT. 20-23 ,2020.
12. Electric Power Research Institute (EPRI), “Summary of the EPRI Early Event Analysis of the Fukushima Daiichi Spent Fuel Pools Following the March 11, 2011 Earthquake and Tsunami in Japan”, May 2012.
13. U.S Nuclear Regulatory Commission, TRACE Theory MANUAL V5.0 P5 Field Equations, Solution Methods and Physical Models , 2017, Washington.

行政院原子能委員會
委託研究計畫期末報告

計畫名稱：

110 年度核電廠除役期間除污策略技術彙整與
安全評估及相關特性分析

子項計畫二-分項 2：

核電廠除役期間廠址取樣方法品質研析

案號： AEC11102005L

執行單位：國立清華大學

計畫主持人：許文勝

子項計畫二主持人：許文勝

報告作者：陳韶萱

報告日期：中華民國 111 年 12 月

摘要

核能電廠完成除役前，須透過最終狀態偵檢調查來證明廠址的殘餘輻射量符合法規之外釋規範，以確保核電廠除役後廠址作為其他用途之安全。最終狀態偵檢調查透過取樣或其他量測方式取得廠區之輻射相關數據，權責單位再根據數據的分析結果，決定廠址可否外釋作無限制或限制使用。由於最終狀態偵檢所得到的數據將做為廠址可否外釋之決策的依據，數據是否具備足夠的可信度至關重要。

國內核能電廠的除役作業相關作業及管制規範主要參考美國針對核電廠除役之相關文獻。本計畫的目的為蒐集及研析彙整美國核管會(NRC)針對除役輻射偵檢調查數據品質之相關指引及規範，以及美國核電廠實務上進行除役偵檢作業相關的產出和 NRC 的審查報告。今年度本計畫蒐集了(1) NRC 所著與除役輻射偵檢相關指引與導則、(2) Zion 核電廠最終狀態程序規範、(3)Zion 核電廠最終狀態偵檢報告、(4)NRC 對 Zion 核電廠之執照終止計畫以及最終狀態偵檢報告之審查評估，以及(5)原能會與除役輻射偵檢相關委託案成果報告等五類文獻，將所蒐集文獻內容研析彙整於此報告中，並提供相關管制建議給相關管制單位參考。

Abstract

Before a nuclear power plant is decommissioned, the final state inspection and investigation must be conducted to prove that the residual radiation at the site complies with the regulations, so as to ensure the safety of the site for other purposes after the decommissioning of the nuclear power plant. The final state inspection survey obtains radiation-related data of the plant area through sampling or other measurement methods, and the responsible unit determines whether the plant site can be released for unlimited or restricted use based on the analysis results of the data. Since the data obtained from the final state inspection will be used as the basis for the decision on whether the site can be released, it is very important whether the data has sufficient credibility.

The domestic nuclear power plant decommissioning operations and control regulations mainly refer to the relevant literature on nuclear power plant decommissioning in the United States. The purpose of this project is to collect and analyze the relevant guidelines and specifications of the US Nuclear Regulatory Commission (NRC) on the quality of decommissioning radiation detection survey data, as well as the output and related output and NRC's review report. This year, the program collected (1) NRC guidelines and guidelines on decommissioning radiation detection, (2) Zion NPP final state procedure specification, (3) Zion NPP final state detection report, (4)) NRC's review and evaluation of the Zion nuclear power plant's license termination plan and the final state inspection report, and (5) five types of documents, including the report on commissioned cases related to the original energy association and decommissioning radiation inspection, and research the content of the collected documents. The analysis is compiled in this report, and relevant regulatory recommendations are provided for reference by relevant regulatory agencies.

縮寫字中英文對照表

英文縮寫	英文全名	中文翻譯
NRC	Nuclear Regulatory Commission	核管會
DQO	Data Quality Objective	數據品質目標
DQA	Data Quality Assessment	數據品質評估
MARSSIM	Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual	多部會輻射偵查和廠址調查手冊
VSP	Visual Sampling Plan	視覺化取樣計畫
ADAMS	Agencywide Documents Access and Management System	官方文件紀錄系統
LTP	License Termination Plans	執照終止計畫
IP	Inspection Procedure	檢查程序
FRS	Final Radiation Survey	最終輻射偵檢
FSS	Final Status Survey	最終狀態偵檢
FSSR	Final Status Survey Report	最終狀態偵檢報告
RSSI	Radiation Survey and Site Investigation	輻射偵檢及廠址調查
HSA	Historical Site Assessment	廠址歷史評估
DP	Decommission Plan	除役計畫
LBGR	Lower Bound of the Gray Region	灰色區的下限
CFR	Code of Federal Regulations	聯邦法規
EMC	Elevated Measurement Comparision	較高量測值比較
DCGL	Derived Concentraion Guideline Level	導出濃度指引水平
DCGL _w	Derived Concentraion Guideline Level Wide	使用於大範圍區域的導出濃度指引水平
MDC	Minimum Detectable Concentrations	最小可檢測濃度
EMC	Elevated Measurement Comparison	較高量測值比較

目錄

摘要.....	i
Abstract.....	ii
縮寫字中英文對照表.....	iii
目錄.....	iv
圖目錄.....	viii
表目錄.....	ix
一、 前言.....	1
二、 研析文獻概述.....	1
(一) NRC 所著與除役輻射偵檢相關指引與導則.....	1
1.1 NUREG-1757-除役綜合導則.....	1
1.2 NUREG-1700-評估核電廠反應爐執照終止計畫之標準審查計畫.....	2
1.3 NUREG-1575-MARSSIM 多部會輻射偵檢和廠址調查手冊.....	2
1.4 NRC 第 87104 號檢查程序(IP 87104)-對業者之除役檢查程序.....	3
1.5 NRC 第 83890 號檢查程序(IP 83890)-完工檢查與輻射偵檢.....	3
(二) Zion 核電廠最終狀態程序規範.....	3
2.1 Zion 核電廠執照終止計畫(LTP)第五章 - 最終狀態偵檢計畫.....	3
2.2 最終輻射偵檢包發展(ZS-LT-300-001-001).....	3
2.3 偵檢單元分級(ZS-LT-300-001-002).....	4
2.4 執行最終狀態偵檢所需之隔離和控制(ZS-LT-300-001-003).....	4
2.5 最終輻射偵檢數據評估(ZS-LT-300-001-004).....	4
(三) Zion 核電廠最終狀態偵檢報告.....	4
(四) NRC 對 Zion 核電廠之安全評估報告以及視察報告.....	4
4.1 NRC 對 Zion 核電廠提交之 LTP 的安全評估報告.....	4
4.2 NRC 對 Zion 核電廠提交之最終狀態偵檢報告的審查報告.....	5

4.3 NRC 對 Zion 核電廠有關整治行動輔助偵檢以及最終狀態偵檢之視察報告	5
(五) 原能會與除役輻射偵檢相關委託案成果報告	5
三、 輻射偵檢及廠址調查(RSSI)之數據品質	6
(一) 輻射偵檢及廠址調查(RSSI)簡介	6
1.1 廠址歷史評估(HSA, Historical Site Assessment)	6
1.2 範圍偵檢(Scoping Survey)	6
1.3 特性偵檢(Characterization Survey)	6
1.4 改善行動輔助偵檢(Remedial Action Support Survey)	7
1.5 最終狀態偵檢(FSS, Final Status Survey)	7
1.6 複驗輻射偵檢(Confirmatory Surveys)	7
(二) 數據品質目標(Data Quality Objective)	7
(三) 數據品質評估(Data Quality Assessment)	8
(四) 輻射偵檢及廠址調查(RSSI)之數據品質	9
四、 使用 MARSSIM 方法實作最終狀態偵檢	11
(一) 簡介	11
(二) 根據殘餘輻射程度之區域分級	11
(三) 選擇偵檢單元之面積大小	12
(四) 背景參考區域的選擇	12
4.1 背景參考區域之需要與否	12
4.2 取得背景參考區域土壤的特性資訊	12
(五) 偵檢結果的評估方法	12
5.1 判斷是否符合外釋標準方法	13
(六) 儀器的選擇和校準	13
6.1 計算最小可檢測濃度	13
6.2 儀器校正和回應檢查(Instrument Calibration and Response Checks)	14

6.3 儀器回應檢查(Instrument Response Checks)	14
(七) 掃描涵蓋率和調查基準	14
(八) 決定所需取樣點	15
8.1 指定相對位移(Relative Shift).....	15
8.2 決定可接受的決策錯誤率	15
8.3 WRS 檢定所需的取樣數	16
8.4 符號檢定所需的取樣數	16
(九) 決定取樣位置	16
(十) 確認是否符合除役輻射標準	17
五、 NRC 對除役輻射偵檢作業之審查(摘譯自 NUREG-1757 Vol.2)	19
(一) 審查範圍(Areas of Review)	19
1.1 接受審查(Acceptance Review).....	20
1.2 安全評估(Safety Evaluation)	20
(二) 除役計劃書與除役偵檢相關內容之審查	20
(三) 特性偵檢之審查	21
3.1 須提交資料(Information to be Submitted).....	21
3.2 評估標準(Evaluation Criteria)	21
(四) 最終狀態偵檢設計之審查	22
4.1 須提交資料(Information to be Submitted).....	22
4.2 評估標準(Evaluation Criteria)	22
(五) 最終狀態偵檢報告之審查	23
5.1 須提交資料(Information to be Submitted).....	23
5.2 評估程序(Review Procedures)	23
5.2.1 基本技術審查(Minimal Technical Review)	23
5.2.2 詳細技術審查	24

5.3 評估標準	25
六、 美國核電廠最終狀態偵檢作業實務案例.....	26
(一) Zion 核電廠最終狀態偵檢作業程序規範.....	26
1.1 Zion 核電廠執照終止計畫(LTP)第五章[7]	26
1.2 Zion 核電廠最終輻射偵檢包發展程序[8]	26
1.3 為執行最終狀態偵檢所需的隔離和控制程序[10].....	27
1.4 最終輻射偵檢數據評估程序[11].....	28
(二) Zion 核電廠最終狀態偵檢報告.....	29
2.1 Zion 核電廠第一階段最終狀態偵檢報告[12]	30
2.2 Zion 核電廠第二階段最終狀態偵檢報告[13-14].....	31
2.3 Zion 核電廠第三階段最終狀態偵檢報告[15]	35
2.4 Zion 核電廠第四階段最終狀態偵檢報告[16]	37
2.5 Zion 核電廠實務上針對第三級開放土地之面積與掃描涵蓋率規劃.....	40
(三) NRC 對 Zion 核電廠執照終止計畫(LTP)之安全評估報告[18].....	41
(四) NRC 對 Zion 核電廠最終狀態偵檢報告(FSSR) 之安全評估報告	44
4.1 NRC 對 Zion 核電廠第一階段最終狀態偵檢報告之審查報告[19]	44
4.2 NRC 對 Zion 核電廠第一階段最終狀態偵檢報告之審查報告修訂版.....	44
七、 結論及核電廠除役輻射偵檢數據品質相關之管制建議.....	46
八、 參考文獻	48
附錄 A 輻射偵檢檢查清單範例.....	50
附錄 B MARSSIM 輻射偵檢及廠址調查相關流程圖	57

圖目錄

圖 1 除役輻射偵檢作業流程及 NRC 對除役輻射偵檢作業之審查示意圖	19
圖 2 Zion 核電廠第一階段最終狀態偵檢偵檢單元位置圖	30
圖 3 Zion 核電廠第二階段第一部分最終狀態偵檢偵檢單元位置圖	33
圖 4 Zion 核電廠第二階段第二部分埋地管路代號	34
圖 5 Zion 核電廠第三階段進行最終狀態偵檢偵檢單元位置圖	36
圖 6 Zion 核電廠第四階段進行最終狀態偵檢偵檢單元位置圖	39

表目錄

表 1 DQO 程序之七個步驟和 DQA 程序之五個步驟	9
表 2 MARSSIM 對各輻射偵檢規劃時應產出之數據品質指標(DQOs)建議	10
表 3 偵檢單元面積大小建議.....	12
表 4 掃描涵蓋率和掃描調查基準.....	15
表 5 是否符合外釋規範判斷標準(無背景污染).....	17
表 6 是否符合外釋規範判斷標準(有背景污染).....	18
表 7 Zion 核電廠最終狀態偵檢報告章節標題	29
表 8 Zion 核電廠第一階段最終狀態偵檢偵檢單元列表及位置圖	30
表 9 Zion 核電廠第二階段第一部分最終狀態偵檢偵檢單元列表	32
表 10 Zion 核電廠第二階段第二部分最終狀態偵檢偵檢單元列表	34
表 11 Zion 核電廠第三階段進行最終狀態偵檢偵檢單元列表	35
表 12 Zion 核電廠第四階段進行最終狀態偵檢偵檢單元列表	37
表 13 MARSSIM 偵檢單元區域分級面積及掃描涵蓋率建議區域分級	40
表 14 Zion 核電廠第一階段開放土地(第三級)偵檢單元之面積與掃描涵蓋率 錯誤! 尚未定義書籤。	
表 15 NRC 對 Zion 核電廠 LTP 之安全評估報告章節內容簡述	41
表 16 NRC 對 Zion 核電廠第一階段最終狀態偵檢報告之審查評估結果	44

一、前言

本計畫為四年期之計畫，計畫前三年的蒐集及研析範疇主要著重於核電廠輻射偵檢作業之相關規範與指引中與數據品質相關的指引(DQO[Data Quality Objective]及DQA[Data Quality Assessment])，今年是計畫的最後一年，蒐集及研析的範疇聚焦於管制單位針對核電廠除役輻射偵檢的管制與審查指引，以及 NRC 針對核電提報之相關報告實際的審查文獻。

美國核電廠除役輻射偵檢調查作業主要的指引為多部會輻射偵查和廠址調查手冊(MARSSIM, Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual)，根據此文獻，輻射偵檢的規劃需依照美國環保署(EPA)所著之數據品質目標(DQO, Data Quality Objective)程序指引，輻射偵檢的結果的評估，則須依照 EPA 所著之數據品質評估(DQA, Data Quality Assessment)程序指引。除役輻射偵檢有規劃、執行、評估與決策四個階段，這四個階段亦稱為數據生命週期(Data Life Cycle)，為確保偵檢取樣或量測的數據品質，必須在規劃階段就依據統計科學的原理進行偵檢設計，MARSSIM 規定使用之 DQO 程序，為一系統性偵檢規劃方法，使用此規劃程序能使取樣的數據具備統計上的可信度。輻射偵檢的評估階段，須檢驗是否有依據規劃執行偵檢，並透過 DQA 程序進行數據審查與分析，得出結論。

計畫第一年的資料蒐集與研析重點為數據品質目標(DQO, Data Quality Objective)，DQO 程序由國環境保護署(EPA)所制訂開，總共有七個步驟，根據 DQO 程序進行取樣規劃，可使取樣所得數據具備統計上的可信度。

計畫第二年的資料蒐集與研析重點為數據品質評估(DAQ, Data Quality Assessment)。DQA 程序由國環境保護署(EPA)所制訂開，總共有五個步驟，是評估取樣結果之指引。

計畫第三年的資料蒐集與研析重點為實務上如何依據數據品質目標(DQO)程序進行取樣設計及依據數據品質評估(DQA)進行數據分析，並研析介紹 DQO 程序指引所建議使用的取樣設計及統計分析軟體-VSP(Visual Sampling Plan)之應用與使用。

今年是四年期計畫的最後一年，資料蒐集與研析重點為美國 NRC 有關核電廠除役輻射偵檢作業與數據品質相關之指引與審查標準、美國核電廠實務上進行除役輻射偵檢作業之產出，以及 NRC 針對除役核電廠進行除役輻射偵檢作業產出之相關文件之審查報告。本年度研析成果將一併彙整前三年所提出的管制建議。

二、研析文獻概述

研析文獻的蒐集方式包含(1)至美國核管會(NRC)官方文件紀錄系統 (ADAMS, Agencywide Documents Access and Management System)進行檢索，以及(2)透過查詢入口網站(如 google)查詢公開報告。

(一) NRC 所著與除役輻射偵檢相關指引與導則

1.1 NUREG-1757 - 除役綜合導則

✧ NUREG-1757 Consolidated Decommissioning Guide – Decommissioning Process for Materials Licensees, Vol.1 (2006)[1]

✧ NUREG-1757 Consolidated Decommissioning Guide – Characterization, Survey, and Determination of Radiological Criteria, Vol.2(2022). [2]

NUREG-1757 系列共有三卷，合併了 NRC 的除役政策和指引。其提供各類放射性物質及設施之除役流程指引、業者證明廠址符合執照終止輻射標準之指引，以及 NRC 職員評估執照終止相關提交文件的指引。

此份指引所提供有關證明符合輻射標準(Demonstration of Compliance)的方法採用風險告知(Risk-Informed)和性能基準(Performance-Based)。指引中所描述的執照終止方法將協助確認執照終止所需的資訊。NRC 規定美國欲進行除役之核電廠業者應根據此份指引撰寫要提交給 NRC 的除役計畫、執照終止計畫、最終狀態偵檢，以及其他除役技術報告。NRC 職員則依照此份指引審查上述文件和相關文件之修改要求。

NRC 目前在放射性物質及放射性廢棄物監管規範(Regulation)中(包含核設施之除役)朝著增加使用風險資訊的方向前進。風險的定義為(1)可能發生事故的情境、(2)情境發生的機率，和(2)情境發生之後果。風險洞察(Risk-Insight)代表風險評估的結果和發現，風險評估的結果可能和其對民眾之健康影響有直接或間接的關聯。NRC 核設施除役之風險告知監管方式(Risk-Informed Regulatory Approach)代表一種哲理(Philosophy)，NRC 的監管規範設計會將風險評估的結果納入考量，業者和 NRC 將資源更多的聚焦於風險較顯著的除役程序和設施上，以使監管程序更有效益及效率。因此，在除役指引文獻 NUREG-1757 中，根據除役設施造成群眾風險之大小，設計不同的除役程序，風險可能性愈大的設施，業者需執行的除役程序及應產出之報告就愈多。而性能基準(Performance-Based)方法代表監管決策的依據為量測或計算結果。

1.2 NUREG-1700 – 評估核電廠反應爐執照終止計畫之標準審查計畫

✧ NUREG-1700 Standard Review Plan for Evaluating Nuclear Power Reactor License Termination Plans. April 2018. [3]

NUREG-1700 提供 NRC 職員有關審查執照中止計畫(LTPs, License Termination Plans)標準的指引，目的是確保 NRC 職員審查的品質與一致性，並明確定義評估執照中止計畫(LTP)的要求。(註：除役計畫(Decommission Plan)即為執照終止計畫(LTP)，在 NRC 的指引中，此兩詞可互通)

1.3 NUREG-1575 – MARSSIM 多部會輻射偵檢和廠址調查手冊

✧ Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM), Rev. 1. August 2000. [4]

NRC 規範要求除役計畫須包含最終狀態偵檢規劃的描述或承諾使用 MARSSIM 所列方法來發展最終狀態輻射偵檢。MARSSIM(Multi-Agency Radiological Survey and Site Investigation Manual, NUREG-1575)由 NRC 與其他聯邦單位一起開發，提供規劃與執行最終狀態偵檢之詳盡指引的手冊。MARSSIM 手冊提供設計和執行可證明符合 NRC 釋出輻射標準的輻射偵檢之描述，是業者進行最終狀態偵檢設計的主要指引文獻。

根據 MARSSIM 內容說明，其僅限應用於表土和建築物表面。若廠址有大體積土壤污染或地下水污染的情況，便超出了 MARSSIM 所提供的統計應用範圍，此時須發展建立廠址特定的方法來證明符合輻射標準。MARSSIM 將指引限定於表土及建築物表面的原因包含：(1)在除污後，許多廠區的殘餘輻射僅存在於此兩項媒介中、(2)因為許多廠區的主要殘餘輻射源是表土及建築物表面，現有用來計算劑量或風險與核種濃度關聯的電腦模型只能計算表土及建築物表面的核種造成的劑量，以及(3)MARSSIM 是為了協助制定清理規範作業而撰寫的，而清理規範作業大部分局限於表土層與建築物表面。

1.4 NRC 第 87104 號檢查程序(IP 87104) - 對業者之除役檢查程序

- ✧ NRC Inspection Manual - Inspection Procedure 87104: Decommissioning Inspection Procedure for Materials Licensees. October 2019. [5]

此檢查程序的目的為：

- 確認除役活動是否以保障工作人員與一般大眾之健康與安全方式來進行。
- 確認除役計畫是否已依據美國和管會的要求來執行。
- 為需要進行除役工作以及該除役計畫可能須經由核管會批准之設施，提供可能需要的檢查要求與指引。

1.5 NRC 第 83890 號檢查程序(IP 83890) - 完工檢查與輻射偵檢

- ✧ NRC Inspection Manual - Inspection Procedure 83890: Closeout Inspection and Survey. May 2003. [6]

此檢查程序的目的為：

- 確認業者是否已依據除役計畫擬定內容來執行最終狀態偵檢。
- 確認廠址以除污至可符合限制性使用或非限制性使用之劑量標準。

(二) Zion 核電廠最終狀態程序規範

Zion 核電廠依據 NUREG-1757 Vol.2、MARSSIM 指引，發展制定執照最終狀態偵檢計畫(LTP 第五章)以及四份最終狀態偵檢規劃及數據品質評估作業之程序規範，簡述如下：

2.1 Zion 核電廠執照終止計畫(LTP)第五章 - 最終狀態偵檢計畫

- ✧ Zion Station Restoration Project License Termination Plan Revision 2 Chapter 5(Final Status Survey Plan), February 2018. [7]

描述 Zion 核電廠規劃、執行，和評估最終狀態偵檢的方法。最終狀態偵檢的目的為證明電廠的設施和廠區符合未受限制釋出之輻射標準。

2.2 最終輻射偵檢包發展(ZS-LT-300-001-001)

- ✧ Final Radiation Survey Data Assessment, Revision 2. 10/15/2015. [8]

提供發展、執行和審查最終輻射偵檢(FRS，Final Radiation Survey)偵檢包和取樣計畫的程序規範。

此文件所規範的程序實作了 NUREG-1757 Vol.2、MARSSIM 相關以及 Zion 核電廠

之執照終止計畫(LTP)第五章之相關規範要求。

2.3 偵檢單元分級(ZS-LT-300-001-002)

✧ Survey Unit Classification, Revision 2. 10/12/2015. [9]

提供根據 MARSSIM 以及 Zion 核電廠執照終止計畫(TLP)訂定的偵檢單元分級程序規範。

2.4 執行最終狀態偵檢所需之隔離和控制(ZS-LT-300-001-003)

✧ Isolation and Control for Final Radiation Survey, Revision 2. 10/15/2015. [10]

提供預期除役活動(Planned Decommissioning Activities)完成後，將開始進行最終輻射偵檢(FRS)之結構(Structures)、系統(Systems)和開放區域(Open land Areas)的移交(Turnover)、隔離(Isolation)，以及控制(Control)程序規範。

2.5 最終輻射偵檢數據評估(ZS-LT-300-001-004)

✧ Final Radiation Survey Data Assessment, Revision 2. 10/15/2015. [11]

提供於最終輻射偵檢(FRS)評估階段時使用數據品質評估(DQA)程序解釋偵檢結果的程序規範。此文件所規範的程序實作了 NUREG-1757 Vol.2、MARSSIM 相關以及 Zion 核電廠之執照終止計畫(LTP)第五章之相關規範要求。

(三) Zion 核電廠最終狀態偵檢報告

Zion 核電廠將最終狀態偵檢分成四個階段，每一個偵檢單元有各自包含詳細過程和結果的最終狀態偵檢報告，且提供彙總每一階段結果的最終狀態偵檢報告。下面為 Zion 核電廠四個階段最新版本的最終狀態偵檢報告：

- ✧ Zion Station Restoration Project Final Status Survey Final Report - Phase 1, Revision 1, June 2019.[12] (ADAMS Access Number : ML19178A108)
- ✧ Zion Station Restoration Project Final Status Survey Final Report - Phase 2 Part 1, Revision 1, November 2020.[13] (ADAMS Access Number : ML20167A281)
- ✧ Zion Station Restoration Project Final Status Survey Final Report - Phase 2, Part 2, Revision 1, June 2020.[14] (ADAMS Access Number : ML20167A282)
- ✧ Zion Nuclear Power Power Station, Unit 1 and 2 : Final Status Survey Final Report - Phase 3 FSSR Rev. 1, 11/07/2022.(ADAMS Access Number : ML22279A985)[15]
- ✧ Zion Nuclear Power Power Station, Unit 1 and 2 : Final Status Survey Final Report - Phase 4 FSSR Rev. 2, 11/07/2022.(ADAMS Access Number : ML22279A986)[16]

(四) NRC 對 Zion 核電廠之安全評估報告以及視察報告

4.1 NRC 對 Zion 核電廠提交之 LTP 的安全評估報告

✧ Safety Evaluation Report Approving Zion Unit 1 and 2 License Termination Plan. 09/28/2018. (ADAMS Access Number : ML18164A222)[18]

此份文件為 NRC 針對 ZionSolution 提交之 LTP 的安全評估報告。

4.2 NRC 對 Zion 核電廠提交之最終狀態偵檢報告的審查報告

- ✧ Safety Evaluation by Office of Nuclear Material Safety and Safeguards Related to Final Status Surveys for Phase 1 Facility Operating License NOS. DPR-39 and DPR-48, ZionSolutions, LLC, Zion Nuclear Power Station, Units 1 and 2, Docket NOS. 50-295 and 50-304, March 22, 2019.[19]
- ✧ Safety Evaluation by Office of Nuclear Material Safety and Safeguards Related to Revised Final Status Surveys for Phase 1 Facility Operating License NOS. DPR-39 and DPR-48, ZionSolutions, LLC, Zion Nuclear Power Station, Units 1 and 2, Docket NOS. 50-295 and 50-304, October 9, 2019.[20]

4.3 NRC 對 Zion 核電廠有關整治行動輔助偵檢以及最終狀態偵檢之視察報告

- ✧ NRC 對 Zion 核電廠之視察報告的官方文件紀錄系統(ADAMS)編號：
 - ML14316A214, November 10, 2014.[26]ML15131A248, May 8, 2015.[27]
 - ML16127A612, May 6 2016.[28]
 - ML16228A187, August 15, 2016.[29]
 - ML17047A500, February 16, 2017.[30]
 - ML18044A577, February 13, 2018.[31]
 - ML18271A122, September 28, 2018.[32]
 - ML19058A248, February 27, 2019.[33]
 - ML20089J249, March 18, 2020.[34]
 - ML21021A093, January 21, 2021.[35]
 - ML22053A278, February 22, 2022.[36]

(五) 原能會與除役輻射偵檢相關委託案成果報告

- ✧ 原子能委員會委託研究計劃期末研究報告—核設施除役之輻射安全技術研究。民國 104 年 12 月 25 日[21]。

- ✧ 原子能委員會委託研究案-核電廠除役管制各階段工程技術與分析應用研究子項計畫二：國際除役技術指引和法規彙整之管制研究。民國 108 年 11 月[22]。

上列第一份研究報告中包含有關輻射偵檢量測儀器校正、追溯體系與量測技術程序；DCGL 推導技術等研究結果，研究報告的中提供了 NRC IP 87104[5]及 NRC IP83890[6]2002 年版本之翻譯。

上列第二份研究報告包含 NUREG-1700[3]的探討，並摘譯了 NUREG-1700 的附錄 A。NUREG-1700 附錄 A 的內容為「對於廠址非限制性或限制性外釋的接受審查清單」(Acceptance Review Checklist for Unrestricted or Restricted Release of the Site)。

三、輻射偵檢及廠址調查(RSSI)之數據品質

NRC 規定核電廠要終止營運執照時，為確認廠址之殘餘輻射符合釋出標準，需進行某些偵檢。業者應透過最終狀態偵檢(FSS)證明符合執照終止之輻射標準。其他偵檢(如：範圍偵檢、特性偵檢，和改善行動輔助偵檢)的目的為定位殘餘輻射區域，而非用來證明符合執照終止之輻射標準。

NRC 建議採用 MARSSIM(多部會輻射偵檢和廠址調查手冊)所描述的最終狀態偵檢方法。MARSSIM 提供如何透過一系列的輻射偵檢及廠址調查(RSSI, Radiation Survey and Site Investigation)程序來證明符合規範之建議與指引。RSSI 包含 6 個程序：廠址識別(Site Identification)、廠址歷史評估(HSA, Historical Site Assessment)、範圍偵檢(Scoping Survey)、特性偵檢(Characterization Survey)、改善行動輔助偵檢(Remedial Action Support Survey)，以及最終狀態偵檢(Final Status Survey)。

由於偵檢結果所得之數據將據以作出重要決策，其數據需具備足夠的可靠度。NRC 於 MARSSIM 手冊指引中要求除役核電廠之輻射偵檢應依照美國環保署所著的數據品質目標(Data Quality Objective)程序指引進行規劃設計，並依照美國環保署所著的數據品質評估(Data Quality Assessment)程序指引進行評估，以確保偵檢之數據品質。

(一) 輻射偵檢及廠址調查(RSSI)簡介

1.1 廠址歷史評估(HSA, Historical Site Assessment)

HSA 程序透過蒐集已有的資料以完整描述廠區的歷史。所需資料的詳細度以及執行 HSA 所需的人力和廠區的類別、相關歷史事件、監管架構，以及可取得的文件資料相關。HSA 的主要目的為確認廠區或設備目前的狀態，但所蒐集到的資料也可能用於區分需要更多處理行動及對人類健康和環境不具威脅性的廠區。因 HSA 所蒐集的資料許多屬於性質上(Qualitative)的資料或不確定其品質之分析數據，所做出的決定多為專家判斷。

MARSSIM 所提供之廠址歷史評估流程(含調查目標)請參考本文附錄 B.2。

1.2 範圍偵檢(Scoping Survey)

在 MARSSIM 中，描述此偵檢的目的是為了評估可否將全廠區或部分廠區的區域污染分級分為第三級，而在 NUREG-1757 第二冊第四章中，說明此偵檢是為了補充廠址歷史評估(HSA)的資訊，以(1)確認存在殘餘輻射並須進行更多的評估，和(2)評估改善除污行動及其他更詳細偵檢(如特性偵檢所需的投入)。

MARSSIM 所提供之範圍偵檢流程(含偵檢目的)請參考本文附錄 B.3。

1.3 特性偵檢(Characterization Survey)

執行特性偵檢的主要目的是確認建築物 and 環境中輻射污染的種類和範圍。特性偵檢的資訊通常於除役計畫(DP, Decommission Plan)中提供。此偵檢應提供除役行動規畫所需之詳細資訊，包含除污技術、預估時程、費用、廢棄物量，以及除污期間的健康和安全考量。監管人員(如 NRC 職員)需審查特性偵檢規劃以確認內容是否充足。

MARSSIM 所提供之特性偵檢流程(含偵檢目的)請參考本文附錄 B.4。

1.4 改善行動輔助偵檢(Remedial Action Support Survey)

改善行動輔助偵檢是除污期間執行的偵檢，用以監測除污作業並確保作業人員及民眾的安全與健康在 NUREG-1757 第一卷中的中間過程偵檢(In-Process Survey)，與在 MARSSIM 及 NUREG-1757 第二卷中使用改善行動輔助偵檢是同樣的意思。改善行動輔助偵檢由業者執行，NRC 職員在除污期間則會進行中間過程檢察(In-Process Inspection)，中間過程檢察的指引為 NRC 第 87104 號檢查程序(Inspection Procedure 87104)[6]。原能會委託研究案「核設施除役之輻射安全技術研究」[6]的附件二有此檢查程序之摘譯。

MARSSIM 所提供之改善行動輔助偵檢流程請參考本文附錄 B.4。

1.5 最終狀態偵檢(FSS, Final Status Survey)

核設施業者想終止運轉執照，必須對監管單位(如 NRC)證明廠址內的環境和設施之殘餘輻射不超過監管單位所規範之標準，才能釋出廠區及設施。最終狀態偵檢的目的就是要證明廠址內的設施及環境符合監管單位的釋出標準以終止執照。此偵檢須提供所有輻射參數(如：所有表面活度、可移除表面活度、曝露率，和泥土中及其他物質中的放射性活度)滿足所建立之指引或標準的證明。

MARSSIM 所提供之最終狀態偵檢流程請參考本文附錄 B.5。

1.6 複驗輻射偵檢(Confirmatory Surveys)

業者提交的最終狀態偵檢報告後，NRC 可能會執行複驗輻射偵檢。NRC 第 83890 號檢查程序(Inspection Procedure 83890)中探討了決定是否需要進行複驗輻射偵檢的程序，以及執行複驗輻射偵檢的程序。原能會委託研究案「核設施除役之輻射安全技術研究」[6]的附件一有此檢查程序之摘譯。

此偵檢由監管單位執行，目的是證實業者的最終狀態偵檢。此類偵檢的目的為驗證特性偵檢、除污，和最終狀態偵檢和報告足以證明廠區符合除役之輻射標準。

複驗輻射偵檢使用和業者相同放射類型的取樣，但通常只在有限的選定位置進行抽查，用以與業者的偵檢結果進行比較，並進行獨立的統計評估。複驗輻射偵檢的目的之一是驗證業者的量測技術的準確性。NRC 使用複驗輻射偵檢的報告來支持業者終止執照和釋出廠址的申請，然而，NRC 的規章中也未包含對複驗輻射偵檢的具體規範，此偵檢僅於監管單位判斷需進行時才會執行。

(二) 數據品質目標(Data Quality Objective)

除役輻射偵檢於規劃階段應依據數據品質目標(DQO)程序進行偵檢之規劃。DQO 程序透過一系列的步驟來建立數據品質的標準，並發展偵檢設計。DQO 程序包含七個步驟：

1. 陳述問題
2. 說明要做之決策
3. 說明決策所需之輸入資訊

4. 定義研究的範圍
5. 建立決策規則
6. 設定可接受之決策錯誤率
7. 制定數據蒐集計畫

DQO 程序透過各個步驟，引導建立有關偵檢設計的描述，透過這些步驟的產出稱為 DQOs，數據品質之指標，應於數據品質評估(DQA)時審查確認是否都有達成。

第 6 個步驟-可接受的決策錯誤率的大小將會影響到所需取樣之數量，越小的可接受的決策錯誤率代表更好的數據品質，但也將會需要越多的樣本數，耗用更多的資源。取樣規劃除了要確保數據品質外，成本的考量也不可忽略，因此，取樣設計規劃者須計算要達成所期望之數據品質所需之最少樣本數，並規劃合適的取樣位置。

(三) 數據品質評估(Data Quality Assessment)

數據品質評估(DQA)是評估階段應進行之程序。在進行 DQA 程序前，需先對偵檢結果進行數據確認和驗證，確認量測之效能以及量測程序和產出報告有符合要求。經確認和驗證之數據再進行數據品質評估(DQA)後，會得出結論提供做為決策決定依據。DQA 程序共有 5 個步驟：

1. 檢視 DQOs 和取樣設計
2. 進行初步數據審查
3. 選擇統計檢定
4. 驗證統計檢定的假定
5. 從數據得出結論

DQOs 為規劃階段所產出的數據品質指標，如可接受之決策錯誤率。初步數據審查透過繪製可代表及描述數據的基本統計量和統計圖，來了解數據的結構並辨認數據的趨勢及關連性。統計檢定的選擇，根據 MARSSIM 之指引，當廠區不存在背景污染，應使用符號檢定(Sign Test)，當廠區存在背景污染，則應使用 WRS 檢定。此兩個統計檢定之假定僅為樣本為獨立樣本，因此，統計檢定假定的驗證只需確認取樣位置是否有足夠的獨立性。數據品質評估的最後一個步驟為從數據得出結論，也就是判斷偵檢單元是否符合執照終止之輻射標準。

表 1 為 DQO 程序指引[10] 所描述的 DQO 程序七步驟和 DQA 程序指引[11] 所描述的 DQA 五個步驟。

表 1 DQO 程序之七個步驟和 DQA 程序之五個步驟

步驟	DQO 程序	步驟	DQA 程序
1	陳述問題	1	檢視 DQOs 和取樣設計
2	說明要做之決策	2	進行初步數據審查
3	說明決策所需之輸入資訊	3	選擇統計檢定
4	定義研究的範圍	4	驗證統計檢定的假定
5	建立決策規則	5	從數據得出結論
6	設定可接受之決策錯誤率		
7	制定數據蒐集計畫		

(四) 輻射偵檢及廠址調查(RSSI)之數據品質

根據 MARSSIM，每一個輻射偵檢都有四個階段：規劃、執行、評估，和決策，其中評估階段需根據 DQO 程序進行，評估階段須依據 DQA 程序進行。然而，依據 MARSSIM 第五章有關 RSSI(輻射偵檢與廠址調查)的各項輻射偵檢描述，僅有最終狀態偵檢時，DQO 的七個步驟以及 DQA 的五個步驟需全部進行。

在輻射偵檢的規劃階段，透過 DQO 的步驟會建立有關偵檢設計性質上和數量上的描述(Qualitative and Quantitative Statement)，稱為 DQOs，DQOs 為輻射偵檢數據品質之指標，在輻射偵檢執行完成後，應檢視評估 DQOs 是否都有達成(請參考附錄 B.3~5)。DQOs 應依據個別廠址的狀況制定，因各個輻射廠區存在很大的差異，MARSSIM 僅說明除役輻射偵檢設計應採用符合 DQO 程序之系統性設計方法，並沒有規定適用於每個廠區的 DQOs 預設值或標準；有關 DQA 的部分，MARSSIM 則提供了建議使用的統計檢定，但沒有規定所有廠區都要使用某一統計檢定。在 MARSSIM 中有提供對 HSA(廠址歷史評估)的建議數據品質目標(DQOs)，以及最終狀態偵檢設計時，最少產出的數據品質目標(DQOs)資訊，針對範圍偵檢、特性偵檢，以及改善行動輔助偵檢則僅說明應依照 DQO 程序發展，並於偵檢之檢查清單範例中列出少數主要的 DQOs。MARSSIM 中有關輻射偵檢及廠址調查(RSSI)程序應產出之 DQOs 彙整於表 2。

表 2 MARSSIM 對各輻射偵檢規劃時應產出之數據品質指標(DQOs)建議

RSSI 程序	MARSSIM 規範應產出之 DQOs
廠址歷史評估	- 選定個人或一組人(含決策者)作為規劃小組。 - 簡述問題。 - 初步將廠址和偵檢單元分為受影響和未受影響區。
範圍偵檢	- 說明偵檢的目的。 - 偵檢儀器應適用於偵檢目的。
特性偵檢	- 說明偵檢的目的。 - 偵檢儀器應適用於偵檢目的。
改善行動輔助偵檢	- 說明偵檢的目的。 - 偵檢儀器應具備檢測出 DCGL 量之輻射的能力。
最終狀態偵檢	- 分類和確認偵檢單元的邊界：可以在任何時間完成，但必須在最終狀態偵檢階段時確認。 - 說明虛無假設(H_0)：偵檢單元的殘餘輻射釋出超過釋出標準。 - 指定灰色區(做出錯誤決策時影響相對小的區域)：灰色區的上限訂為 $DCGL_w$，灰色區的下限(LBGR)依廠址狀況設定，設定方式請參考本報告第五章的 8.1 節(指定相對位移)。 - 定義型 I(α)和型 II(β)決策錯誤率並指定其可容許的決策錯誤率。 - 預估偵檢單元中量測值的標準差(σ)：通常從先前的偵檢中得出預估值。 - 指定相對位移(Δ)：相對位移等於灰色區的寬度($DCGL_w - LBGR$)，相對位移定義為 Δ/σ，一般設定為 1 到 3 之間，設定方式請參考本報告第五章的 8.1 節(指定相對位移)。

四、使用 MARSSIM 方法實作最終狀態偵檢

本章內容摘譯自 NUREG-1757 Vol.2 附件 A，概要說明了 MARSSIM 所描述實作最終狀況偵檢的方法。

(一) 簡介

根據 NRC 的「10 of the Code of Federal Regulations(10 CFR) 20.1501(a)」法規，業者應進行必要偵檢來證明符合 10 CFR Part 20：Standards for Protection against Radiation.(輻射防護標準)。

最終狀態偵檢於廠區取得全部特性資訊(Fully Characterized)、完成除污，且業者認為廠區已預備好釋出時進行。最終狀態偵檢的目的是證明廠區符合持照終止的輻射標準，而廠址歷史評估和特性偵檢的目的則是定位殘餘輻射。

NRC 建議使用多部會輻射偵查和廠址調查手冊(MARSSIM，Multi-Agency Radiological Survey and Site Investigation Manual)內描述的最終狀態偵檢方法。

(二) 根據殘餘輻射程度之區域分級

業者應根據殘餘輻射的程度進行廠區區域分級。NRC 職員接受 MARSSIM 4.4 節中描述的區域分級方法，該方法簡述如下。

首先，業者應將廠區分為受影響和未受影響區域，受影響區域是可能因執照活動造成殘餘輻射的區域，未受影響區域則是沒有因執照活動造成殘餘輻射的區域。透過過去廠址運轉資訊和廠址特性偵檢判定受影響區域範圍。最終狀態偵檢時，未受影響區域將不需進行輻射偵檢。業者應依據殘餘輻射的程度將受影響區域分為三級：

- 1) 第一級區域(Class 1 Areas)：除污前預期殘餘輻射濃度大於導出濃度指引水平 DCGL_w 之區域。
- 2) 第二級區域(Class 2 Areas)：除污前預期殘餘輻射濃度不大於導出濃度指引水平 DCGL_w 之區域。
- 3) 第三級區域(Class 3 Areas)：含殘餘輻射機率很小的受輻射影響區域。

運轉期間的偵檢或除役開始後的特性偵檢是區域分級的依據。若某區域沒有足夠的資訊據以分級，該區域應分為第一級區域或取得更多的特性資訊。與不同分級區域交界處之區域，應接受更嚴格的分級。在最終狀態偵檢進行前，依據最新資訊，皆可調整偵檢單元之區域分級。MARSSIM 所建議的區域分級流程請參考附錄 B.1。

對第一級和第二級土壤，業者應根據廠址歷史評估和廠址特性資訊確認是否有明顯的此表土(Subsurface)殘餘輻射。這裡所說「明顯的此表土殘餘輻射」代表會造成至少輻射標準 10%以上的放射性物質(如土壤)。

次表土殘餘輻射之所以重要是因為其無法使用掃描儀器量測，因此，不適合於最終狀態偵檢採用掃描偵檢。要確認次表土是否有殘餘輻射並不需要複雜的量測，大部分的情況，次表土不是有明顯的殘餘輻射就是僅有極少量的痕跡。當次表土沒有明顯的殘餘輻射，採用 MARSSIM 對表層土壤的偵檢方法即可，若次表土有明顯的殘餘輻射，業者

應將其算入劑量模型並修正偵檢方法，將其影響計入。

廠址歷史評估(HSA)通常可判定是否有次表土殘餘輻射。除非預期有次表土殘餘輻射才會進行次表土的特性偵檢。

MARSSIM 所提供之最終狀態偵檢流程請參考本文附錄 B.1。

(三) 選擇偵檢單元之面積大小

業者應將受影響區域分割為偵檢單元，一偵檢單元中所有區域應屬同一區域分級。

對建築物，通常可將每一個獨立房間設定為一個或兩個偵檢單元(如上半部和下半部)。因為劑量模型視單一房間為單獨的單位，因此不適合將一般大小的房間(100 m² 或以下)分割為兩個以上的偵檢單元，但對較大的空間(如倉庫)則可分為多個偵檢單元。

對土壤，偵檢單元應為有相似運轉歷史或相近殘餘輻射可能性的區域。

MARSSIM 所建議的偵檢單元面積大小如表 3。

表 3 偵檢單元面積大小建議

偵檢單元面積大小建議		
分級	結構	土地
第一級	~ 100 m ²	~ 2,000 m ²
第二級	100 ~ 1,000 m ²	2,000 ~ 10,000 m ²
第三級	無限制	無限制

(四) 背景參考區域的選擇

4.1 背景參考區域之需要與否

當所要量測的核種沒有背景污染時不須背景參考區域，反之，則須背景參考區域。

4.2 取得背景參考區域土壤的特性資訊

背景參考區域的選擇目標為屬於不受影響區域且所受背景污染和偵檢單元相同的區域。參考區域應儘可能具備和偵檢單元相似的土壤型態(物理、化學、地質及生物學特性)，且至少要和偵檢單元一樣大。參考區域可以在廠區內也可不在廠區內，但須屬於不受影響區域。

(五) 偵檢結果的評估方法

每一個偵檢單元皆須評估確認是否平均污染濃度小於 $DCGL_W$ 。依照 MARSSIM 手冊，若沒有背景污染，業者應使用單樣本檢定-符號檢定(Sign Test)，若有背景污染，則應使用雙樣本檢定-WRS 檢定(WRS Test)。

若區域分級為第一級之偵檢單元通過符號檢定或 WRS 檢定但其中有小區域的濃度超過 $DCGL_W$ 時，應進行較高量測值比較(EMC, Elevated Measurement Comparision)以證明區域符合執照終止之劑量標準。

執行較高量測值比較(EMC)時，業者首先要確認偵檢單元中濃度超過 $DCGL_W$ 的區

域大小，之後再確認該範圍大小的 $DCGL_{EMC}$ 值。($DCGL_{EMC}$ 是偵檢單元中限定區域大小可允許的濃度)。若符合下面狀況代表較高量測值比較(EMC)結果為通過。

$$\frac{\delta}{DCGL_w} + \frac{\text{濃度較高區域的平均濃度} - \delta}{DCGL_{EMC}} < 1$$

令 δ = 偵檢單元中所有樣本的平均殘餘輻射濃度。

5.1 判斷是否符合外釋標準方法

(六) 儀器的選擇和校準

要證明符合執照終止的輻射標準，量測儀器應具備足夠的敏感度、適當的校準，以及定期檢查。

6.1 計算最小可檢測濃度

業者應確認所使用之儀器及技術的最小可檢測濃度(MDC，Minimum Detectable Concentrations)。MDC 是特定儀器和技術在實際操作的情況下，預期能被檢測到之機率為 95%的濃度。

對掃描建築物表面的 β 和 γ 射線， MDC_{SCAN} 應依照下面方程式來設定。(方程式取自 MARSSIM 6-8、6-9，和 6-10 方程式，敏感度指數(d' ，Index of Sensitivity)值設為 1.38，為當濃度等於 MDC_{scan} 時有 95%機率可偵測出，且假陽性率(False-Positive Rate)為 60%的建議值。

$$MDC_{scan}(\text{建築表面}) = \frac{270,0000 \times 1.38\sqrt{B}}{\sqrt{p} \varepsilon_i \varepsilon_s A t}$$

令

MDC_{scan} = 建築物表面掃描之最小可檢測濃度(pCi/m²)

270,000 = 轉換至 pCi/m² 之轉換係數

1.38 = 感度指數 d'

B = 在 t 時間區間中背景的輻射量測計數

p = 量測員效率(通常使用平均值 0.5)

ε_i = 針對輻射射線之儀器效率

ε_s = 射源效率(Emissions/Disintegrations)

A = 每 cm² 之探頭敏感區域(Probe's Sensitive Area in cm²)

t = 探頭經過射源每秒中偵測到的時間

針對土壤中的碘化鈉(Sodium Iodide) 伽瑪射線，MARSSIM 於表格 6.7 中提供了可接受的 MDC_{scan} 建議值。

針對表面濃度的靜態量測， MDC_{static} 可使用下面的方程式計算得出。

$$MDC_{static} = \frac{3 + 4.65\sqrt{B}}{K t}$$

令

MDC_{static} = 最小可檢測濃度(pCi/m² 或 pCi/gram)

B = 在 t 時間區間中背景的輻射量測計數

t = 計算時間(秒)

K = 校正常數(最佳預測)，用以轉換計數(Counts)/秒(Second)
至 pCi/m² 或 pCi/gram

MARSSIM 建議樣本量測所使用的儀器，其 MDC_{static} 應小於量測位置之 $DCGL_W$ 的 50%。MARSSIM 沒有給 MDC_{scan} 建議值，但 MDC_{scan} 會影響需要的樣本數。

業者應紀錄所有量測的數值，即使數值小於「MDC」或「臨界水平(Critical Level)」，包含負值(量測值比平均背景值低)。

6.2 儀器校正和回應檢查(Instrument Calibration and Response Checks)

NRC 規範中要求業者應定期校正使用於偵檢的輻射量測儀器。對用於原位(Situ)伽瑪量測儀器，應確認對要量測 γ 能量和假定代表深度分佈的檢測效率(每單位流量率的計數率)。

有些最新儀器非常穩定，只要業者有定期的進行檢查確認運轉正常，只在起始時校正也是可以被接受的。起始校正可以由儀器供應商或業者進行，NRC 規定依定要有紀錄讓 NRC 檢查。

6.3 儀器回應檢查(Instrument Response Checks)

業者應於每天使用前使用檢查源(Check Source)檢查偵檢儀器的回應是否穩定並建立通過標準。若回應未通過標準，業者不應使用該儀器直到問題解決，並且，合宜的話，最近一次的量測結果應重新評估並丟棄。

(七) 掃描涵蓋率和調查基準

業者應掃描每一個偵檢單元以偵測是否有較高濃度的區域。業者應設定做為判斷是否須進行進一步調查之濃度標準—調查基準(Investigation Levels)。

表 4 為根據 MARSSIM，建築物和土地區域可接受的掃描涵蓋率和掃描調查基準。

根據預設模式進行的稱為系統性的掃描(Systematic Scans)，而針對可能有較多殘餘輻射區域進行的掃描稱為判斷性掃描(Judgmental Scans)。

表 4 掃描涵蓋率和掃描調查基準

區域分級	掃描涵蓋率	掃描調查基準
第一級	100%	>DCGL _{EMC}
第二級	土壤：10~100% 建築樓層和矮牆：10~50% 系統性和判斷性	>DCGL _w 或 >MDC _{scan} (若 MDC _{scan} 比 DCGL _w 大)
第三級	判斷性	>DCGL _w 或 >MDC _{scan} (若 MDC _{scan} 比 DCGL _w 大)

(八) 決定所需取樣點

為要使從樣本得出的結論具備足夠的統計信心度，至少須取得最小樣本數之樣本。根據 MARSSIM，最小樣本數的計算方法說明如下。

8.1 指定相對位移(Relative Shift)

需要的樣本數與所要量測濃度相對濃度變異數之值相關。該比率稱為相對位移(Relative Shift)， Δ/σ ，於 MARSSIM 中的定義為：

$$\frac{\Delta}{\sigma} = \frac{DCGL_w - LBGR}{\sigma}$$

令

$DCGL_w$ = 導出濃度指引水平

$LBGR$ = 灰色區域(Lower Bound of the Gray Region)下限之濃度。

當偵檢單元平均濃度為此濃度值時，偵檢單元通過檢定的機率應達到可接受的值(如：1-β)

σ = 偵檢單元的殘餘濃度預估標準差(包含空間變異和量測系統精確度造成的變異)

σ 值可從已有的量測值或偵檢單元初步的量測(約 5~20 位置)計算得出。

依據 MARSSIM 建議， $LBGR$ 起始值可設為 $0.5 DCGL_w$ 。若相對位移(Δ/σ)介於 1 到 3 之間，維持 $LBGR$ 值；若相對位移(Δ/σ)超過 3，應提高 $LBGR$ 值直到 Δ/σ 等於 3；若相對位移(Δ/σ)小於 1，則將 $LBGR$ 降低，直到 $\Delta/\sigma=1$ 或 $LBGR=0$ 。

8.2 決定可接受的決策錯誤率

決策錯誤率的定義為當偵檢單元應通過時錯誤的做出不通過決策，或當偵檢單元不

應通過時錯誤的做出通過決策。

決策錯誤率 α 代表當偵檢單元實際濃度超過釋出標準時，做出通過的錯誤決策機率。當相對位移(Δ/δ_s)為 3 或接近 3 時，可將 α 設定為 0.05，但若相對位移(Δ/δ_s)較小，可考慮將 α 設為較大的值，以避免計算出來所需的樣本數不合理的大。

決策錯誤率 β 代表當偵檢單元實際濃度為 $LBGR$ (符合釋出標準)時，做出不通過的錯誤決策機率。NRC 接受任何的 β 值。

8.3 WRS 檢定所需的取樣數

每一個偵檢單元及參考區域進行 WRS 檢測所需的最小樣本數 N 可使用下面方程式計算得出：

$$N = \frac{(Z_{1-\alpha} + Z_{1-\beta})}{3(P_r - 0.5)^2}$$

令

N = 偵檢單元所需樣本數

$Z_{1-\alpha}$ = 以 α 代表的 Z -分數值。[23]

$Z_{1-\beta}$ = 以 β 代表的 Z -分數值。[9]

P_r = 當偵檢單元的中位數為 $LBGR$ 時，偵檢單元隨機量測的值大於參考區域隨機量測值的差距小於 $DCGL_W$ 的機率

MARSSIM 中提供了 P_r 的、 $Z_{1-\alpha}$ 、 $Z_{1-\beta}$ 的數值表(Tables 5.1 和 5.2)。若 N 不是整數，可以無條件進位，此外，業者也應考慮額外增加取樣點以免部分數據不合使用。

8.4 符號檢定所需的取樣數

每一個偵檢單元及參考區域進行 WRS 檢測所需的最小樣本數 N 可使用下面方程式計算得出：

$$N = \frac{(Z_{1-\alpha} + Z_{1-\beta})}{4(\text{Sign } p - 0.5)^2}$$

令

N = 偵檢單元所需樣本數

$Z_{1-\alpha}$ = 以 α 代表的 Z -分數值。[9]

$Z_{1-\beta}$ = 以 β 代表的 Z -分數值。[9]

$\text{Sign } p$ = 當偵檢單元的中位數為 $LBGR$ 時，偵檢單元隨機量測的值小於 $DCGL_W$ 的機率。

MARSSIM 中提供了 P_r 的、 $Z_{1-\alpha}$ 、 $Z_{1-\beta}$ 的數值表(Tables 5.1 和 5.4)。此外，業者應考量考慮額外增加取樣點(MARSSIM 建議 20%)以免部分數據不合使用。

(九) 決定取樣位置

對受影響區域，業者應建立參考座標系統，以使偵檢單元中任意位置點可以座標數

字標示。可以整個廠區使用單一座標系統，也可每一個偵檢單元或一組偵檢單元使用個別座標系統。

對於第一級和第二級區域，樣本位置依規律的模式建立(正方形或三角形)。MARSSIM 中描述的方法說明如下：

在偵檢單元所需樣本數確認，且業者已決定使用正方形或三角形的網格後，樣本間距， L ，由下面方程式計算可得：

$$L = \sqrt{\frac{A}{0.866N}} \quad \text{對三角形網格}$$

$$L = \sqrt{\frac{A}{N}} \quad \text{對正方形網格}$$

令

A = 偵檢單元區域

N = 所需樣本數

要設定樣本位置模式之隨機起始點位置。隨機起始點的數字可透過電腦計算或取自表格。(西北太平洋國家實驗室(Pacific Northwest National Laboratory)開發的 Visual Sample Plan 軟體可協助使用者設定樣本模式、位置，以及隨機起始點位置)。

對於第三級偵檢單元級參考區域，所有的樣本應於隨機位置取得，若隨機位置點無法取樣，則應改為另一隨機位置點取樣。

(十) 確認是否符合除役輻射標準

業者首先應檢查量測數據以確認偵檢單元的區域分級合宜，如果最終狀態偵檢顯示某區域的錯誤的分到較低的區域分級，該區域應更改為正確的區域分級並再次進行最終狀態偵檢。表 5 及表 6 為 MARSSIM 指引所規範依據取樣數據判斷偵檢單元是否符合外釋標準之方法。EMC(較高量測值比較)使用於所有超過 $DCGL_W$ 的樣本或掃描結果。

表 5 是否符合外釋規範判斷標準(無背景污染)

偵檢結果	是否符合外釋標準之判斷
所有量測值小於 $DCGL_W$	偵檢單元符合外釋標準
平均值大於 $DCGL_W$	偵檢單元不符合外釋標準
任一量測值大於 $DCGL_W$ ，但平均值小於 $DCGL_W$	執行 EMC(較高量測值比較)和符號檢定後判定

表 6 是否符合外釋規範判斷標準(有背景污染)

偵檢結果	判斷是否符合外釋標準
偵檢單元的最大量測值和參考區域的最小量測值的差小於 $DCGL_W$	偵檢單元符合釋出標準
偵檢單元和參考區域的平均值的差大於 $DCGL_W$	偵檢單元不符合釋出標準
任一偵檢單元和參考區域量測值的差大於 $DCGL_W$ ，但偵檢單元和參考區域平均值的差小於 $DCGL_W$	執行 EMC(較高量測值比較)和 WRS 檢定後判定

若偵檢單元沒有通過釋出標準，業者應評估量測結果並找出沒有通過的原因，且偵檢單元應重新除污及偵檢。

五、NRC 對除役輻射偵檢作業之審查(摘譯自 NUREG-1757 Vol.2)

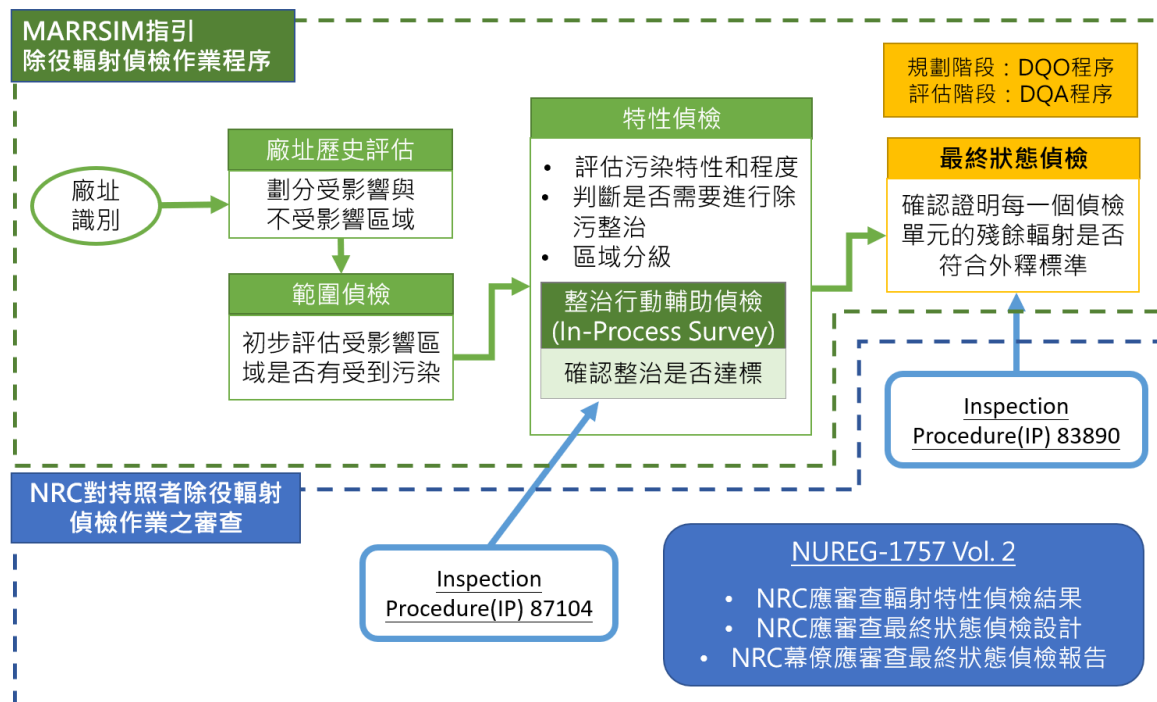


圖 1 除役輻射偵檢作業流程及 NRC 對除役輻射偵檢作業之審查示意圖

圖 1 的上方綠色框線內為 MARSSIM 手冊所描述建議業者除役應進行之 RSSI(輻射偵檢及廠址調查)程序，RSSI 程序自廠址識別確認廠址資訊開始，接續透過廠址歷史評估、範圍偵檢、特性偵檢，以及整治行動輔助偵檢等一系列廠址調查及輻射偵檢程序，評估廠址之殘餘輻射、判斷是否需進行除污並評估除污成效達標後，進入最終狀態偵檢程序。因最終狀態偵檢的目的為證明廠區符合持照終止的輻射標準，應於業者認為廠區之殘餘福射已符合釋出標準後進行。圖的下方綠色框線內為 NRC 對業者除役輻射偵檢作業的審查示意。NRC 審查除役輻射偵檢的方法主要參照 NUREG-1757 之指引，根據 NUREG-1757，NRC 應審查輻射特性偵檢結果、最終狀態偵檢設計，以及最終狀態偵檢報告，且於業者進行整治行動輔助偵檢時，應依據 NRC 之檢查程序 IP 87104 進行檢查，並於最終狀態偵檢時，依據 NRC 之檢查程序 IP 83890 進行檢查。

(一) 審查範圍(Areas of Review)

根據 NUREG-1757 Vol. 2 第四章內容，NRC 必須進行審查之除役輻射偵檢如下：

- NRC 職員應審查輻射特性偵檢結果，以確認特性偵檢是否提供以下項目足夠的資訊：(1)規劃有效率且不危害到除污作業人員的規劃除污、(2)證明不會有顯著未發現的殘餘輻射，和(3)提供最終狀態偵檢(FSS)所需資訊。
- NRC 職員應審查最終狀態偵檢(FSS)以確認輻射偵檢設計是否能適合且足以證明符合執照終止之輻射標準。

- NRC 職員應審查最終狀態偵檢的結果(最終狀態偵檢報告，FSSR)以確認輻射偵檢結果是否顯示廠址、區域，或建築物都符合執照終止之輻射標準。

審查分為接受審查及安全評估審查兩類，接受審查用於判斷報告是否包含所有必需項目，安全評估審查則根據相關指引評估報告的內容是否符合要求，說明如下：

1.1 接受審查(Acceptance Review)

輻射偵檢相關產出之接受審查由 NRC 職員進行，目的為確認業者所提交的文件包含所需項目，以確保後續要進行詳細技術審查時有足夠的資料。然而，在接受審查時不須不須審查資訊的技術細節，資訊的充分性於詳細審查時進行評估。

1.2 安全評估(Safety Evaluation)

輻射偵檢相關產出之安全評估由 NRC 職員進行，目的為驗證偵檢設計和偵檢結果能提供充分的資訊證明符合執照終止的輻射標準。

(二) 除役計畫書與除役偵檢相關內容之審查

雖然 NRC 規章中有要求除役計畫需包含最終輻射偵檢計畫的描述文字，但 NUREG-1757 及 MARSSIM 指引提供彈性，允許部分最終狀態偵檢所需的資訊於除污活動時取得，業者可採用以下兩個方法之一來提交最終輻射偵檢資訊。

- 方法 1：

業者於除役計畫中提交(1)釋出標準(Release Criteria)、(2)範圍及特性偵檢，以及(3)改善行動輔助偵檢，並承諾使用 MARSSIM 所列方法來發展最終狀態輻射偵檢。最終狀態偵檢設計於除污完成或廠址最終狀態輻射偵檢設計完成後提交。最終狀態偵檢報告於執行完最終狀態輻射偵檢後提交。

- 方法 2：

業者於除役計畫中提交(1)釋出標準(Release Criteria)、(2)範圍及特性偵檢、(3)改善行動輔助偵檢，以及(4)最終狀態偵檢設計，並承諾使用 MARSSIM 所列方法來計算最終狀態輻射偵檢所需樣本數。最終狀態偵檢報告於執行完最終狀態輻射偵檢後提交。若採用此方法，最終狀態偵檢設計要包含以下三項資料：

- 實驗室中使用於量測樣本的分析儀器的描述，包含校準、敏感度、評估方法，包含有關儀器具備足夠敏感度的說明。
- 於實驗室中進行分析之樣本如何蒐集、管控，及處置的描述。
- 最終狀態偵檢的調查基準(Investigation Level)，以及如何確認調查基準之描述。

NUREG-1700(評估核電廠反應爐執照終止計畫之標準審查計畫)為 NRC 針對執照終止計畫(或稱除役計畫)文件審查標準的指引，目的是確 NRC 職員審查的品質與一致性，並明確定義評估執照中止計畫(LTP)的要求。參考文件[9](行政院原子能委員會委託研究案「核電廠除役管制各階段工程技術與分析應用研究」)中子項計畫二(國際除役技術指引和法規彙整之管制研究)的附錄 A 翻譯了 NRC 進行 LTP 接受審查時的檢查清單(Acceptance Review Checklist)，包含一般資訊、廠址特性(運轉歷史)、識別剩餘廠址拆除活動與整治計畫、最終輻射偵檢計畫、符合執照終止之輻射標準(劑量模型)、廠址特

定除役花費之更新，以及環境報告之補充之須提交資料檢查清單。本章第(三)至(五)節則摘譯自 NUREG-1757 Vol.2，內容包含特性偵檢、最終狀態偵檢，以及最終狀態偵檢報告須提交的資料以及詳細審查評估之指引。附錄 A 中則提供摘譯 MARSSIM 第五章(偵檢規劃和設計)中各項偵檢的檢查清單－包含範圍偵檢、特性偵檢，以及最終狀態偵檢，可做為詳細審查評估時的參考依據。

(三) 特性偵檢之審查

在確定受影響區域範圍後，須執行特性偵檢以取得殘餘輻射更多的資訊。特性偵檢應能提供足夠資料來判斷除污所需物力，包含除污技術、時程、費用，以及除污作業中產生的廢棄物量和必要的安全和健康考量。

業者一般會將特性資訊(Characterization Information)做為除役計畫的一部分。NRC 職員審查特性偵檢的目的為確定業者所取得的廠區資訊足以(1)進行有效且不會危及除污作業人員安全的除污規劃、(2)不會有顯著的殘餘輻射未被偵測到，以及(3)提供最終狀態偵檢足夠的資訊。

3.1 須提交資料(Information to be Submitted)

依據 NUREG-1757，業者應描述之輻射特性偵檢和偵檢結果包含：

- 受影響媒介(如：建築表面、建築、表土、次表土...)之偵檢量測的描述。
- 使用來量測濃度之現場儀器的描述和其使用方法及敏感度。
- 使用來量測濃度之實驗室儀器的描述和其使用方法及敏感度。
- 偵檢結果，包含量測到殘餘輻射之濃度列表或圖表。
- 廠址、區域，或建築物之地圖，其上應標示受影響及未受影響區域，並以圖示顯示受影響區域之殘餘輻射濃度概況。
- 分類為未受影響區域之緣由。
- 說明為何特性偵檢可以顯示不太可能會有顯著未被偵測到的殘餘輻射。
- 說明無法接近之區域和表面的偵檢方法或不須偵檢的原因。
- 對存在多個核種污染的廠區、區域，或建築物，說明在最終狀態偵檢時的預設比例，或指出核種間不存在固定比例關係，必須個別量測。

3.2 評估標準(Evaluation Criteria)

NRC 職員應去確認特性偵檢設計和結果足以說明業者已充分取得廠區的特性資訊。特性偵檢需符合下面指引：

- MARSSIM 5.3 節：特性偵檢介紹。MARSSIM 提供的特性偵檢檢查清單範例請參考附錄 A.2。
- MARSSIM 第 6 章(現場量測方法和儀器)和 NUREG-1757 第二卷附錄 E 中有關儀器效能和敏感度之指引：相關摘譯請參考本報告第四章第(六)節(儀器的選擇和校準)內容。
 - MARSSIM 4.8.4 節有關預備偵檢區域之指引：如何處理無法靠近但可能有殘餘輻射的區域，包含建築結構及土地。

(四) 最終狀態偵檢設計之審查

NRC 職員審查最終狀態偵檢的目的是，確認最終狀態偵檢的設計適當且足夠用來證明符合執照終止的輻射標準。

4.1 須提交資料(Information to be Submitted)

依據 NUREG-1757，業者提交的資訊必須足以讓 NRC 確認最終狀態偵檢設計適當且足夠用來證明符合執照終止的輻射標準，包含以下：

- 最終狀態偵檢設計的概述。
- 受影響區域的描述和地圖或繪圖，圖中應標示依殘餘輻射程度的區域分級(第一、二、三級)，並劃分為偵檢單元，並說明偵檢單元的劃分依據。(地圖應顯示南北方向)
- 若有使用背景參考區域，要描述背景參考區域和物質，以及選擇其為背景參考區域的原因。
- 所要使用於評估偵檢結果之統計檢定，若有區域分級為第一級之偵檢單元，要包含較高量測值比較(Elevated Measurement Comparison)資訊；可接受決策錯誤率資訊(α 和 β)，若 α 高於 0.05，須說明理由。
- 使用於各類媒介及核種之掃描儀器、方法、校準、操作檢查、涵蓋範圍，和敏感度的描述。
- 使用於原始樣本(*in situ* Sample)量測之儀器、校準、操作檢查、敏感度，和取樣方法之描述，包含有關儀器具備足夠敏感度的說明。
- 實驗室中使用於量測樣本的分析儀器的描述，包含校準、敏感度、評估方法，包含有關儀器具備足夠敏感度的說明。
- 於實驗室中進行分析之樣本如何蒐集、管控，及處置的描述。
- 最終狀態偵檢的調查基準(Investigation Level)，以及如何確認調查基準之描述。

4.2 評估標準(Evaluation Criteria)

NRC 應審查最終狀態偵檢的設計適當且足夠用來證明符合執照終止的輻射標準。審查的評估標準為確認是否符合下面的指引：

- NUREG-1757 第二卷附錄 A：使用 MARSSIM 方法實作最終狀態偵檢。
- MARSSIM 4.4 和 4.6 節：根據殘餘輻射之區域分級和將區域分為合適大小之偵檢單元。
- MARSSIM 4.5：選擇背景參考區域和物質。
- MARSSIM 5.5.2：統計檢定。
- NUREG-1757 第二卷附錄 A.7.2：決策錯誤率。
- MARSSIM 6.5.3 和 6.5.4：選擇偵檢儀器、校準，和操作檢查。
- MARSSIM 6.7：確認量測敏感度方法。
- MARSSIM 5.5.2.4、5.5.2.5、5.5.3、7.5，和 7.6：掃描和取樣。
- MARSSIM 7.7：取樣和分析方法。
- MARSSIM 5.5.2.6：偵檢調查基準(Survey Investigation Levels)

以上各項評估參考詳細資訊請參考本報告第四章內容(使用 MARSSIM 方法實作最終狀態偵檢)之內容。

(五) 最終狀態偵檢報告之審查

依據 NUREG-1757，NRC 職員審查最終狀態偵檢的目的為確認最終狀態偵檢結果可證明廠址、區域，或建築物符合執照終止的輻射標準。

5.1 須提交資料(Information to be Submitted)

業者提交的資訊必須足以讓 NRC 員工確認廠區、區域，或建築物符合終止執照的輻射標準，包含以下資訊：

- 最終狀態偵檢結果之摘要。
- DCGLs 的摘要。
- 除役計畫提出的最終狀態偵檢是否有任何改變。
- 每一偵檢單元所需樣本數的計算方法。
- 每一偵檢單元所需樣本數的計算值及調整值。
- 每一偵檢單元的偵檢結果，包含：
 - 偵檢單元的樣本數。
 - 偵檢單元的描述，包含(a)偵檢單元地圖或繪圖和取樣位置、(b)除污行動和獨特樣貌，以及(c)區域分級為第二級和第三級區域之掃描區域。
 - 樣品濃度量測值，使用 and DCGLs 一樣的單位。
 - 量測濃度的統計評估。
 - 若有判斷性和其他取樣，和用於統計評估之樣本，分開報告。
 - 異常數據的探討，包含掃描直接輻射量測到超過調查基準或 DCGL_w 的區域。
 - 偵檢單元符合 DCGL_w 的陳述，若有任何樣本值超過 DCGL_w，需有較高量測比較(EMC，Elevated Measurement Comparison)。

5.2 評估程序(Review Procedures)

審查最終狀態偵檢報告後，NRC 審查者對最終狀態偵檢報告可證明廠址、區域，或建築物符合執照終止的輻射標準有合理的把握。下面說明基本技術審查以及審查員如何選擇需要詳細審查之偵檢單元：

5.2.1 基本技術審查(Minimal Technical Review)

NRC 審查員應審查以下：

- 用於確認業者有適當的進行最終狀態偵檢計畫和相關程序的中間過程檢查(Inprocess Inspections)和複驗輻射偵檢(Confirmatory Surveys)的結果。
- 業者的品保/品管(QA/QC)計畫 (若之前未經過審查)。
- 除役計畫(DP)或執照終止計畫(LTP)的修訂處，以確認修訂處不會造成顯著的影響以及技術上是正確的。
- 偵檢單元的描述，以確認是否有特別的偵檢單元狀況。

- 較高量測比較(EMC, Elevated Measurement Comparisons), 以確認有較高量測值之小區域沒有超過適當的限值(如: $DECG_{EMC}$)。
- 適當統計檢定的結果(如: 符號檢定和 WRS 檢定), 以複驗輻射偵檢結果顯示符合輻射標準規範。

5.2.2 詳細技術審查

除了上述基本技術審查, NRC 審查員可能會對一部份的偵檢單元進行詳細技術審查。詳細技術審查之偵檢單元數量的選擇應使用風險告知(Risk-Informed)方法及參考基本技術審查的結果。審查者應考量過去檢察的歷史、複驗輻射偵檢的結果、殘餘輻射量濃度和其相對之 DCGLs、最終狀態偵檢計畫的複雜度, 和核種混合的狀況。

5.2.2.1 選擇需要詳細審查之審查單元

選擇偵檢單元進行詳細技術審查的判別因子列如下。偵檢單元若具備以下一個或多個因子, 應考量是否要進行詳細審查。然而, NRC 審查員應聚焦於具備較顯著風險議題的偵檢單元、存在多個偵檢單元中而非個案的議題, 以及涉及結論充分性不足的議題。

- 不一致的偵檢單元定義, 包含以下:
 - 偵檢單元大小與建議大小不同。
 - 多個區域合併為一個較大的第一級偵檢單元。
 - 和第一級偵檢單元接壤的第三級偵檢單元。
 - 偵檢單元和部分釋出區域接壤。
 - 雜亂的偵檢單元邊界。
- 使用非標準統計檢定(如: 非符號檢定和 WRS 檢定)。
- 最終狀態偵檢之執行和除役計畫/執照終止計畫存在顯著差異, 包含以下範例:
 - 使用不符合偵檢方法、表面特徵和儀器效率要求之表面和探測器。
 - 偵檢儀器之種類。
 - 樣本蒐集方法。
 - 實驗室分析方法。
 - 掃描涵蓋率不符合要求。(第一級偵檢單元小於 100%或第二級和第三級小於最低承諾區域比例)
 - 偵檢單元取樣數。
- 除污過的偵檢單元。
- 複驗輻射偵檢和最終狀態偵檢及結果不一致的偵檢單元。
- 任何第二級偵檢單元的最終量測結果接近 $DCGL_w$ (如: 75%)或任何第三級偵檢單元量測出顯著的殘餘輻射(如: 濃度大於 $DCGL_w$ 的 10-25%)。
- 任何降級過的偵檢單元(如: 第三級或第二級降到第一級, 或從受影響降到未受影響)。
- 在品保和品管問題未解決前進行偵檢之偵檢單元。
- 偵檢單元中的濃度普遍存在明顯差異。
- 確認替代核種比率的方法不一致或不適合。

- 重新分級的方法沒有經過 NRC 認可。
- 當存在熱粒子 (Hot Particles) 時使用 MARSSIM 偵檢方法和統計檢定。
- 預期在執照終止後，廠區存在系統或組件、埋管，或建築基地。
- 合併之最終狀態偵檢單元，取樣點不平均。
- 偵檢單元存在建築表面和表土以外的媒介(如：地下水、表面水、沉積或深土)。
- 偵檢單元中有難以進入的區域或有特殊的地理。
- 任何偵檢單元的偵檢結果使用了劑量評估或較高劑量比較(EMC)來證明符合劑量標準。

5.2.2.2 詳細審查主題

詳細審查可包含確認所選擇的程序和量測位置(使用偵檢單元地圖或樓層圖)、檢查量測結果，以及重作合適的 MARSSIM 統計結果。進行詳細審查時，審查員應考量(但不限)下面問題：

- 上小節所述，詳細審查選擇標準所提須說明事項在最終狀態偵檢報告中是否有合適的說明？例如，若由經認可的偵檢技術改用其他偵檢技術，是否有提供充足的理由說明？
- 型 I(Type I)及型 II(Type II)決策錯誤率的機率是否可接受？
- 業者的分析中是否使用大量最小可測活度(MDA, Minimum Detectable Activity)或最小可測濃度(MDC, Minimum Detectable Concentration)值？
- 是否所有偵檢單元的靜態量測或取樣位置都是來自單一隨機起始取樣集，沒有替換？(如：進行額外除污的案例)
- 各偵檢單元之間是否有明顯的趨勢(例：比較偵檢方法、位置，或媒介)？
- 各偵檢單元的偵檢結果是否有明顯的趨勢，統計檢定是否合適？
- 數據中是否有異常值？若有，如何偵測的，以及對異常值的處置方式是否合適？
- 是否母體(Population)變異數的假設？
- 偵檢結果呈現的格式？各偵檢單元報告格式是否一致？例如，量測單位是否和偵檢數據以及 DCGLs 一致。

一開始選擇進行詳細審查之偵檢單元的審查結果若發現並非是個別案例，而是多個偵檢單元的共通情況，審查員可能會決定對其他的偵檢單元也進行詳細審查。

5.3 評估標準

NRC 審查員應審查最終狀態偵檢報告的結果是否支持每一個偵檢單元都符合執照終止之輻射標準的結論。應符合的標準如下：

- MARSSIM 5.5.2：可接受的取樣數。
- NUREG-1757 Vol.2 附錄 D：偵檢數據品質及撰寫報告(Reporting)。
- NUREG-1757 Vol.2 附錄 A：使用 MARSSIM 方法實作最終狀態偵檢(請參考之本報告第四章之摘譯)
- MARSSIM 8.3、8.4，和 8.5：取樣結果判斷。

六、美國核電廠最終狀態偵檢作業實務案例

美國 Zion 核電廠於 1998 年 2 月永久停機，2011 開始除污及拆除，2014 年提交執照終止計畫(LTP)至 NRC，並於 2018 年 9 月時獲得批准。目前所有地上物皆已移除，最終狀態偵檢及廠址復原於 2020 時執行。除役終止前的監管活動僅餘部分偵檢單元最終狀態偵檢報告之審查。

本章將分別針對(1)Zion 電廠最終狀態偵檢作業程序規範、(2)Zion 最終狀態偵檢報告、(3)NRC 對 Zion 核電廠的 LTP 的安全評估報告，和(4)NRC 對 Zion 核電廠最終狀態偵檢報告(FSSR) 之安全評估報告等 Zion 進行最終狀態偵檢作業實務上的相關產出及 NRC 審查文獻進行簡述說明。

(一) Zion 核電廠最終狀態偵檢作業程序規範

Zion 核電廠依據 NUREG-1757 Vol.2、MARSSIM，及其他相關指引發展制定與規劃、執行，和評估最終狀態偵檢相關規範文件，包含 LTP 第五章(最終狀態偵檢)以及其他四份文件(ZS-LT-300-001-001 ~ ZS-LT-300-001-004)。ZS-LT-300-001-001 ~ ZS-LT-300-001-004 目前版本為第二修訂版(Revision 2)完成年份為 2015 年，在此四份文獻中描述因概念模型不同，Zion 核電廠證明符合外釋輻射標準的方式有兩種：(1)最終狀態偵檢(FSS，Final Status Survey)，和(2)源項偵檢(STS，Source Term Survey)。此四份文獻以最終輻射偵檢(FRS)代表最終狀態偵檢(FSS)和源項偵檢(STS)的統稱。然而，Zion 核電廠 LTP 第五章 2017 的更新版本中，已將此章的標題由最終輻射偵檢計畫(Final Radiation Survey Plan)改為最終狀態偵檢計畫(Final Status Survey Plan)。

1.1 Zion 核電廠執照終止計畫(LTP)第五章[7]

描述 Zion 核電廠規劃、執行，和評估最終狀態偵檢的方法。最終狀態偵檢的目的為證實電廠的設施和廠區符合未受限制釋出之輻射標準。

1.2 Zion 核電廠最終輻射偵檢包發展程序[8]

提供發展、執行和審查最終輻射偵檢(FRS，Final Radiation Survey)偵檢包和取樣計畫的程序規範。

此文件所規範的程序實作了 NUREG-1757 Vol.2、MARSSIM 相關以及 Zion 核電廠之執照終止計畫(LTP)第五章之相關規範要求。文件第五章為主體內容(Main Body)，章節標題如下：

章節	標題	內容範疇
5.1	FRS Package Numbering	最終輻射偵檢包編號
5.2	FRS Sample Plan Development	最終輻射偵檢計畫之發展建立
5.3	FRS Sample Plan Cover Sheet	最終輻射偵檢計畫之封面
5.4	FRS Data Quality Objectives and Survey Design	最終輻射偵檢數據品質目標和偵檢設計
5.5	Sample Plan Survey Instructions	取樣計畫之偵檢規範
5.6	Sample Plan Approval	取樣計畫之審查認可
5.7	Survey Package Implementation	偵檢包之執行

1.3 為執行最終狀態偵檢所需的隔離和控制程序[10]

提供預期除役活動(Planned Decommissioning Activities)完成後，將開始進行最終輻射偵檢(FRS)之結構(Structures)、系統(Systems)和開放區域(Open land Areas)的移交(Turnover)、隔離(Isolation)，以及控制(Control)程序規範。此份文件描述了如何驗證和紀錄預計偵檢區域的物理狀態已適於執行最終輻射偵檢(FRS)，以及已具備適當的隔離和量測以控制從其他除役活動造成的交互污染和保持區域的最終配置(Final Configuration)。文件第五章為主體內容(Main Body)，章節標題如下：

章節	英文標題	標題中譯
5.1	Initiate Isolation and Control Measures	起始隔離和控制量測
5.2	Pre-Turnover Walk-Down	移交(進行最終輻射偵檢)前需一一確認之事項
5.3	Area Turnover Survey and Posting	區域移交(以進行最終輻射偵檢)與公布
5.4	Access Control	進入(區域)之管控
5.5	Post FSS Routine & Special Surveillances	最終狀態偵檢後的定期和特殊監測

1.4 最終輻射偵檢數據評估程序[11]

提供於最終輻射偵檢(FRS)評估階段時使用數據品質評估(DQA)程序解釋偵檢結果的程序規範。

此文件所規範的程序實作了 NUREG-1757 Vol.2、MARSSIM 相關以及 Zion 核電廠之執照終止計畫(LTP)第五章之相關規範要求。文件第五章為主體內容(Main Body)，章節標題如下：

章節	英文標題	標題中譯
5.1	Data Validation	數據確認
5.2	DQO Checklist	DQO 檢查清單
5.3	Preliminary Data Review for FSS	最終狀態偵檢之初步數據審查
5.4	Preliminary Data Review for STS	源項偵檢之初步數據審查
5.5	Selection and Performance of Statistical Tests	統計檢定的選擇和性能
5.6	Investigations	調查
5.7	Corrective Actions for Final Radiation Survey Failure	最終輻射偵檢未通過時之矯正措施
5.8	Survey Package Closeout	偵檢包之完結

(二) Zion 核電廠最終狀態偵檢報告

Zion 核電廠的最終狀態偵檢報告的內容與格式可參考 Zion 核電廠最終狀態偵檢報告的章節編排如表 7。

表 7 Zion 核電廠最終狀態偵檢報告各章內容範疇

章	標題	內容範疇
1	Introduction 介紹	說明最終狀態偵檢執行的目的與總結、偵檢執行所依據的指引與文件、偵檢報告撰寫所依據的指引與文件、各偵檢單元的資訊(編號、名稱、區域分級與區域大小)，與偵檢範圍地圖圖示等。
2	Final Status Survey Program Overview 最終狀態偵檢計畫 綜覽	說明最終狀態偵檢的規劃、設計、執行、數據評估，以及品質保證計畫規劃等。內容包含偵檢區域內的關注核種的 DCGL 資訊。
3	Site Information 廠址資訊	說明廠址區域及營運歷史資訊以及各偵檢單元的描述，包含名稱、編號、區域大小、周圍連接偵檢單元之區域名稱與分級。 說明廠址歷史輻射數據，包含廠址歷史評估與特性偵檢執行的時間與目的、最終狀態偵檢時的狀況、潛在可能的污染，以及釋出輻射標準等。
4	Final Status Survey Protocol 最終狀態偵檢協定	說明數據品質目標七個步驟的產出(DQOs)、偵檢單元的指定與分級、取樣數、取樣位置、偵檢儀器、儀器維護管理與校正等。 說明各偵檢單元掃描區域大小與掃描區域占偵檢單元區域之百分比資訊。 說明用於品質管控的偵檢
5	Survey Findings 偵檢發現	包含偵檢數據的統計分析結果、驗證與確認方法、異常數據、掃描和調查結果顯示輻射較高之數據、取樣結果和 DCGLs 的比較，以及 NRC 獨立驗證小組的發現等。
6	Summary 總結	說明最終狀態偵檢結果是否所有偵檢單元都符合輻射外釋標準。

2.1 Zion 核電廠第一階段最終狀態偵檢報告[12]

Zion 核電廠第一階段最終狀態偵檢的目的為提供部分廠區偵檢結果概要與總結，也就是證實第一階段最終狀態偵檢區域符合外釋輻射標準(25 mrem/year)。釋出輻射標準轉化為廠址特定的 DCGLs 以進行偵檢結果評估。偵檢報告的各章內容架構如表 7。

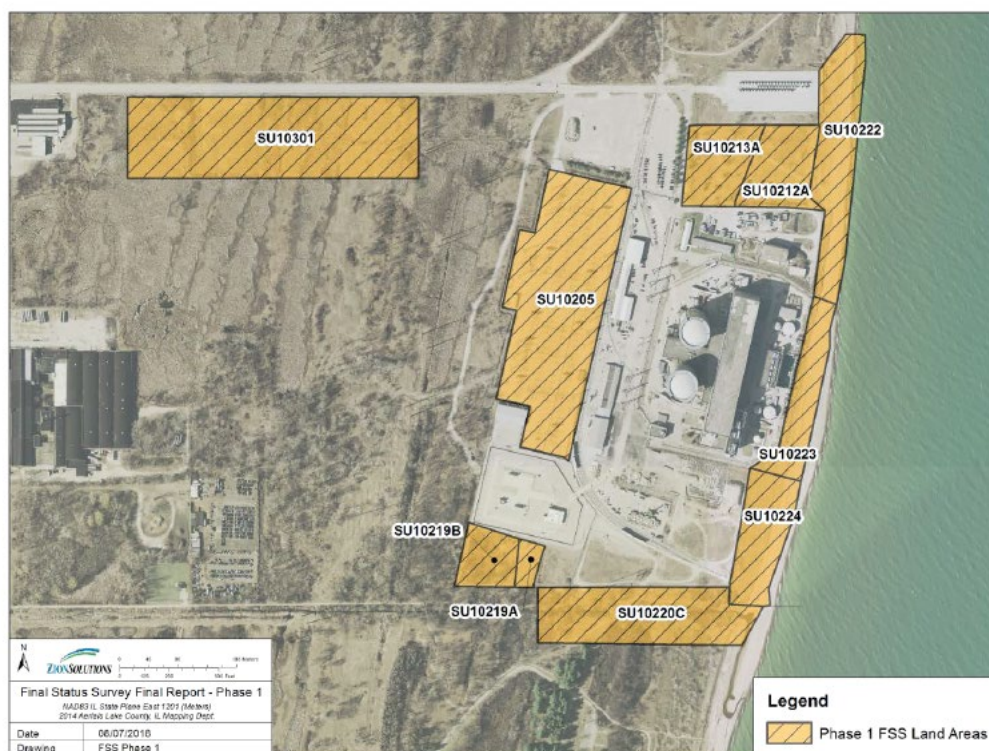
Zion 核電廠第一階段進行最終狀態偵檢的範圍包含接近 221,234 m² 的開放土地區域表土(Open Land Surface Soils)，總共分為 10 個第三級區域偵檢單元。表 8 為第一階段最終狀態偵檢偵檢單元列表，包含各偵檢單元的區域分級和面積資訊，圖 2 則為各偵檢單元的位置圖。

第一階段偵檢的結果證實所有第一階段偵檢單元的殘餘輻射皆符合外釋輻射標準。

表 8 Zion 核電廠第一階段最終狀態偵檢偵檢單元列表

Survey Unit	Name	Class	Size (m ²)
10205	Switchyard	3	54,573
10212A	NE Corner of Exclusion Area - Lakeshore	3	12,256
10213A	NE Corner of Exclusion Area – Power House	3	11,887 ⁽¹⁾
10219A	Area Far South of Switchyard (A)	3	2,433
10219B	Area Far South of Switchyard (B)	3	7,516
10220C	Adjacent to South Restricted Area - Lakeshore	3	27,870
10222	North Beach Area	3	21,778
10223	Power Block Beach Area	3	12,371
10224	South Beach Area	3	14,608
10301	West Training Area	3	55,942

圖 2 Zion 核電廠第一階段最終狀態偵檢偵檢單元位置圖



2.2 Zion 核電廠第二階段最終狀態偵檢報告[13-14]

Zion 核電廠第二階段最終狀態偵檢的目的為提供部分廠區偵檢結果概要與總結，也就是證實第一階段最終狀態偵檢區域符合外釋輻射標準(25 mrem/year)。釋出輻射標準轉化為廠址特定的 DCGLs 以進行偵檢結果評估。偵檢報告的各章內容架構如表 7。

Zion 核電廠第二階段最終狀態偵檢報告有兩份，分別第二階段第一部分終狀態偵檢報告和第二階段第二部分終狀態偵檢報告。會進行第二階段第二部分的最終狀態輻射偵檢的原因為：在 2019 年五月 7 日時，根據 ZS-LT-300-001-003(執行最終狀態偵檢所需之隔離和控制)於 Switchyard 開放土地偵檢單元(10205)執行監測(Surveillance)時，特性描述/執照終止工程師從通往 Switchyard 雨水排放系統人孔接入點底部蒐集沉積物。此雨水排放系統起始時根據廠址歷史評估被分類為「未受影響」區域，但從西側接入點蒐集到的樣本中，檢測出 Cs-137 和 Co-60。依據 ZS-LT-300-001-002，該區域應重新進行區域分級。該雨水排放系統重新分級為第二級區域並因此需證實其符合釋出規範。因此部分的雨水排放系統(約 600 尺長的管路)並沒有包含在 Zion 核電廠的技術支援文件(TSD, Technical Support Document)編號 14-016[17](Description of Embedded Piping, Penetrations, and Buried Pipe to Remain in Zion End State)中。為了對該雨水排放系統管路進行最終狀態偵檢，需修訂 TSD 14-016，ZionSolutions(負責進行 Zion 核電廠除役的公司)因此執行了 10 CFR 50.59 審查，並根據 ZionSolutions 制定的監管審查程序規範[18]中的「執照終止計畫修改評估檢查表」，對 LTP 進行針對 SER(Safety Evaluation Report)的監管審查(Regulatory Reviews)。根據審查結果，ZionSolutions 可以在不需 NRC 預先批准的情況下做此修訂，然而，ZionSolutions 有正式通知 NRC 要進行這項工作。

Zion 核電廠第二階段第一部分進行最終狀態偵檢的範圍包含圍阻體、汽機廠房、輔助廠房、用過燃料池/轉運渠道(Transfer Canal)、Forebay、Crib House，和廢水處理設施的地下室結構。表 9 為第二階段第一部分最終狀態偵檢偵檢單元列表，包含各偵檢單元的區域分級和面積資訊，圖 3 則為偵檢單元位置圖。

Zion 核電廠第二階段第二部分最終狀態偵檢報告的目的為提供偵檢結果的概要和證實 Zion 在最後狀態保留的埋地管路設施或部分廠址符合 NRC 10 CFR 20.1402 規章之釋出標準(25 mrem/year)的總結。表 10 為第二階段第二部分最終狀態偵檢偵檢單元列表，包含各偵檢單元的區域分級和面積資訊，圖 4 則為偵檢單元埋地管路示意圖。

第二階段偵檢的結果證實所有第二階段偵檢單元的殘餘輻射皆符合外釋輻射標準。

表 9 Zion 核電廠第二階段第一部分最終狀態偵檢偵檢單元列表

Survey Unit	Name	Class (6)	Size (m ²)
01100 ⁽¹⁾	Unit 1 Containment above 565 ft.	1	2,465
01110 ⁽¹⁾	Unit 1 Containment Under Vessel Area	1	294
01111	Unit 1 Containment Incore-Sump Drain	1	0.86
01112	Unit 1 Containment Penetrations	1	255
02100 ⁽²⁾	Unit 2 Containment above 565 ft.	1	2,465
02110 ⁽²⁾	Unit 2 Containment Under Vessel Area	1	294
02112	Unit 2 Containment Penetrations	1	253
03202	SFP/Transfer Canal	1	723
05100	Auxiliary Building 542 ft. Floor and Walls	1	7,226
05119	Auxiliary Building Embedded Floor Drains	1	294

Survey Unit	Name	Class (6)	Size (m ²)
05120	Auxiliary Building Penetrations	1	15.41
06100 ⁽³⁾	Turbine Building Basement and Steam Tunnels	3	27,135
06105A ⁽³⁾	Circulating Water Discharge Pipe	3	1,075
09200 ⁽⁴⁾	Unit 1 & Unit 2 Circulating Water Discharge Tunnels	3	4,868
06105B ⁽⁴⁾	Turbine Building Embedded Pipe	3	238
06107 ⁽⁴⁾	Unit 1 Turbine Building Buttress Pit	3	1,596
06108 ⁽⁴⁾	Unit 2 Turbine Building Buttress Pit	3	1,596
06201 ⁽⁴⁾	Unit 1 Turbine Building 570' Diesel Fuel Storage	1	813
06202 ⁽⁴⁾	Unit 2 Turbine Building 570' Diesel Fuel Storage	1	813
06209 ⁽⁴⁾	Unit 1 Steam Tunnel Floor Drain	3	47
06210 ⁽⁴⁾	Unit 2 Steam Tunnel Floor Drain	3	46
06211 ⁽⁴⁾	Unit 1 Tendon Tunnel Floor Drain	3	51
06212 ⁽⁴⁾	Unit 2 Tendon Tunnel Floor Drain	3	42
06213 ⁽⁴⁾	Unit 1 Steam Tunnel East Valve House	1	304
06214 ⁽⁴⁾	Unit 1 Steam Tunnel West Valve House	1	304
06215 ⁽⁴⁾	Unit 2 Steam Tunnel East Valve House	3	240
06216 ⁽⁴⁾	Unit 2 Steam Tunnel West Valve House	3	240
08100 ⁽⁵⁾	Crib House	3	8,435
08401 ⁽⁵⁾	Forebay	3	5,407
08102A&B ⁽⁵⁾	Unit 1 and Unit 2 Circulating Water Intake Pipes	3	4,412
09100	Waste Water Treatment Facility	1	1,124

圖 3 Zion 核電廠第二階段第一部分最終狀態偵檢偵檢單元位置圖

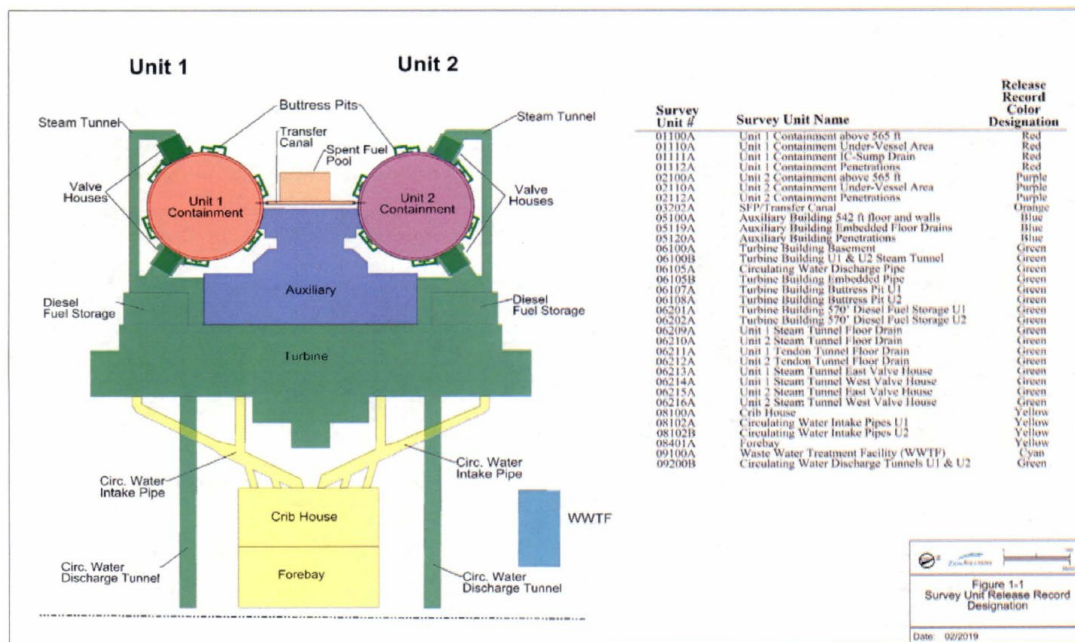
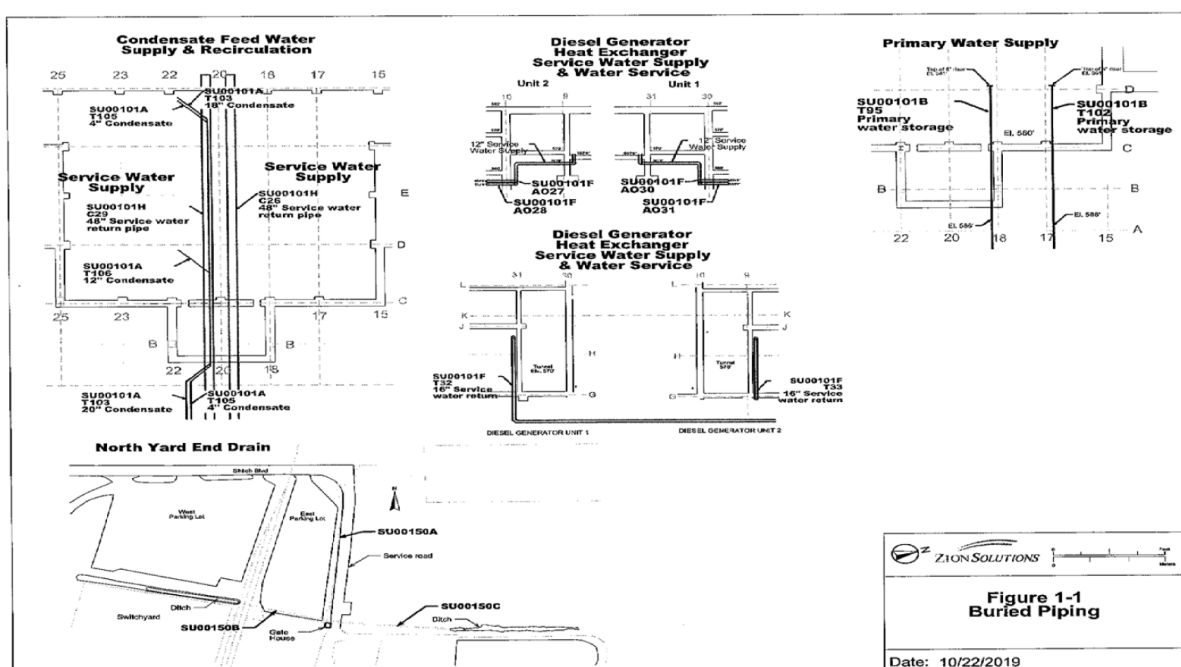


表 10 Zion 核電廠第二階段第二部分最終狀態偵檢偵檢單元列表

Survey Unit	Name	Class ⁽¹⁾	Area (ft ²)	Pipe ID
00101A	Condensate Feed Water Supply and Recirculation	3	2,455	T-103, T-105, and T-106
00101B	Primary Water	2	312	T-095 and T-102
00101F	Diesel Generator Heat Exchanger Service Water Supply and Return	3	956	AO-27, AO-28, AO-30, AO-31, TO-32, and TO-33
00101H	Service Water Supply Header	3	5,248	CO-26 and CO-29
00150A/B&C	North East Storm Drain	2	2,187	NA

圖 4 Zion 核電廠第二階段第二部分偵檢單元埋地管路示意圖



2.3 Zion 核電廠第三階段最終狀態偵檢報告[15]

Zion 核電廠第一階段最終狀態偵檢的目的為提供部分廠區偵檢結果概要與總結，也就是證實第一階段最終狀態偵檢區域符合外釋輻射標準(25 mrem/year)。釋出輻射標準轉化為廠址特定的 DCGLs 以進行偵檢結果評估。偵檢報告的各章內容架構如表 7。

Zion 核電廠第三階段進行最終狀態偵檢的範圍包含接近 73,546 m² 的開放土地區域表土(Open Land Surface Soils)，總共分為 41 個第一級區域偵檢單元。表 11 為第三階段最終狀態偵檢偵檢單元列表，包含各偵檢單元的區域分級和面積資訊，圖 6 則為各偵檢單元的位置圖

第三階段偵檢的結果證實所有第三階段偵檢單元的殘餘輻射皆符合外釋輻射標準。

表 11 Zion 核電廠第三階段進行最終狀態偵檢偵檢單元列表

Survey Unit ⁽¹⁾	Name	Size (m ²)	Survey Unit ⁽¹⁾	Name	Size (m ²)
10201A	NE Corner of Restricted Area - Lakeshore	1,554	10220E	SE Corner of Exclusion Area - Inland	1,976
10201B	NE Corner of Restricted Area - Lakeshore	1,427	10220F	SE Corner of Exclusion Area - Inland	1,578
10201C	NE Corner of Restricted Area - Lakeshore	1,379	10220G	SE Corner of Exclusion Area - Inland	1,674
10201D	NE Corner of Restricted Area - Lakeshore	1,472	10220J	SE Corner of Exclusion Area - Inland	2,030
10202A	IRSF/Fire Training Area	1,757	10221B	South of Protected Area - Inland	1,855
10202B	IRSF/Fire Training Area	1,711	10221E	South of Protected Area - Lakeshore	1,975
10202C	IRSF/Fire Training Area	1,696	10221F	South of Protected Area - Lakeshore	1,968
10202D	IRSF/Fire Training Area	1,680	10221G	South of Protected Area - Lakeshore	1,956
10203D	East Training Area	1,993	10221H	South of Protected Area - Lakeshore	1,994
10203E	East Training Area	1,886	12101	WWTF Sludge Drying Bed Area	2,036
10209A	Restricted Area South of Gate House	1,966	12102	WWTF	2,024
10209B	Restricted Area South of Gate House	1,977	12103	Unit 2 PWST/SST Area	2,034

2.4 Zion 核電廠第四階段最終狀態偵檢報告[16]

Zion 核電廠第四階段最終狀態偵檢的目的為提供部分廠區偵檢結果概要與總結，也就是證實第一階段最終狀態偵檢區域符合外釋輻射標準(25 mrem/year)。釋出輻射標準轉化為廠址特定的 DCGLs 以進行偵檢結果評估。偵檢報告的各章內容架構如表 7。

Zion 核電廠第三階段進行最終狀態偵檢的範圍包含接近 178,182 m² 的開放土地區域表土(Open Land Surface Soils)，包含 67 個開放土地偵檢單元，其中 60 個為第一級，6 個為第二級，6 個為第二級，1 個為第一級。表 12 為第四階段最終狀態偵檢偵檢單元列表，包含各偵檢單元的區域分級和面積資訊，圖 6 則為各偵檢單元的位置圖

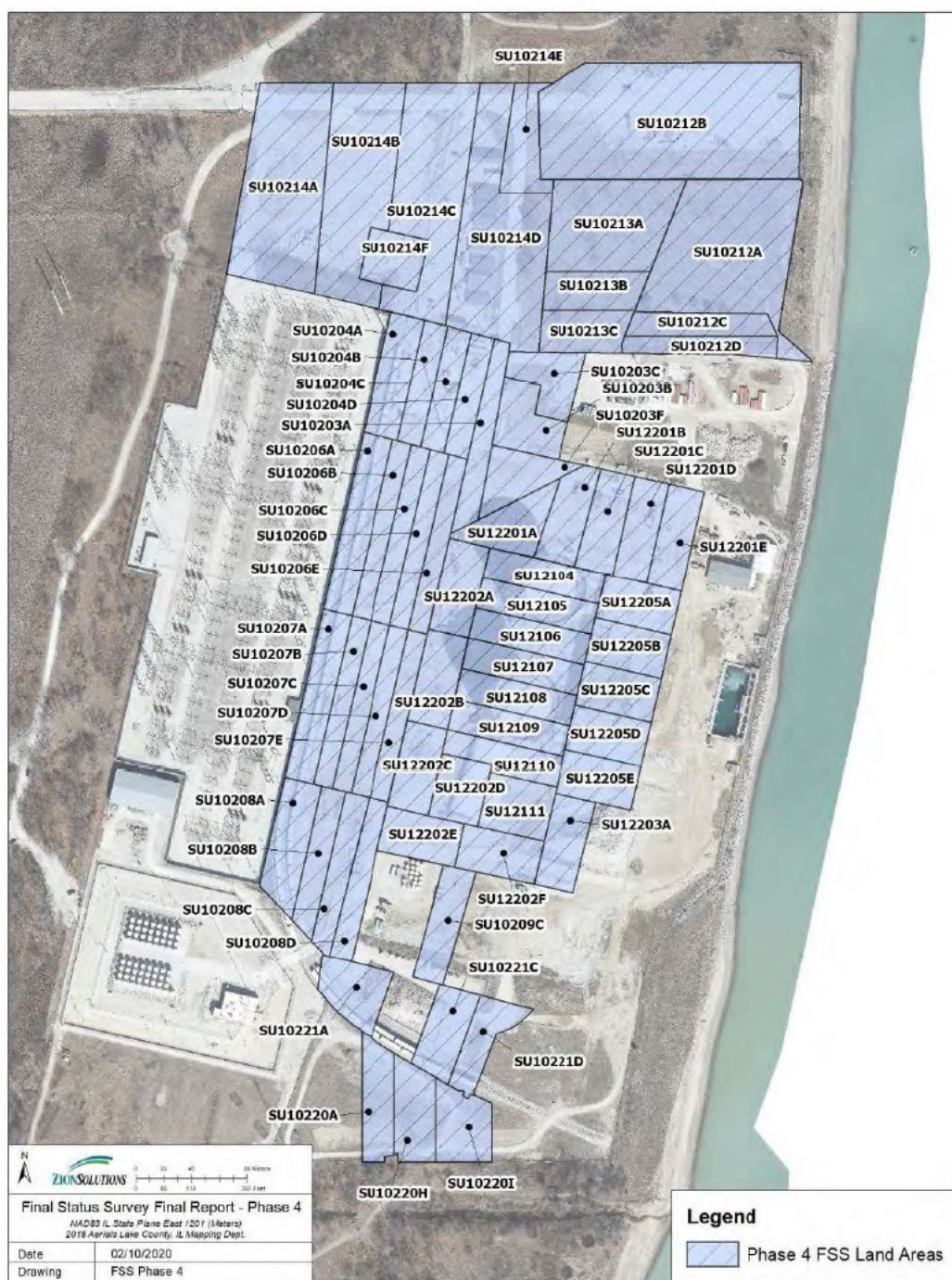
第四階段偵檢的結果證實所有第三階段偵檢單元的殘餘輻射皆符合外釋輻射標準。

表 12 Zion 核電廠第四階段進行最終狀態偵檢偵檢單元列表

Survey Unit	Name	Class	Size (m ²)	Survey Unit	Name	Class	Size (m ²)
10203A	East Training Area	1	1,999	10214E	Construction Parking Area	1	1,989
10203B	East Training Area	1	1,977	10214F	Construction Parking Area	1	1,661
10203C	East Training Area	1	1,871	10220A	SE Corner of Exclusion Area - Lakeshore	1	2,025
10203F	East Training Area	1	1,888	10220H	SE Corner of Exclusion Area - Lakeshore	1	2,088
10204A	North Gate Area	1	2,231	10220I	SE Corner of Exclusion Area - Lakeshore	1	2,060
10204B	North Gate Area	1	1,549	10221A	South of Protected Area - Inland	1	1,976
10204C	North Gate Area	1	1,547	10221C	South of Protected Area - Inland	1	1,959
10204D	North Gate Area	1	1,545	10221D	South of Protected Area - Inland	1	1,697
10206A	Station Construction Area	1	2,844	12104	North Half of Unit 2 Containment	1	1,940
10206B	Station Construction Area	1	1,837	12105	South Half of Unit 2 Containment	1	1,938
10206C	Station Construction Area	1	1,833	12106	North Half of Fuel & Auxiliary Buildings	1	1,936
10206D	Station Construction Area	1	1,829	12107	South Half of Fuel & Auxiliary Buildings	1	1,934
10206E	Station Construction Area	1	1,825	12108	North Half of Unit 1 Containment	1	1,933
10207A	North Warehouse Area	1	2,675	12109	South Half of Unit 1 Containment	1	1,931
10207B	North Warehouse Area	1	1,736	12110	Yard Between Unit 1 Containment and Turbine	1	1,740
10207C	North Warehouse Area	1	1,735	12111	South Yard Area Northeast of Gate House	1	1,964
10207D	North Warehouse Area	1	1,733	12201A	North Protected Area Yard	1	1,992
10207E	North Warehouse Area	1	1,731	12201B	North Protected Area Yard	1	1,995
10208A	South Warehouse Area	1	2,460	12201C	North Protected Area Yard	1	1,968

Survey Unit	Name	Class	Size (m ²)	Survey Unit	Name	Class	Size (m ²)
10208B	South Warehouse Area	1	1,835	12201D	North Protected Area Yard	1	1,842
10208C	South Warehouse Area	1	1,868	12201E	North Protected Area Yard	1	1,902
10208D	South Warehouse Area	1	1,827	12202A	Gate House and Southwest Yard	1	1,998
10209C	Restricted Area South of Gate House	1	1,970	12202B	Gate House and Southwest Yard	1	1,999
10212A	NE Corner of Exclusion Area - Lakeshore	2	9,550	12202C	Gate House and Southwest Yard	1	1,894
10212B	VCC Construction Area	3	16,154	12202D	Gate House and Southwest Yard	1	1,663
10212C	NE Corner of Exclusion Area - Lakeshore	1	1,744	12202E	Gate House and Southwest Yard	1	1,845
10212D	NE Corner of Exclusion Area - Lakeshore	1	1,490	12202F	Gate House and Southwest Yard	1	1,858
10213A	NE Corner of Exclusion Area	2	5,730	12203A	Under Service Building and Southeast Yard	1	1,988
10213B	NE Corner of Exclusion Area	1	1,994	12205A	Area Under the Turbine Building	1	1,809
10213C	NE Corner of Exclusion Area	1	1,934	12205B	Area Under the Turbine Building	1	1,814
10214A	Construction Parking Area	2	8,542	12205C	Area Under the Turbine Building	1	1,818
10214B	Construction Parking Area	2	7,372	12205D	Area Under the Turbine Building	1	1,821
10214C	Construction Parking Area	2	7,579	12205E	Area Under the Turbine Building	1	1,825
10214D	Construction Parking Area	2	8,946				

圖 6 Zion 核電廠第四階段進行最終狀態偵檢偵檢單元位置圖



2.5 Zion 核電廠實務上針對第三級開放土地之面積與掃描涵蓋率規劃

表 13 為 MARSSIM 對檢單元區域分級面積及掃描涵蓋率之建議。MARSSIM 對第三級偵檢單元面積和掃描涵蓋率並無限制。根據核電廠實務上進行進行最終狀態偵檢時的做法(參考表 8 Zion 核電廠第一階段最終狀態偵檢偵檢單元列表表 12 Zion 核電廠第四階段進行最終狀態偵檢偵檢單元列表)，第三級開放土地偵檢單元的面積最小為 2,433m²，最大為 55,942m²，掃描涵蓋率則為 0~10%範圍中。

根據表 14，Zion 核電廠實務上第三級開放土地偵檢單元的面積最小為 2,433 m²，最大為 55,942 m²，掃描涵蓋率則為 0~10%範圍中。

表 13 MARSSIM 偵檢單元區域分級面積及掃描涵蓋率建議區域分級

區域分級	土地		建築結構	
	面積	掃描涵蓋率	面積	掃描涵蓋率
第一級	~ 2,000 m ²	100%	~ 100 m ²	100%
第二級	2,000 ~ 10,000 m ²	10~100%	100 ~ 1,000 m ²	10~50%
第三級	無限制	判斷性	無限制	判斷性

(三) NRC 對 Zion 核電廠執照終止計畫(LTP)之安全評估報告[18]

ZionSolutions 於 2014 年 12 月 19 日提交 Zion 核電廠一號機和二號機的執照終止計畫(LTP)給 NRC，後續於 2015 年 2 月 26 日提交要增加有關除役費用資訊、於 2017 年 7 月 20 號提交 LTP 第一次修訂版、於 2018 年 2 月 7 號提交 LTP 第二次修訂版，最後，於 2018 年 8 月 28 日提交 LTP 中和執照情況相關的修改。此份安全評估報告(SER，Safety Evaluation Report)涵蓋以上文獻之評估，章節標題及內容範疇簡述如表 15：

表 14 NRC 對 Zion 核電廠 LTP 之安全評估報告章節內容簡述

章節	標題	內容範疇
1.0	Introduction 簡介	列出 ZionSolutions 提交之 LTP 與補充資料的時間並說明後續補充資料未影響到 NRC 職員起始的評估結果－依據 80 FR(Federal Register) 20020 定義之風險無重大風險危害。
2.0	Regulatory Evaluation 監管評估	- 簡述 Zion 核電廠的營運及除役申請歷史。 - 說明 LTP 應包含項目及批准標準。 - 說明 LTP 不須 NRC 批准下，業者可以做的更動。
3.0	Technical Evaluation 技術評估	
3.1	Method of Review 審查方法	說明評估方法。(NUREG-1700，標準審查計畫(SRP，Standard Review Plan))
3.2	Site Characterizaion 廠址特性	- 描述 Zion 核電廠 LTP 有關特性偵檢相關章節和執行過程。 - 說明 Zion 依照 MARSSIM 指引所說的 DQO 程序進行偵檢設計，且樣本數及量測範圍等與 DQOs 要求一致。 - 說明 NRC 的審查目的及評估結果 (通過)。
3.3	Remaining Site Dismantlement Activities 剩餘廠址拆除行動	- 說明根據 NUREG-1700，剩餘廠址拆除行動的接受標準(Acceptance Criteria)。 - 說明 NRC 審查結果 (通過)。
3.4	Plan for Radiological Site Remediation 廠址輻射除污計畫	- 說明根據 NUREG-1700，除污計畫的接受標準。 - 說明 NRC 審查結果 (通過)。
3.5	Final Status Survey Plan 最終狀態偵檢計畫	說明根據 NUREG-1700，最終狀態偵檢計畫的接受標準。 摘述 Zion 核電廠 LTP 第五章(最終狀態偵檢計畫)，以及 NRC 審查標準和結果：

		• 最終狀態偵檢計畫的概要。 • 關注核種和釋出標準。 • 特性偵檢方法和結果概要。 • 除役輔助偵檢。 • 最終狀態偵檢。 - 地下室結構的最終偵檢設計。 - 最終狀態偵檢設計(說明業者於 LTP 中承諾使用 DQO 程序發展偵檢設計)。 - 執行最終狀態偵檢。 - 最終狀態偵檢儀器。(說明選擇儀器時會應用 DQO 程序)。 - 品保。 - 最終狀態偵檢評估。 - 最終狀態偵檢報告。(LTP 中描述了最終狀態報告需涵蓋的內容，包含數據品質目標產出(DQOs)及數據品質評估(DQA)結果)。 • 最終狀態偵檢後的監測(Surveillance)。 • NRC 職員的評估和結論：在此小節中，詳細描述了 NRC 職員針對 LTP 最終狀態偵檢內容的每一個項目的審查，最後的結論是通過審查。
3.6	Compliance with the Radiological Criteria for License Termination 符合執照終止輻射標準	此章節主要摘述 Zion 核電廠 LTP 中有關執照終止的輻射標準(DCGLs)及 NRC 對劑量模型適用性的審查結果(通過)，內容中也說明 NRC 職員針對劑量模型相關的要求(如敏感度分析和模型調整)。 • 指出潛在關注核種及業者針對這些核種的評估和 NRC 的審查發現。(此章節中列出了 9 個於 LTP 最後一版提交時尚未有特性描述的區域)。 • 回填地下室、嵌入管路，和滲透(Penetrations)的 DCGLs。 • 土壤 DCGLs。 • 埋地管路 DCGLs。 • 來自地下水的劑量地下水。(Zion 核電廠指明未發現有地下水污染，以及若有發現地下水污染將使用 BFM 地下水曝路因子)。
3.7	Groundwater 地下水	• NRC 職員評估 Zion 核電廠的地質和水文地質情況，以確認其營運是否對地下水產生輻射影響。評估的根據資訊包含 Zion 核電廠的 LTP、Zion 核電廠的 LTP 的參考文獻，以及 NRC 對 LTP 的獨

		立評估和支持文獻。NRC 審查評估的結果是依據評估時的資訊，不會因地下水對人類健康及環境造成立即的威脅。
3.8	Site Specific Cost Estimate 廠址特定成本評估	NRC 職員對廠址除役成本的審查。
4.0	State Consultation 政府諮詢	政府單位的批准。
5.0	Environmental Consideration 環境考量	環境評估結果。(不會對民眾造成顯著影響)
6.0	Conclusions 結論	- NRC 根據以上章節，總結剩餘的退役活動有合理的保證可： - 根據 10 CFR Part 50 的規範執行。 - 不會不利於共同防禦和安全或公眾的健康和安全。 - 不會對環境品質有顯著的影響。

(四) NRC 對 Zion 核電廠最終狀態偵檢報告(FSSR) 之安全評估報告

Zion 核電廠的最終狀態偵檢分為四個階段進行，每個階段分別產出彙總該階段偵檢結果的最終狀態偵檢報告。NRC 在給 Zion 核電廠第一階段的審查報告[19]信件中說明：請提供詳細的程序修改以確保後續階段的最終狀態偵檢報告錯誤不會發生類似錯誤。當時已提交的第二階段報告也要在證明沒有第一階段報告出現的錯誤後，NRC 才會進行審查。

4.1 NRC 對 Zion 核電廠第一階段最終狀態偵檢報告之審查報告[19]

NRC 於 2018 年 11 月 1 日寄出針對第一階段最終狀態偵檢報告的安全評估報告給 Zion 核電廠。NRC 要求 Zion 核電廠須提供詳細的程序修改以確保後續階段的最終狀態偵檢報告錯誤不會發生類似錯誤。當時已提交的第二階段報告也要在證明沒有第一階段報告出現的錯誤後，NRC 才會進行審查。此份評估報告的結論為：第一階段最終狀態偵檢報告的偵檢結果不足以提供業者可證實廠區符合未受限制釋出標準(Section 20.1402 of Title 10 of the Code of Federal Regulations)的合理保證。審查評估結果摘述如表 16

表 15 NRC 對 Zion 核電廠第一階段最終狀態偵檢報告之審查評估結果

議題編號	議題內容概述
1	需澄清判斷性掃描如何於第三級區域中執行。 在第一階段最終報告 2.2 節中描述樣本和掃描座標使用 VSP(Visual Sample Plan) 軟體的隨機樣本工具設定取樣位置，且於樣本點附近進行表面掃描。此策略採用無偏(Non-Biased)隨機方法選擇掃描區域，但 MARSSIM 及 LTP 建議第三級偵檢單元區域採用判斷式掃描(根據專家判斷於污染可能性較高區域進行)。無法從報告中瞭解為何選擇隨機掃描以及對可能有較高污染可能區域的考量。
2	偵檢單元 10223 最終偵檢報告中提到，證明符合標準(Compliance)時使用了偵檢單元特定的替代比率(Unit-Specific Surrogate Ratio)來取代 LTP 5.2.11 表格 5-15 中的最大比率值。根據 LTP，「偵檢特定單位的替代比率和導出替代率應提交 NRC 批准」，且「若被批准，偵檢單位特定的替代比率和作為替代比率根據的偵檢資料應紀錄於偵檢單元的釋出紀錄中」。
3	數份最終狀態偵檢報告都有和資料呈現相關的錯誤，且部分提供的結果和報告所附附件的實驗室報告不同。這表示需對提交的報告進行詳細的 QA/QC 審查後再次提交正確的報告。

4.2 NRC 對 Zion 核電廠第一階段最終狀態偵檢報告之審查報告修訂版

NRC 於 2019 年 10 月 9 日寄出第一階段最終狀態偵檢報告的安全評估報告修訂版給 Zion 核電廠。此份評估報告的結論為：第一階段最終狀態偵檢報告的偵檢結果足以提供業者可證實廠區符合未受限制釋出標準(Section 20.1402 of Title 10 of the Code of Federal Regulations)的合理保證。在此審查評估報告中，NRC 提供了以下幾項建議做未來偵檢參考：

- 在多份釋出紀錄(Release Records)中討論到回溯性檢定力曲線(Retrospective Power Curve)，並將軟體產出的圖表放於附件中。NRC 職員注意到有數個案例似乎使用之前特性偵檢的結果來計算標準差，而非使用最終狀態偵檢實際結果的數據計算。NRC 職員還注意到不只一次，回溯性檢定力曲線使用的標準差使用一般性的設定值(0.01)，和報告其他地方的標準差數值不吻合。建議中還提到(1)根據 MARSSIM 回溯性檢定力曲線應使用最終狀態偵檢的數據計算、(2)可使用 COMPASS 或 VSP(Visual Sample Plan)軟體計算回溯性檢定力曲線，以及(3)值得注意 MARSSIM 中的說明：在虛無假設被拒絕時，檢定的檢定力變成無關緊要的問題，但儘管如此，在此情況下，回溯性檢定力曲線仍可以是有用的診斷工具且有助於未來偵檢的設計。
- 根據業者在 LTP(Revision 2) 5.7.1.6.2 節中之承諾：當於次表土檢測到 OpDCGL(Operational Derived Concentration Guideline Level)之 75%的量時，要評估次表土的殘餘輻射。看起來偵檢單元 10223 的樣本的 Sr-90 將觸發此承諾－應進行次表土調查。NRC 職員亦注意偵檢單元 10223 報告中 Sr-90 的最小檢測濃度(MDC)值並不足以檢測出 OpDCGL 值之 75%的量。當可能進行次表土除污時，這會是未來進行最終狀態偵檢的重要考量。
- 關於檢測靈敏度和 MDCs，業者應考量 MARSSIM 所定義的臨界水平(L_c ，Critical Level)： L_D (Lower Limit of Detection)所定義的 95%檢測區間下限，也就是有 5%的機率對背景值量測結果會是「高於背景值」。MARSSIM 也註明當使用實際計數樣本(Counting Samples)或做直接量測時，應使用臨界水平(L_c)值，且任何高於此水平的量測值都應視為高於背景值(Net Positive Result)。目前業者僅承諾當替代(Surrogate)和推斷(Inferred)核種的檢測結果都高於 MDC 時重新評估替代比率，當難以檢測(HTD，Hard to Detect)核種進高於 L_c 值時，就進一步調查可能是較保守的。NRC 職員說明在審查 LTP 時，對持續取得特性資訊(Continuing Characterization)特別關注，尤其是對 HTD 核種，因於最終狀態偵檢之前(pre-FSS)，只有 9 個土壤 HTDs 土壤樣本進行量測。NRC 職員會繼續關注最終狀態偵檢的 HTD 的結果。
- 釋出紀錄的參考附件未提交。
- 業者應對現場使用的實際掃描調查水平更加清楚，因各釋出紀錄中的調查水平值有不一致的狀況。
- 報告更新版有更新的地方應都清楚描述。
- 偵檢單元 10205 釋出紀錄中標準差有和其他地方不一致的狀況。

七、結論及核電廠除役輻射偵檢數據品質相關之管制建議

為保護民眾健康及環境安全，法規規範除役核電廠需透過輻射偵檢證明殘餘輻射符合法規。本國之核電廠除役相關規範主要參考美國之作法，美國核管會 NRC 有關除役輻射偵檢指引文獻中說明：由於除役輻射偵檢所得之數據將作為核電廠是否符合外釋規範決策的依據，因此確保其數據品質至關重要。美國核管會 NRC 透過各項文獻規範指引核電廠業者進行除役輻射偵檢作業，並根據相關規範和指引進行審查評估。今年度本計畫蒐集了(1) NRC 所著與除役輻射偵檢相關指引與導則、(2) Zion 核電廠最終狀態程序規範、(3) Zion 核電廠最終狀態偵檢報告、(4) NRC 對 Zion 核電廠之 NRC 對 Zion 核電廠之安全評估報告以及視察報告，和(5)原能會與除役輻射偵檢相關委託案成果報告等五類文獻，並將所蒐集文獻的研析成果彙整於此報告中，根據研析成果，提出以下有關電廠除役輻射偵檢數據品質相關之管制建議供主管機關參考：

1. 除役輻射偵檢計畫中應依據數據品質目標(DQO)程序步驟產出 DQOs 作為數據品質指標。最終狀態偵檢以外的輻射偵(如範圍偵檢、特性偵檢，以及改善行動輔助偵檢)的 DQOs 主要應包含偵檢目的以及偵檢儀器適用於偵檢目的要求說明。最終狀態偵檢規劃除上述 DQOs 外，還須具備說明虛無和對立假設、指定可接受的錯誤決策率(型 I(α)和型 II(β))等資訊。
2. 最終狀態偵檢時如有需要可分階段進行，若先前階段的偵檢結果或除污行動指出某區域的污染可能性與最終狀態偵檢執行前相比有所提升時，應考慮將該區域的區域分級變更為污染可能性較高的分級(如第三級改為第一級或第二級)，且偵檢單元區域大小應依照 MARSSIM 對該級區域之建議。
3. 業者應依照 MARSSIM 對不同區域分級所建議的偵檢單元面積大小(參考表 3)掃描涵蓋率(含掃描方法)和掃描調查基準規範。
4. 若掃描或取樣的方法和 MARSSIM 所建議的不同(如 MARSSIM 建議使用判斷性取樣，卻使用系統性取樣)，應說明原因。
5. 所選的儀器的檢測能力(MDCs)須於污染量為 DCGLs 值之 10-50%時，可檢測出來，若有發現難以檢測核種(HTD)，業者須說明檢測方法。
6. 主管機關可參考 NUREG-1700 以及 MARSSIM，進行輻射偵檢計畫以及報告的審查評估。審查方法可參考本報告第五章(NRC 對除役輻射偵檢作業之審查)以及附件 A(輻射偵檢檢查清單範例)。
7. 偵檢結果報告中若出現數據不一致的情況，代表業者可能須進行更多 QA/QC 程序後再提交報告。
8. 根據 NRC 對 Zion 核電廠有關特性偵檢中整治行動輔助偵檢以及最終狀態偵檢之視察報告[26-36]提出以下幾點管制建議：
 - 視察範疇包含以下項目，但每次視察不一定會執行所有項目：
 - 確認反應器已除污至可接受殘餘輻射程度
 - 確認有業者有依據相關已被 NRC 認可的偵檢規範進行整治行動輔助偵檢以及最終狀態偵檢

- 確認業者有適當的進行整治行動輔助偵檢並預備偵檢單元好進行最終狀態偵檢。
 - 透過訪查評估輔助廠房炭入管路的清潔程序的有效性。
 - 審查現場偵檢紀錄和訪查執行偵檢人員。
 - 業者有依據時程進行最終狀態審查。
 - 比較獨立第三方進行之確認偵檢和業者最終狀態偵檢的結果。
 - 確認業者使用的儀器效能合宜。
 - 依據偵檢單元區域分級選擇要審查除污活動結果的偵檢單元。
 - 針對污染疑慮較高的偵檢單元可透過第三方單位進行確認偵檢。(判定偵檢單元是否需進行確認偵檢的方式請參考 5.2.2 節)。監管單位職員可陪同獨立第三方單位進行確認偵檢。
9. 根據原能會委託案成果報告-核設施除役之輻射安全技術研究[21]之附件一(美國核管會第 83890 號檢查程序-完工檢查與輻射偵檢)提出以下幾點管制建議：
- 監管單位進行以下工作時可參考此份檢查程序：
 - 檢查及判斷最終狀態偵檢記錄及報告是否完整與可被接受。
 - 檢查放射性物質是否妥善記錄與處置。
 - 判斷偵檢單元是否需進行複驗輻射偵檢。
 - 由獨立第三方執行複驗輻射偵檢之方式。
 - 若監管單位已透過中間過程輻射偵檢與取樣分析，確認場址無顯著缺失存在，則可能不需於最終狀態偵檢後進行複驗偵檢，然對於有已確認有顯著疏失的場址，可能需要執行複驗輻射偵檢。
 - 進行複驗輻射偵檢時應比較場內量測儀器之讀值與靈敏度。
 - 複驗輻射偵檢的取樣數之數量，需使結果具備一定的可信度。監管單位可運用 VSP 等軟體，依據所要求之可信度計算需要的複驗輻射偵檢數。
10. 根據原能會委託案成果報告-核設施除役之輻射安全技術研究[21]之附件二(美國核管會第 87104 號檢查程序)提出以下幾點管制建議：
- 可適用於除役活動之例行運轉檢查程序：
 - 放射性物質：檢查手冊章節(IMC，Inspection Manual Chapter)2800 及 87100 系列。
 - 工作人員防護：美國核管會第 83822 號檢查程序。
 - 一體排放/環境監測：美國核管會第 84750 號檢查程序。
 - 職業健康與安全：IMC 1007。
 - 檢查活動文件紀錄：IMC 0610。
 - 監管單位可於業者進行輻射偵檢時同步蒐集量測，及早提出偵檢相關問題。
11. 根據原能會委託案成果報告-核電廠除役管制各階段工程技術與分析應用研究[22] 提出以下幾點管制建議：
- 因除役各項輻射偵檢所使用之儀器的靈敏度與數據品質相關，審查時需確認偵檢儀器是否符合要求。(DCGLs 值之 10-50%)

八、参考文献

- [1] NUREG-1575, Rev. 1 Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM). August 2000.
- [2] NUREG-1757 Vol. 1, Rev. 2 Consolidated Decommissioning Guidance—Decommissioning Process for Materials Licensees. Final Report. September 2006.
- [3] NUREG-1757 Vol. 2, Rev. 2 Consolidated Decommissioning Guidance—Characterization, Survey, and Determination of Radiological Criteria. Final Report. July 2022.
- [4] NUREG-1700 Standard Review Plan for Evaluating Nuclear Power Reactor License Termination Plans, 2018.
- [5] NRC Inspection Procedure 87104—Decommissioning Inspection Procedure for Materials Licensees. 10/19/2019.
- [6] NRC Inspection Procedure 83890—Closeout Inspection Survey. 05/01/2003.
- [7] Zion Station Restoration Project License Termination Plan Revision 2, February 2018.
- [8] ZS-LT-300-001-001, Final Radiation Survey Data Assessment, Revision 2. 10/15/2015.
- [9] ZS-LT-300-001-002, Survey Unit Classification, Revision 2. 10/12/2015.
- [10] ZS-LT-300-001-003, Isolation and Control for Final Radiation Survey, Revision 2. 10/15/2015.
- [11] ZS-LT-300-001-004, Final Radiation Survey Data Assessment, Revision 2. 10/15/2015.
- [12] Zion Station Restoration Project Final Status Survey Final Report - Phase 1, Revision 1, June 2019.
- [13] Zion Station Restoration Project Final Status Survey Final Report - Phase 2 Part 1, Revision 1, November 2020.
- [14] Zion Station Restoration Project Final Status Survey Final Report - Phase 2, Part 2, Revision 1, June 2020.
- [15] Zion Nuclear Power Station, Unit 1 and 2 : Final Status Survey Final Report - Phase 3 FSSR Revision 1, 11/07/2022.
- [16] Zion Nuclear Power Station, Unit 1 and 2 : Final Status Survey Final Report - Phase 4 FSSR Revision 2, 11/07/2022.
- [17] TSD 14-016, Description of Embedded Piping, Penetrations, and Buried Pipe to Remain in Zion End State, Revision 0, 02/05/2017.
- [18] Safety Evaluation Report Approving Zion Unit 1 and 2 License Termination Plan. 09/28/2018.
- [19] Safety Evaluation by Office of Nuclear Material Safety and Safeguards Related to

- Final Status Surveys for Phase 1 Facility Operating License NOS. DPR-39 and DPR-48, ZionSolutions, LLC, Zion Nuclear Power Station, Units1 and 2, Docket NOS. 50-295 and 50-304, March 22, 2019.
- [20] Safety Evaluation by Office of Nuclear Material Safety and Safeguards Related ot Revised Final Status Surveys for Phase 1 Facility Operating License NOS. DPR-39 and DPR-48, ZionSolutions, LLC, Zion Nuclear Power Station, Units1 and 2, Docket NOS. 50-295 and 50-304, October 9, 2019.
- [21] 原子能委員會委託研究計劃期末研究報告-核設施除役之輻射安全技術研究。民國 104 年 12 月 25 日。
- [22] 原子能委員會委託研究案-核電廠除役管制各階段工程技術與分析應用研究子項計畫二：國際除役技術指引和法規彙整之管制研究。民國 108 年 11 月。
- [23] 連結：<https://zh.wikipedia.org/zh-tw/標準分數>。
- [24] Guidance on Systematic Planning Using the Data Quality Objectives Process EPA QA/G-4. February 2006.
- [25] Guidance for Data Quality Assessment-Practical Methods for Data Analysis. EPA QA/G-9. July 2000.
- [26] NRC ADAMS : ML14316A214, November 10, 2014.
- [27] NRC ADAMS : NRC, ML15131A248, May 8, 2015.
- [28] NRC ADAMS : NRC, ML16127A612, May 6 2016.
- [29] NRC ADAMS : ML16228A187, August 15, 2016.
- [30] NRC ADAMS : ML17047A500, February 16, 2017.
- [31] NRC ADAMS : ML18044A577, February 13, 2018.
- [32] NRC ADAMS : ML18271A122, September 28, 2018.
- [33] NRC ADAMS : ML19058A248, February 27, 2019.
- [34] NRC ADAMS : ML20089J249, March 18, 2020.
- [35] NRC ADAMS : ML21021A093, January 21, 2021.
- [36] NRC ADAMS : ML22053A278, February 22, 2022.

附錄 A 輻射偵檢檢查清單範例

A.1 範圍偵檢檢查清單範例

偵檢設計

- 列舉 DQOs：說明偵檢的目的；偵檢儀器應適用於偵檢目的。
- 審查以下廠址歷史評估：
 - ◆ 營運歷史(如：問題、灑出、外釋，或違規通知)和可取得文件(如：輻射物質執照)。
 - ◆ 其他可取得資源：現場人員、前員工、居民..等。
 - ◆ 處理物質的種類和量以及放射性物質存放、處理、移動和廢棄的地方。
 - ◆ 外釋和遷移途徑。
 - ◆ 可能被影響和有殘餘輻射污染的區域。
 - ◆ 可能留在廠區物質的種類和量－需考量到衰減。
- 根據廠址歷史評估(HSA)選擇個別的 DCGLs。

執行偵檢

- 遵循 QAPP(Quality Assurance Project Plan，品質保證計畫規劃)中描述的偵檢設計。紀錄和描述目的或文件中要求的 SOPs 的差異，以及紀錄偵檢執行的其他發現。
- 根據偵檢的 DQOs 選擇儀器。需考量其對預期會有之污染及污染量的偵檢能力。
- 確認區域的背景活度和輻射水平；包含建築物表面的直接輻射水平、媒介中的輻射濃度，以及曝露率。
- 紀錄參照格點座標或廠址固定標的的量測和樣本位置。
- 對於會直接將範圍偵檢結果數據作為最終狀態偵檢第三級區域結果的範圍偵檢，需遵循最終狀態偵檢指引。
- 執行包含判斷性量測和判斷性取樣的範圍偵檢：
 - ◆ 進行表面掃描調查。
 - ◆ 執行少量(Limited)的表面活度量測。
 - ◆ 執行少量(Limited)的樣本蒐集。
 - ◆ 維護樣本追蹤。

評估偵檢結果

- 比較偵檢結果和 DQOs。
- 識別關注的核種。
- 識別影響區域和大約的污染程度。
- 評估廠區內殘餘輻射的差異(Variability)程度。
- 根據偵檢的發現調整 DCGLs。(起始時選用的 DCGLs 可能對廠址並不合適)
- 確認是否需要其他的行動(如：除污、更多偵檢...)。
- 預備給監管單位的報告(確認是否使用郵件來報告足夠)。**A.2 特性偵檢檢查**

清單範例

偵檢設計

- 列舉 DQOs：說明偵檢的目的；偵檢儀器應適用於偵檢目的。
- 審查以下廠址歷史評估：
 - ◆ 營運歷史(如：問題、灑出、外釋，或違規通知)和可取得文件(如：輻射物質執照)。
 - ◆ 其他可取得資源：現場人員、前員工、居民..等。
 - ◆ 處理物質的種類和量以及放射性物質存放、處理、移動和廢棄的地方。
 - ◆ 外釋和遷移途徑。
 - ◆ 可能對最終狀態偵檢設計之區域分級有用的潛在殘餘輻射資訊。
 - ◆ 可能留在廠區物質的種類和量－需考量到衰減。

執行偵檢

- 根據對預期會有的污染核種和污染活度之檢測能力，以及已知 DCGLs 資訊選擇合適的儀器。
- 確認區域的背景活度和輻射水平；包含建築物表面的直接輻射水平、媒介中的輻射濃度，以及曝露率。
- 建立參考座標系統。預備地表水和地下水監測井位置的比例圖。
- 對所有潛在污染區域進行全面的表面掃描。(如：室內區域包含伸縮縫、裂縫、地下及牆內的管道、管路、地腳螺栓和牆壁/地板交接處；室外區域包含輻射物質貯存區域、釋出點下風處、地表排水通道，可能曾使用於運輸輻射物質或受污染物質的道路)。
- 進行系統性表面活度量測。
- 若廠址需要，進行系統性塗抹、表土和次表土、沉澱物、地表水和地下水取樣。
- 進行判斷性直接量測和對有較高活度殘餘輻射區域取樣，以提供關於殘餘污染上限的數據。

■ 紀錄偵檢和取樣位置於文件。

■ 如有必要，保存維護樣本的監管鏈。

註：單一類別的輻射數據(如：核種濃度、直接輻射水平或表面污染)可能就足以確認污染程度，其他量測可能非必較(如：可移動表面的污染或曝露率量測)

註：量測和取樣技術應和數據的預期用途相稱，因特性偵檢數據可能會用於補充最終狀態偵檢。

評估偵檢結果

- 比較偵檢結果和 DCGLs。將表面/區域區分為超過 DCGLs、沒有超過 DCGLs，或沒有被污染。
- 評估所有有較高量測值的位置並確認是否需額外的量測/取樣。
- 準備廠址特性偵檢報告。

A.3 改善行動輔助偵檢檢查清單範例

偵檢設計

- 列舉 DQOs：說明偵檢的目的；偵檢儀器應具備檢測出 DCGL 量之輻射的能力。
- 重新檢視改善計畫。
- 確認表面/土壤之關注核種監測的適用性。
- 為除污行動的效率，選擇可用於進行即時現場決策的簡單的核種參數(如：表面活度)。

執行偵檢

- 根據對預期污染之檢測能力選擇儀器。
- 在被污染處進行掃描和表面活度量測。
- 除污行動進行時，檢測挖掘的土壤和進行現場樣本評估。

評估偵檢結果

- 比較偵檢結果和 DCGLs。使用偵檢數據做為指引改善行動之現場決策工具。
- 紀錄偵檢結果。

A.4 最終狀態偵檢善檢查清單範例

偵檢預備

- 確保廠址之殘餘輻射限制已確認。(通常於之前和除役程序相關偵檢中進行)
- 識別關注核種(Radionuclides of Concern)。確認關注核種是否存在背景污染。此項將決定於證明符合性(Demonstrate Compliance)時，要使用單樣本或雙樣本檢定。
- 依據污染可能性，將廠區畫分畫第一級、第二級，和第三級區域。
- 識別偵檢單元。
- 選擇室內和室外偵檢區域之背景參考區域代表(存在背景污染時)。參考區域選自未受影響區域，且
 - ◆ 沒有因廠址運作受污染。
 - ◆ 和偵檢區域相似的物理、化學，和生物特徵。
 - ◆ 有類似的構造，但沒有放射性運轉歷史。
- 選擇偵檢儀器和偵檢技術。確認 MDCs(根據核種選擇儀器)以及和 DCGLs 的相配性－所選的儀器的檢測能力須於污染量為 DCGLs 值之 10-50%時，可檢測出來。
- 若有必要預備區域－清除並提供進入偵檢區域的方法。
- 建立參考座標系統。

偵檢設計

- 列舉 DQOs：說明偵檢目的、說明虛無和對立假設、指定可接受的錯誤決策率(型 I(α)和型 II(β))。
- 指定樣本蒐集和分析程序。
- 根據是否有背景污染，決定統計檢定需要的數據數。
 - ◆ 根據統計檢定，指定要取得的樣本/量測數。
 - ◆ 評估統計檢定的檢定力(Power)以確認樣本數合宜。
 - ◆ 確保樣本數足以偵測出有較高活度的區域。
 - ◆ 為品質控制和可能的損失增加額外樣本/量測數。
- 指定樣本位置。
- 提供偵檢儀器和技術的資訊。
- 指定數據簡化(Data Reduction)方法，並比較偵檢單元和參考區域。
- 提供品質控制程序和 QAPP(品質保證計畫規劃)以確保偵檢數據的有效性。
- 將偵檢計畫紀錄於文件。
- 進行參考區域量測和取樣。

執行偵檢

- 進行第一級、第二級，和第三級區域的表面掃描。
- 執行表面活度量測和從預設取樣位置取樣。
- 根據專業判斷進行額外的直接量測和取樣。
- 執行和紀錄任何必要調查的活動，包含偵檢單元重新分級、除污，和重新偵檢。
- 紀錄量測取樣位置；提供有關量測系統 MDC 和量測錯誤資訊。
- 紀錄任何覺察、異常，和沒有遵照 QAPP 或 SOPs 的地方。

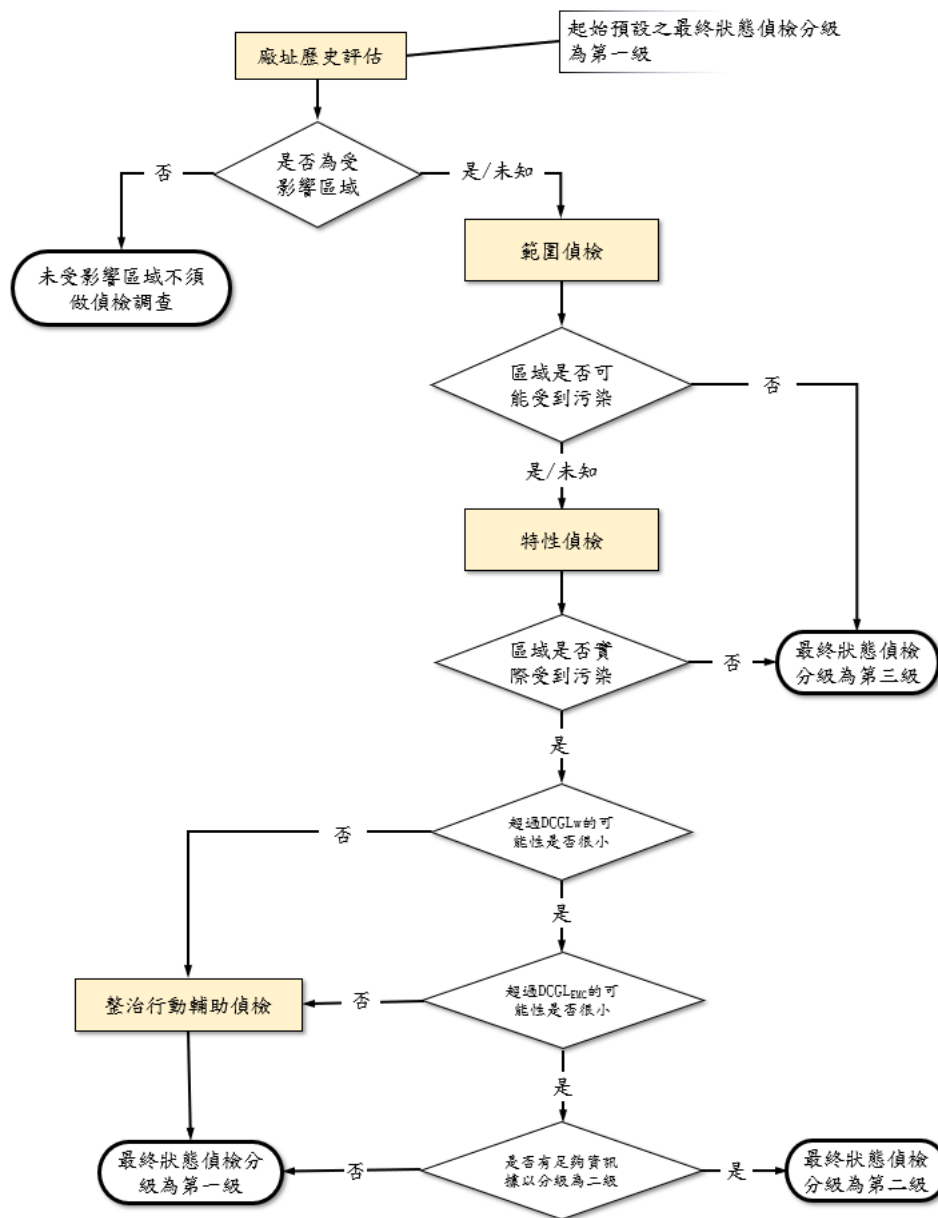
評估偵檢結果

- 重新檢視 DQOs。
- 分析樣本。
- 進行偵檢結果的數據簡化(Data Reduction)。
- 驗證統計檢定的假定。
- 比較偵檢結果和監管 DCGLs：
- 預備最終狀態偵檢報告。
- 取得報告的獨立審查。

附錄 B MARSSIM 輻射偵檢及廠址調查相關流程圖

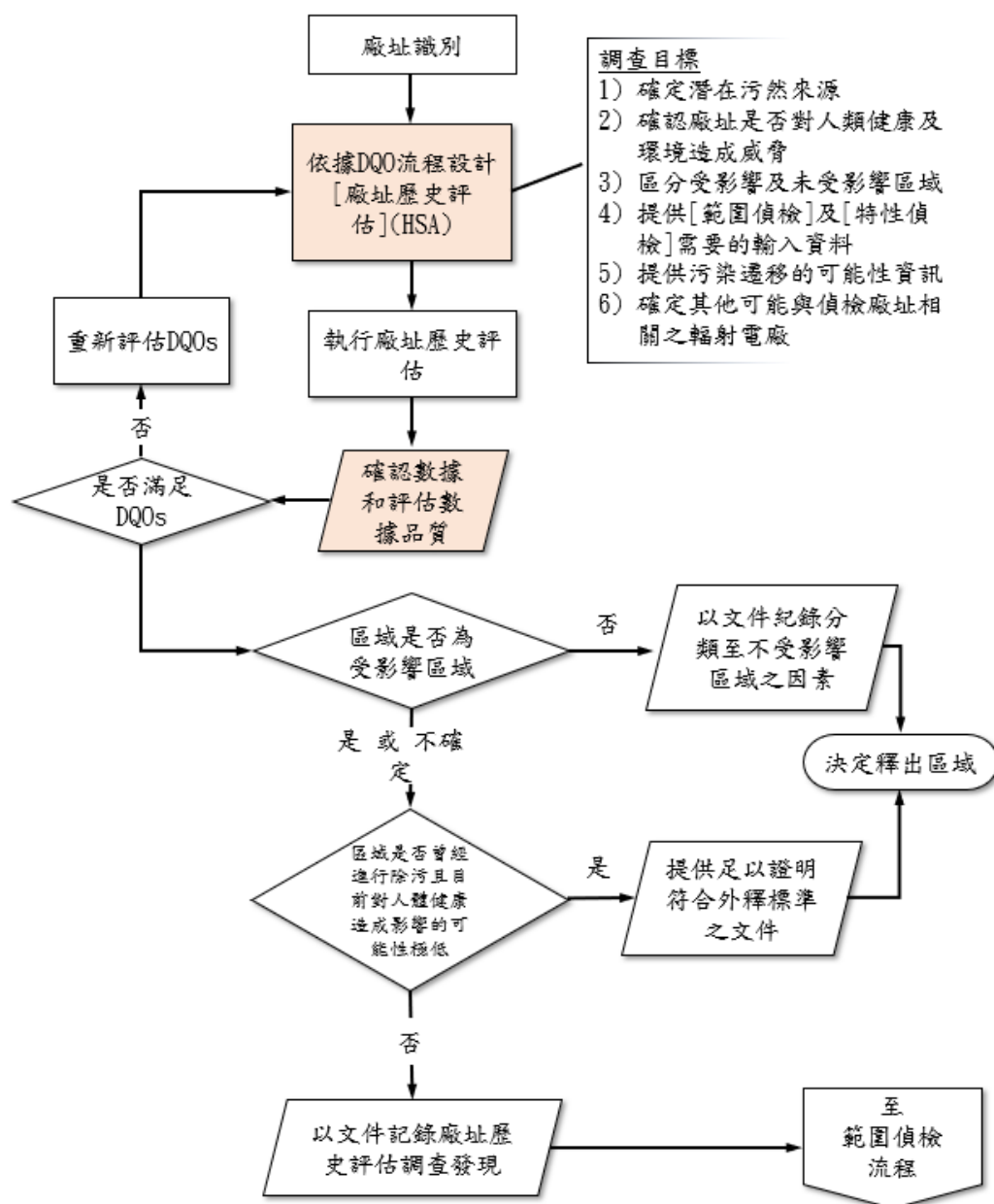
B.1 區域分級流程圖

輻射偵檢和廠址調查流程之區域分級流程圖

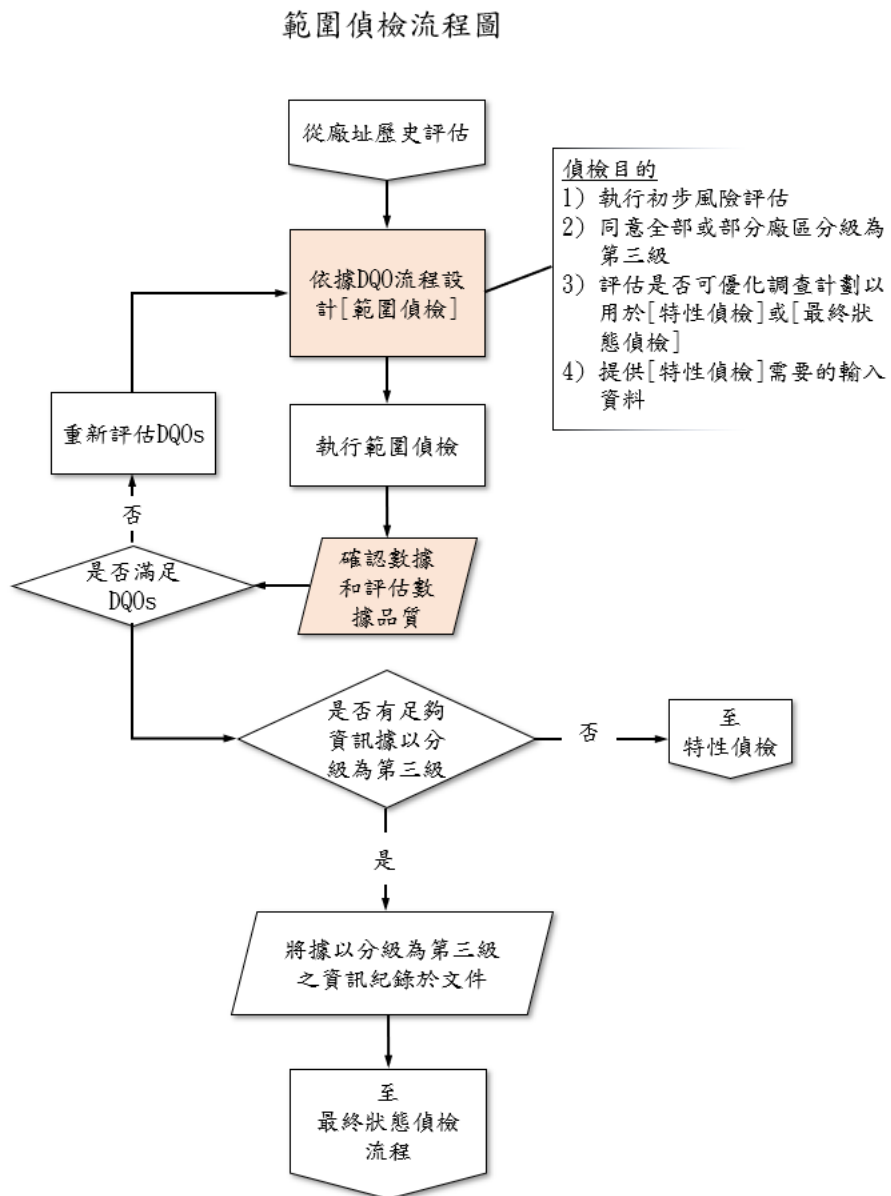


B.2 廠址歷史評估流程圖

廠址歷史評估流程圖

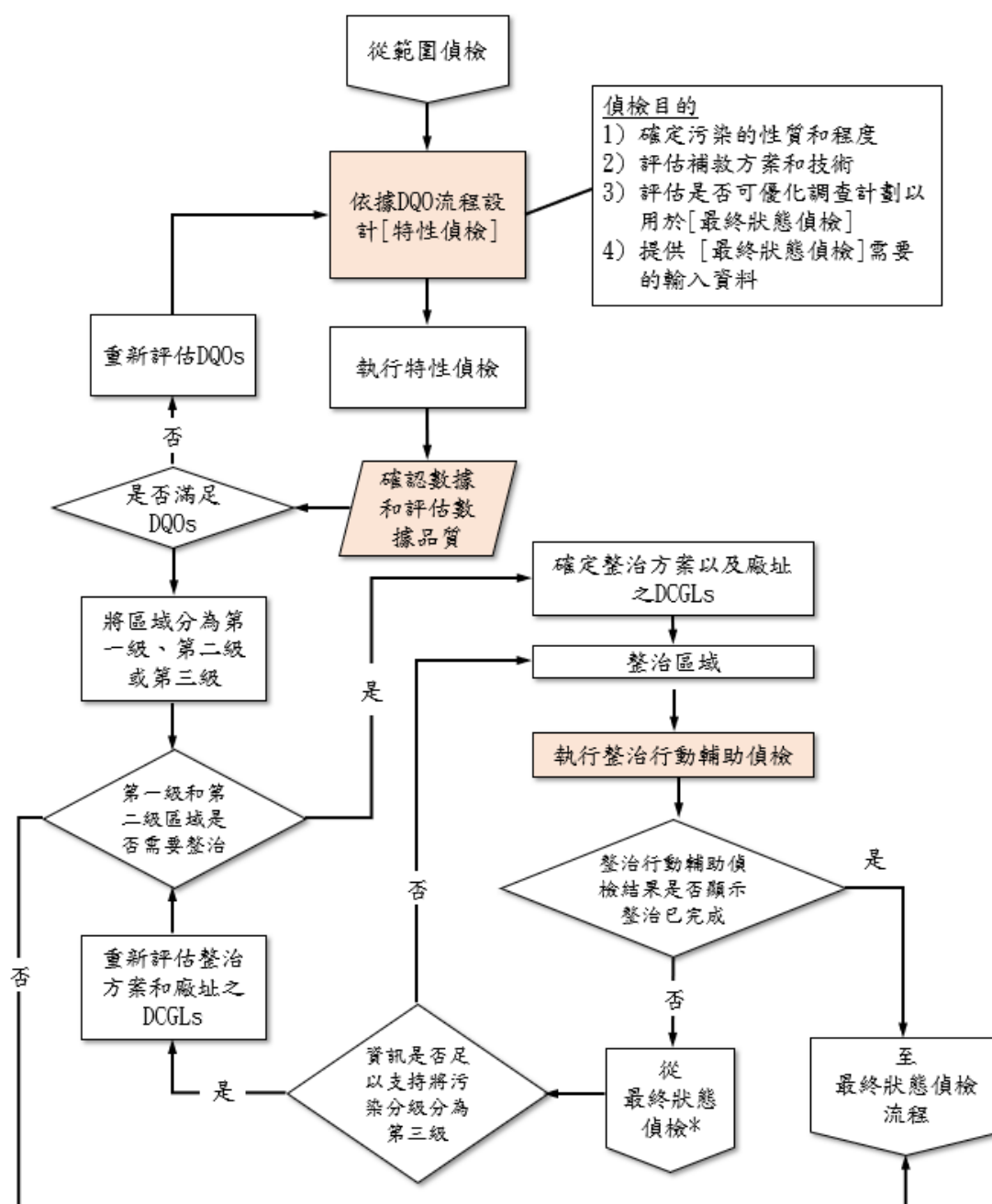


B.3 範圍偵檢流程圖



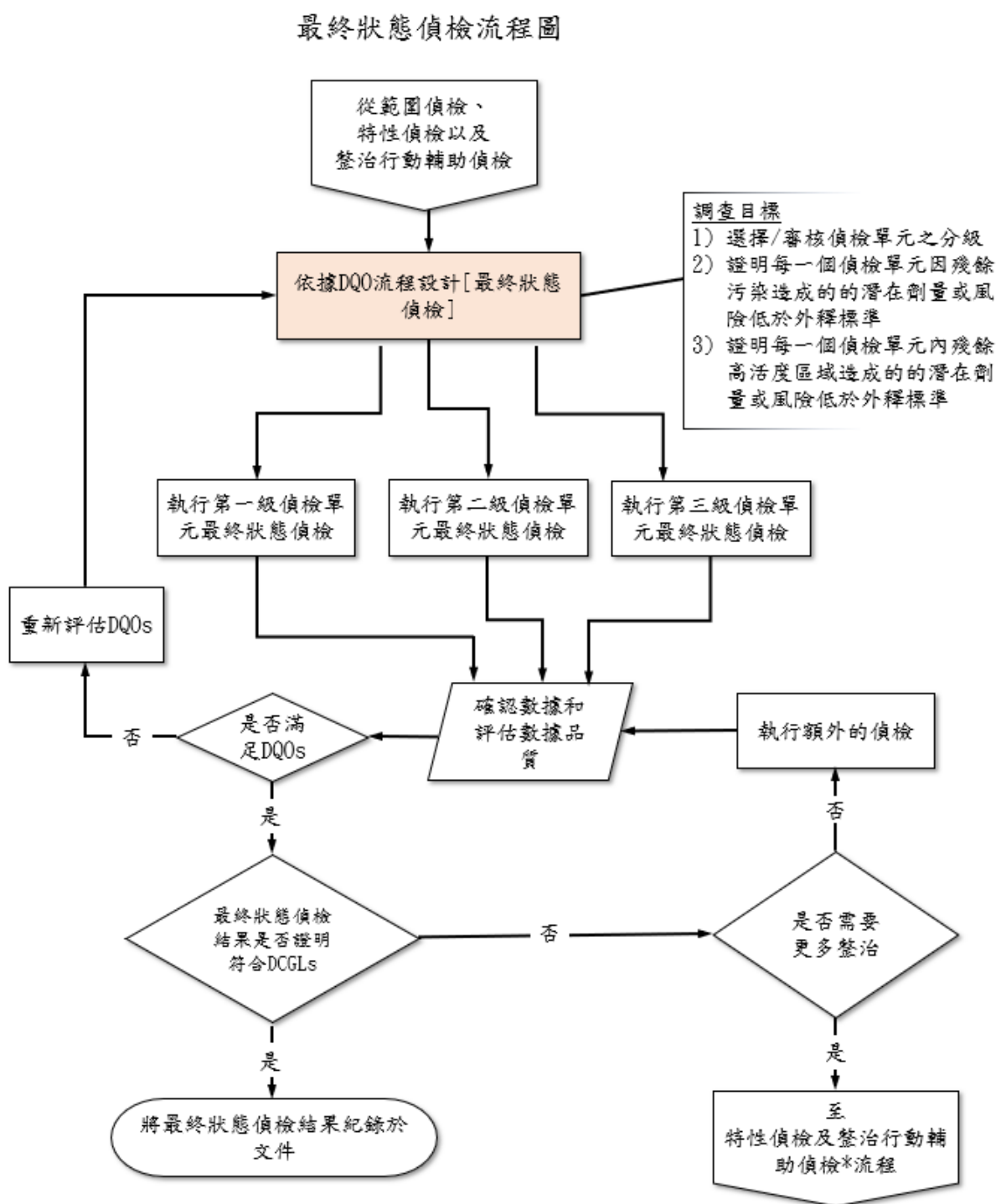
B.4 特性偵檢級整治行動輔助偵檢流程圖

特性偵檢及整治行動輔助偵檢流程圖



*在[最終狀態偵檢]流程圖中未能證明符合法規規範之標準時重新進入此流程之進入點

B.5 最終狀態偵檢流程圖



連結至[特性偵檢及整治行動輔助偵檢]流程圖中[從最終狀態偵檢]進入點