

行政院原子能委員會
委託研究計畫研究報告

111 年核電廠熱水流安全分析暨管制法規技術精進研究
2022 Thermal-Hydraulic Safety Analysis and Regulation Technical
Improvement for Nuclear Power Plant

計畫編號：111B008

受委託機關(構)：國立清華大學

計畫主持人：曾永信

聯絡電話：03-5715131#42858

E-mail address：yungshintseng@gmail.com

協同主持人：李進得、鍾曉萍

研究期程：中華民國 111 年 6 月至 111 年 12 月

研究經費：新臺幣 344 萬元

核研所聯絡人員：黃智麟

報告日期： 110 年 12 月 6 日

目 錄

CAMP 合作計劃下核電廠除役過渡階段系統安全分析與評估.....	A
微生物腐蝕對於除役過渡階段的核電廠系統與組件安全維護的影響.....	B
核電廠除役期間臨時火源之火災危害分析與安全管制要項研究...	C

行政院原子能委員會
委託研究計畫研究報告

111 年核電廠熱水流安全分析暨管制法規技術精進研究-CAMP 合
作計劃下核電廠除役過渡階段系統安全分析與評估

**2022 Thermal-Hydraulic Safety Analysis and Regulation Technical
Improvement for Nuclear Power Plant - Code Applications and
Maintenance Research (CAMP): Development and Verification of
Advanced TRACE Analysis Model for Nuclear Power Plants**

計畫編號：111B008

受委託機關(構)：國立清華大學

計畫主持人：曾永信

聯絡電話：03-5715131#42858

E-mail address：yungshintseng@gmail.com

協同主持人：李進得、鍾曉萍

研究期程：中華民國 111 年 6 月至 111 年 12 月

研究經費：新臺幣 344 萬元

核研所聯絡人員：黃智麟

報告日期： 111 年 11 月 22 日

目錄

目錄	ii
圖目錄.....	iii
表目錄.....	vii
中文摘要.....	1
Abstract.....	2
壹、計畫緣起與目的	3
貳、研究方法與過程	5
參、主要發現與結論	7
一、核二廠除役過渡階段喪失冷卻水事故評估	7
(一) 分析模式說明	7
(二) 喪失冷卻水事故分析結果	32
(三) 事故下輻射熱傳項之影響性	45
(四) LPCI 補水策略之評估	60
(五) 結論與管制建議	64
二、CAMP 國際組織發展動態暨技術發展	67
(一) CAMP 程式發展動態	69
(二) CAMP 組織發展動態	79
肆、參考文獻	95

圖目錄

圖 3.1.1 核二廠除役過渡階段開蓋模式示意圖	18
圖 3.1.2 核二廠除役過渡階段再循環管路破口分析模式	18
圖 3.1.3 反應爐與上池區域縱向設定頁面	19
圖 3.1.4 反應爐與上池區域徑向設定頁面	19
圖 3.1.5 反應爐與上池區域體積分率設定頁面	20
圖 3.1.6 反應爐與上池區域空泡分率設定頁面	20
圖 3.1.7 反應爐與上池區域徑向流域面積分率設定頁面	21
圖 3.1.8 CHAN 組件基本設定頁面	22
圖 3.1.9 用過核子燃料棒縱向設定頁面	23
圖 3.1.10 用過核子燃料棒徑向設定頁面	24
圖 3.1.11 銦合金護套所連結之邊界條件	24
圖 3.1.12 水棒位置示意圖	25
圖 3.1.13 軸向功率分率示意圖	25
圖 3.1.14 軸向功率分布設定頁面	26
圖 3.1.15 VALVE 組件選擇	26
圖 3.1.16 VALVE 組件幾何尺寸設定頁面	27
圖 3.1.17 VALVE 組件流面積設定頁面	27
圖 3.1.18 LPCI 注水系統 FILL 設定頁面	28
圖 3.1.19 BREAK 設定頁面	29
圖 3.1.20 除役過渡期間反應爐水溫電廠測量數據與 TRACE 程式比較	30
圖 3.1.21 除役過渡期間餘熱移除系統進水流量電廠測量數據與 TRACE 程式比較	30
圖 3.1.22 除役過渡期間餘熱移除系統出水口溫度電廠測量數據與 TRACE 程式比較	31
圖 3.1.23 LOCA 事故破口流率結果圖(停機後 7 天案例)	40

圖 3.1.24	LOCA 事故水位結果圖(停機後 7 天案例).....	40
圖 3.1.25	破口事故下，核二廠水位示意圖	41
圖 3.1.26	LOCA 事故燃料護套溫度結果圖(停機後 7 天案例).....	41
圖 3.1.27	燃料護套不同節點下之溫度變化圖(停機後 7 天案例)	42
圖 3.1.28	TRACE 計算不同燃料節點下之熱傳 regime 變化圖(停機後 7 天案例).....	42
圖 3.1.29	LOCA 事故燃料護套氧化比例與護套溫度關係圖(停機後 7 天案例).....	43
圖 3.1.30	LOCA 事故氫氣產生量與護套溫度關係圖(停機後 7 天案例)	43
圖 3.1.31	LOCA 事故下，不同停機冷卻時間案例之水位變化圖	44
圖 3.1.32	LOCA 事故下，不同停機冷卻時間案例之燃料護套溫度變化 圖.....	44
圖 3.1.33	TRACE 程式計算案例七水位變化圖	53
圖 3.1.34	TRACE 程式計算案例七破口質量流率變化圖	53
圖 3.1.35	TRACE 程式計算案例七用過核子燃料護套溫度變化圖	54
圖 3.1.36	TRACE 程式計算案例七用過核子燃料護套氧化比例與護套 溫度關係圖.....	54
圖 3.1.37	TRACE 程式計算案例七氫氣產生量與護套溫度關係圖	55
圖 3.1.38	TRACE 程式計算案例七至案例十二水位變化圖	55
圖 3.1.39	TRACE 程式計算案例七至案例十二燃料護套溫度變化圖	56
圖 3.1.40	TRACE 程式計算案例一、案例六、案例七、案例十二水位 變化趨勢圖.....	56
圖 3.1.41	TRACE 程式計算案例一與七用過燃料護套溫度變化圖	57
圖 3.1.42	TRACE 程式計算案例六與十二用過燃料護套溫度變化圖	57
圖 3.1.43	TRACE 程式計算案例一與案例七鋁合金氧化比例變化圖	58
圖 3.1.44	TRACE 程式案例六與案例十二鋁合金氧化比例變化圖	58

圖 3.1.45 TRACE 程式計算案例一與案例七氫氣產量變化圖	59
圖 3.1.46 TRACE 程式計算案例六與案例十二氫氣產量變化圖	59
圖 3.1.47 LPCI 注水策略水位變化圖	62
圖 3.1.48 LPCI 注水策略注水流率	62
圖 3.1.49 LPCI 注水策略護套溫度變化圖	63
圖 3.1.50 LPCI 注水策略氫氣產生結果	63
圖 3.2.1 NUREG/IA 報告發表累積篇數 (摘自 CAMP 秋季會議簡報)	68
圖 3.2.2 流體在管道內所產生的各種流動(R.P. Chhabra. et al., 1999)	71
圖 3.2.3 TRACE 程式精進時程(摘自 USNRC 簡報)	71
圖 3.2.4 連續方程式(摘自 USNRC 簡報)	72
圖 3.2.5 運動方程式(摘自 USNRC 簡報)	72
圖 3.2.6 界面區域運輸方程式(摘自 USNRC 簡報)	73
圖 3.2.7 控制方程式的選擇(摘自 USNRC 簡報)	73
圖 3.2.8 模型的邊界條件設定(摘自 USNRC 簡報)	73
圖 3.2.9 TRACE 模式中所建立之模型(摘自 USNRC 簡報)	74
圖 3.2.10 測試數據(摘自 USNRC 簡報)	74
圖 3.2.11 三種不同高度再注水口(摘自 USNRC 簡報)	75
圖 3.2.12 低流率計算結果(摘自 USNRC 簡報)	76
圖 3.2.13 中流率計算結果(摘自 USNRC 簡報)	77
圖 3.2.14 高流率計算結果(摘自 USNRC 簡報)	78
圖 3.2.15 捷克核設施分布圖(摘自 CAMP, SURO 提供)	85
圖 3.2.16 WWER-440 核電廠(摘自 CAMP, SURO 提供)	85
圖 3.2.17 WWER-1000 核電廠(摘自 CAMP, SURO 提供)	86
圖 3.2.18 LVR-15 研究反應爐(摘自 CAMP, SURO 提供)	86
圖 3.2.19 LVR-15 設計圖	87
圖 3.2.20 LR-0 設計圖	87
圖 3.2.21 LR-0 實驗反應爐(摘自 CAMP, SURO 提供)	87

圖 3.2.22	RBHT 結構示意圖(摘自 CAMP，SURO 提供).....	88
圖 3.2.23	Energy well 模型	
圖 3.2.24	Energy well 剖面圖(摘自 CAMP，SURO 提供).....	88
圖 3.2.25	WWER-440 RPV 模型用於新核燃料 Pk3+評估(摘自 CAMP，SURO 提供)	89
圖 3.2.26	Power distribution (rods) in BEAVERS, calculation(摘自 CAMP，SURO 提供)	89
圖 3.2.27	0.7 β_{ef} /7 s insertion to VR-1, RELAP – PARCS (摘自 CAMP，SURO 提供)	90
圖 3.2.28	芬蘭 2021 年發電量佔比(摘自 CAMP，VTT 提供).....	94
圖 3.2.29	芬蘭 2000 年-2021 年電力生產曲線(摘自 CAMP，VTT 提供)	94

表目錄

表 3.1.1	核二廠 ATRIUM-10 燃料組件參數	17
表 3.1.2	LOCA 事故下，不同停機冷卻時間案例之水位變化圖	39
表 3.1.3	TRACE 程式計算案例七至案例十二水位與燃料護套溫度變化關鍵時序彙整表	51
表 3.1.4	TRACE 程式計算案例一、案例六、案例七、案例十二關鍵時序彙整表	52

中文摘要

核二廠 1 號機組已經進入除役階段，2 號機組將於 2023 年運轉執照屆期後，隨即進入除役階段，為關注核二廠除役過渡階段用過核子燃料暫存於反應器壓力槽內之安全性議題，本計畫去年已建立核二廠除役過渡階段開蓋下熱水流分析模式，今年延續執行喪失冷卻水事故案例分析與安全性評估，以協助管制機關進行審查作業。研究成果包含完成核二廠除役過渡階段喪失冷卻水事故安全評估、不同衰變熱條件之影響性、輻射熱傳項對事故發展之影響性、以及低壓安全注水可靠度與燃料完整性之評估。

另一方面，CAMP 國際合作計畫旨在集合世界核能電廠系統之研究經驗，讓參與國能夠互相分享模擬程式的研究成果及分析技術交流，台灣藉由 CAMP 國際合作計畫以取得最新先進熱水流分析程式版本，並與美方透過技術經驗交流來強化我國安全評估之技術能力。本研究除了蒐集與取得美國核管會最新釋出之程式版本以外，也彙整了歐盟相關國家與管制單位之最新動態與管制經驗，有助於回饋於我國核管單位。

Abstract

Unit 1 of the Kuosheng nuclear power plant has entered the decommissioning stage and Units 2 will enter the decommissioning stage immediately after the expiration of the operating licenses in 2023. In order to regulate the safety of the spent nuclear fuel temporarily stored in the vessel during the transitional phase of the decommissioning, this study will perform LOCA transient analysis and safety assessments to assist the regulatory agency in reviewing works. The research results include the completion of the safety assessment during the loss of coolant accident in the transition phase of the decommissioning, the effect of different decay heat conditions, the effect of the isolation environment in the accident development, and the assessment of the reliability of LPCI and the fuel integrity.

Furthermore, CAMP is an international program for sharing assessments, research, code development, and accident analysis for reactor and plant systems. Taiwan could obtain the latest advanced thermal-hydraulic analysis program version through the CAMP, and this project will strengthen the technical capabilities of domestic's safety assessment through technical experience exchanges with the United States. In addition to collecting and obtaining the latest version of the program released by the USNRC, this research also integrates the latest developments and regulatory experience of EU countries and regulatory agencies, which is helpful to feedback to domestic nuclear regulatory agencies.

壹、計畫緣起與目的

管制機關在進行核安管制工作時，需透過安全分析程式來進行審查與驗證工作，因此透過執行本計畫能強化管制機關之分析技術能量，並培養第三方驗證團隊以協助審查安全分析評估報告。核二廠 1 號機組已進入除役，2 號機組將於 2023 年運轉執照屆期後，隨即進入除役階段，依據核二廠除役規劃，除役過渡階段前期反應爐將存放用過核子燃料。此階段上池組態與大修期間組態近似，反應爐蓋將移除並與反應爐穴連通，汽水分離器及蒸汽乾燥器則分別吊運至貯存池存放，上燃料池與爐穴閘門開啟保持連通狀態，由於此開蓋模式於除役過渡階段前期須維持一段時間，因此有必要針對此情況進行安全性評估，以確保核二廠除役過渡階段前期之安全性。本計畫延續 110 年度研究，利用 TRACE 發展之核二廠除役過渡階段開蓋模式，進行喪失冷卻水事故之安全性評估，並透過模擬爐心用過核子燃料因喪失冷卻水事故而裸露之溫升現象進行深度探討，相關研析成果預期可供管制單位作為核安管制之參考依據。

本計畫所採用之先進熱水流分析程式 TRACE 為美國核管會發展之核安管制分析工具，且台灣與美國於 2004 年起簽訂 CAMP（Code Applications and Maintenance Program）協定，相互交流核電廠熱水流安全分析程式研究與應用，自此本計畫多年來不斷精進國內核電廠分

析模式與研發熱水流分析技術及方法論，並於 CAMP 國際會議上發表技術成果與動態，彰顯台灣的貢獻卓著。本計畫執行年間，透過雙方之交流與利用強化之分析技術，協助國內管制機關審查工作之進行，而因應國家能源政策，為確保電廠除役期間安全無虞以及精進安全評估技術，藉此協助管制單位除役作業之審查與提升管制能量，因此本計畫有必要透過 CAMP 國際合作，取得最新版本之熱水流安全分析程式，以及蒐集國外除役資料並且與組織會員國相互經驗交流，進而回饋於我國核電廠除役作業之相關管制工作上，落實核電廠除役之安全。

貳、研究方法與過程

本計畫主要有二個工作項目:第一是透過參與 2022 年 CAMP 國際會議，取得最新版本之熱水流分析程式，並彙整與摘要國際管制動態與研究技術發展，從中獲取相關經驗與分析技術，進而回饋於國內核電廠除役過渡階段前期之安全評估與管制作業並強化管制能量。第二為利用最新版本之熱水流分析程式執行國內核電廠除役階段之安全評估。本計畫延續去年執行成果，利用核二廠除役過渡階段前期之開蓋模式，執行喪失冷卻水事故下之安全性評估，模擬核二廠除役過渡階段前期假想喪失冷卻水事故下之事故發展時序進程，以供管制單位參考。

核電廠發生喪失冷卻水事故時，最大的挑戰在於用過核子燃料之裸露與補水策略，而核二廠除役過渡階段前期，爐心還存有用過核子燃料，因此若發生喪失冷卻水事故導致用過核子燃料裸露時，有必要探討於此情形下爐心用過核子燃料之溫升現象與行為，以發展應對策略與因應措施。

當反應爐或用過燃料池中的水位降至燃料頂端，燃料開始裸露後，持續產生的衰變熱會導致用過核子燃料及燃料護套溫度上升。燃料護套的材質為鋳合金，當鋳合金在蒸汽環境中達到足夠高的溫度時可能發生放熱反應(鋳水反應)，而發生鋳水反應會影響鋳合金護套的延展

性，進而影響其保護燃料的功能。TRACE 程式中鉛水反應模型可以估算局部燃料護套氧化程度以等效包層反應(Equivalent Clad Reacted, ECR)的百分比表示，並確定產生的熱有回饋到燃料棒溫度計算中。

因此本計畫利用 TRACE 程式來進行用過核子燃料於事故下之溫升特性研析與靈敏度評估，以找出關鍵因子。

下列幾項為本分項之工作項目：

1. 蒐集與彙整CAMP國際會議之相關資料，摘錄出會議之重點內容，以瞭解國際上的研究趨勢與TRACE/SNAP程式之最新發展。並更新分析程式版本，以精進國內核電廠分析模式，強化分析技術與能量。
2. 完成核二廠開蓋模式下之喪失冷卻水事故安全評估。
3. 完成用過核子燃料於事故下之溫升特性研析與靈敏度評估。
4. 完成事故下補水策略與緩和措施研析。
5. 整理上述資料與研究成果並撰寫結案報告。

參、主要發現與結論

一、核二廠除役過渡階段喪失冷卻水事故評估

核二廠 1 號機組自 1981 年商轉至 2021 年停機，共計 28 個燃料周期，隨之進入除役階段。由於核二廠 1 號機用過核子燃料池貯存空間已滿，室內乾式貯存興建執照尚未核發等因素，爐心最後運轉週期共計 624 束用過核子燃料暫時貯存於反應爐池水中。此除役過渡階段類似於大修情形，會將反應爐頂蓋移除(開蓋)，使反應爐爐心與爐穴及上池相互連通並注滿冷卻水，且維持爐心相關冷卻系統運轉以確保用過核子燃料所釋放出的衰變熱能有效被移除，另外也將燃料區上方之蒸汽乾燥器與汽水分離器拆卸並分別置放於上池蒸汽乾燥器貯存區與汽水分離器貯存區。核二廠除役過渡階段開蓋模式之示意圖如圖 3.1.1 所示。

本研究針對核二廠除役過渡階段假想發生喪失冷卻水事故，研析爐心熱流變化與用過燃料棒溫升現象，計算反應爐喪失冷卻水事故之關鍵時序與評估用過燃料棒之完整性，並探討相關安全議題，以確保核二廠除役過渡階段之安全與提供核安管制相關技術支援。

(一)分析模式說明

本計畫利用美國核管會所發展之先進熱水流分析程式

TRACE 建立核二廠除役過渡階段開蓋模式，如圖 3.1.2 所示，其熱水流組件包含反應爐、燃料組件、再循環管路、破口組件、LPCI 安全注水、與上池區等，以下逐一詳細說明。

1. 爐心與上池區：

核二廠為美國奇異公司第六代沸水式反應器(BWR/6)，圍阻體為馬克三型(MARK III)，一次圍阻體包含了反應爐、乾井與抑壓池等。反應爐壓力槽由厚度 15 公分的鋼板所構成，其淨重約為 580 MT (Metric Ton)，而反應爐上方為上池，其空間包含蒸汽乾燥器貯存區、汽水分離器貯存區、燃料傳送池區與爐穴區等四部份。在核二廠除役過渡階段時反應爐頂蓋移除並使反應爐與上方爐穴連通，爐穴與汽水分離器貯存區中間有牆體阻隔，僅有牆體上方部分能與其於水池相互連通；爐穴與蒸汽乾燥器放置區設有密封水閘門阻隔，但此閘門於除役過渡期間將開啟使各池池水間連通。燃料傳送池區域則為大修期間暫時置放新燃料與用過核子燃料的水池，其下方有連通道可將用過核子燃料轉移至燃料廠房內之燃料傳送渠；在除役過渡階段用過核子燃料皆暫時置放於爐心中，燃料傳送池中僅有燃料格架無放置用過核子燃料。蒸汽乾燥器貯存區、汽水分離器貯存區及爐穴區域高度為 6.91 m，燃料傳送池區域為 12.55 m。

整體反應爐爐心區域加上池池水體積扣除固體所佔據體積剩餘水量約為 1970 m^3 。

TRACE 程式具有三維度(3D)分析計算能力，精細地模擬真實狀態中流體的流動狀態，而在本研究中，以單一個三維 VESSEL 組件來模擬反應爐爐心與上池區域。(技術經驗:避免兩個 VESSEL 組件各別模擬反應爐爐心與上池區域時，必須使用一維度的 PIPE 組件連接兩者，導致在連接處僅能以一維度的流體計算進行模擬而忽略連接處之徑向流場。)因此本研究以圓柱座標分割 VESSEL 組件單元，縱向高度方向分為 10 層(Level)，反應爐區域位於 Level 1 至 Level 8，其中 Level 3 至 Level 5 為用過核子燃料放置的位置；Level 9 為上池所在的區域；Level 10 為連接反應爐廠房之空間，整體縱向切面分割示意圖如圖 3.1.3 所示，正常運轉下水位高度約為 23.3 m，有效燃料頂端高度 (TAF) 約為 9.1 m。圖 3.1.4 則為 VESSEL 組件之徑向設定頁面，其徑向區分為 3 個環(Ring)，Ring 1 與 Ring 2 為反應爐與降流區之徑向空間，而 Ring 3 為因應上池截面積差異所向外擴增的一環(實際不具備體積計算空間)，而上池的區域為 Ring 1 至 Ring 3。

完成 VESSEL 組件單元劃分後，每一個單元針對核二廠

反應爐與上池區實際真實流道進行參數設定，相關參數如體積係數、空泡分率、圓柱座標各軸向的流面積、水力直徑、初始溫度及壓力等。體積係數之設定用於還原真實體積與單元體積之比值，在 VESSEL 組件中縱向高度 Level 1 至 Level 8 之徑向 Ring 3 的區域，該區域是為了因應上池截面積所多擴增出的一環，實際上此區域是沒有東西的故將其體積分率設為 0；而在除役過渡期間反應爐開蓋下，爐心頂部空間原有的組件如汽水分離器、蒸汽乾燥器等移至上池貯存區置放，因此體積分率設為 1，其體積分率設定畫面示意圖如圖 3.1.5 所示。空泡分率則用於設定液態水所分布的位置，在除役過渡期間反應爐開蓋模式下，反應爐與上池注滿冷卻水，故除了上方廠房空間無液態水及擴增出的區域空泡分率設定為 0 外，其餘區域皆設定為 1 代表其空間中充滿冷卻水，其空泡分率設定畫面示意圖如圖 3.1.6 所示。由於上池中反應爐爐穴與汽水分離器貯存池的水池間為不可開啟之牆體，兩邊水流僅靠牆體上方微小的空間做連通，此研究為保守評估發生事故時相關重要時序，因此將汽水分離器貯存水池的貯存水量 413.94 m^3 不列入計算。扣除汽水分離器貯存水池的體積後，整體系統貯存水量體積為 1555.715 m^3 ，用過核子燃料頂端以下水量為 180.92 m^3 。圖 3.1.7

為徑向流域面積分率設定頁面，透過設定流面積分率的數值，可以設定該方向之流動面積的大小進而限制其流量，若將流域面積分率設定為 0，則水流無法通過，相對的也限制了水流方向，藉由此方式將縱向單元 2 至單元 6 中的徑向單元 1 及單元 2 間的流域面積設定為 0，來模擬爐心側板的幾何結構，將徑向的第 2 單元做為降流區。

2. 燃料區：

核子燃料以二氧化鈾燃料丸密封於鋁合金護套中形成燃料棒，再將其組裝成燃料束套上燃料匣放置於反應爐爐心，而核二廠爐心暫存之燃料棒為 ATRIUM-10，其相關參數列於表 3.1.1 中。反應爐爐心放置 624 束燃料，燃料束間共有 145 支十字形控制棒穿插其中，負責控制反應爐啟動、停機或爐心功率調節等工作。

在 TRACE 程式中可以使用熱結構(HTSTR)組件及熱通道(CHAN)組件來模擬燃料棒，並利用連結於 HTSTR 組件或 CHAN 組件中之功率(POWER)組件來設定系統熱能。熱結構(HTSTR)組件用於模擬熱結構的熱傳現象，該熱結構的幾何尺寸、材料性質及邊界條件等參數都需要由使用者自行來輸入；幾何形狀包含平板狀、圓柱狀及球狀三種；材料性質包含不鏽

鋼、鋳合金、氧化物等可供使用者做選擇，若程式中沒有符合使用者需要的材料性質也可以由使用者自行訂材料性質；邊界條件則包含溫度、壓力、熱通量及其他水力組件之參數。熱通道(CHAN)組件其功用為模擬沸水式反應器所使用的核子燃料束，組件內部整合 PIPE 組件與 HTSTR 組件因此具備兩種組件之功能，CHAN 組件與 HTSTR 組件相比提供更多細節設定，除了水力參數、幾何尺寸、熱傳參數、材料性質的輸入外，也可以設定水棒數量及位置等。功率(POWER)組件用以模擬系統中各種熱源，如利用中子通率計算反應度和瞬時熱源、使用者自行輸入固定功率或設定功率表等形式來輸入熱源的大小；也可以透過 POWER 組件中功率分布的設定來讓熱源的分布更符合真實的狀況。本研究透過熱通道(CHAN)組件模擬放置於爐心之最後一批次 624 束用過核子燃料，再透過 POWER 組件模擬最後一批次用過核子燃料的衰變熱條件。熱通道(CHAN)組件設定是根據 ATRIUM-10 之參數值(表 3.1.1)，並將 CHAN 組件連結至 VESSEL 組件中燃料相應位置。圖 3.1.8 為 CHAN 組件基本設定頁面，燃料束數量設定為 624 束、每束燃料中一行有 10 根燃料棒；圖 3.1.9 與圖 3.1.10 為 CHAN 組件之單元分割細節，用過核子燃料束在縱向中區分為 27 個單元，

其中燃料位於第 2 單元至第 26 單元；用過核子燃料束在徑向中分為 5 個單元且由三種材料所組成，分別是單元 1 至單元 3 為燃料丸，材質選用 TRACE 程式內部所提供的氧化物；單元 4 為間隙(Gap)，材質選用 TRACE 程式提供的間隙氣體；單元 5 為燃料護套，材質選用鋁合金，並將最外層的鋁合金護套連結至 VESSEL 組件中做為邊界條件，如圖 3.1.11 所示。

ATRIUM-10 燃料束當中包含 1 支排列於燃料束中心的方形水棒，佔據 9 個單元體積，如圖 3.1.12 深藍色部分所示。

衰變熱部分則藉由功率(POWER)組件連結至 CHAN 組件，在設定 POWER 組件主要有功率分布及功率值兩個關鍵參數，其中功率分布為衰變熱在用過核子燃料束軸向之分布。本研究中將 POWER 組件區分為 25 個單元，單元 1 代表 POWER 組件之最底端而單元 25 則代表 POWER 組件之頂端，其功率分布如圖 3.1.13 所示，而 TRACE 程式中設定頁面則如圖 3.1.14 所示。

3. 再循環管路與破口組件:

再循環管路採用一般的熱水流組件，如 PIPE 組件、VALVE 組件及 Jet Pump 組件等來建立位於爐心兩側之再循環管路，PIPE 組件直徑尺寸係依據電廠管路實際大小進行設定。由於

本研究進行核二廠再循環管路斷管而喪失冷卻水事故模擬，因此採用 TRACE 程式裡頭 VALVE 組件與 BREAK 組件於再循環管路端建立斷管模擬(破口)，其破口直徑設定與其管路直徑相符約為 0.47 m，破口流面積設定為 0.1741 m²。TRACE 程式中提供多達 12 種的 VALVE 形式 (IVTY) 可以提供使用者做選擇，本次研究中使用的 IVTY=1 的 VALVE 組件來模擬破口，其可藉由調控控制邏輯之訊號來調整 VALVE 組件內部之流面積，如圖 3.1.15 所示。整個 VALVE 組件可視為由兩個可個別調整水力參數的小單元所組成，圖 3.1.16 為調整 VALVE 組件中流域面積及水力直徑等參數的設定頁面。圖 3.1.17 為 VALVE 組件流域面積設定頁面，Maximum Position 欄位值為 1 代表當控制邏輯將數值 1 傳給 VALVE 組件時，VALVE 組件會完全開啟，其開啟大小則為 VALVE 組件內設定之最大水力參數；反之 Minimum Position 欄位值為 0 代表當控制邏輯將數值 0 傳給 VALVE 組件時，VALVE 組件會完全關閉；若控制邏輯回傳的數值介於 0 至 1 間時，則 VALVE 組件會依據數值部分開啟或關閉。而 BREAK 組件功能為模擬外界的溫度與壓力，當 VALVE 開啟時，系統中的冷卻水會透過 VALVE 組件流至 BREAK 組件最後藉由 BREAK 組件離開整個系統。

4. LPCI 注水組件:

低壓注水系統(LPCI)採用 FILL 組件來模擬低壓安全注水入口，其中 FILL 組件設定頁面如圖 3.1.18 所示。LPCI 啟動訊號為當池水水位於 L1(9.73m)時訊號產生，並且延遲 17 秒後 LPCI 泵啟動，LPCI 由抑壓池取水，其注水流率為 318 kg/s，注水溫度為 52°C(325K)。

5. 邊界條件(廠房空間):

TRACE 程式中共有 8 種 BREAK 組件形式可以提供選擇，此研究中使用 IBTY=1 的 BREAK 組件來設定為反應爐所在的环境廠房，壓力設定為 1 大氣壓 (1.013×10^5 Pa)，氣溫則設定在 313K 且模擬的條件為廠房大氣，故空氣的比例設定為 1，相關設定頁面如圖 3.1.19 所示；在喪失冷卻水事故案例中蒸發的冷卻水以及喪失冷卻水案例中流失的冷卻水皆會透過破口離開整個系統。

6. 模式穩態分析結果:

核二廠 1 號機已於 2021 年停機，根據相關程序書等規劃，需定期量取反應爐相關熱流監測數值，例如池水溫度、餘熱移除系統進水流量、與出口水溫等，本計畫所建立之核二廠除役過渡階段開蓋分析模式，利用電廠相關監測數據進行分析模式

比對與驗證。圖 3.1.20、3.1.21、3.1.22 分別為核二廠 1 號機停機後 180 天，餘熱移除系統正常運轉下上池水溫、餘熱移除系統進水流量及餘熱移除系統出水口溫度量測數據，並與 TRACE 程式分析結果比較圖。從分析結果得知，上池水溫的部分計算結果與電廠量測數據差異最大約為 0.5 K(差異性 0.17%)，餘熱移除系統進水流量差異最大約為 1.5 kg/s(差異性 0.75%)，而餘熱移除系統出水口溫度最大的差異約為 0.6 K(差異性 0.2%)。整體而言 TRACE 程式計算出的數據與電廠有些許的差異，皆在量測誤差範圍內，因此本計畫所建立之核二廠 TRACE 除役過渡階段開蓋分析模式具有相當之可靠度，並且可應用於後續喪失冷卻水意外事故之評估與分析。

表 3.1.1 核二廠 ATRIUM-10 燃料組件參數

燃料束	ATRIUM-10
燃料棒排列方式	10x10
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

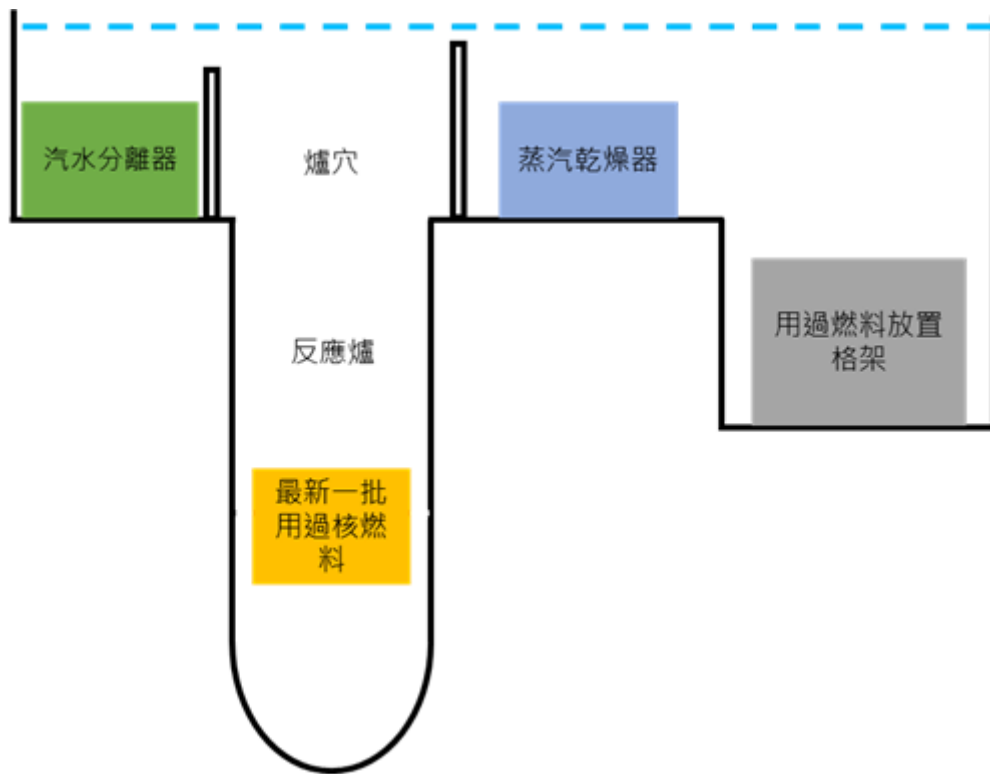


圖 3.1.1 核二廠除役過渡階段開蓋模式示意圖

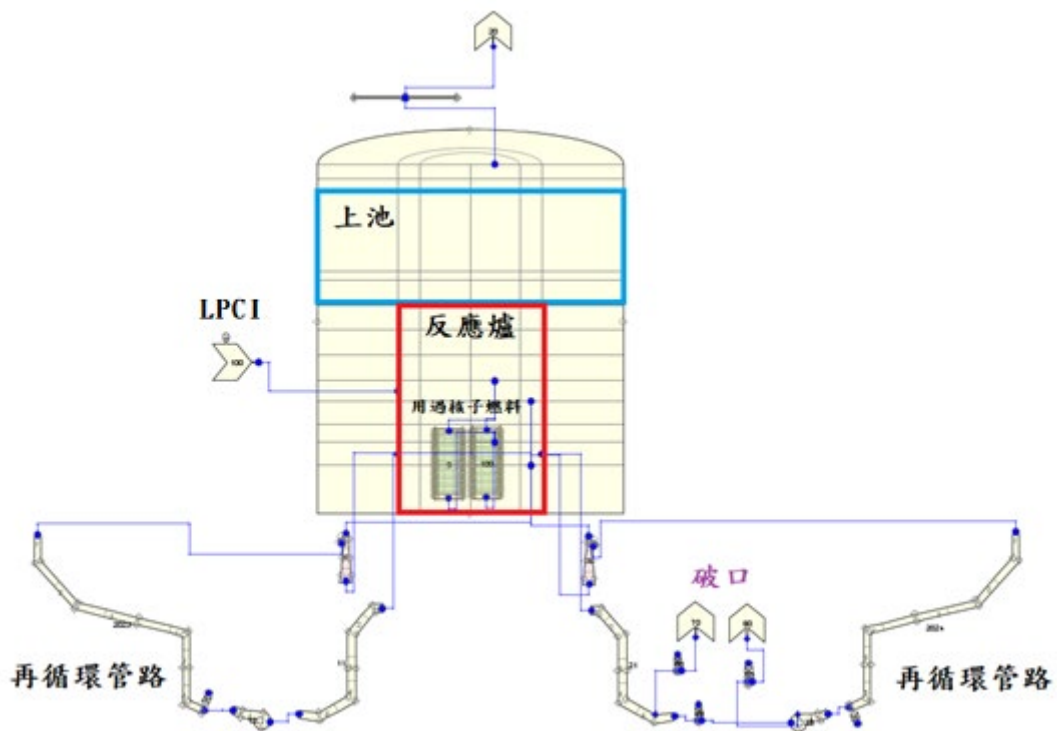


圖 3.1.2 核二廠除役過渡階段再循環管路破口分析模式

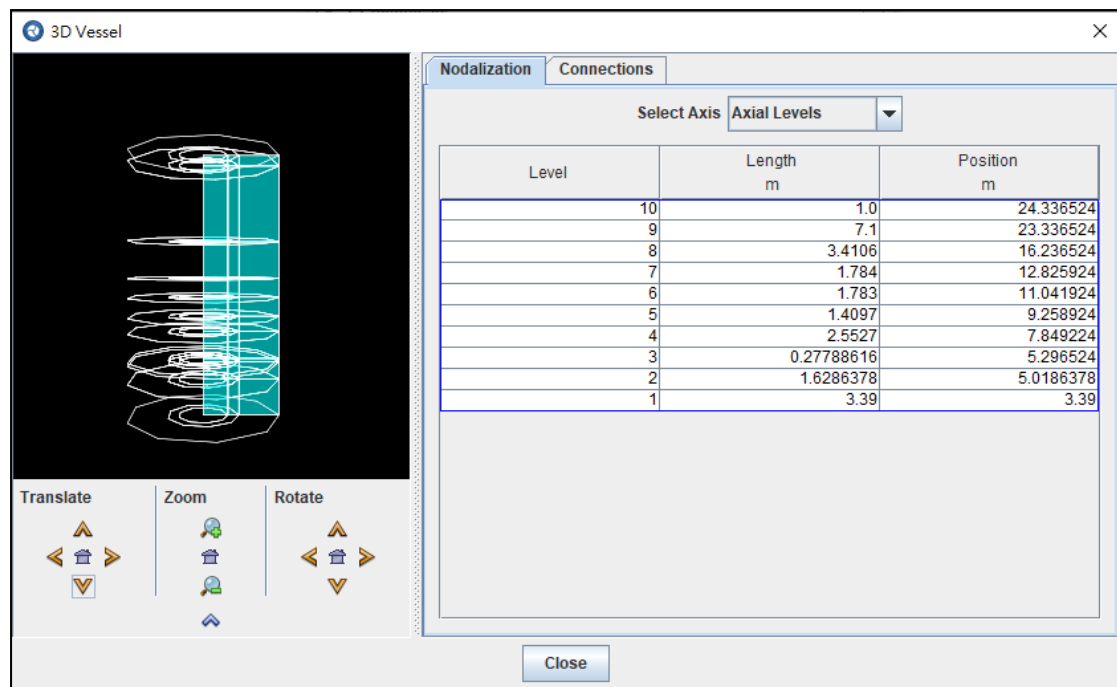


圖 3.1.3 反應爐與上池區域縱向設定頁面

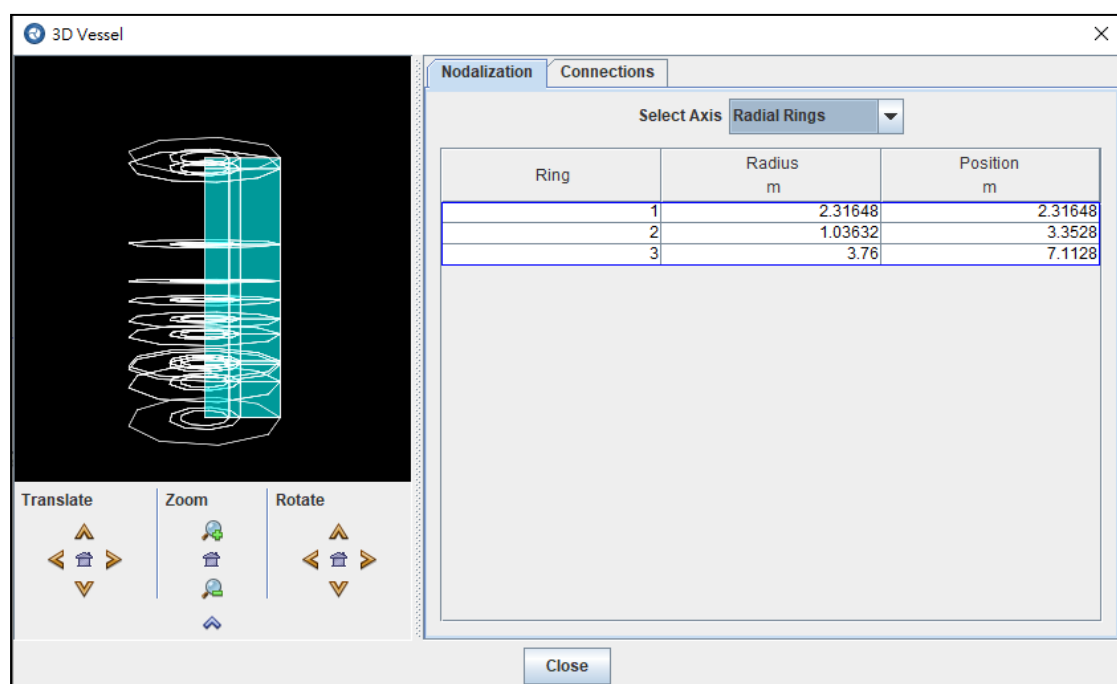


圖 3.1.4 反應爐與上池區域徑向設定頁面

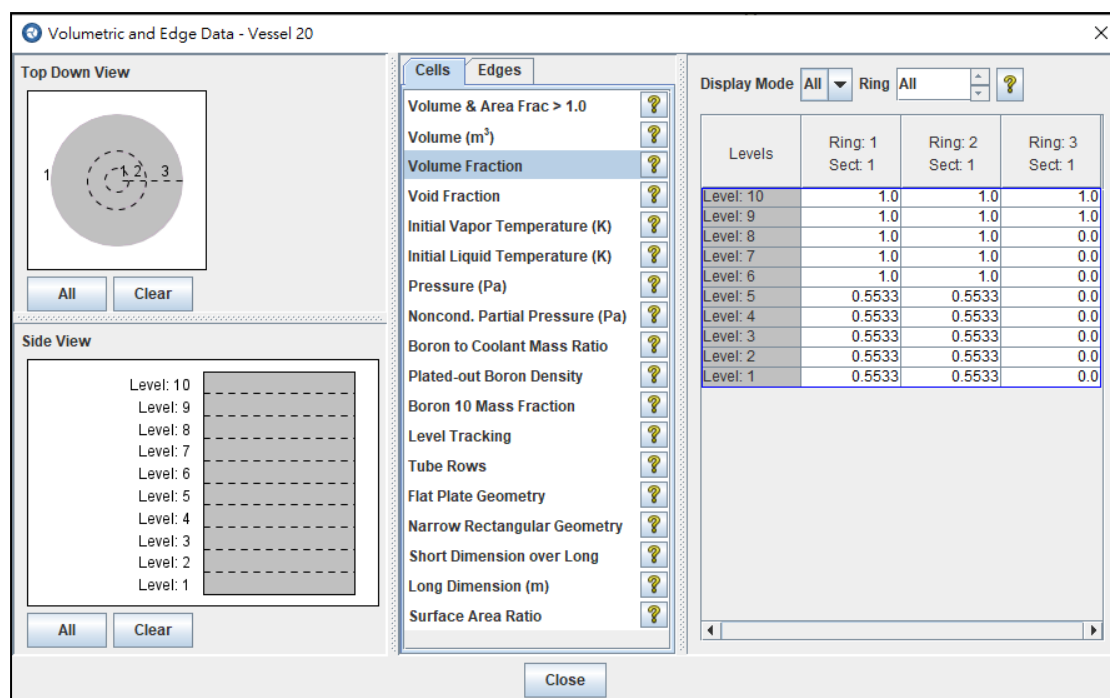


圖 3.1.5 反應爐與上池區域體積分率設定頁面

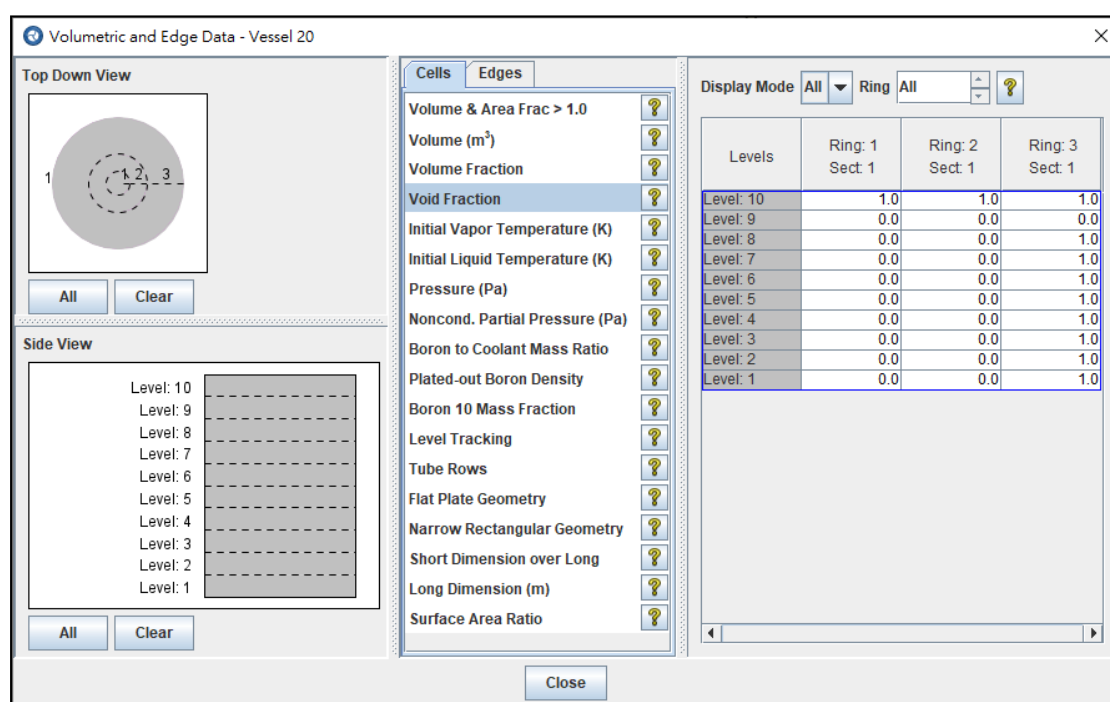


圖 3.1.6 反應爐與上池區域空泡分率設定頁面

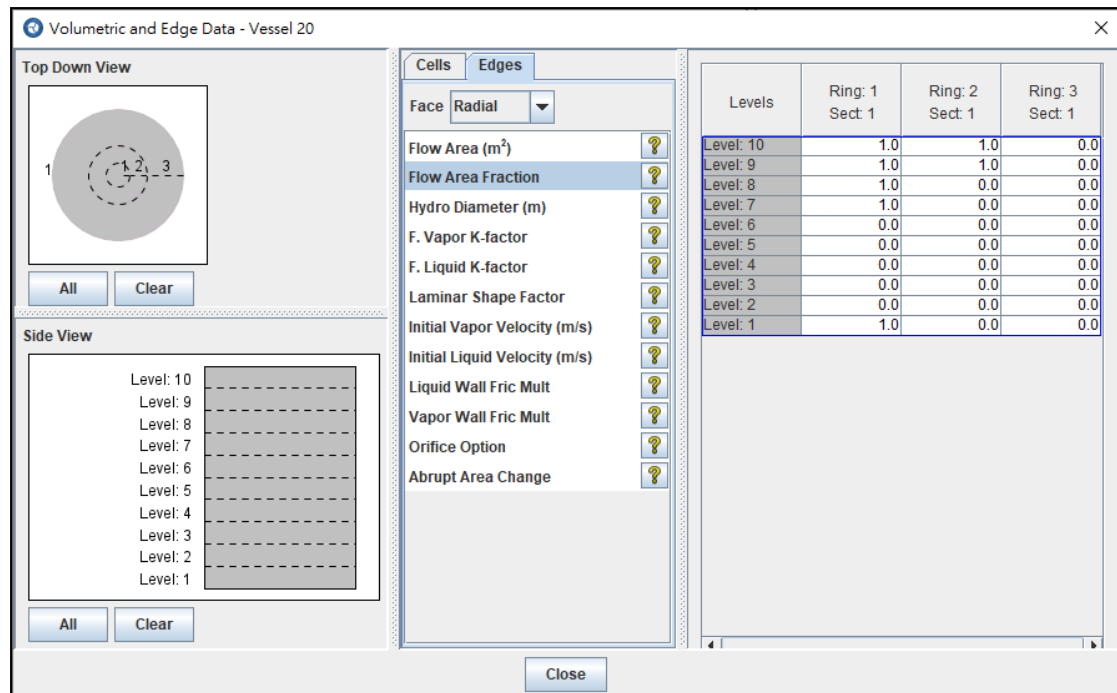


圖 3.1.7 反應爐與上池區域徑向流域面積分率設定頁面

Channel 9 (Fuel Rod) - Properties View

Channel 9 (Fuel Rod)

General ☐ Show Disabled

Component Name	Fuel Rod	
Component Number	9	
Description	<none>	
Component Geometry	Cells: 27	
Initial Conditions	[Valid Conditions]	
Friction	Kfac (0.0, 0.0, 0.0, 0.0, 0.0, 0.0, 0.0, 0.0)	
Wall Roughness	0.0 (m)	
Inlet	Vessel 20 Cell 1,1,2 Positive Axial	
Outlet	Vessel 20 Cell 1,1,6 Negative Axial	
Cross Flow Connections	[0] Connections	
Leak Paths	[0] Leak Paths	
Axial Heatstructure Properties	[25] Fuel Nodes, [2] Rods, [1] Wa...	
Liquid HTC	0.0 (W/m ² /K)	
Vapor HTC	0.0 (W/m ² /K)	
Outside Liquid Temp.	333.0 (K)	
Outside Vapor Temp	313.0 (K)	
Advanced BWR Design	☒ True ☐ False	
Rod Symmetry	[0] Constant Pitch-to-Diameter	
Surface Rays	0	
Fuel Bundles	624	
Rods per Row	10	
Lower Unpowered Cells	1	
Cells Below Lower Plate	1	
Use Radiation Enclosure	☐ True ☒ False	
Pitch-to-Diameter Ratio	1.2889 (-)	
Rod Locations		
Water Rods	[1] Water Rods	
Fine Mesh Reflood	☐ True ☒ False	
Radiation Model	[0] On	
Anisotropic Calculation	[0] On	
Enable Mixed Numerics	☐ True ☒ False	

Close

圖 3.1.8 CHAN 組件基本設定頁面

Geometry - Channel 9 (Fuel Rod)

Row Order Automatic

Cell Number	Volume (m ³)	Length (m)	Vol. Avg. Flow Area (m ²)	DZ (m)	2D Drawing Pivot
27	1.535198E-3	0.1524	0.010073477	0.1524	☐
26	1.535198E-3	0.1524	0.010073477	0.1524	☐
25	1.535198E-3	0.1524	0.010073477	0.1524	☐
24	1.535198E-3	0.1524	0.010073477	0.1524	☐
23	1.535198E-3	0.1524	0.010073477	0.1524	☐
22	1.535198E-3	0.1524	0.010073477	0.1524	☐
21	1.535198E-3	0.1524	0.010073477	0.1524	☐
20	1.535198E-3	0.1524	0.010073477	0.1524	☐
19	1.535198E-3	0.1524	0.010073477	0.1524	☐
18	1.535198E-3	0.1524	0.010073477	0.1524	☐
17	1.438496E-3	0.1524	9.438949E-3	0.1524	☐
16	1.438496E-3	0.1524	9.438949E-3	0.1524	☐
15	1.438496E-3	0.1524	9.438949E-3	0.1524	☐
14	1.438496E-3	0.1524	9.438949E-3	0.1524	☐
13	1.438496E-3	0.1524	9.438949E-3	0.1524	☐
12	1.438496E-3	0.1524	9.438949E-3	0.1524	☐
11	1.438496E-3	0.1524	9.438949E-3	0.1524	☐
10	1.438496E-3	0.1524	9.438949E-3	0.1524	☐
9	1.438496E-3	0.1524	9.438949E-3	0.1524	☐
8	1.438496E-3	0.1524	9.438949E-3	0.1524	☐
7	1.438496E-3	0.1524	9.438949E-3	0.1524	☐
6	1.438496E-3	0.1524	9.438949E-3	0.1524	☐
5	1.438496E-3	0.1524	9.438949E-3	0.1524	☐
4	1.438496E-3	0.1524	9.438949E-3	0.1524	☐
3	1.438496E-3	0.1524	9.438949E-3	0.1524	☐
2	1.438496E-3	0.1524	9.438949E-3	0.1524	☐
1	2.622953E-3	0.27788616	9.438949E-3	0.27788616	☐
Total	0.040990865	4.2402862	0.2611969	4.2402862	

Calculate

☒ Volume
 ☐ Length
 ☐ Area

Cells

Edges

Orientation

Close

圖 3.1.9 用過核子燃料棒縱向設定頁面

Define Radial Geometry

Mesh Options

☒ Standard Mesh
☐ Finite Element

Material Regions

Add

Remove

Material	Inner Radius (m)	Outer Radius (m)	Thickness (m)	Calculation	Node Count	Start Node (m)
Material 1 (Mixed Oxide)		4.276264E-3	4.276264E-3	Manual	4	
Material 3 (Gap Gases)	4.276264E-3	4.3595E-3	8.323624E-5	Manual	2	
Material 2 (Zircaloy)	4.3595E-3	5.02539E-3	6.658902E-4	Manual	2	

Radial Intervals

Split

Merge

Interval Number	Material	Inner Radius (m)	Outer Radius (m)	Relative Inside (-)	Relative Outside (-)	Thickness (m)
1	Material 1 (Mixed Oxide)	0.0	1.976861E-3	0.0	0.39337474	1.976861E-3
2	Material 1 (Mixed Oxide)	1.976861E-3	3.953723E-3	0.39337474	0.78674948	1.976861E-3
3	Material 1 (Mixed Oxide)	3.953723E-3	4.276264E-3	0.78674948	0.85093168	3.225406E-4
4	Material 3 (Gap Gases)	4.276264E-3	4.3595E-3	0.85093168	0.86749482	8.323624E-5
5	Material 2 (Zircaloy)	4.3595E-3	5.02539E-3	0.86749482	1.0	6.658902E-4

Help

OK

Cancel

圖 3.1.10 用過核子燃料棒徑向設定頁面

Edit Outer Wall Surface

Outside Component

Vessel 20

Cell	Boundary Condition
Cell: 1	Vessel: 20 Cell: [1][1][3]
Cell: 2	Vessel: 20 Cell: [1][1][3]
Cell: 3	Vessel: 20 Cell: [1][1][3]
Cell: 4	Vessel: 20 Cell: [1][1][3]
Cell: 5	Vessel: 20 Cell: [1][1][3]
Cell: 6	Vessel: 20 Cell: [1][1][3]
Cell: 7	Vessel: 20 Cell: [1][1][3]
Cell: 8	Vessel: 20 Cell: [1][1][3]
Cell: 9	Vessel: 20 Cell: [1][1][4]
Cell: 10	Vessel: 20 Cell: [1][1][4]
Cell: 11	Vessel: 20 Cell: [1][1][4]
Cell: 12	Vessel: 20 Cell: [1][1][4]
Cell: 13	Vessel: 20 Cell: [1][1][4]
Cell: 14	Vessel: 20 Cell: [1][1][4]
Cell: 15	Vessel: 20 Cell: [1][1][4]
Cell: 16	Vessel: 20 Cell: [1][1][4]
Cell: 17	Vessel: 20 Cell: [1][1][4]
Cell: 18	Vessel: 20 Cell: [1][1][5]
Cell: 19	Vessel: 20 Cell: [1][1][5]
Cell: 20	Vessel: 20 Cell: [1][1][5]
Cell: 21	Vessel: 20 Cell: [1][1][5]
Cell: 22	Vessel: 20 Cell: [1][1][5]
Cell: 23	Vessel: 20 Cell: [1][1][5]
Cell: 24	Vessel: 20 Cell: [1][1][5]
Cell: 25	Vessel: 20 Cell: [1][1][5]
Cell: 26	Vessel: 20 Cell: [1][1][5]
Cell: 27	Vessel: 20 Cell: [1][1][5]

OK

Cancel

圖 3.1.11 銻合金護套所連結之邊界條件

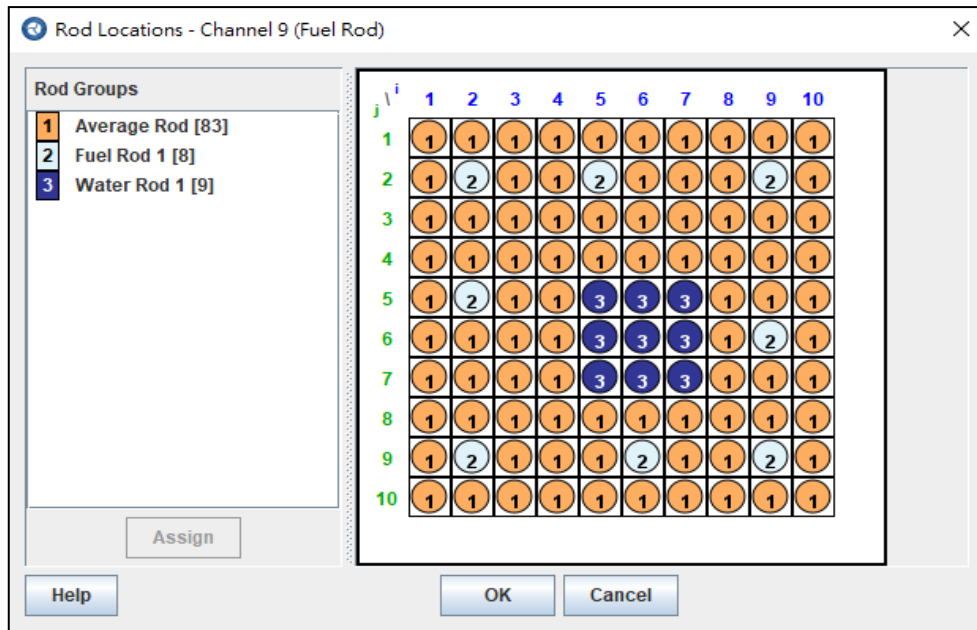


圖 3.1.12 水棒位置示意圖

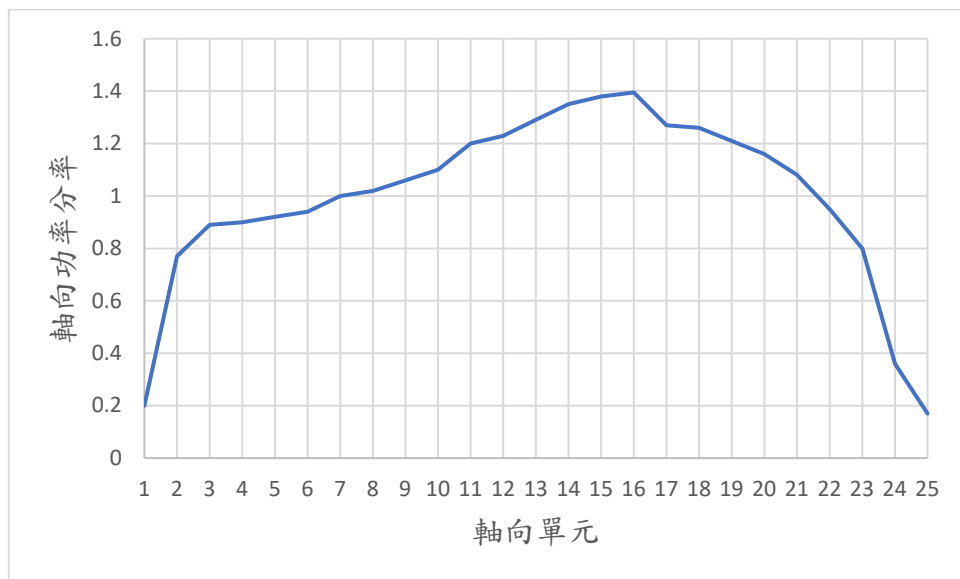


圖 3.1.13 軸向功率分率示意圖

Edit Constant Power Shape		
Axial	Location (m)	1
1	0.084805724	0.2
2	0.25441717	0.77
3	0.42402862	0.89
4	0.59364007	0.9
5	0.76325152	0.92
6	0.93286296	0.94
7	1.1024744	1.0
8	1.2720859	1.02
9	1.4416973	1.06
10	1.6113088	1.1
11	1.7809202	1.2
12	1.9505317	1.23
13	2.1201431	1.29
14	2.2897545	1.35
15	2.459366	1.38
16	2.6289774	1.395
17	2.7985889	1.27
18	2.9682003	1.26
19	3.1378118	1.21
20	3.3074232	1.16
21	3.4770347	1.08
22	3.6466461	0.95
23	3.8162576	0.8
24	3.985869	0.36
25	4.1554805	0.17

OK Cancel

圖 3.1.14 軸向功率分布設定頁面

Valve Type	[1] Flow Area Fraction Table	▼	📄 ?
Component Geometry	Cells: 2	E	📄 ?
Initial Conditions	[Valid Conditions]	E	📄 ?

圖 3.1.15 VALVE 組件選擇

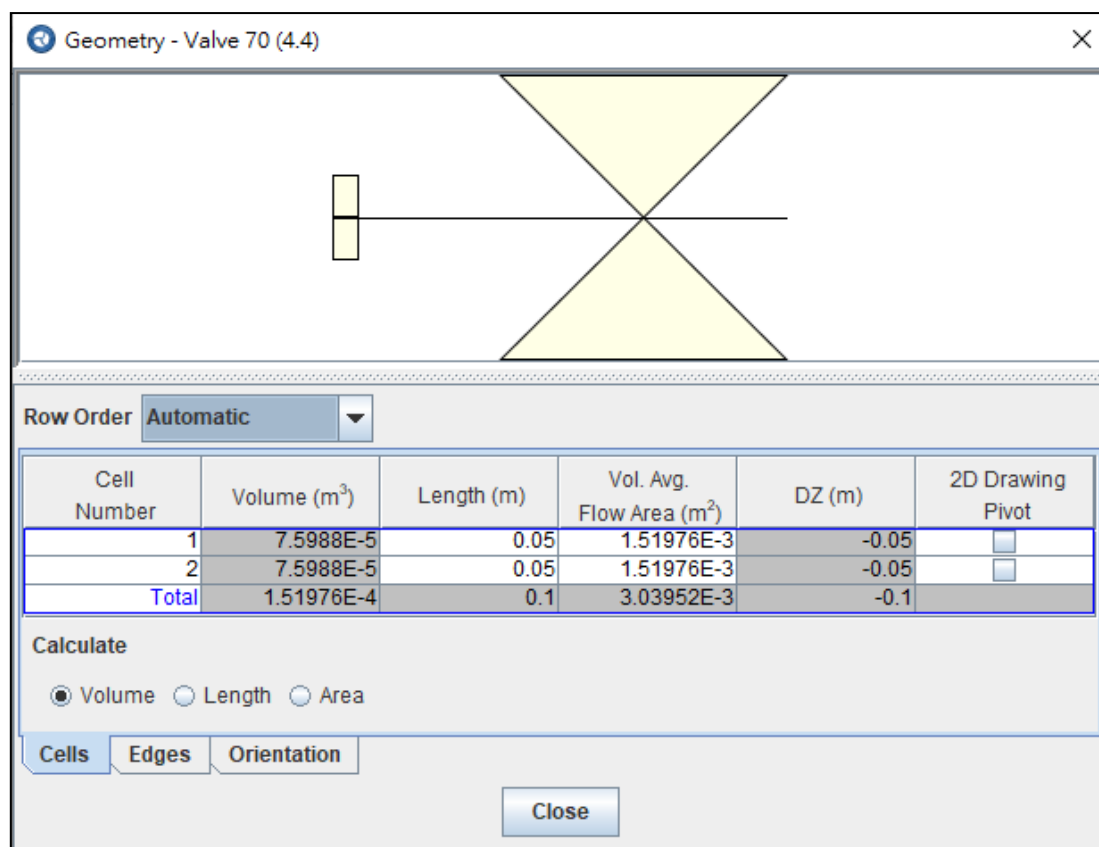


圖 3.1.16 VALVE 組件幾何尺寸設定頁面

Minimum Position	0.0 (-) <>	
Maximum Position	1.0 (-) <>	

圖 3.1.17 VALVE 組件流面積設定頁面

Fill 100 (LPCI) - Properties View

Fill 100 (LPCI)

▼ General ☐ Show Disabled

Component Name	LPCI	
Component Number	100	
Description	<none>	
Inlet	Vessel 10 Cell 2,1,4 Positive Radial	
Fill Type	[5] Mass Flow Table	
Length	0.5 (m)	
Volume	1.0 (m ³)	
Initial Gas Volume Fraction	0.0 (-)	
Initial Liquid Temperature	324.67 (K)	
Initial Vapor Temperature	324.67 (K)	
Initial Pressure	1.051E5 (Pa)	
Initial Noncondensable PP	0.0 (Pa)	
Initial Solute Ratio	0.0 (-)	
Initial Coolant Mass Flow	0.0 (kg/s)	
Liquid Vel	0.0 (m/s)	
Vapor Vel	0.0 (m/s)	
Timestep Holdover	0.0 (-)	
Max Flowrate Change	1.0E20 (kg/s ²)	
Fill Table	Rows: 4 [0.0,0.0],[722.0,0.0],[723.0,318.0],[1.0E...	
Rate Factor Table	Rows: 0 []	
Table Signal	Problem Time 1011	
► Contan Coupling		
► Scale Factors		
► State Controllers		
► Trace Species		

Close

圖 3.1.18 LPCI 注水系統 FILL 設定頁面

Break 50 - Properties View

Break 50

▼ General ☐ Show Disabled

Component Name	unnamed	⏮ ⏭	📄 ?
Component Number	50		📄 ?
Description	<none>	E	📄 ?
Inlet	Pipe 40 Cell 2 outlet	E	📄 ?
Break Type	[1] Input Pressure Table	▼	📄 ?
Temperature Table Option	[0] Enter liquid/gas temp	▼	📄 ?
Fluid State Option	[0] Last Interp State Held Const.	▼	📄 ?
Length	0.1 (m)	⏮ ⏭	📄 ?
Volume	158.93921 (m ³)	⏮ ⏭	📄 ?
Initial Gas Volume Fraction	1.0 (-)	⏮ ⏭	📄 ?
Initial Mixture Temperature	313.0 (K)	⏮ ⏭	📄 ?
Initial Pressure	1.013E5 (Pa)	⏮ ⏭	📄 ?
Initial Noncondensable PP	0.0 (Pa)	⏮ ⏭	📄 ?
Adjacent Pressure Flag	☐ True ☒ False		📄 ?
Max Pressure Change Rate	1.0E20 (Pa/s)	⏮ ⏭	📄 ?
Break Table	Rows: 2 [1.0,1.013E5],[1.0E4,1.01...	E	📄 ?
Rate Factor Table	Rows: 0 []	E	📄 ?
Break Signal	Problem Time 1	S	📄 ?
Break Trip	<none>	S	📄 ?

Close

圖 3.1.19 BREAK 設定頁面

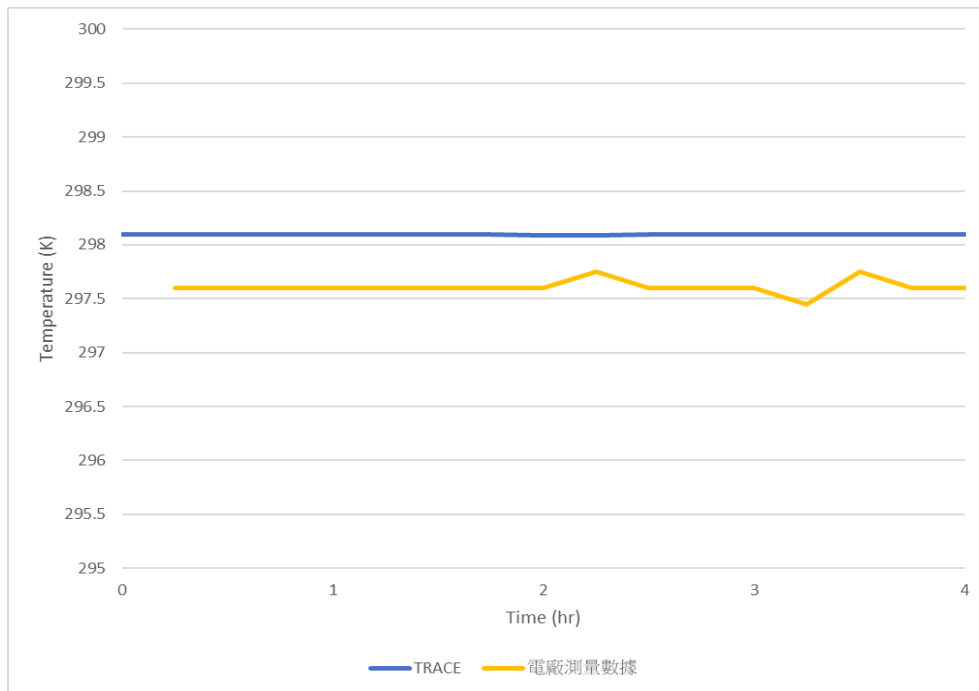


圖 3.1.20 除役過渡期間反應爐水溫電廠測量數據與 TRACE 程式比較

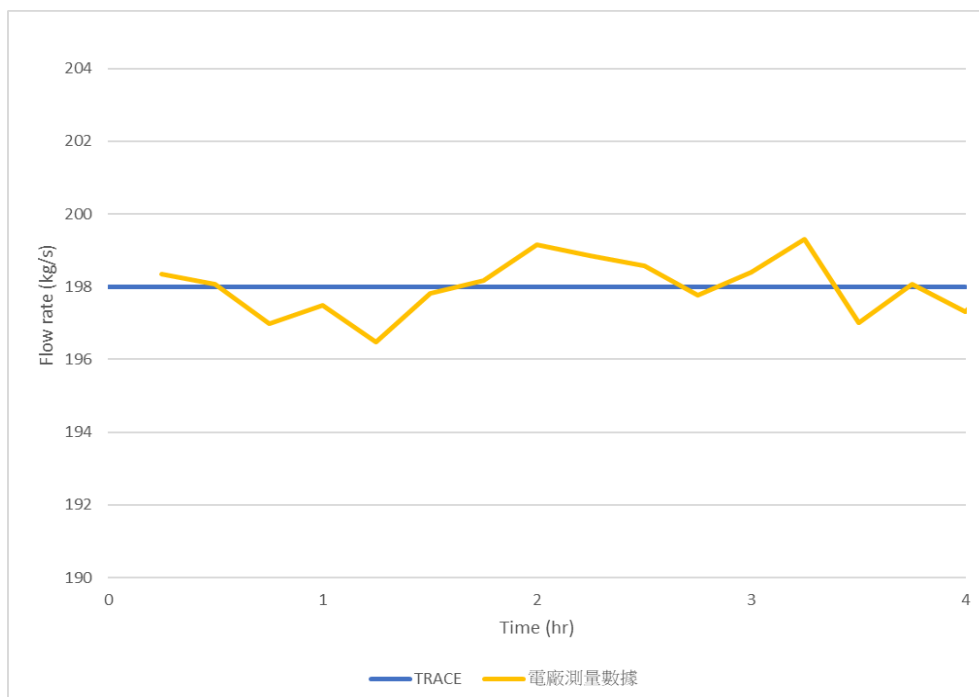


圖 3.1.21 除役過渡期間餘熱移除系統進水流量電廠測量數據與 TRACE 程式比較

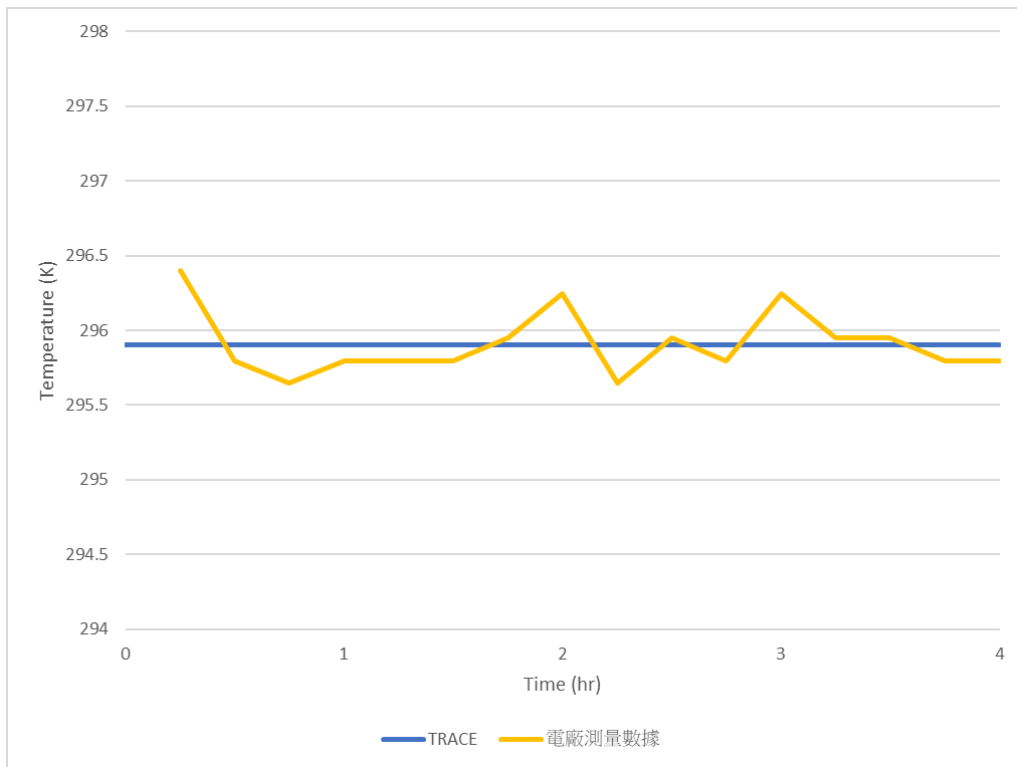


圖 3.1.22 除役過渡期間餘熱移除系統出水口溫度電廠測量數據與
TRACE 程式比較

(二) 喪失冷卻水事故分析結果

本計畫針對爐心貯存用過核子燃料階段假想發生再循環管路斷管事故，進行相關熱水流分析，評估結果除了包含暫態事故下溫度與水位之變化，也說明燃料裸露後銦水反應發生並計算氫氣產生量以及燃料護套反應變化量。以下分別詳細說明分析條件與計算結果。

分析案例說明：

核二廠除役過渡階段，爐心用過核子燃料所釋放出之衰變熱藉由餘熱移除系統(RHR)來移除，RHR 包含再循環管路、RHR pump、以及熱交換器。本研究假設再循環管路因事故而發生斷管，其破口直徑為再循環管路直徑 0.47 m，流面積為 0.1741 m^2 ，整體系統的冷卻水於破口事故發生後，迅速流失，同時假設冷卻系統停止作用且無任何救援措施介入下，以評估核二廠除役過渡階段破口事故之關鍵熱流參數發展時序。本研究考量並參考核二廠除役計劃書停機天數分別為 7 天、30 天、60 天、90 天、180 天、以及 365 天之不同停機冷卻時間，研析衰變熱大小(停機冷卻時間長短)對核二廠事故熱流參數評估影響程度，分析結果並可應用於核二廠 2 號機之停機初期安全評估。於喪失冷卻水事故發生當下，假設初始之水溫保守為

60°C，整體系統的邊界條件則設為一大氣壓 1.013×10^5 Pa，整體系統水位高度從反應爐底部開始計算水位約為 23.3 m 高，且假設事故發生後無任何救援水源注入反應爐中，由於衰變熱在分析的時間尺度內的變化非常小，因此保守設定衰變熱功率於暫態事故下為定值。

分析結果：

本分析選擇停機冷卻時間 7 天(衰變熱較大)之條件作為基本案例(案例一)。圖 3.1.23 為基本案例所計算破口端的質量流率變化圖，熱流計算結果顯示在 LOCA 事故發展初期破口的初始質量流率約為 2900 kg/s，隨著冷卻水持續流失，系統水量變少以及靜水壓降低使得破口的質量流率越來越低，直到當水位降至破口高度時破口質量流率降為 0 kg/s；由於核二廠為沸水式反應器之設計，當發生再循環管破口產生 LOCA 時，爐心水位低到 Jet Pump 進水孔高度後不再從再循環管流出，因此爐心水位會停在約 2/3 燃料高度處，如圖 3.1.24 所示。圖 3.1.25 為基本案例計算水位變化圖，結果顯示當再循環管發生斷管破口時整體系統的水位將於事故後 7.16 分鐘降至反應爐與上池的交界(Bottom of Cavity)，事故經過約 9.46 分鐘後水位降至燃料頂端(TAF)，此時燃料開始裸露，直到水位降到 2/3 燃料高度

處，後續水位會下降則為冷卻水移除燃料衰變熱後蒸發所導致。

由於水位降到 2/3 燃料高度處時，燃料半裸露之階段熱傳性質不同於燃料被冷卻水覆蓋時之條件，這是因為燃料被冷卻水全覆蓋時，燃料棒之熱能主要藉由一維熱傳導至冷卻水，意指此時燃料棒徑向熱傳效應高於軸向熱傳效應，然而當燃料半裸露之階段，裸露端之燃料除了徑向熱傳至空氣外，也會藉由往下熱傳導至下方燃料節點並藉由冷卻水帶走熱能，此時軸向熱傳效應會大於徑向熱傳效應，因此熱流分析程式需要有能力來計算 LOCA 事故下二維之熱傳導性質。TRACE 程式內部具備一維與二維熱傳導計算方式，在模擬較複雜的熱水流現象時需要採用二維熱傳導計算，以獲取較準確之結果，如分析 LOCA 事故時，爐心燃料部分裸露後需要同時計算徑向熱傳與軸向熱傳，包含衰變熱由燃料往護套傳遞之徑向熱傳與由裸露區域往被冷卻水覆蓋區域傳遞之軸向熱傳。以圓柱座標為例，二維熱傳導公式如下所示。

$$\rho C_P \frac{\partial T}{\partial t} = \frac{1}{r} \left[\frac{\partial}{\partial r} \left(r k \frac{\partial T}{\partial r} \right) \right] + \frac{\partial}{\partial z} \left(k \frac{\partial T}{\partial z} \right) + q'''$$

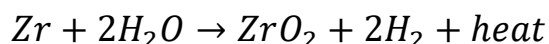
TRACE 程式使用有限體積法求解上式偏微分公式，以多個網格或節點重現進行分析，求解過程中會假設燃料棒頂部與

底部為絕熱條件。圖 3.1.26 為基本案例用過核子燃料護套溫度之變化圖，圖中顯示燃料護套溫度將於事故發生後約 2.47 小時上升至可能使鋁合金發生潛變破壞的 600°C (873K)，事故經過 3.54 小時後護套溫度則上升至可能發生鋁水反應的 800°C (1073K)，最終由於燃料護套溫度過高，可能因此讓材料損毀或變形，此現象超出 TRACE 程式計算之範圍，因此程式自動宣告計算終止。由於核二廠燃料採用 ATRIUM-10 燃料棒，本研究根據其性質於模式中將燃料棒分隔為 25 節點，於 LOCA 事故分析中，全程燃料棒最熱點發生於節點 22 處，不同節點下溫度上升趨勢圖如圖 3.1.27 所示。

TRACE 程式在計算垂直加熱通道時，會因為單相流、雙相流、沸騰流等而有不同之熱傳機制，因此必須先定義該節點事故當下處於何種熱傳 Regime 條件。TRACE 程式計算燃料表面熱傳機制 Regime 時，區分為九種，依序採用編號 1~9 來定義：Regime 1 表示液體單相熱傳(Liquid Single Phase)；Regime 2 表示核沸騰熱傳(Nucleate Boiling)；Regime 3 表示過渡核沸騰熱傳(Transition Boiling)；Regime 4 表示倒環形薄膜沸騰熱傳(Inverted Annular Film Boiling)；Regime 5 表示分散流膜沸騰熱傳(Dispersed Flow Film Boiling)；Regime 6 表示單相蒸汽

熱傳 (Single Phase Vapor)；Regime 7 表示凝結膜熱傳 (Condensation Film)；Regime 8 表示薄膜冷凝熱傳和液相熱傳之間的轉變 (Transition Between Film Condensation HT and Liquid Phase HT)；Regime 9 表示飼水加熱器冷凝熱傳 (Feedwater Heater Condensation)。圖 3.1.28 中顯示燃料棒節點 5、節點 10、節點 15、以及節點 22 於 LOCA 暫態事故下之熱傳 Regime 計算結果，計算結果可以得知燃料棒於 LOCA 事故過程中，是由燃料棒頂端節點依序往下從 Regime 1 到 Regime 2(表示從液體單相熱傳隨著時間而轉變成核沸騰熱傳機制)，直到水位低於節點後即進入 Regime 6(單相蒸汽熱傳機制)。值得注意的是，我們注意到節點 25 至節點 22 有進入到 Regime 7，代表在燃料棒上方產生了凝結薄膜，因此程式採用凝結薄膜熱傳來計算該點之燃料溫度，燃料棒節點 21 以下的區域，則不會產生凝結薄膜。

另外，燃料護套的材質為鋳合金所組成，當鋳合金在蒸汽環境中達到足夠高的溫度時會發生鋳水反應，此時會迅速釋放大量熱能及產生氫氣，其中放出的熱使得鋳合金護套溫度上升更為快速，並且會影響鋳合金護套的延展性、峰值溫度等進而影響其保護燃料的功能。鋳水反應之化學反應式如下所示：



從圖 3.1.26 中看出當燃料護套溫度高於 1000K 左右後溫度上升的斜率有微幅的增加。圖 3.1.29 為 TRACE 程式計算出鈾合金護套氧化比例與護套溫度的關係圖，圖中可以看到當護套溫度高過 1073K 後，護套氧化比例快速的增加直到程式運算終止時來到 1.98 %；圖 3.1.30 則為氫氣產量與護套溫度的關係圖，一樣可以看到當護套溫度高過 1073K 後氫氣產量快速增加直到程式運算終止時來到 11.28 公斤的氫氣產生總量。

用過燃料棒之衰變熱會隨著停機冷卻時間而降低，當發生 LOCA 事故此時用過燃料棒衰變熱大小就會直接影響燃料護套之溫升現象與速率，因此本研究根據核二廠除役計畫書評估之六個案例(停機後 7 天、30 天、60 天、90 天、180 天、以及 365 天)進行分析計算與比較。圖 3.1.31 為案例一至案例六的水位變化圖，圖中可以看出在除役過渡階段發生再循環管路破口事故時，衰變熱的多寡對於水位從運轉水位高度降到 TAF 之時間沒有影響，也對破口事故初期冷卻水流率幾乎沒有影響，但是當水位降至 2/3 燃料高度時，此時衰變熱大小為主要影響冷卻水蒸發時間之主因，因此圖 3.1.31 中顯示六個案例中，當水位降低至 2/3 燃料高度後，其後續水位下降之速率取決於當

下用過燃料衰變熱之大小，停機 7 天之案例因為衰變熱較大，因此冷卻水蒸發速率快以致於水位持續下降；相反的，以停機 365 天之案例來看，因為用過燃料經過了一年之冷卻時間，衰變熱相對較小，其冷卻水蒸發速率也相對較慢，因此水位是緩步下降之形式。圖 3.1.32 則為案例一至案例六中用過核子燃料護套的溫度變化圖，圖中可以看出當事故發生後，衰變熱越大則燃料護套溫度上升的速率越快，停機 7 天用過核子燃料衰變熱為 9.1141 MW 的情況下燃料護套溫度約在事故後 3.45 小時到達 800°C；而停機 365 天用過核子燃料衰變熱為 1.026 MW 的情況下燃料護套溫度約在事故發生後的 36.19 小時才達到 800°C。先前所提到當燃料護套溫度高溫環境下 TRACE 程式會進行銻水反應的計算並放出更大量的熱，故從圖 3.1.32 中可以更明顯看出不同衰變熱大小條件下，銻水反應現象對於燃料護套溫度之影響性。根據以上之分析結果，將 LOCA 事故下重要熱流參數結果與時序統整於表 3.1.2 中，表中也列出案例一至案例六衰變熱條件及相關水位變化及燃料護套溫度變化的關鍵時序。

表 3.1.2 LOCA 事故下，不同停機冷卻時間案例之水位變化圖

案例	案例一 (7 天)	案例二 (30 天)	案例三 (60 天)	案例四 (90 天)	案例五 (180 天)	案例六 (365 天)
衰變熱 (MW)	9.1141	5.0586	3.5043	2.8115	1.8215	1.026
水位低於反應爐與上池交界 (min)	7.16					
水位降至燃料頂端 (min)	9.46					
燃料護套溫度到達 873K (min)	148.2	257.4	364.8	469.2	771.6	1857.6
燃料護套溫度到達 1073K (min)	207	376.2	568.8	709.8	1163.4	2171.4

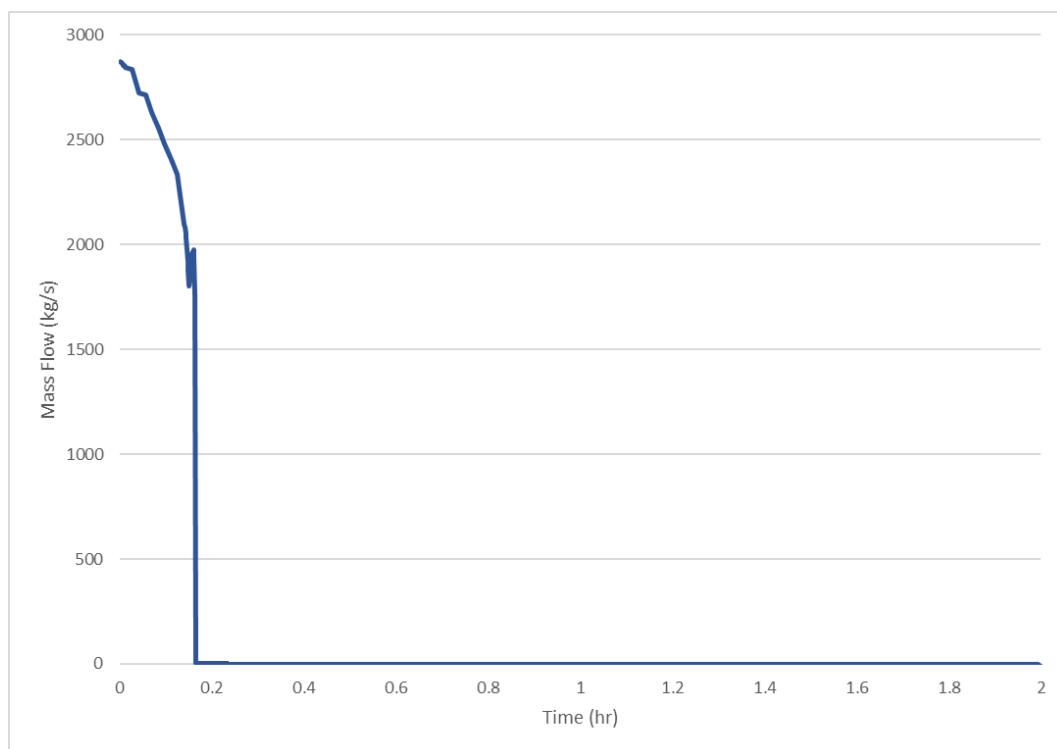


圖 3.1.23 LOCA 事故破口流率結果圖(停機後 7 天案例)

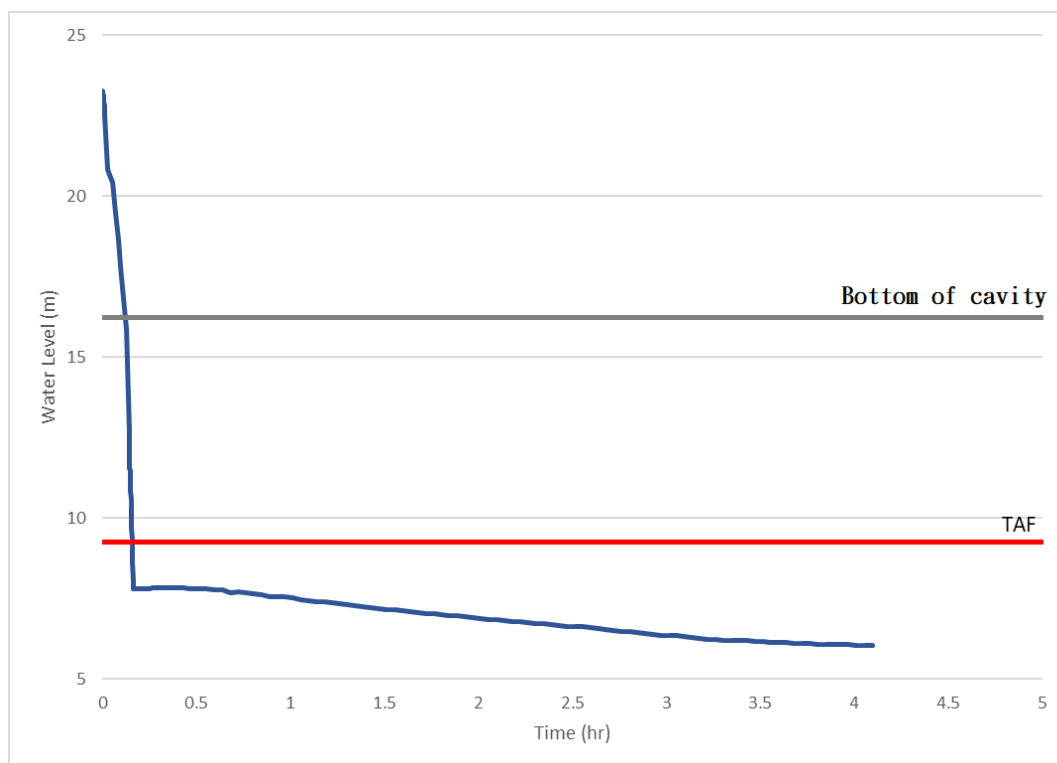


圖 3.1.24 LOCA 事故水位結果圖(停機後 7 天案例)

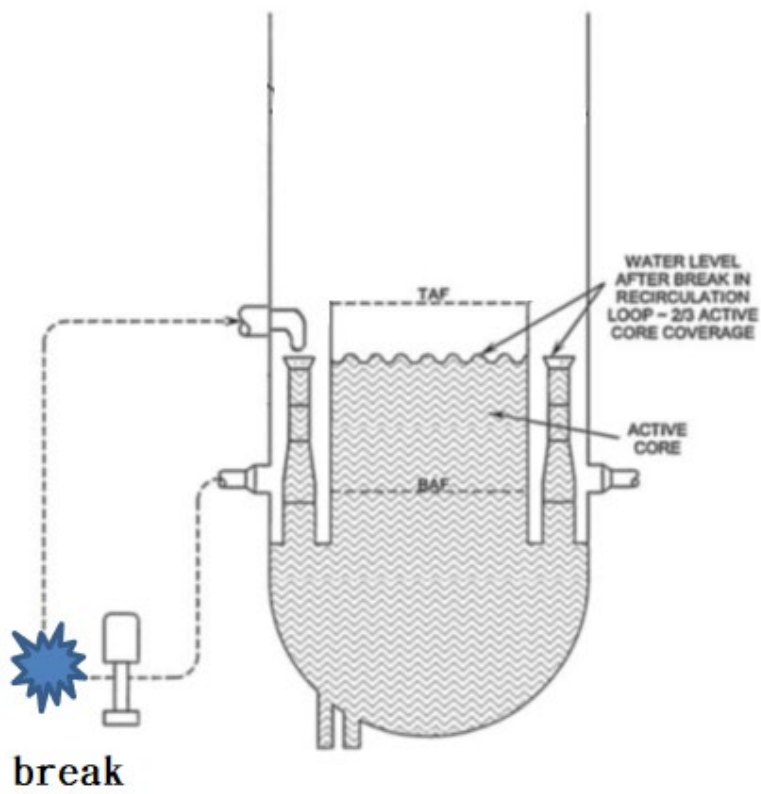


圖 3.1.25 破口事故下，核二廠水位示意圖

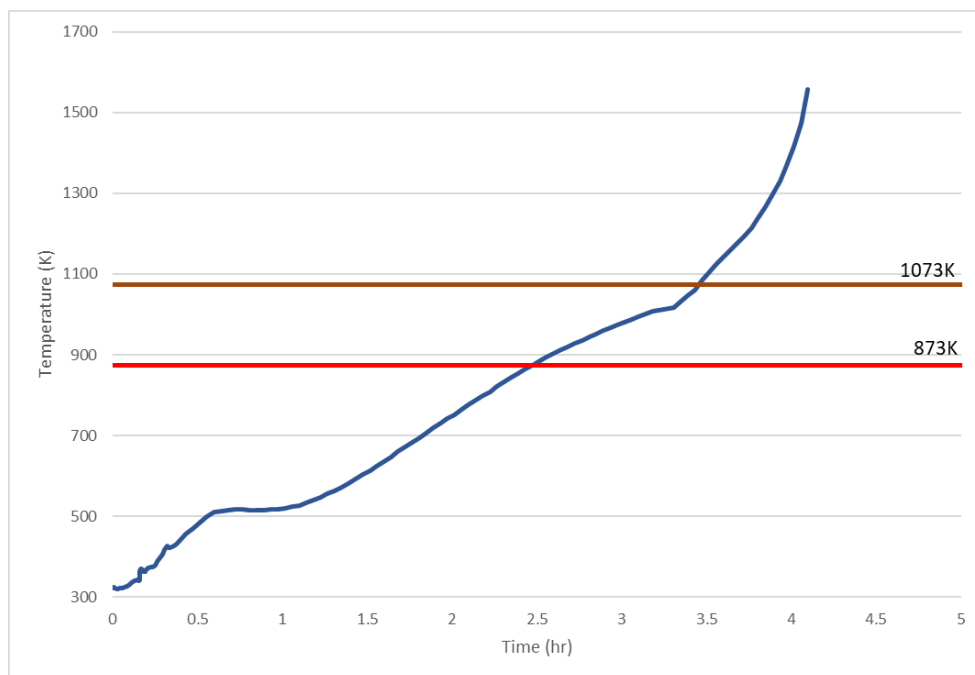


圖 3.1.26 LOCA 事故燃料護套溫度結果圖(停機後 7 天案例)

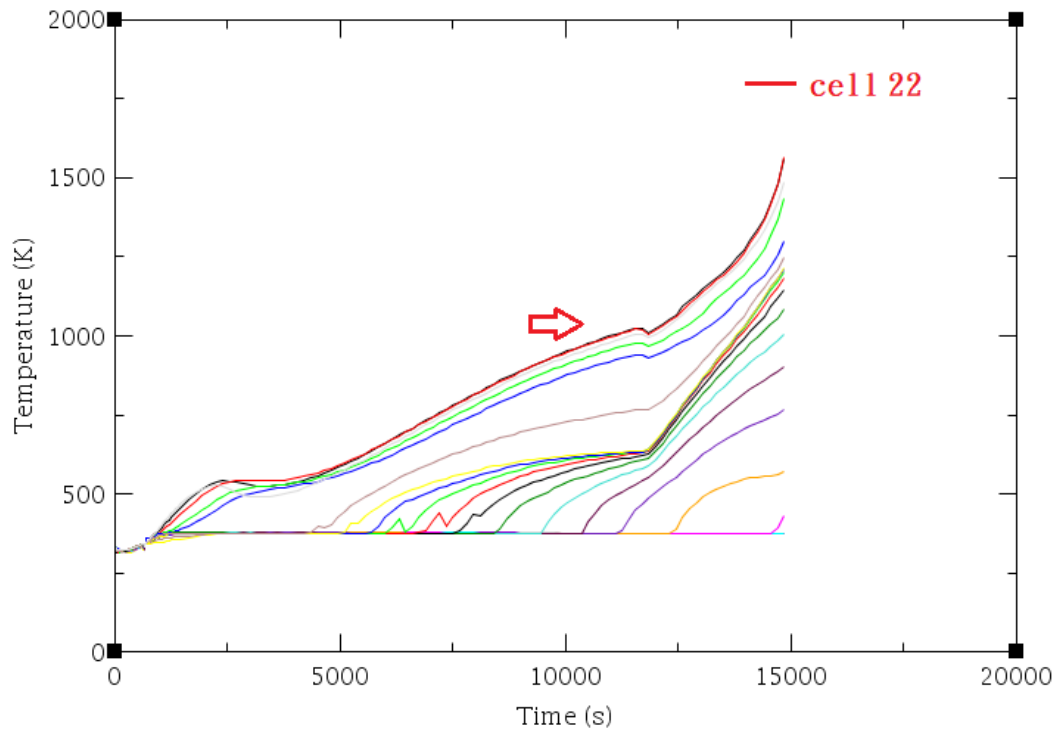


圖 3.1.27 燃料護套不同節點下之溫度變化圖(停機後 7 天案例)

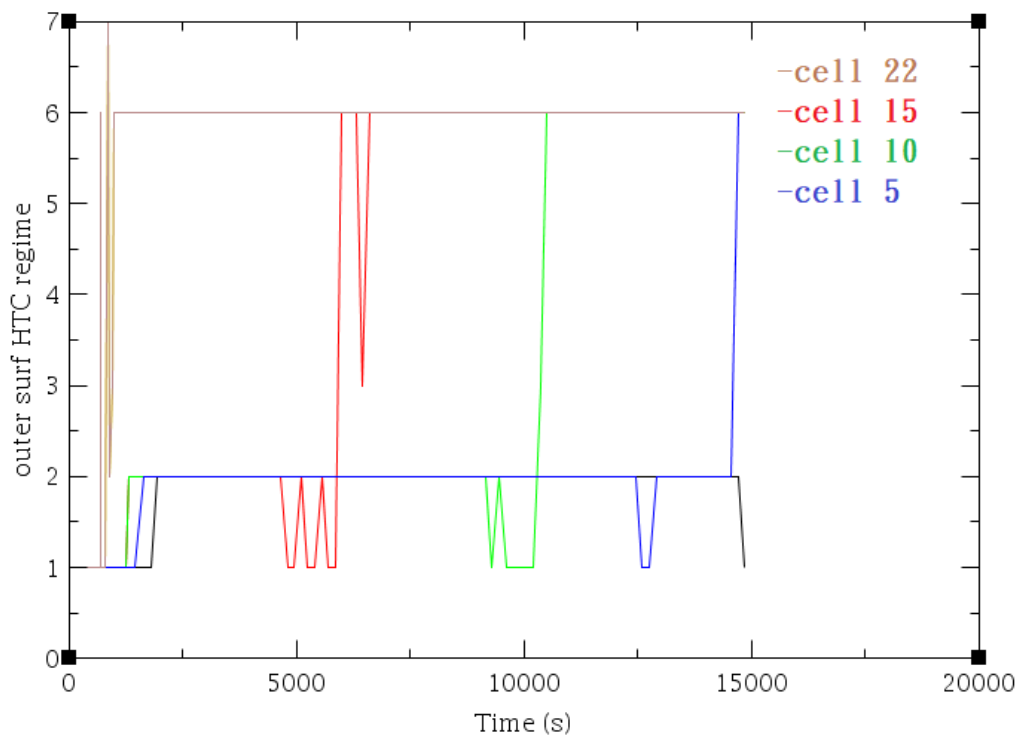


圖 3.1.28 TRACE 計算不同燃料節點下之熱傳 regime 變化圖(停機後 7 天案例)

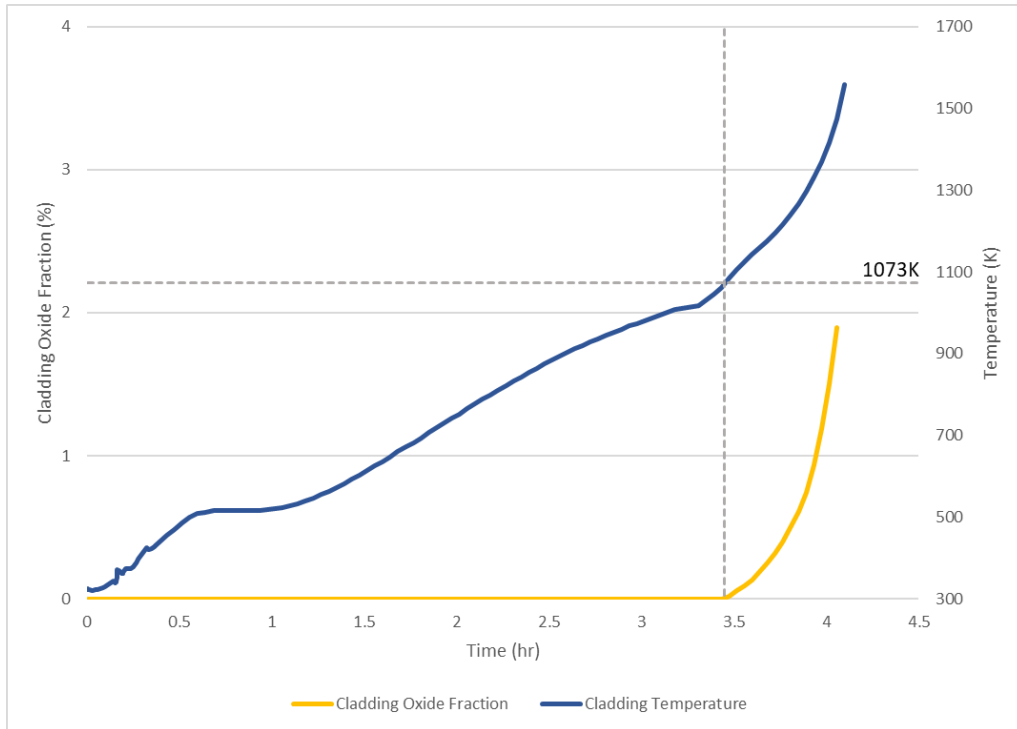


圖 3.1.29 LOCA 事故燃料護套氧化比例與護套溫度關係圖(停機後 7 天案例)

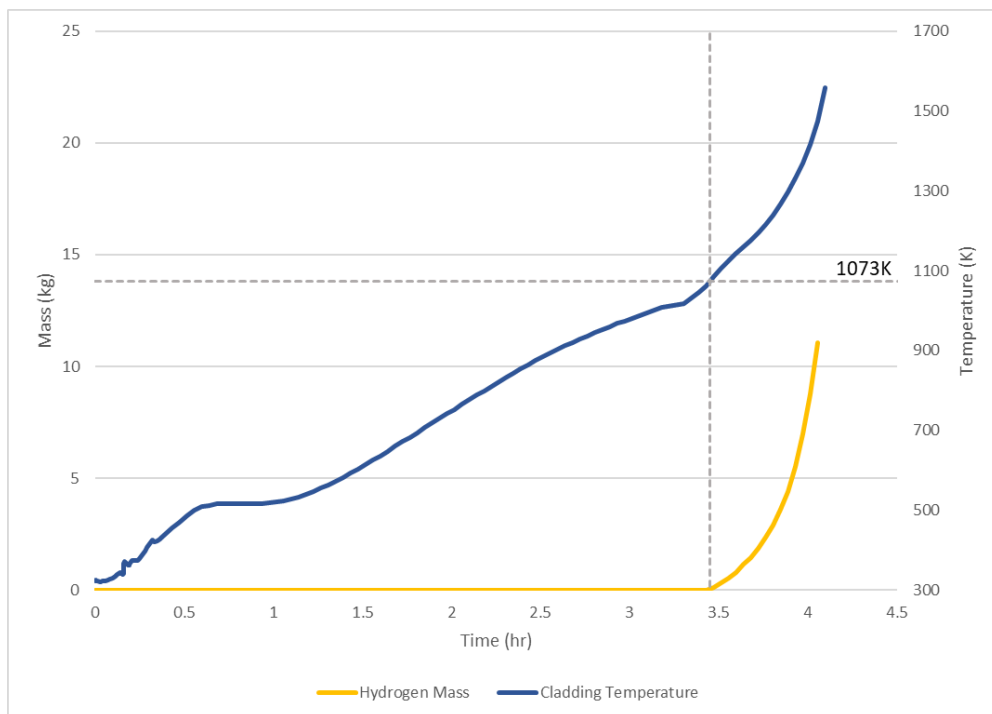


圖 3.1.30 LOCA 事故氫氣產生量與護套溫度關係圖(停機後 7 天案例)



圖 3.1.31 LOCA 事故下，不同停機冷卻時間案例之水位變化圖

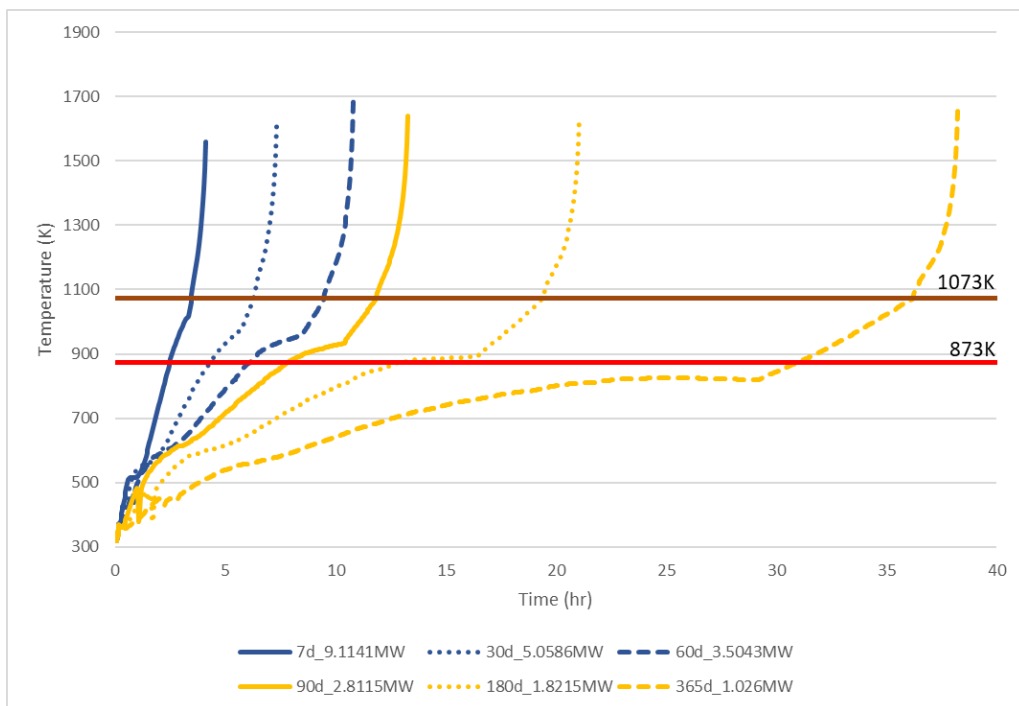


圖 3.1.32 LOCA 事故下，不同停機冷卻時間案例之燃料護套溫度變化圖

(三)事故下輻射熱傳項之影響性

核二廠除役過渡階段用過燃料會暫存於爐心區，若於此過渡階段環境下發生 LOCA 事故時，由於爐心區與用過燃料池不同之處在於廠房環境之不同，當爐心區用過燃料因為冷卻水流失而裸露時，可能會因為爐心區空間較狹小，用過燃料棒輻射熱傳之係數較用過燃料池環境來的較低，而此嚴苛之情境會使用過燃料棒之溫度上升效應提高，因此此研究針對輻射熱傳項之影響性進行安全評估。

在 TRACE 程式中可以設定計算輻射熱傳選項，因此本研究一樣以停機時間 7 天、30 天、60 天、90 天、180 天、及 365 天六種案例進行無考量輻射熱傳之計算。以下以停機時間 7 天之衰變熱案例(案例七)來做說明，圖 3.1.33 為案例七的水位變化圖，圖中顯示再循環管發生 0.1741 m^2 的破口時且無考量輻射熱傳計算下，整體系統的水位將於事故發生後 7.16 分鐘降至反應爐與上池的交界，事故經過約 9.46 分鐘後水位降至燃料頂端使燃料裸露，由於輻射熱傳項的計算主要是發生於燃料裸露之節點處，且影響燃料護套溫度上升之趨勢，因此圖 3.1.33 事故下水位之變化趨勢與原案例無差異；圖 3.1.34 為案例七破口的質量流率，圖中顯示在事故發生當下破口的質量流率約為

2900 kg/s，而隨著系統中的冷卻水從破口流出後系統剩餘水量減少使得壓力降低破口質量流率也隨之降低，直到水位降至破口高度時冷卻水才停止流失，如同上述之原因，是否考量輻射熱傳項不影響初期破口流率之變化趨勢；圖 3.1.35 為案例七用過核子燃料護套溫度的變化圖，圖中顯示事故發生後 144 分鐘護套溫度將上升至鋁合金可能發生潛變破壞的 600°C (873K)，事故經過 190.8 分鐘後溫度則會到達可能發生鋁水反應的 800°C (1073K)，最終由於燃料護套溫度過高，可能因此讓材料損毀或變形，此現象超出 TRACE 程式計算之範圍，因此程式自動宣告計算終止。圖 3.1.36 為 TRACE 程式計算出鋁合金護套氧化比例與護套溫度的關係圖，圖中可以看到當護套溫度高過 1073K 後護套氧化比例快速的增加直到程式運算終止時的 1.5 %；圖 3.1.37 則為氫氣產量與護套溫度的關係圖，圖中一樣可以看到當護套溫度高過 1073K 後氫氣產量快速增加直到程式運算終止時來到 14.17 公斤的氫氣產生量。

為考量不同衰變熱對事故下熱流數值趨勢之影響性，圖 3.1.38 比較案例七至案例十二的水位變化圖，當除役過渡階段發生再循環管路破口案例時，影響水位變化及破口質量流率的是破口的大小，而衰變熱的大小與水位變化或破口質量流率則

沒有太大的關係。圖 3.1.39 則為案例七至案例十二中用過核子燃料護套的溫度變化關係圖，與考量輻射熱傳項所計算出的結果趨勢一致，衰變熱越大則燃料護套溫度上升的速率越快，停機 7 天用過核子燃料衰變熱為 9.1141 MW 的情況下燃料護套溫度約在事故後 190.8 分鐘到達 1073K；而停機 365 天用過核子燃料衰變熱為 1.026 MW 的情況下燃料護套溫度約在事故發生後的 2169 分鐘才達到 1073K，且一樣可以從圖 3.1.39 看出在衰變熱較小的案例十二中，當燃料護套溫度高過 1073K 時溫度變化的斜率有增加的趨勢。表 3.1.3 則列出案例七至案例十二水位變化及燃料護套溫度變化的關鍵時序。

針對基本案例與無考慮輻射熱傳項之分析結果進行比較，首先分別採用案例中最大衰變熱條件(7 天停機時間為案例一與案例七)與最小衰變熱條件(365 天停機時間為案例六與案例十二)來進行研析與比對。圖 3.1.40 為四個案例的水位變化圖，圖中顯示四個案例水位變化趨勢幾乎是一致的，驗證發生事故後水位的變化及冷卻水的流失與衰變熱大小或是否開啟輻射熱傳計算沒有太大的關聯。

圖 3.1.41 為案例一及案例七用過核子燃料護套溫度變化趨勢圖，實線為案例一護套溫度變化，虛線為案例七護套溫度

變化，案例一護套溫度於事故發生後 148.2 分鐘上升至 873K，而事故後 207 分鐘上升至 1073K，案例七護套溫度於事故發生後 144 分鐘上升至 873K，而事故後 190.8 分鐘上升至 1073K。

圖 3.1.42 為案例六及案例十二用過核子燃料護套溫度變化趨勢圖，實線為案例六護套溫度變化，虛線為案例十二護套溫度變化，案例六護套溫度於事故發生後 1857.6 分鐘上升至 873K，而事故後 2171.4 分鐘上升至 1073K，案例十二護套溫度於事故發生後 1396.2 分鐘上升至 873K，而事故後 2169 分鐘上升至 1073K。四個案例的用過核子燃料護套溫度關鍵時序比較列於表 3.1.3 中，其中比較四個案例之結果顯示，有無輻射熱傳計算對於燃料護套溫度上升，在衰變熱較大的案例裡有較明顯之差異，原因在於衰變熱若處於較高的情境下，透過輻射熱傳項傳遞來移除燃料衰變熱之佔比相對多，而衰變熱較小的案例裡則透過輻射熱傳項傳遞來移除燃料衰變熱之佔比相對來的小，因此溫度差異較不大。是否考慮輻射熱傳項之情境下，溫度上升趨勢之差異性分析結果顯示，燃料護套溫度升至 873K 時，差異性為 2.8%，而燃料護套溫度升至 1073K 時，差異性提升為 7.8%，此結果顯示輻射熱傳項主要影響燃料溫度上升之區域為事故階段後半段。綜合以上之分析結果，無考慮輻射

熱傳項會使核二廠除役過渡階段 LOCA 事故發展時序較為嚴重，時序之影響性最大差異為 7.8%。

圖 3.1.43 為案例一及案例七用過核子燃料護套氧化比例趨勢圖，實線為案例一氧化比例變化，虛線為案例七氧化比例變化，案例一約於事故發生後的 208.2 分鐘護套開始被氧化，而案例七的護套則約於事故發生後 190.8 分鐘開始被氧化。圖 3.1.44 為案例六及案例十二用過核子燃料護套氧化比例趨勢圖，實線為案例六氧化比例變化，虛線為案例十二氧化比例變化，案例六約於事故發生後的 2173.8 分鐘護套開始被氧化，而案例十二則一樣約於事故發生後 2171.4 分鐘開始被氧化。四個案例用過核子燃料開始氧化的時間整理於表 3.1.3 當中，在鋁合金護套氧化開始時間中可以看出，衰變熱較大在沒有考量輻射熱傳計算下較快發生，而衰變熱較小的案例中雖然發生氧化的時間差異不大但後續氧化的比例較高，其分析結果與國際研究文獻 S. Carlos 所做的模擬趨勢一致。

圖 3.1.45 為案例一及案例七氫氣產量與時間關係圖，實線為案例一氫氣產量變化，虛線為案例七氫氣產量變化，案例一約於事故發生後的 208.2 分鐘護套開始產生氫氣，而案例七則約於事故發生後 190.8 分鐘開始產生氫氣。圖 3.1.46 為案例六

及案例十二氫氣產量與時間關係圖，實線為案例六氫氣產量變化，虛線為案例十二氫氣產量變化，案例六約於事故發生後的 2173.8 分鐘護套開始產生氫氣，而案例十二則一樣約於事故發生後 36.19 小時開始產生氫氣。四個案例開始產生氫氣的時間整理於表 3.1.4 當中，由於產生氫氣的原因來自於鋁水反應下，鋁合金氧化與水蒸汽產生氫氣，故時序上和鋁合金開始氧化的時間相符；衰變熱較大且在沒有考量輻射熱傳計算下較快發生，而衰變熱較小的案例中雖然氫氣產生的時間差異不大但其後續產生氫氣的速度較快一些。

表 3.1.3 TRACE 程式計算案例七至案例十二水位與燃料護套溫度

變化關鍵時序彙整表

案例	案例七 (7 天)	案例八 (30 天)	案例九 (60 天)	案例十 (90 天)	案例 十一 (180 天)	案例 十二 (365 天)
衰變熱 (MW)	9.1141	5.0586	3.5043	2.8115	1.8215	1.026
水位低於反應爐與上池交界 (min)	7.16					
水位降至燃料頂端 (min)	9.46					
燃料護套溫度到達 873K (min)	144	260.4	357.6	466.8	734.4	1396.2
燃料護套溫度到達 1073K (min)	190.8	364.8	552	691.2	1142.4	2169

表 3.1.4 TRACE 程式計算案例一、案例六、案例七、案例十二關鍵

時序彙整表

案例	案例一	案例六	案例七	案例十二
水位降至反應爐 與上池交界 (min)	7.16			
水位降至燃料頂 端 (min)	9.46			
燃料護套溫度到 達 873K (min)	148.2	1857.6	144	1396.2
燃料護套溫度到 達 1073K (min)	207	2171.4	190.8	2169
鋁合金護套開始 氧化時間 (min)	208.2	2173.8	190.8	2171.4
氫氣開始產生時 間 (min)	208.2	2173.8	190.8	2171.4

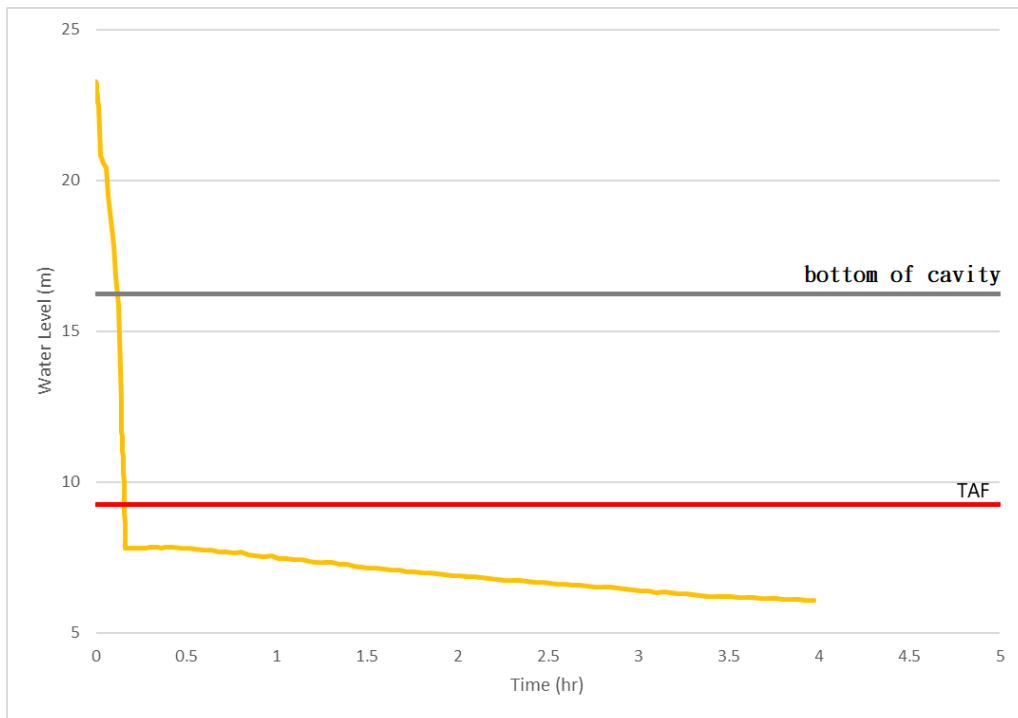


圖 3.1.33 TRACE 程式計算案例七水位變化圖

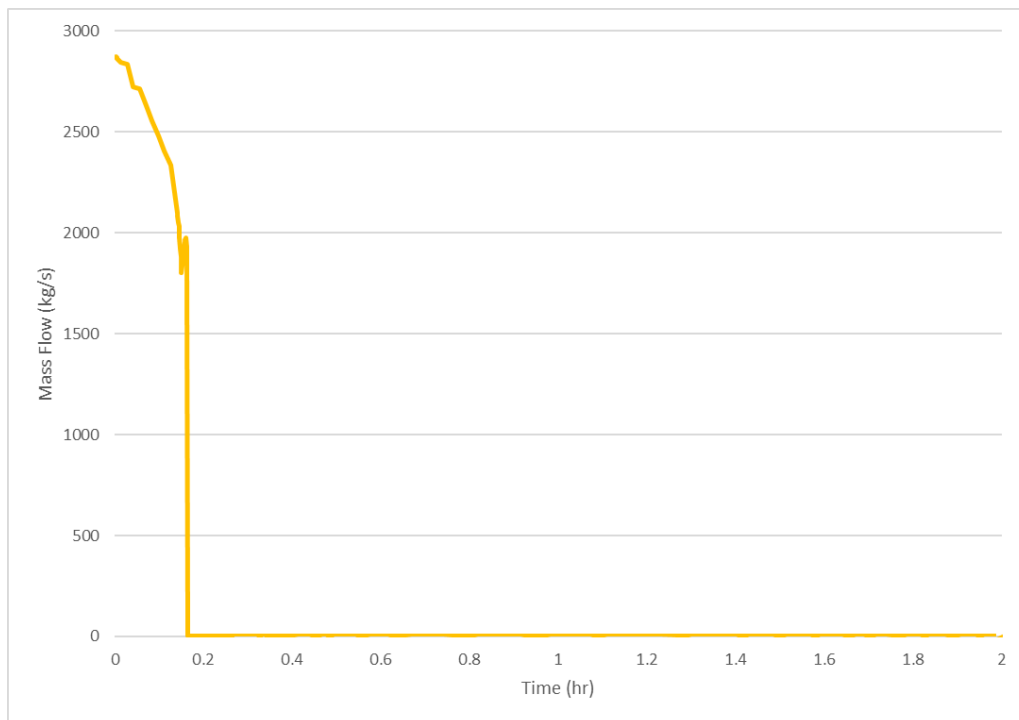


圖 3.1.34 TRACE 程式計算案例七破口質量流率變化圖

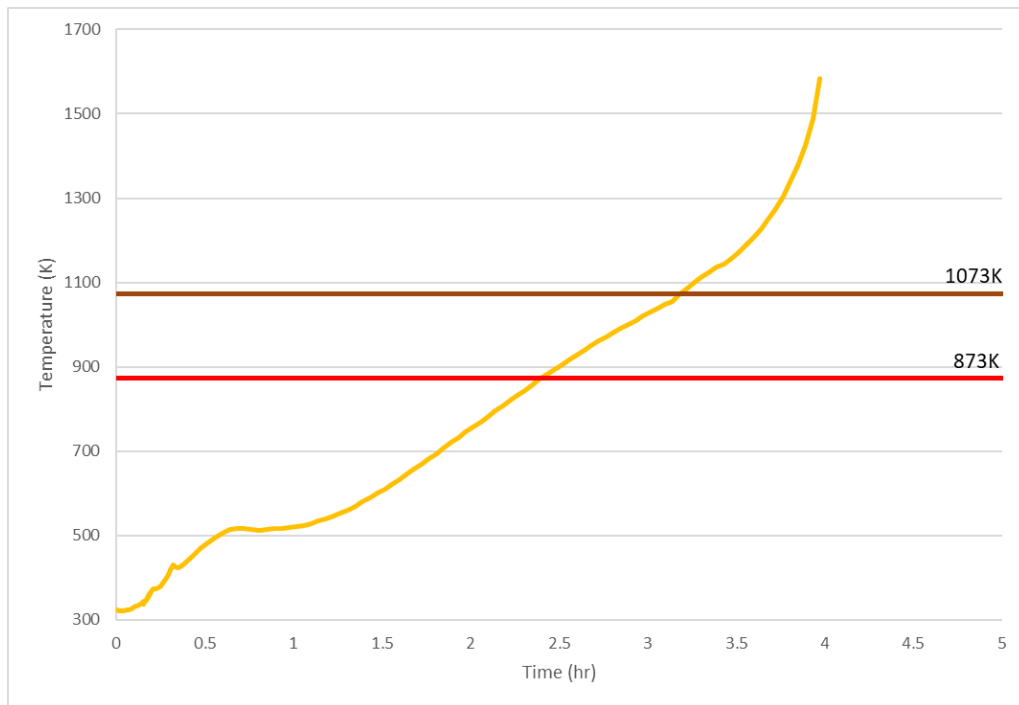


圖 3.1.35 TRACE 程式計算案例七用過核子燃料護套溫度變化圖

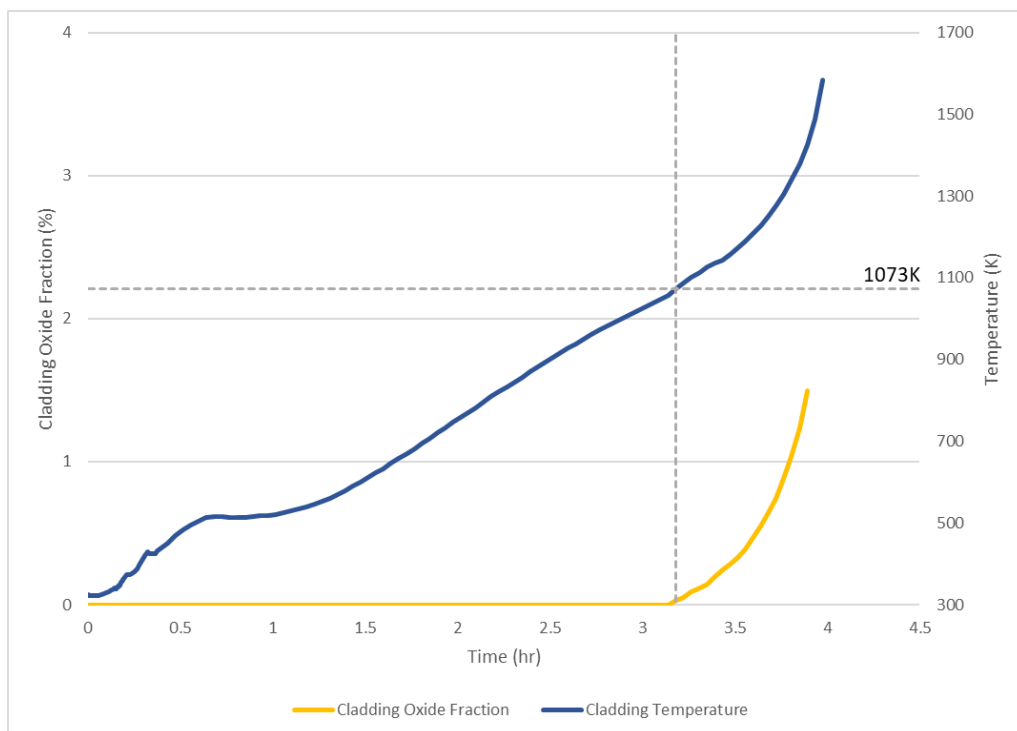


圖 3.1.36 TRACE 程式計算案例七用過核子燃料護套氧化比例與護套溫度關係圖

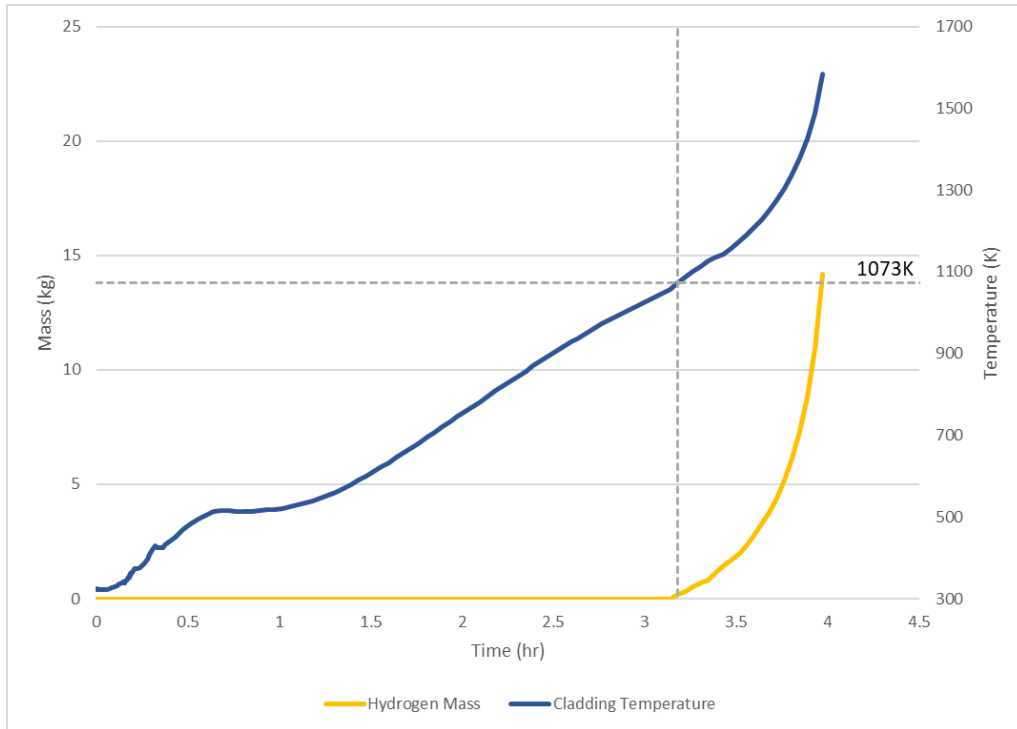


圖 3.1.37 TRACE 程式計算案例七氫氣產生量與護套溫度關係圖



圖 3.1.38 TRACE 程式計算案例七至案例十二水位變化圖

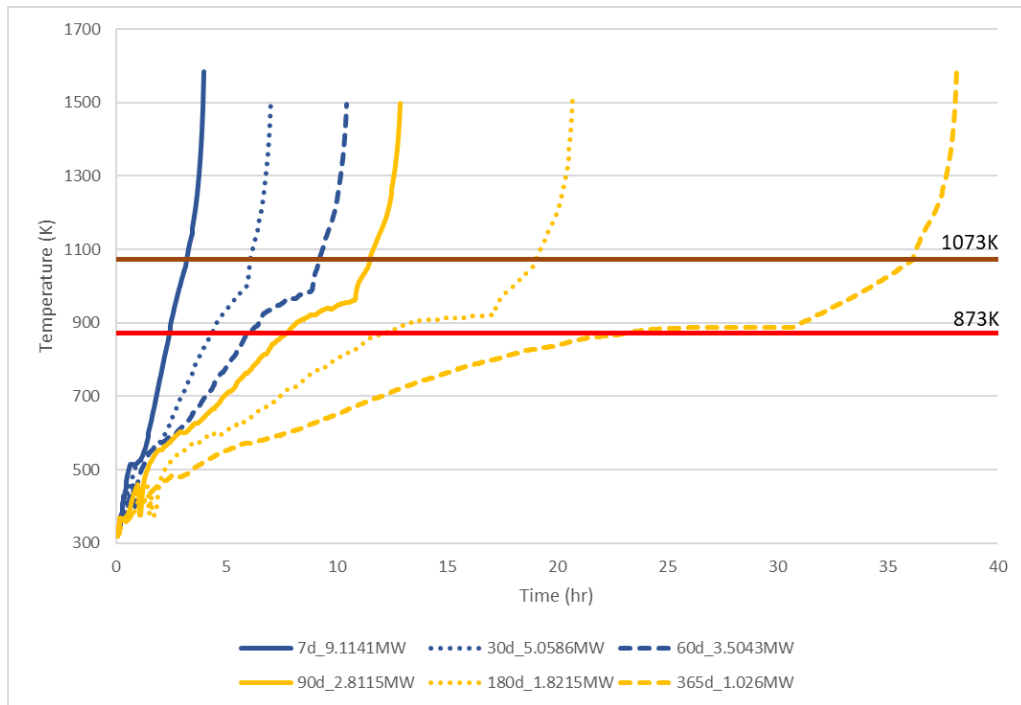


圖 3.1.39 TRACE 程式計算案例七至案例十二燃料護套溫度變化圖

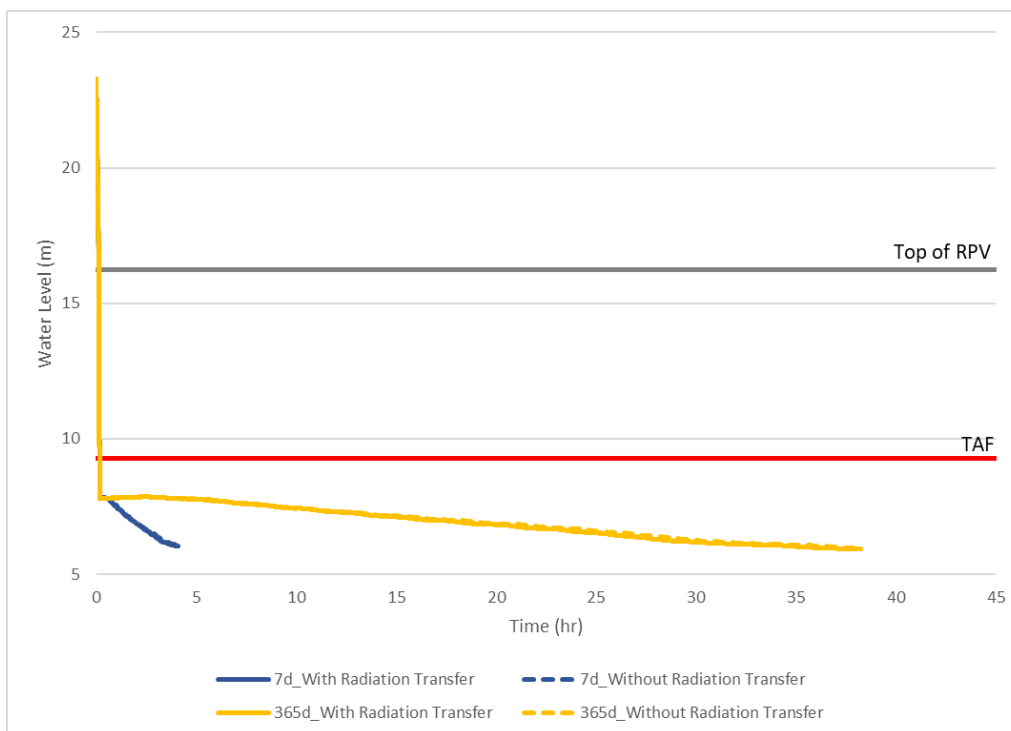


圖 3.1.40 TRACE 程式計算案例一、案例六、案例七、案例十二水位變化趨勢圖

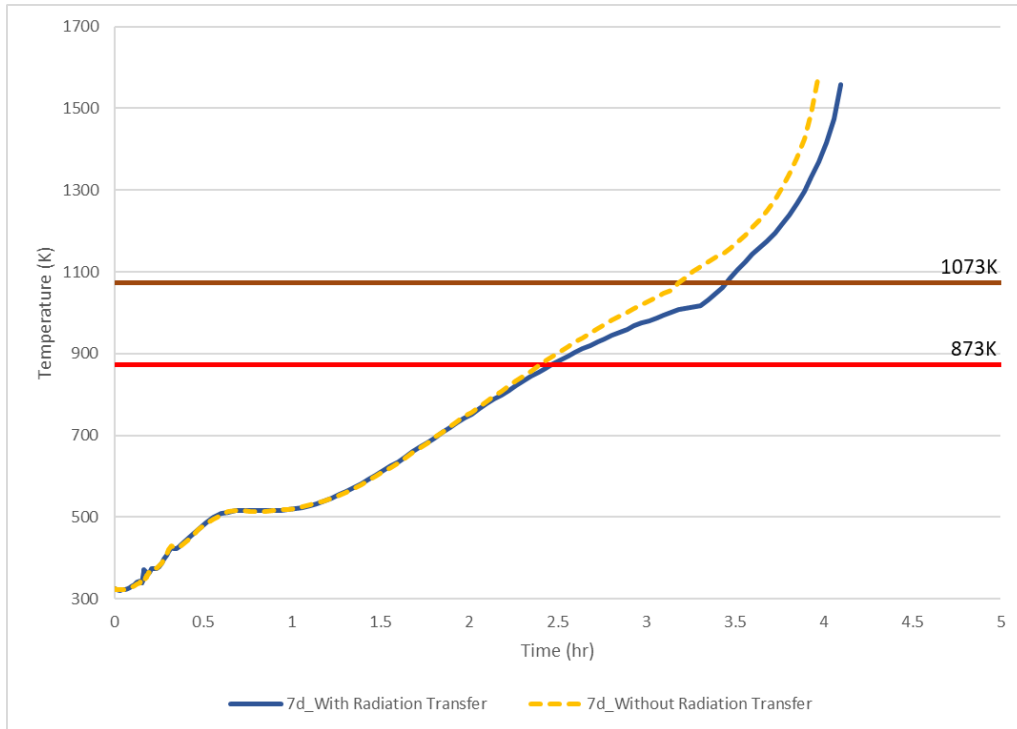


圖 3.1.41 TRACE 程式計算案例一與七用過燃料護套溫度變化圖

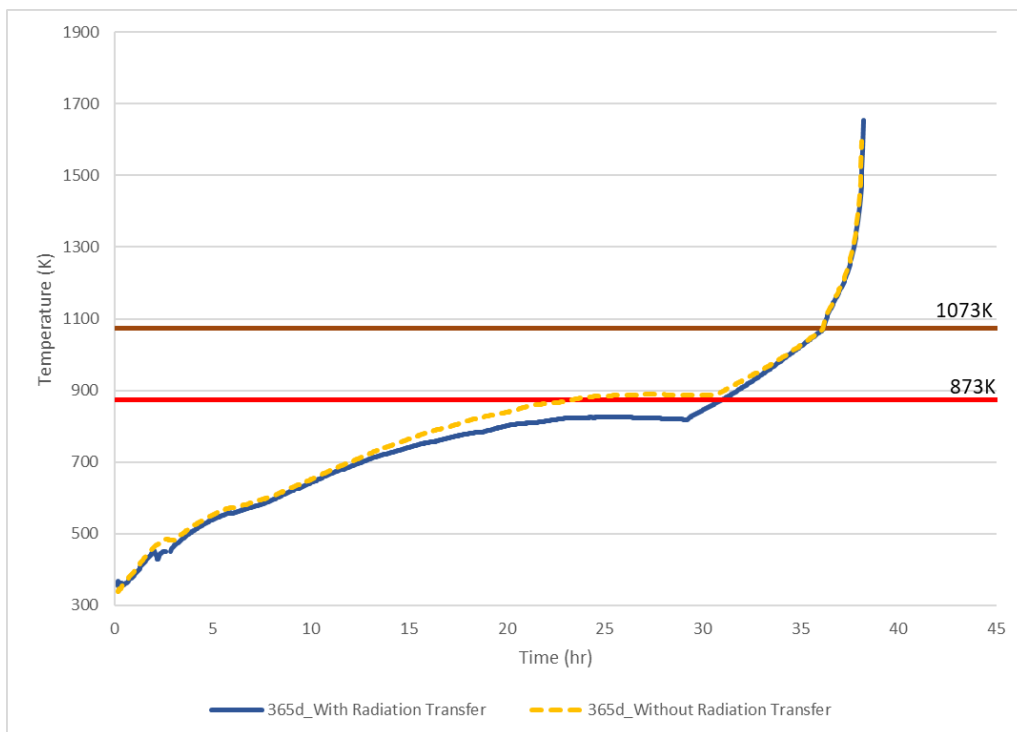


圖 3.1.42 TRACE 程式計算案例六與十二用過燃料護套溫度變化圖

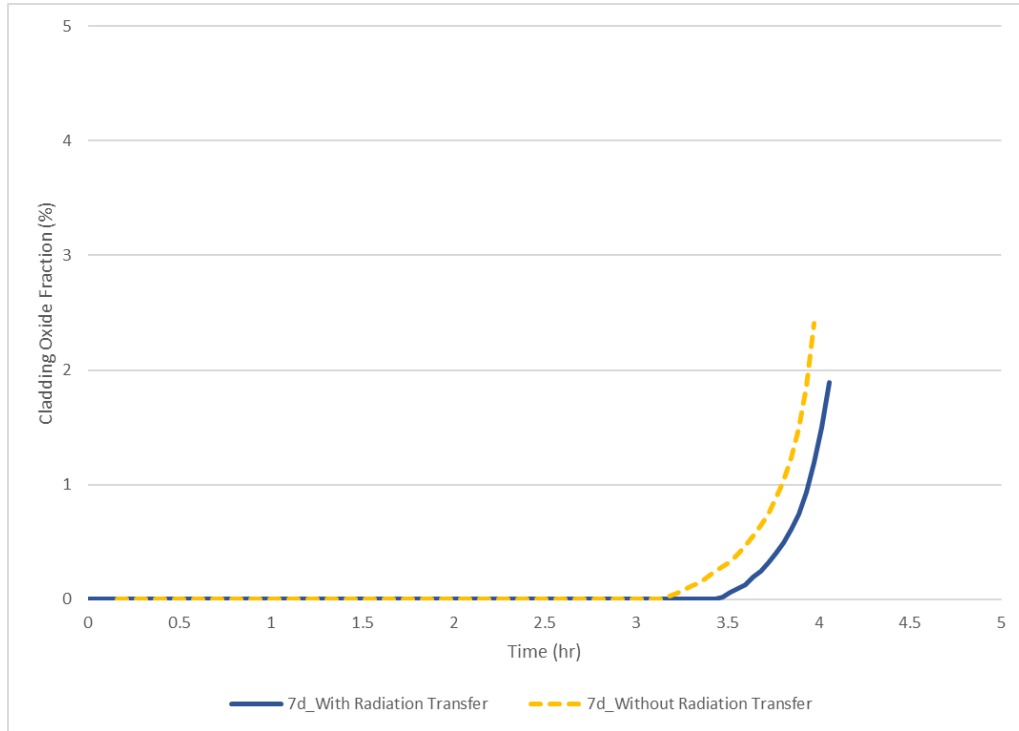


圖 3.1.43 TRACE 程式計算案例一與案例七鋁合金氧化比例變化圖

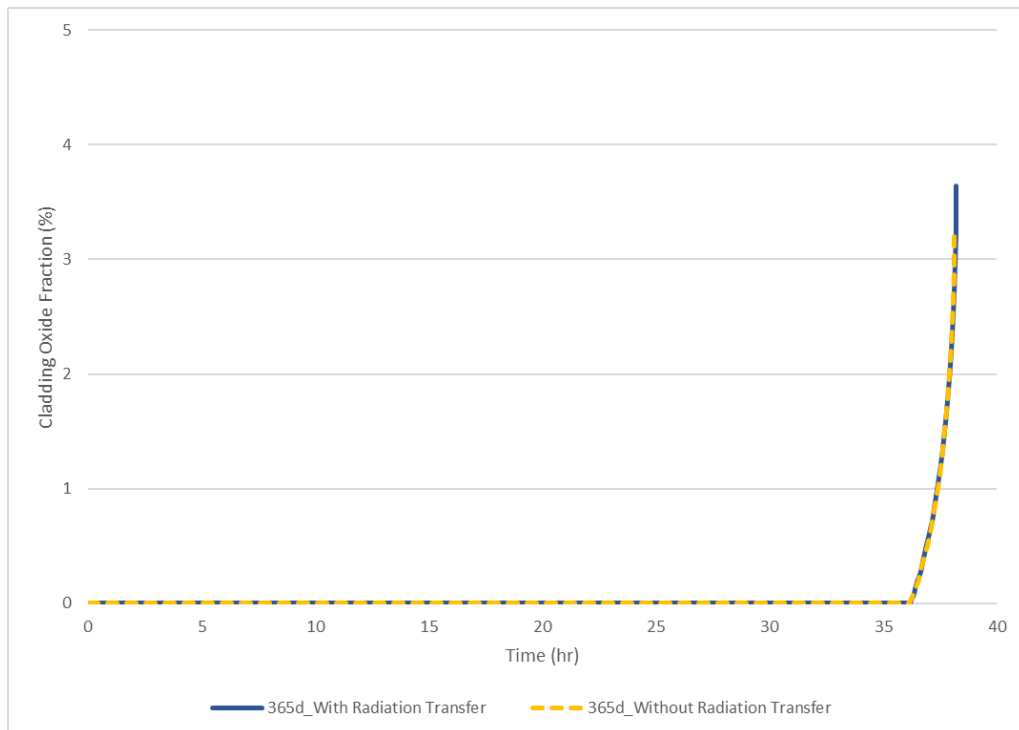


圖 3.1.44 TRACE 程式案例六與案例十二鋁合金氧化比例變化圖

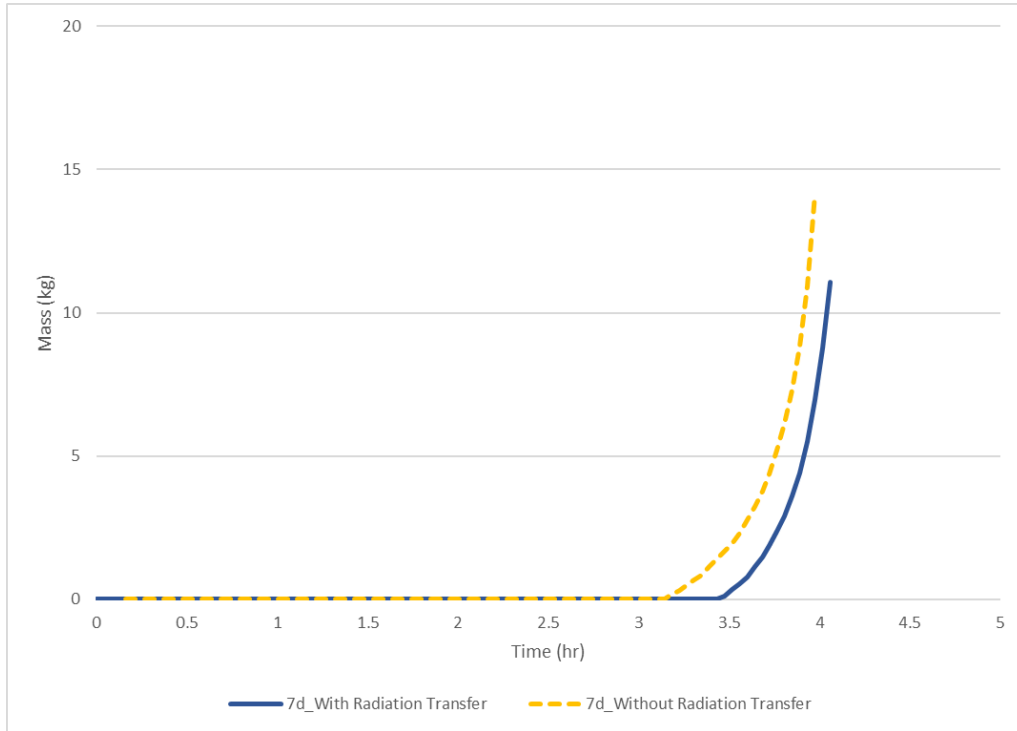


圖 3.1.45 TRACE 程式計算案例一與案例七氫氣產量變化圖

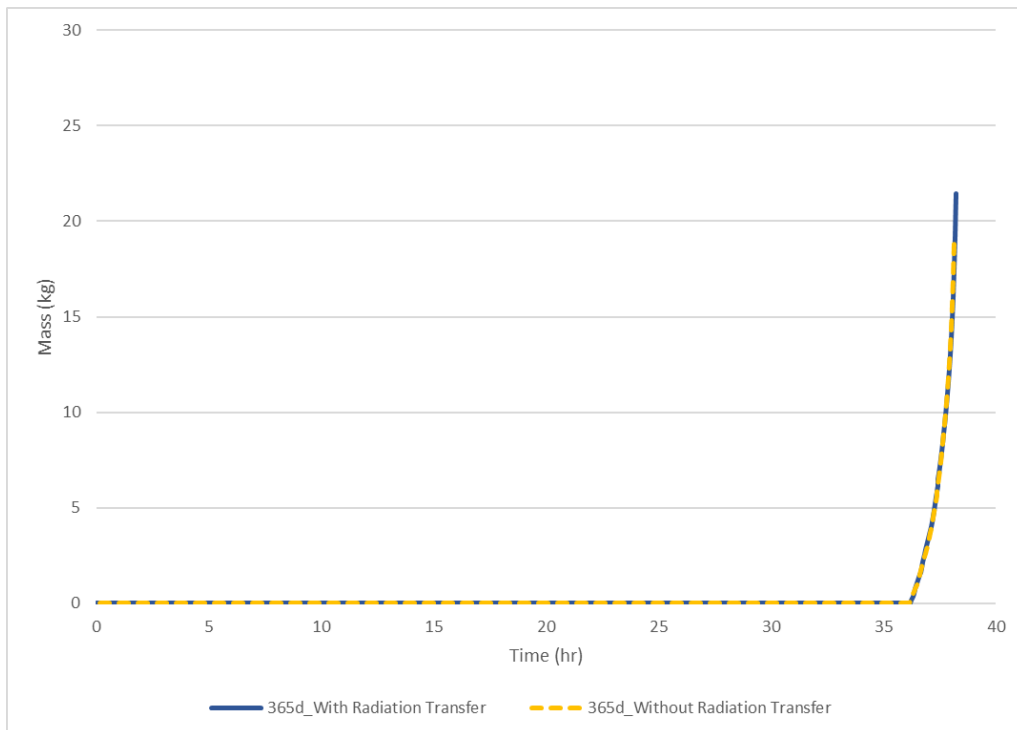


圖 3.1.46 TRACE 程式計算案例六與案例十二氫氣產量變化圖

(四)LPCI 補水策略之評估

由於再循環管路斷管破口會使爐心水位下降至 2/3 燃料高度，若核二廠緊急安全注水能有效進入爐心，則能確保爐心水位不會因為燃料衰變熱移除造成冷卻水蒸發而使水位持續降低，安全設備補水能維持爐心水位於燃料 2/3 之高度，但事故後燃料依然有 1/3 的部分是裸露於空氣環境中，有鑑於此，本案例評估核二廠低壓安全注水(LPCI)於 LOCA 事故下之可靠度與研析事故下用過燃料棒之完整性。本研究假設核二廠於除役過渡階段發生再循環管路斷管破口事故，破口面積大小為 0.1741m^2 ，保守假設只有一組 LPCI 可用，並且水位低於 L1(9.73m)時，啟動 LPCI 注水訊號，經過延遲 17 秒 LPCI 泵啟動並將冷卻水從 Jet Pump 進口端注入，LPCI 取水源從抑壓池端取水，LPCI 注水流率為 318 kg/s ，並假設注水溫度為 325K ，本研究採用最嚴峻之衰變熱條件下(停機後 7 天，衰變熱 9.114MW)進行燃料棒完整性之評估。

分析結果顯示，再循環管路破口後，約 576 秒時水位會低於 L1(9.73m)，此時啟動 LPCI 注水訊號，LPCI 經過延遲約 17 秒注水進入爐心旁通區，水位維持於 2/3 燃料高度位置，圖 3.1.47 為 LPCI 注水策略下爐心水位圖。圖 3.1.48 為 LPCI 注

水流量圖，於事故過程中持續注入 318 kg/s 之水量，圖 3.1.49 為 LOCA 暫態事故下燃料護套溫度變化圖，圖中顯示此 LOCA 事故中最高護套溫度為 468K，最熱點發生於燃料第 18 個節點處，後續由於 LPCI 持續之補水以移除燃料之衰變熱，因此燃料護套溫度後續維持於 400K 左右，分析結果顯示核二廠 LPCI 補水策略能夠因應除役過渡階段之 LOCA 嚴重事故發展，並且確保燃料護套溫度不會持續上升。而燃料完整性評估之部分，圖 3.1.50 顯示 LOCA 暫態事故分析中，氫氣產生之結果圖，由於護套溫度能夠有效的控制，且無發生鎂水反應，因此氫氣產生量於此情境下為 0，並且無產生護套氧化反應，分析結果顯示於此 LOCA 事故情境下，核二廠燃料完整性安全無虞。

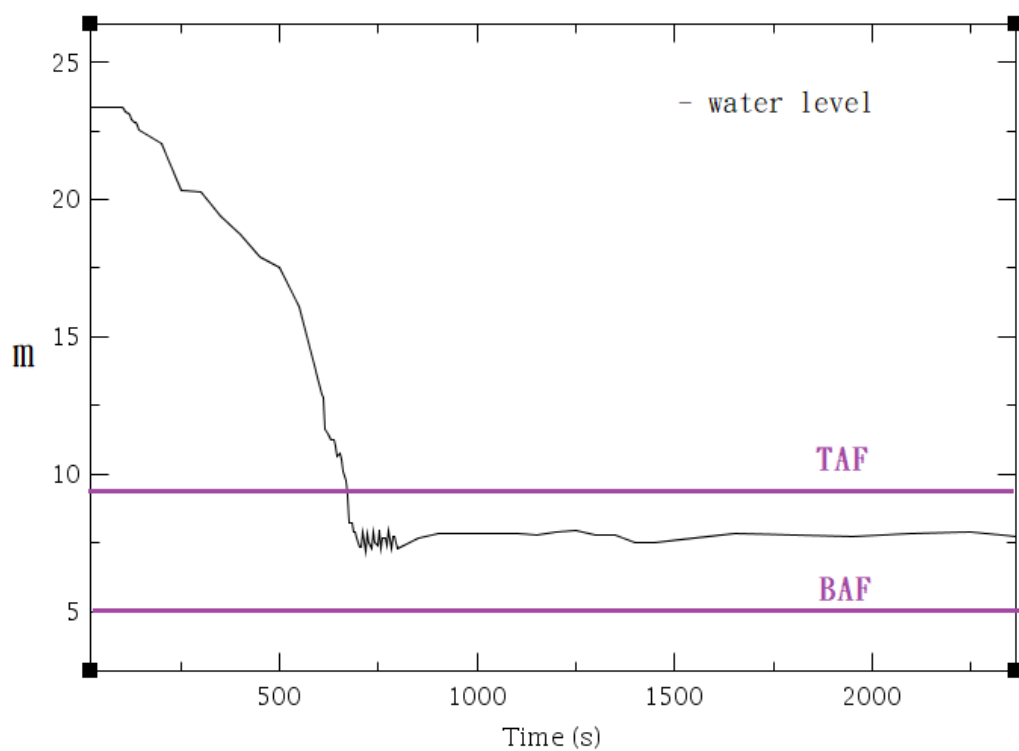


圖 3.1.47 LPCI 注水策略水位變化圖

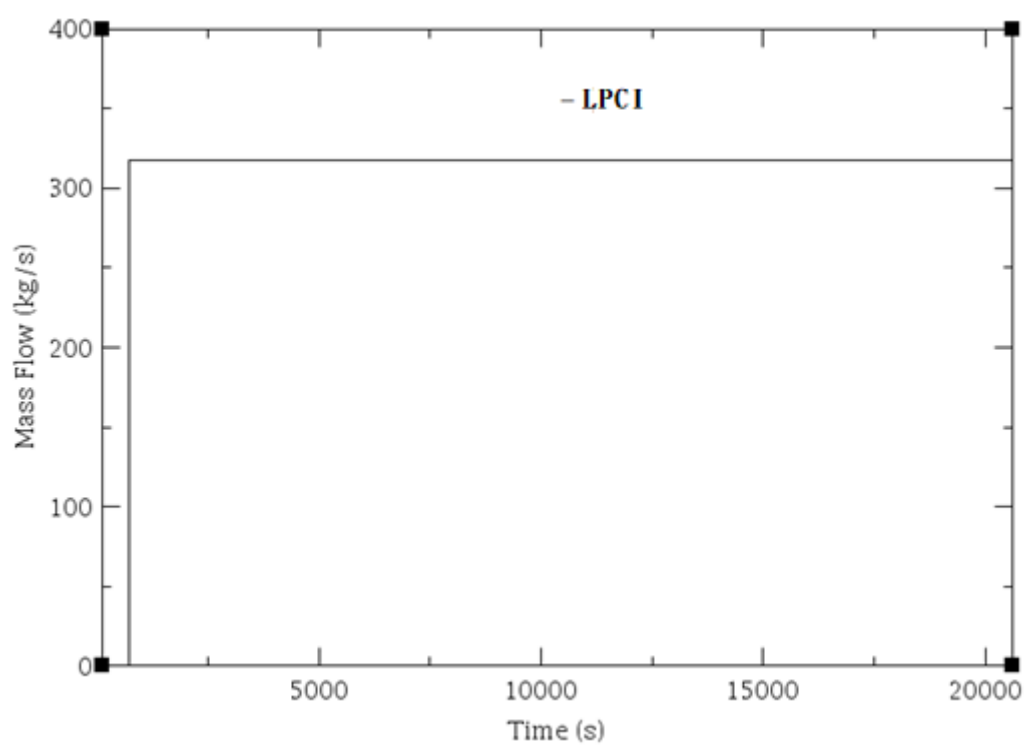


圖 3.1.48 LPCI 注水策略注水流率

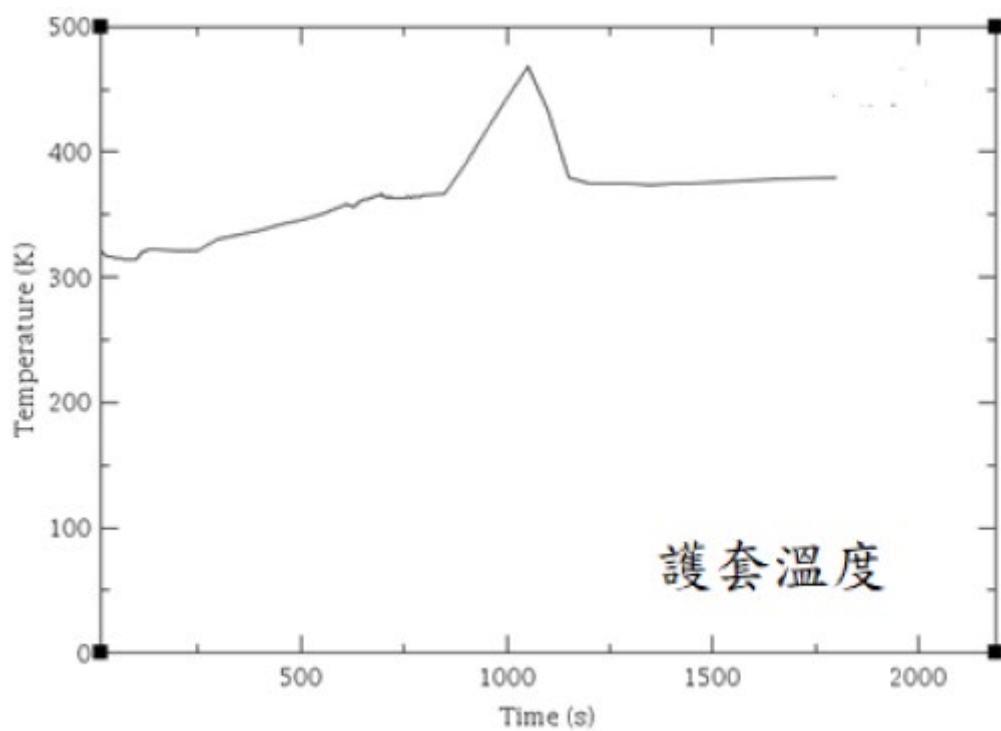


圖 3.1.49 LPCI 注水策略護套溫度變化圖

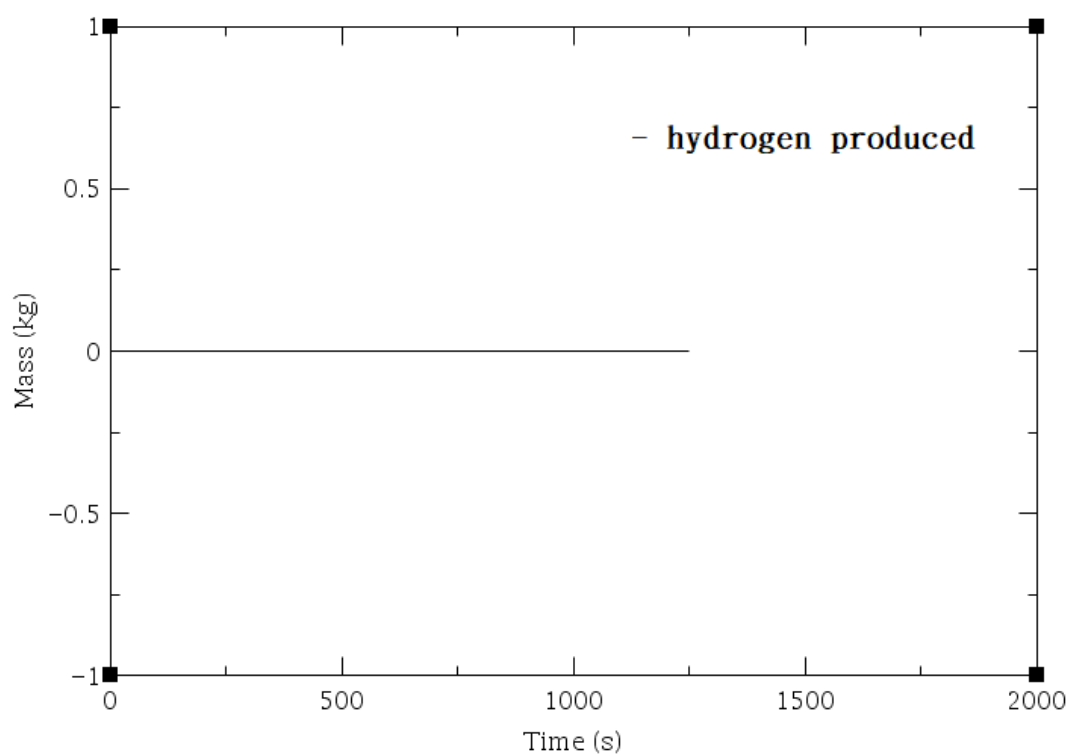


圖 3.1.50 LPCI 注水策略氫氣產生結果

(五) 結論與管制建議

本計劃主要分為兩項工作:1.研析核二廠除役過渡階段 LOCA 事故安全評估;2.彙整與研析 CAMP 國際會議程式應用與發展動態。以下分別詳細說明研究成果與相關管制建議。

本研究利用美國核管會所發布之最新版本 TRACE 程式精進核二廠除役過渡階段開蓋分析模式，並與核二廠 1 號停機後 180 天之系統相關流量與水溫量測數據進行比較與驗證，穩態驗證結果顯示 TRACE 程式與電廠量測數據之差異性皆小於 1%，例如餘熱移除系統進水流量差異最大約為 1.5 kg/s，而餘熱移除系統出水口溫度最大的差異約為 0.6 K。因此核二廠 TRACE 除役過渡階段開蓋分析模式具有相當之可靠度，並且可應用於相關暫態意外事故之評估與分析。

針對爐心貯存用過核子燃料階段假想發生再循環管路斷管事故，並考量不同停機冷卻時間條件 (7 天、30 天、60 天、90 天、180 天、以及 365 天)進行相關熱水流分析。評估結果除了包含暫態事故下溫度與水位之變化趨勢，也呈現燃料裸露後銼水反應發生並計算氫氣產生量以及燃料護套反應變化量。以停機後 7 天(衰變熱最大)案例為例，LOCA 事故發展初期破口的初始質量流率約為 2900 kg/s，系統的水位將於事故後

7.16 分鐘降至反應爐與上池的交界，事故經過約 9.46 分鐘後水位降至燃料頂端(TAF)，此時燃料開始裸露，直到水位降到 2/3 燃料高度處。後續水位下降之因素主要與燃料衰變熱大小有關，因此本研究彙整不同停機冷卻時間之案例評估結果，建立對應之水位變化與燃料護套溫升時序表，以供管制單位參考。

除此之外，國際文獻提及 LOCA 事故下燃料棒輻射熱傳項之考量會影響熱水流計算結果，因此本計畫也納入輻射熱傳項之相關評估，研析結果顯示輻射熱傳計算在高衰變熱案例中，具有顯著之影響性，對於時序之影響最大差異為 7.8%。

於低壓安全注水救援策略評估中，採取保守假設一組設備可用之條件下，進行燃料棒完整性之評估，分析結果顯示 LOCA 事故後約 576 秒時水位會低於 L1(9.73m)，此時啟動 LPCI 注水訊號，LPCI 經過延遲約 17 秒注水進入爐心旁通區，水位維持於 2/3 燃料高度位置，事故中最高燃料護套溫度為 468K，最熱點發生於燃料第 18 個節點處，分析結果顯示 LPCI 補水策略能夠因應除役過渡階段之 LOCA 嚴重事故發展，並且確保燃料護套溫度不會持續上升，燃料棒完整性安全無虞。

管制建議:

1. 由於熱流估算程式內含多組熱傳計算公式與經驗式，隨著國際實驗設施增廣與實驗精進以至於相關熱流實驗數據陸續產出，程式依據實驗數據而精進內建熱流經驗公式有助於使分析結果較為貼近實際電廠現況，因此建議核電廠分析工具需以最新版本之程式計算結果較具有可信度，舊版熱水流分析程式有可能使用較舊或已淘汰之經驗公式，因此分析結果仍需質疑。
2. 由於近年實驗數據豐碩產出，TRACE 程式具有多組計算公式選項之功能，此能進行靈敏度分析與實驗驗證。另一方面，代表著業主提供安全分析報告時，需說明程式相關採用之經驗式或公式，例如針對鎢水反應評估時，採用 Cathcart-Pawel 或 Baker-Just 經驗式會影響護套溫度升溫趨勢等，因此業主需提供相關說明以讓審查單位檢視執行運算過程是否合理或保守。
3. TRACE 程式具有計算事故下燃料護套氧化比例與氫氣產生量之能力，建議後續可建立相關分析模式與核管驗證技術，以支援除役核電廠事故下用過燃料池氫氣產生與燃料完整性評估。

二、CAMP 國際組織發展動態暨技術發展

台灣與美國核管會自 2004 年起，簽訂程式應用與維護(Code Application And Maintenance Program, 以下簡稱 CAMP) 國際合作協議，相互交流核電廠熱水流安全分析程式研究與應用，其國際組織成員含括瑞典、德國、英國、芬蘭、捷克、烏克蘭、比利時、瑞士、匈牙利、義大利、西班牙、克羅愛西亞、斯洛維亞、加拿大、阿根廷、台灣、日本、韓國、中國、阿拉伯聯合大公國等國。由於台灣加入 CAMP 國際合作計畫已有 18 年，在程式發展與技術上貢獻功不可沒，NUREG/IA 技術報告發表累積共 32 篇(如圖 3.2.1)，以及先前 PARCS 中子評估程式結合 BWR、ABWR 分析模組等相關技術與成果分享於 CAMP 組織與交流平台中，美國核管會特別感謝台灣之貢獻。

近年有鑑於美國大力推廣與發展 CAMP 相關程式，可以看到除了美國將 CAMP 程式作為 NRC 審查與技術支援工具外，歐盟大型組織研究計畫也增加許多預算與專案來針對 CAMP 程式執行發展國內相關核設施之研究與程式驗證方面，不過今年 CAMP 組織成員還是以運轉中的核設施為分析標的，目前並未見到有其他國應用於除役核電廠之安全分析領域中，因此關於國外除役分析技術方面資訊較少；相對的，近年台灣核電廠除役相關

熱流分析經驗與技術發展，值得透過 CAMP 活動來展現成果。

值得一提的是，歐洲有些國家政府核管單位近年增加預算或組織新的監管單位來利用 CAMP 程式進行國內相關核管工作與技術支援，因此 CAMP 國際合作計畫未來能見到更多國際核管單位相關審查技術分享與經驗交流，透過此計畫能夠把這些技術與經驗回饋至國內核管單位與協助相關核安審查作業。

以下就針對今年度 CAMP 程式技術發展與國際組織成員發展動態進行摘要說明。

NUREG/IA's published (2009-2022)-Total of 166

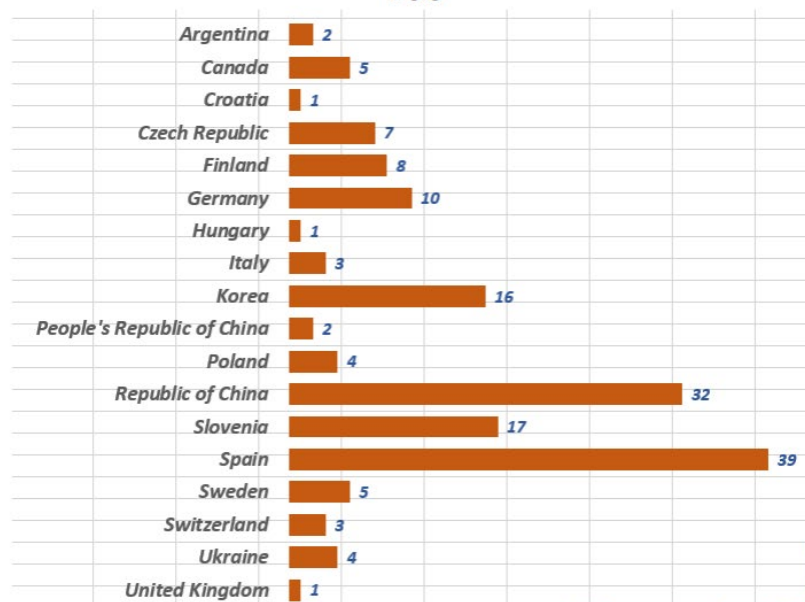


圖 3.2.1 NUREG/IA 報告發表累積篇數 (摘自 CAMP 秋季會議簡報)

(一)CAMP 程式發展動態

美國核管會針對 TRACE 程式計算再注水(Reflood)階段液滴模式計算進行精進並發表其成果「Status of Droplet Field Implementation to Improve TRACE Reflood Modeling」。由於液滴的移動與熱傳特性和液膜(liquid films)具有差異，液滴濃度是一個不斷發展的現象，管道內的流動隨著流速會有不同流動發生，環狀流(Annular Flow)則是當氣體速度大於液體速度時，管內所發生之汽液雙相流，如圖 3.2.2 所示。TRACE 程式當今最新版本為 V5.0 P7(2022)，需要在程式中驗證液滴場(Droplet Field)與精進再注水過程計算，規劃時程如圖 3.2.3 所示。新版 TRACE 在連續方程式(圖 3.2.4)、運動方程式(圖 3.2.5)以及界面區域傳輸方程式(圖 3.2.6)等做出了改良，對於不同的流動區域做出控制方程式的選擇，如圖 3.2.7 所示。

此程式精進之液滴模式，採用 FLECHT-SEAST 設施進行實驗與比對驗證，圖 3.2.8 為 FLECHT-SEAST 設施特性說明，包含了設施幾何結構、測試功率範圍、測試壓力範圍、測試流率範圍、以及進口流體次冷度等條件。根據 FLECHT-SEAST 設施，建立 TRACE 程式 V5.0 版本之分析模型，模型中以單一 Vessel 組件並分割為 16 個軸向單元，如圖 3.2.9 所示。實驗

中選用三種不同進水率作為比對(圖 3.2.10)，並在分析模型中根據三種不同進水高度做出再注水過程的模擬(圖 3.2.11)，以得到溫度與反應時間圖，最後與 TRACE V5.0 P7 最新版本結果做比較(如圖 3.2.12~圖 3.2.14)。實驗數據驗證結果顯示，TRACE V5.0 P7 版本精進之 Drop Field Update，大大提高了液滴場計算的可靠性，因此於新版 TRACE 程式中採用精進之液滴場計算模式。未來 USNRC 將持續精進 pool entrainment 計算模式，格架內液滴機制，提升計算穩定性，以及擴展 TRACE 程式之計算能力。

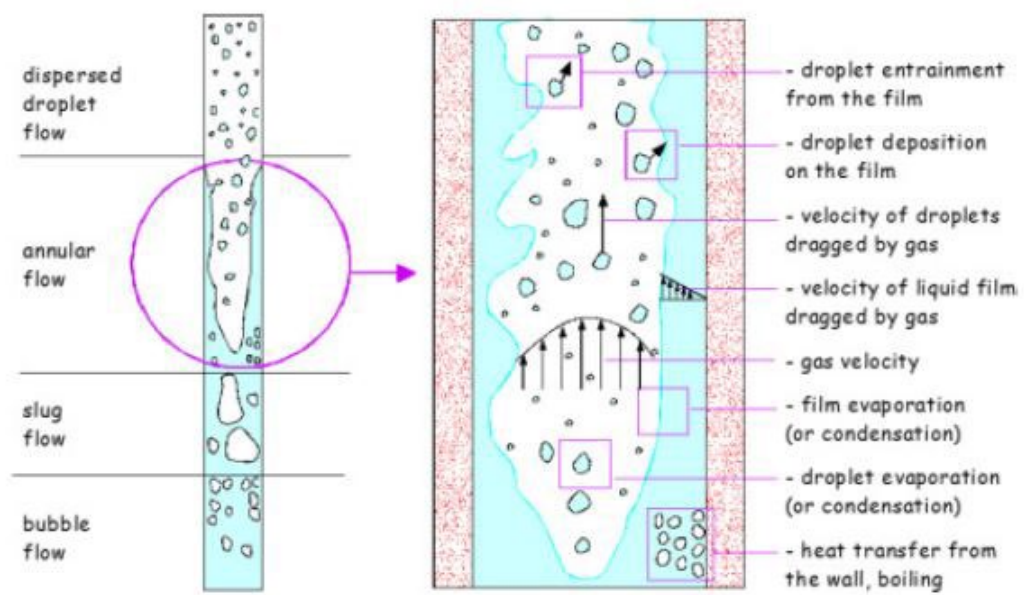


圖 3.2.2 流體在管道內所產生的各種流動(R.P. Chhabra. et al., 1999)

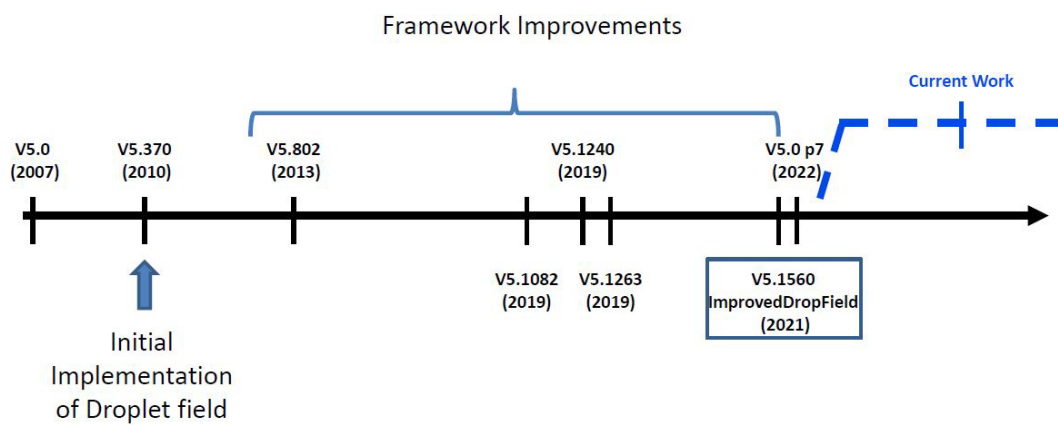


圖 3.2.3 TRACE 程式精進時程(摘自 USNRC 簡報)

Total Continuity

$$\frac{\partial(\alpha_g \rho_g + (1 - \alpha_g) \rho_l)}{\partial t} + \nabla \cdot (\alpha_D \rho_l \vec{v}_D + \alpha_g \rho_g \vec{v}_g + (1 - \alpha_g - \alpha_D) \rho_l \vec{v}_l) = 0$$

Total Gas Continuity

$$\frac{\partial \alpha_g \rho_g}{\partial t} + \nabla \cdot (\alpha_g \rho_g \vec{v}_g) = \Gamma_g$$

Nomenclature

g – gas

l – liquid

D – droplet

Droplet Continuity

$$\frac{\partial \alpha_D \rho_l}{\partial t} + \nabla \cdot (\alpha_D \rho_l \vec{v}_D) = \Gamma_{g \rightarrow D} + \Gamma_{entr}$$

Constitutive Relations

$$\alpha_g + \alpha_{CL} + \alpha_D = 1$$

$$\Gamma_{g \rightarrow CL} + \Gamma_{g \rightarrow D} = -\Gamma_g$$

圖 3.2.4 連續方程式(摘自 USNRC 簡報)

Continuous Liquid Equation of Motion

$$\frac{\partial \vec{v}_{CL}}{\partial t} + \vec{v}_{CL} \cdot \nabla \vec{v}_{CL} = -\frac{1}{\rho_l} \nabla P + \frac{\vec{f}_{wl} + \vec{f}_{i,CL} - \Gamma_{g \rightarrow CL}(\vec{v}_{CL} - \vec{v}_i) + \Gamma_{entr}(\vec{v}_D - \vec{v}_{i,D})}{(1 - \alpha_g) \rho_l} + \vec{g}$$

Gas Equation of Motion

$$\frac{\partial \vec{v}_g}{\partial t} + \vec{v}_g \cdot \nabla \vec{v}_g = -\frac{1}{\rho_g} \nabla P + \frac{\vec{f}_{wg} - \vec{f}_i - \Gamma_g(\vec{v}_g - \vec{v}_i)}{\alpha_g \rho_g} + \vec{g}$$

Droplet Equation of Motion

$$\frac{\partial \vec{v}_D}{\partial t} + \vec{v}_D \cdot \nabla \vec{v}_D = -\frac{1}{\rho_l} \nabla P - \frac{\vec{f}_{iD} + \Gamma_{g \rightarrow D}(\vec{v}_D - \vec{v}_i) - \Gamma_{entr}(\vec{v}_D - \vec{v}_{i,D})}{\alpha_D \rho_l} + \vec{g}$$

圖 3.2.5 運動方程式(摘自 USNRC 簡報)

Interfacial Area Transport Equation

$$\frac{\partial a_i}{\partial t} + \nabla \cdot (a_i \vec{v}_D) = \phi_{film} + \phi_{pool} + \phi_{ph}$$

圖 3.2.6 界面區域運輸方程式(摘自 USNRC 簡報)

Film Entrainment	Pool Entrainment	Phase Change
(Wang, Sawant, Ishii 2019)	(Yoo et al. 2019)	TRACE v5.0 Theory Manual 2007
$\epsilon_{film} = \epsilon_{max} \tanh \left(1.48 \times 10^{-6} Re_{la}^{0.47} We^{1.15} \left(\frac{D}{\sqrt{g \Delta \rho}} \right)^{0.71} \right)$ $\frac{\epsilon_{max} \sqrt{\frac{\sigma}{g \Delta \rho}}}{\mu_f} = \begin{cases} 0.00515 Re_{la}^{0.69} & \text{for } Re_{la} \leq 800 \\ 0.521 & \text{for } Re_{la} > 800 \end{cases}$	$\epsilon_{pool} = 1.5 \min \left[2.5, \left(\frac{\alpha_g v_g}{j_{g,crit}} \right)^2 \right] G_g$	$\Gamma_{g,D} = \Gamma_{evap,D} + \Gamma_{D,Boil} + \Gamma_{flash}$
$\phi_{film} = \frac{6 \epsilon_{film}}{D_{entr} \rho_l}$	$\phi_{pool} = \frac{6 \epsilon_{pool}}{D_{drop} \rho_l}$ $D_{drop} = \frac{1}{3} \min \left(5.07 La N_{\mu g}^{0.176}, \frac{18 \sigma}{\rho_g j_g^2} \right)$	$\phi_{ph} = \frac{6 \Gamma_{g,d}}{D_{sm} \rho_l}$

圖 3.2.7 控制方程式的選擇(摘自 USNRC 簡報)

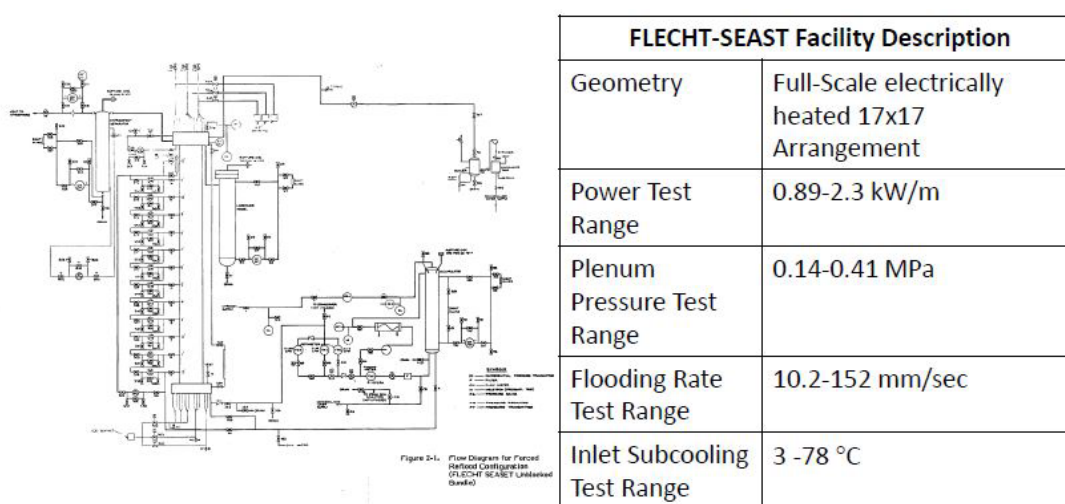


圖 3.2.8 模型的邊界條件設定(摘自 USNRC 簡報)

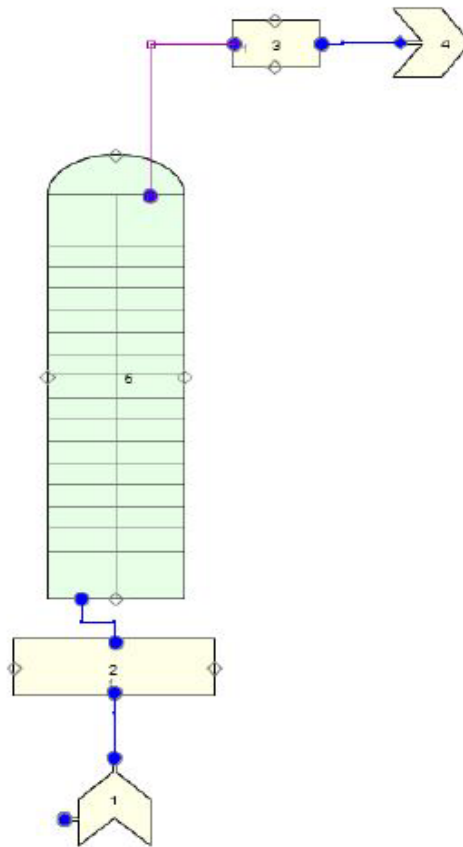
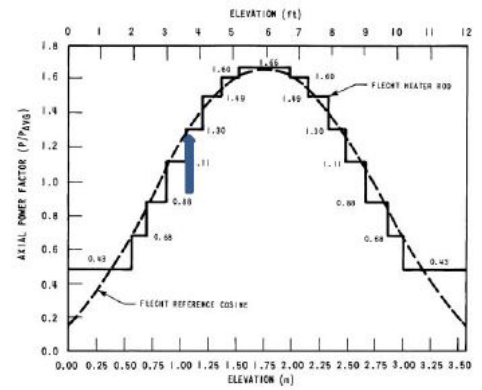
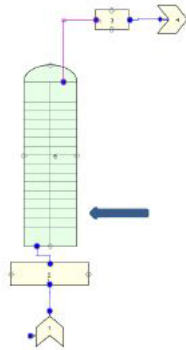


圖 3.2.9 TRACE 模式中所建立之模型(摘自 USNRC 簡報)

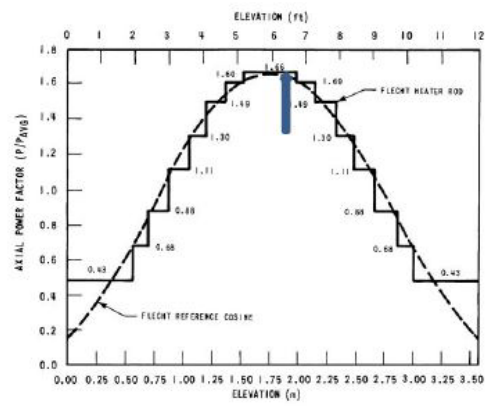
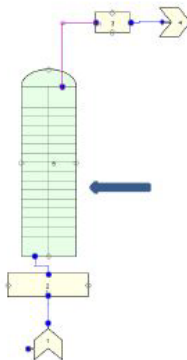
Test No.	Flooding rate (m/s)	Pressure (MPa)	Initial rod temp. (°C)	Coolant temp. (°C)	Peak rod power (kW/m)	Number of failed rods
31701	0.1550	0.28	872	53	2.3	2
31302	0.0765	0.28	869	52	2.3	4
31203	0.0384	0.28	872	52	2.3	2
31805	0.0210	0.28	871	51	2.3	2
32013	0.0264	0.41	887	66	2.3	2
34209	0.0272	0.14	891	32	2.3	5

圖 3.2.10 測試數據(摘自 USNRC 簡報)

Z=1.2192 m



Z=1.9812 m



Z = 2.4384 m

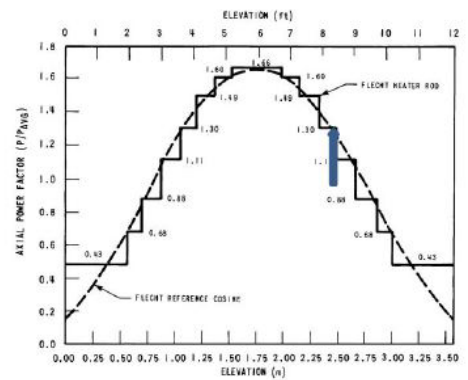
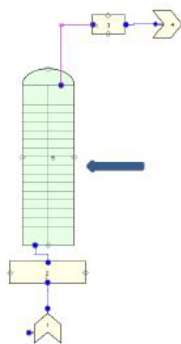
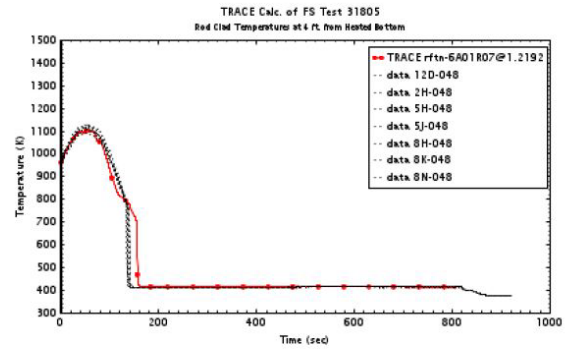
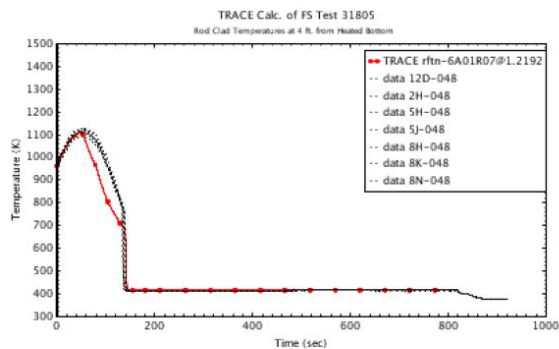


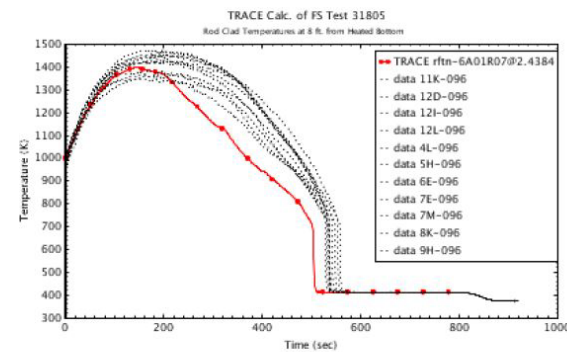
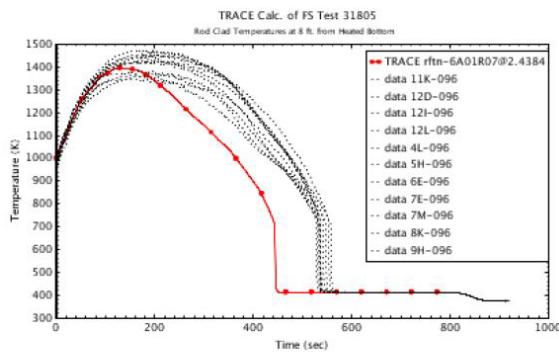
圖 3.2.11 三種不同高度再注水口(摘自 USNRC 簡報)

Low Flooding Rate

Z=1.2192 [m]



Z=1.9812 [m]



Z=2.4384 [m]

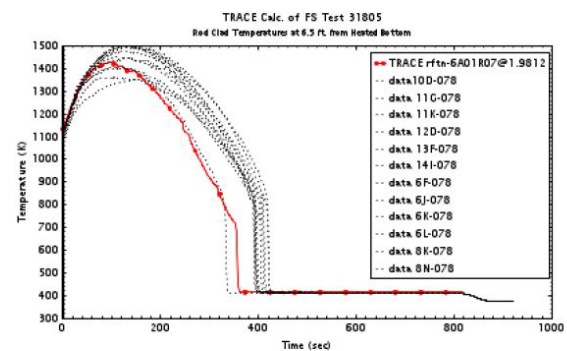
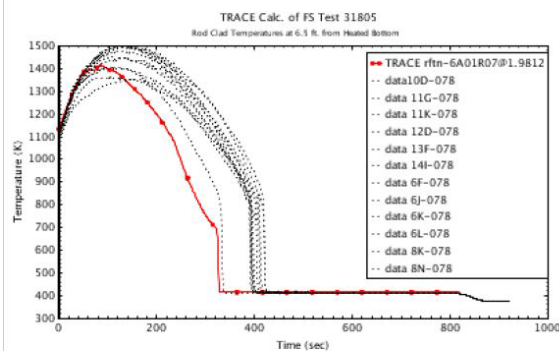
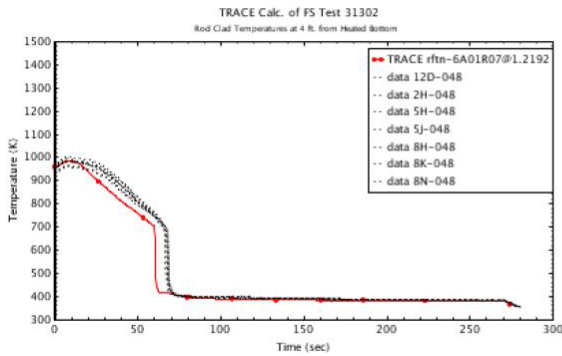


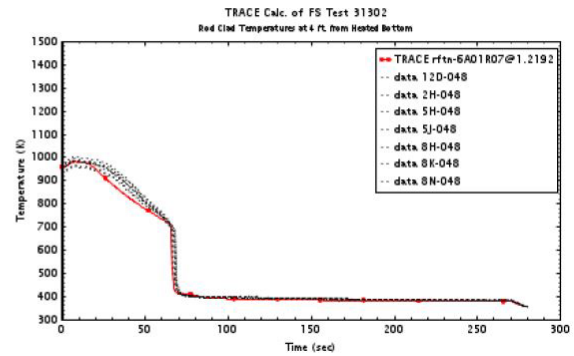
圖 3.2.12 低流率計算結果(摘自 USNRC 簡報)

Medium Flooding Rate

Z=1.2192 [m]

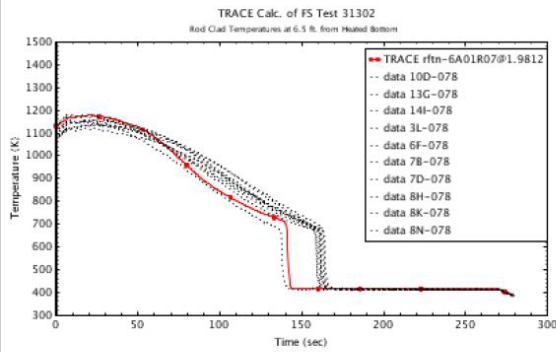


TRACE V5.0 P7

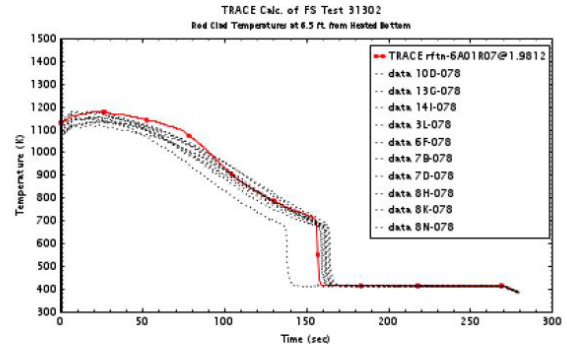


3-Field TRACE

Z=1.9812 [m]

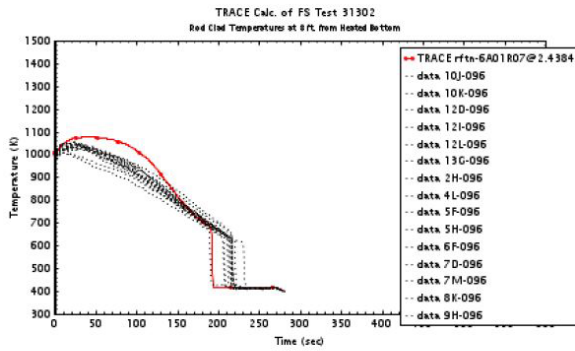


TRACE V5.0 P7

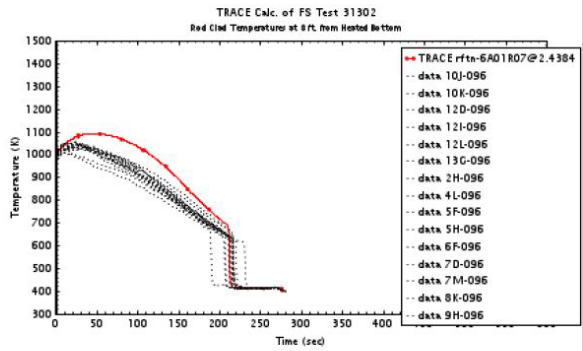


3-Field TRACE

Z=2.4384 [m]



TRACE V5.0 P7

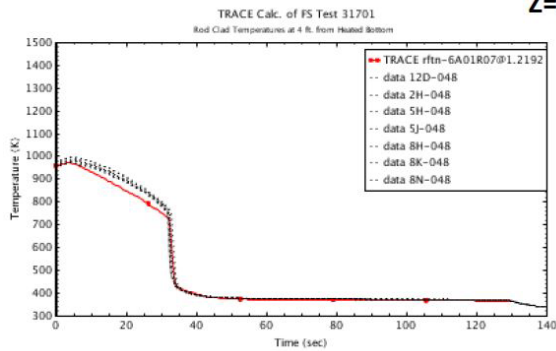


3-Field TRACE

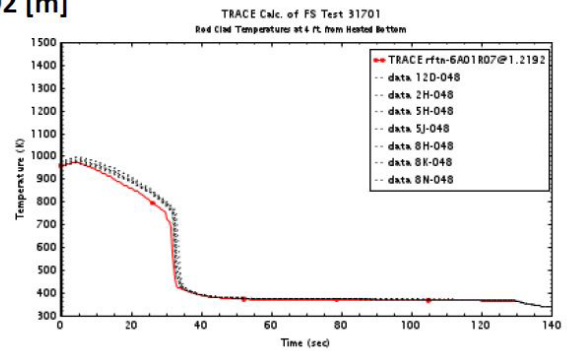
圖 3.2.13 中流率計算結果(摘自 USNRC 簡報)

High Flooding Rate

Z=1.2192 [m]

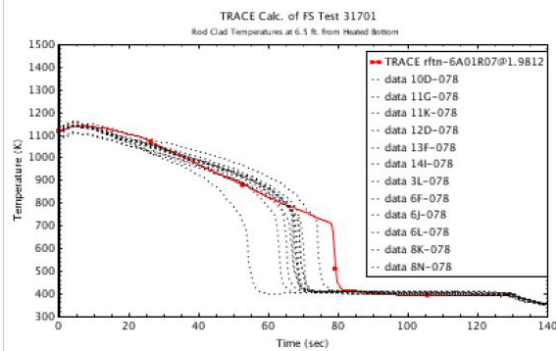


TRACE V5.0 P7

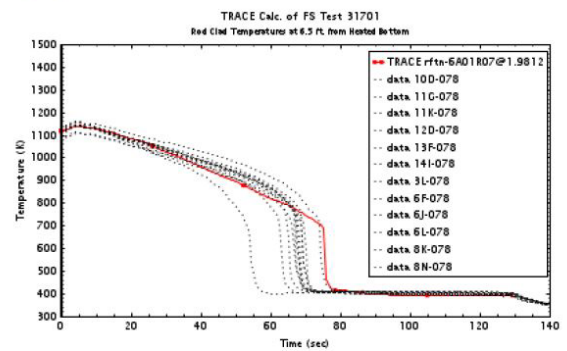


3-Field TRACE

Z=1.9812 [m]

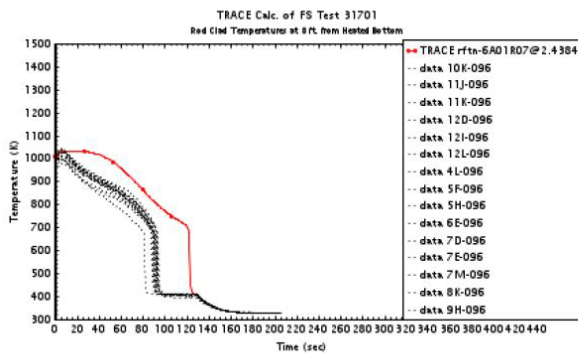


TRACE V5.0 P7

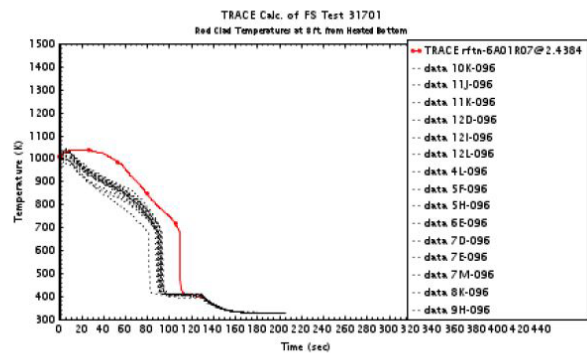


3-Field TRACE

Z=2.4384 [m]



TRACE V5.0 P7



3-Field TRACE

圖 3.2.14 高流率計算結果(摘自 USNRC 簡報)

(二)CAMP 組織發展動態

今年度由匈牙利、捷克、與芬蘭說明 CAMP 發展動態，捷克共和國於 CAMP 春季會議中發布「CAMP Activities in the Czech Republic」，以下摘要捷克境內核設施介紹、CAMP 計畫執行、以及參與 CAMP 計畫組織的相關動態。捷克參與 CAMP 計畫組織分別有 UJV Rez, a.s.、State Institute for Radiation Protection (SURO)、Research Centre Rez (CVR)、TES, s.r.o、Skoda JS, a.s.、Czech Technical University in Prague, Faculty of Nuclear Science and Physical Engineering 等機構。

捷克境內核設施介紹：

根據圖 3.2.15，目前捷克擁有 2 座核能電廠，分別是 WWER-1000、WWER-440，以及 4 座實驗性反應爐，其中 2 座，LVR-15 與 LR-0 坐落 Centrum výzkumu Řež，VR-1 由 Czech Technical University 運營、而 VR-2 正在興建中。核廢料儲存槽分別位於 Dukovany、Jachymov、Rez、Litomerice、Beroun 這 5 個區域。

WWER-440 位於 Dukovany，圖 3.2.16，從 1985 年開始運營，該核電廠共有 4 個反應爐，分別提供約 500 MW。WWER-1000 位於 Temelin，圖 3.2.17，從 2000 年開始運營，該核電廠

共有 2 個反應爐，分別提供約 1090 MW。

LVR-15 是一種輕水箱式研究反應爐，圖 3.2.18、圖 3.2.19，從 1898 年開始試營運，運行功率約 10 MWt，主要用於材料研究、中子活化分析、開發與生產放射性藥品等。

LR-0 是輕水、零功率的池式反應爐，圖 3.2.20、圖 3.2.21，主要用於建模與驗證 VVER(Water-Water Energetic Reactor, WWER)反應爐容器所使用的材料之輻射損傷、吸收核廢料材料安全實驗驗證...等。

在捷克參與 CAMP 計畫的組織有以下單位：

- **State office for Nuclear Safety (SUJB, regulatory body and NRC partner in CAMP agreement since 1994)**
- **Nuclear Research Institute Rez (UJV Rez a.s., started work with the NRC codes in 1990)**
- **Research Centre Rez (CVR)**
- **TES, s.r.o.**
- **CHEMCOMEX, a.s.**
- **Institute for Applied Mechanics Brno (UAM)**
- **Technical University Brno (VUT), Faculty of Electrical Engineering and Communication**
- **Czech Technical University, Faculty of Mechanical Engineering**
- **Czech Technical University, Faculty of Nuclear Science and Physical Engineering**
- **Skoda JS, a.s.**

- **National Radiation Protection Institute (SURO)**
- **ES Group s.r.o.**

其中針對幾個單位執行內容進行摘要說明：

Nuclear Research Institute Rez (UJV Rez a.s.) 對於在 Temelin 的 WWER-1000 以及 Dukovany 的 WWER-440 都有設計基準事故(Design Basis Accident,DBA)以及設計延伸條件(Design Extension Conditions,DEC)的分析，例如：核電廠設計、功率提升、新型核燃料設計、定期安全審查、事件評估。另外 UJV 也進行相關第三方驗證工作、新方法論發展與評估、以及研究計畫執行。UJV 參與經濟合作暨發展組織核能署(OECD/Nuclear Energy Agency (NEA))，棒束熱傳 (Rod Bundle Heat Transfer, RBHT)計畫，此計畫的目標將在美國 RBHT 設施進行實驗，以便執行以下工作：1.在邊界條件下，模擬原型 PWR 燃料棒再注水情況；2.探討複雜的影響(例如：震盪)、入口流量的影響；3.獲得有關流速、溫度分布、熱通量和液滴尺寸分布的高質量數據；4.進一步開發與評估熱流力學與子通道代碼。

Research Centre Rez (CVR) 主要執行 WWER-1000 與 WWER-440 的 DBA 安全分析、LVR-15 和 LR-0 池反應爐安全分析、以及 Energy Well 計畫。Energy Well 概念代表一個小型模組化高溫反應爐，其容量約為 20MWt，由熔鹽冷卻，圖 3.2.23、

圖 3.2.24。

國家輻射防護研究所 (State Institute for Radiation Protection, SURO) 在 2017 年成為了 SUJB 在核能安全領域的新傳輸系統執行單位 (Transmission System Operator, TSO)，而在 2017 之前，SURO 只是輻射防護領域的 TSO。在最初開始，SURO 與 Rez 研究中心密切合作，但現今 SURO 擁有 WWER-1000 以及 WWER-440 的 TRACE 模型，以及其他的模型在 CAMP code、PARCS 程式，圖 3.2.25 為 WWER-440 RPV 模型用於新核燃料 Pk3+評估。SURO 不僅為 SUJB 進行獨立的安全評估，也進行各種研究計畫。

TES, s.r.o. 機構主要執行 RELAP5 與 TRACE 程式之研究，其中分別摘要 RELAP5 與 TRACE 執行的內容：

RELAP5：

1. WWER-1000 以及 WWER-440 的 DBA、DEC 安全分析，用於準備、評估緊急程序。
2. WWER-440 的重要飼水系統設計變更評估：200 mm LOCA (Loss of Coolant Accident) 伴隨 Extreme Wind ($p=10^{-5}/y$)。
3. CZ-韓國研究項目：針對運行 PWR 與 APR 系列 PWR 對於 DEC 狀態時，進行改進與檢查緩解能力。此計畫，對於 PSB-VVER UP-11-08 (IB LOCA 11% of the Upper

Plenum)測試數據，利用 RELAP5/MOD3.3 code 進行評估。

TRACE：

1. WWER-1000 以及 WWER-440 的 DBA、DEC 安全分析，用於準備、評估緊急程序。
2. 歐盟在 OPPIK(Application of Codes and Correlation for the Calculation of Boiling Crisis in Nuclear Reactors)計畫，對於國際基準 V1000CT-1(科茲洛杜伊核電站主冷卻劑啟動)進行後測計算，並進一步作為 ALTHAMC12 計畫中子通道分析的輸入資料。
3. CZ-韓國研究項目：針對運行 PWR 與 APR 系列 PWR 對於 DEC 狀態時，進行改進與檢查緩解能力。建立 ATLAS 實驗裝置的計算模型。TRACE V5.0 根據 Test A4.1 的數據進行評估，其數據代表 IB LOCA on the Cold Branch of the Primary Loop of Equivalent Size 17% on the APR1400。

Skoda JS, a.s. 單位建立了 WWER-1000 的 TRACE 模型，執行穩態分析、喪失流體事故(Loss of Flow Accident, LOFA)、喪失二次側冷卻水事故(Loss of Secondary Water Events)計算；增進 WWER-440 的 TRACE 模型、Modeling of Boron Insertion Actions、LOFA 事件計算；使用 GenPMAXS 和 Serpent，增進 2D WWER-1000 反應器模型並準備 PARCS 中的 WWER-440 反應器模型，將用來評估核燃料 Pk3+。

Czech Technical University, Faculty of Nuclear Science and Physical Engineering (FJFI) 使用 PARCS-PATHS (Termohydraulic) Coupling，研究 BEAVERS 的基準數據與 NuScale 設計模型。並且開發與執行在 PARCS 中如何使用 SCALE Poaris 與 Serpent 數據的方法。利用 RELAP-PARCS Coupling 進行 VR-1 零功率池反應爐的 DBA 分析。

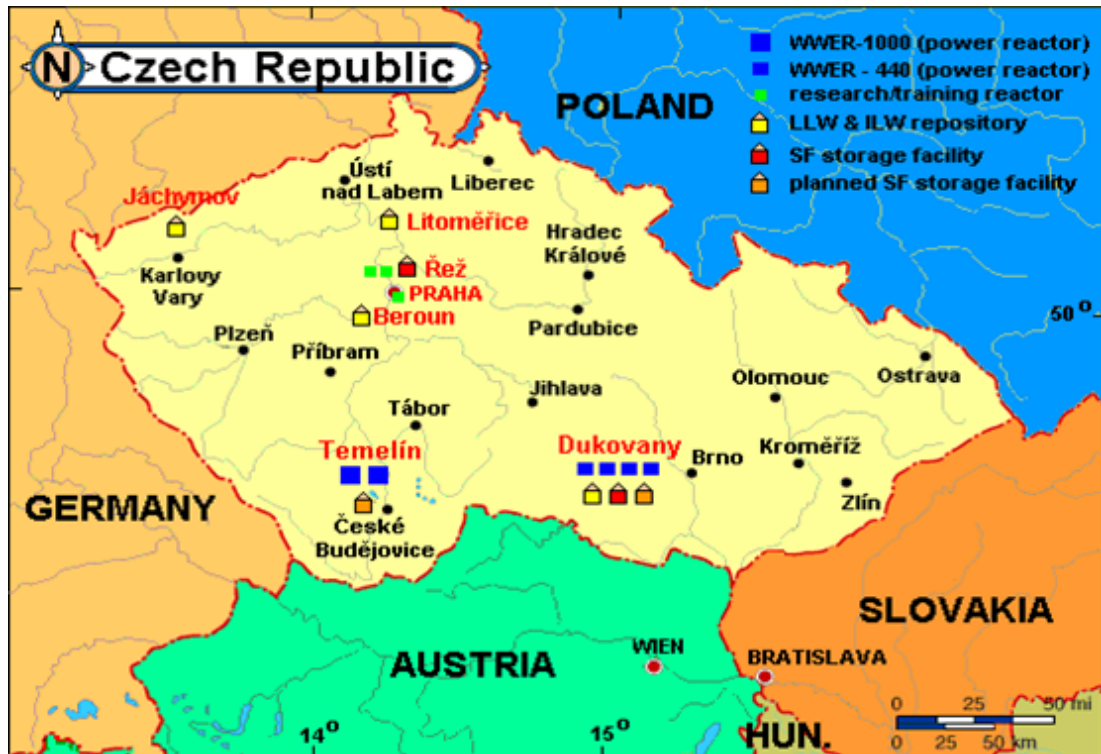


圖 3.2.15 捷克核設施分布圖(摘自 CAMP，SURO 提供)



圖 3.2.16 WWER-440 核電廠(摘自 CAMP，SURO 提供)



圖 3.2.17 WWER-1000 核電廠(摘自 CAMP，SURO 提供)



圖 3.2.18 LVR-15 研究反應爐(摘自 CAMP，SURO 提供)

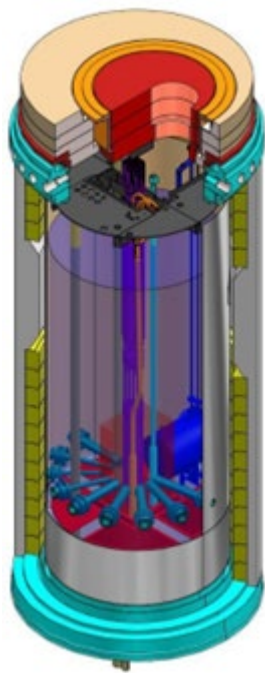


圖 3.2.19 LVR-15 設計圖

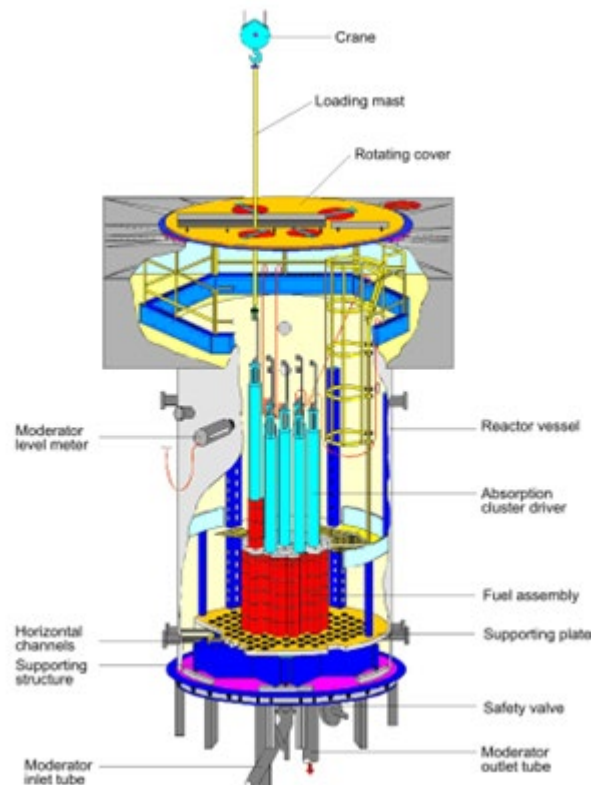


圖 3.2.20 LR-0 設計圖

(摘自 CAMP，SURO 提供)

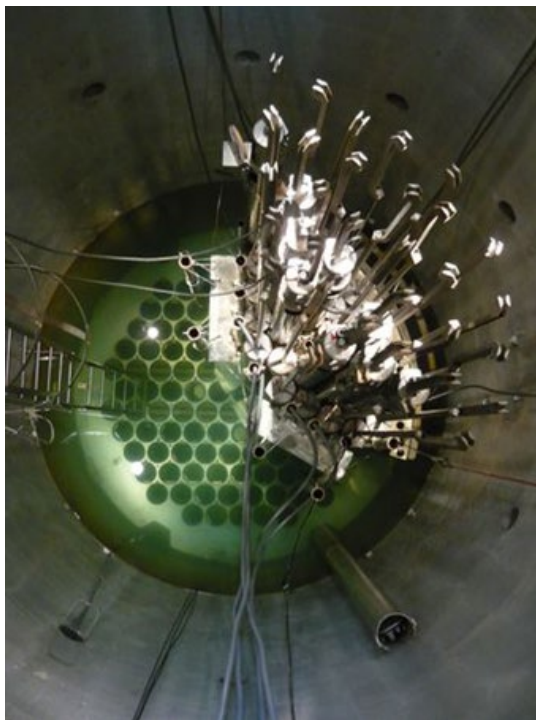


圖 3.2.21 LR-0 實驗反應爐(摘自 CAMP，SURO 提供)

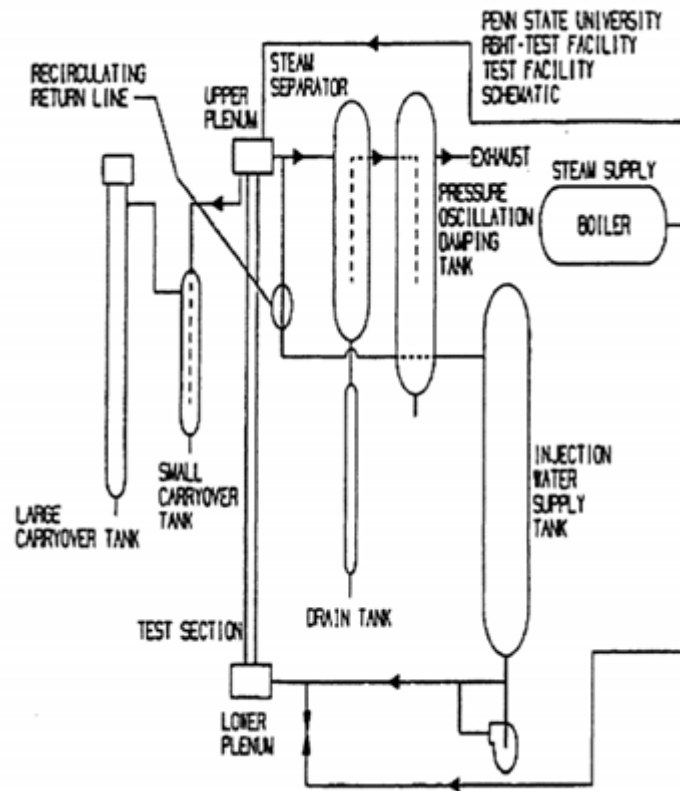


圖 3.2.22 RBHT 結構示意圖(摘自 CAMP，SURO 提供)

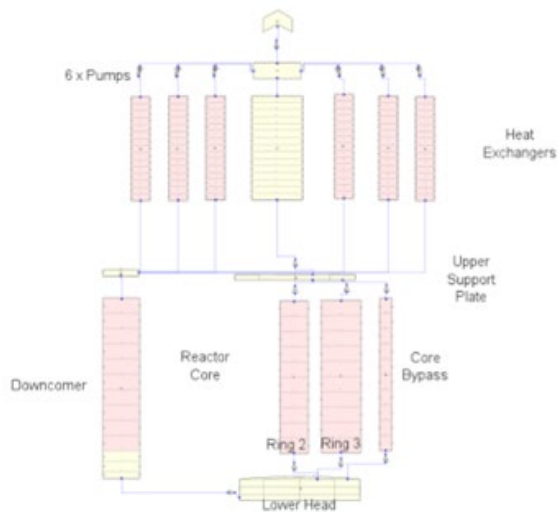


圖 3.2.23 Energy well 模型



圖 3.2.24 Energy well 剖面圖

(摘自 CAMP，SURO 提供)

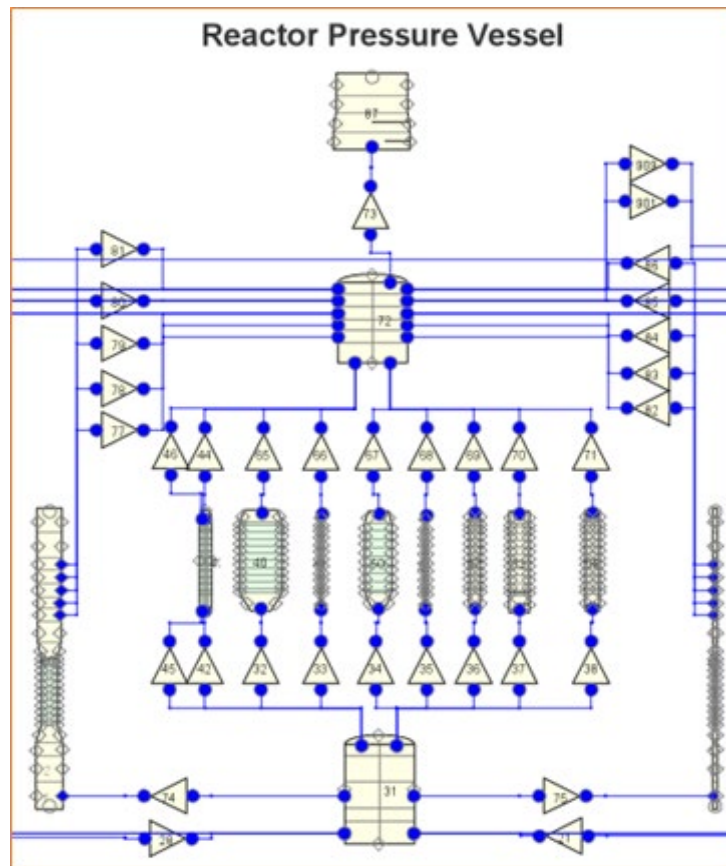


圖 3.2.25 WWER-440 RPV 模型用於新核燃料 Pk3+評估(摘自
CAMP，SURO 提供)

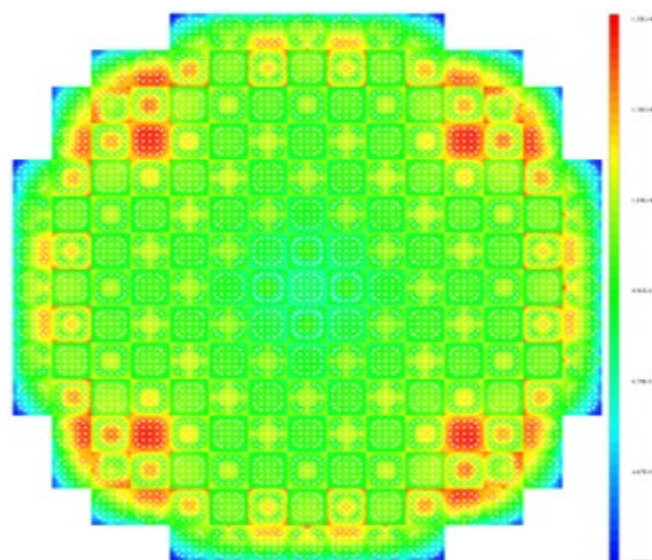


圖 3.2.26 Power distribution (rods) in BEAVERS, calculation(摘自
CAMP，SURO 提供)

Triton-PARCS-PATHS

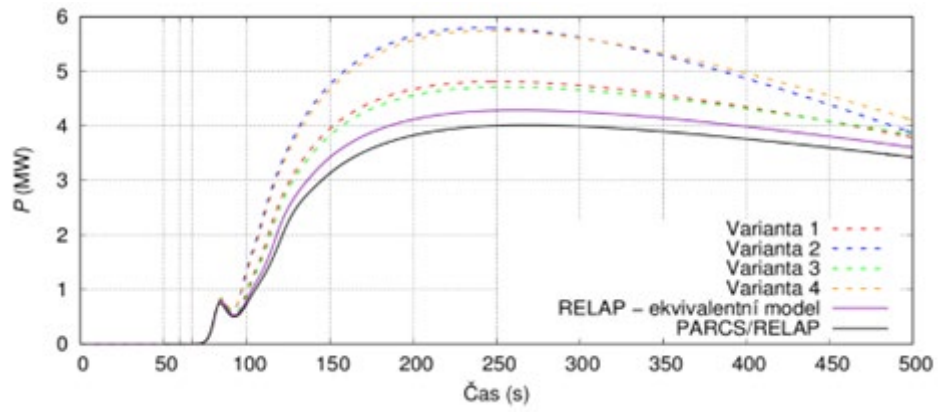


圖 3.2.27 $0.7\beta_{ef} / 7$ s insertion to VR-1, RELAP – PARCS (摘自

CAMP，SURO 提供)

芬蘭發展動態：

芬蘭於 2022 年國際 CAMP 秋季會議中由芬蘭國家技術研究中心(VTT)代表方 Seppo Hillberg 發布「Status of CAMP Activities in Finland」，分享芬蘭境內電力現況、計畫組織、程式使用情形、以及 VTT 未來規劃等。2021 年芬蘭發電量占比中，再生能源約 53.2%、核能 32.7%、石化能源與煤炭 13.7%，其他占比 0.4%，如圖 3.2.28 所示，而芬蘭這 20 年來的發電佔比中，可以得知核能一直保持著穩定供應能源之腳色，如圖 3.2.29 所示。芬蘭即將於 2023 年推動國家核能安全與核廢料管理安全計畫(SAFER)，這項國家科技和科學研究計畫延續 SAFIR(Series of Government-Led Nuclear Safety) 與 KYT(Nuclear Waste Management Safety)計畫，為期 6 年並含括參與 CAMP 國際活動及取得最新模擬程式。芬蘭參與 CAMP 之單位包含 Fortum(芬蘭能源公司)、Teollisuuden Voima(TVO 核電廠)、Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK 輻射與核能安全署)、Platom(核能安全服務公司)、Lappeenranta University of Technology (LUT 大學)、以及 VTT Technical Research Centre(芬蘭科技研究院)等，以下詳細摘要其各單位在 CAMP 計畫上之腳色與責任。

Fortum 為芬蘭能源公司，主要營運核能電廠 Loviisa 1 號機組與 2 號機組，Loviisa 核電廠皆為 VVER-4040 型號，Loviisa 1 號機輸出功率為 507MWe，Loviisa 2 號機輸出功率為 502MWe。現今兩部機組運轉執照分別將於 2027 年與 2030 年到期，Fortum 將申請新的執照以延役至 2050 年底。Fortum 公司準備跨入使用 TRACE 和 RELAP5 程式之應用，目前已經使用 SNAP 以及 MELCOR(CSARP)程式。

Teollisuuden Voima(TVO)為芬蘭第二個核電廠，建立於 1969 年，主要有 3 部機組分別為 Olkiluoto 1(1978 年)，Asea Atom BWR 型態，運轉功率為 890MWe；Olkiluoto 2(1980 年)，Asea Atom BWR 型態，運轉功率為 890MWe，兩部機組運作執照到 2038 年；Olkiluoto 3，EPR 型態，運轉功率為 1600Mwe，現今正在測試階段並於 2022/12/27 準備商業化，但在飼水泵 (Feed Water Pumps)上發現裂縫，因此日期將會延後。

輻射與核能安全署 Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK)為芬蘭的核能管制機關，STUK 並未直接使用任何 CAMP 的程式,而是藉由 TSOs 使用。

Platom：為一家專門提供核能安全相關服務之公司，未來將跨足 CAMP 程式領域並應用。

拉彭蘭塔理工大學 Lappeenranta University of Technology (LUT)主要作為核能發電之培育人才，LUT 大學提供碩博士學位，其中核能研究室目前正執行許多熱水流測試與實驗設備，LUT 大學利用 CAMP 程式作為教學工具，相關電廠模式與 BERC-300 模式採用 TRACE 程式建造。

芬蘭國家技術研究中心(VTT)為北歐最大研究機構，建立於 1942 年，其 VTT 成立宗旨為對社會與科學帶來福祉。VTT 將會提供他們專業知識以及參與計畫 SAFER 的開發，並將在 TRACE 程式中建立芬蘭核電廠之分析模型，這些模型將應用於公眾並能夠進行實際之定性評估。

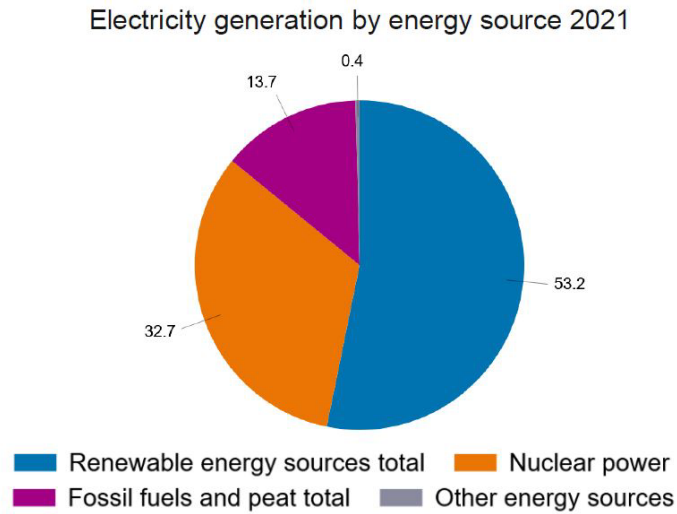


圖 3.2.28 芬蘭 2021 年發電量佔比(摘自 CAMP，VTT 提供)

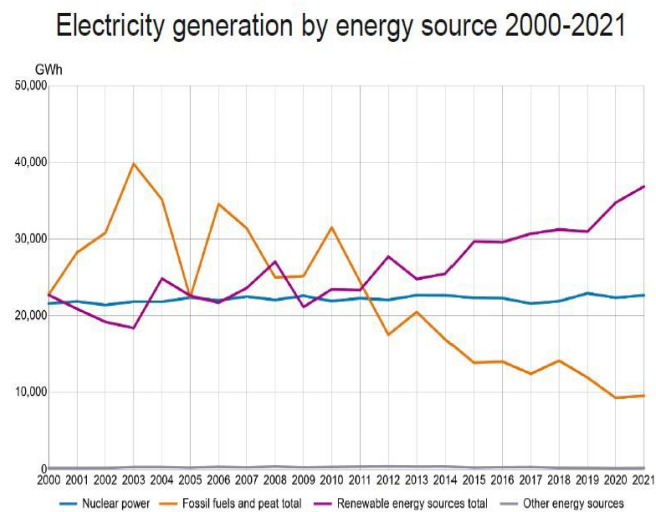


圖 3.2.29 芬蘭 2000 年-2021 年電力生產曲線(摘自 CAMP，VTT 提供)

肆、參考文獻

1. S. Carlos, F. Sanchez-Saez, S. Martorell, “Use of TRACE Best Estimate Code to Analyze Spent Fuel Storage Pools Safety”, Progress in Nuclear Energy, vol. 77, 2014, 224-238.
2. M. G. Zakir, “Simulation of reflooding on two parallel heated channel by TRACE”, AIP Conference Proceedings, vol. 1754, no. 1, 2016, 050045.
3. T.E. Collins, G. Hubbard, “Technical Study of Spent Fuel Pool Accident Risk at Decommissioning Nuclear Power Plants”, NUREG-1738, U.S. NRC, 2001.
4. US Nuclear Regulatory Commission. “Residual Decay Energy for Light-Water Reactors for Long-Term Cooling”, Branch Technical Position ASB 9-2, 1981.
5. 台灣電力股份有限公司，「核二廠除役計畫書」，2022 年。
6. U.S NRC, TRACE Theory MANUAL V5.0 P5 Field Equations, Solution Methods and Physical Models , 2017, Washington.
7. A. Machiels, B. Cheng, J. Kessler, F. Rahn, R. Yang, K. Edsinger, B. Carter, “Summary of the EPRI Early Event Analysis of the Fukushima Daiichi Spent Fuel Pools Following the March 11, 2011 Earthquake and Tsunami in Japan. ”, EPRI TR-1025058USA, 2012.
8. R. P. Martin, Design-basis Accident Analysis Methods for Light-water Nuclear Power Plants, 2019, 376.

行政院原子能委員會

委託研究計畫研究報告

111 年核電廠熱水流安全分析暨管制法規技術精進研究-微生物腐蝕
對於除役過渡階段的核電廠系統與組件安全維護的影響
2022 Thermal-Hydraulic Safety Analysis and Regulation Technical
Improvement for Nuclear Power Plant- Safety and maintenance
impact induces by the microbial corrosion on components of NPP
during decommissioning transition

計畫編號：111B008

受委託機關(構)：國立清華大學

計畫主持人：曾永信

聯絡電話：03-5715131#42858

E-mail address：yungshintseng@gmail.com

協同主持人：李進得、鍾曉萍

研究期程：中華民國 111 年 6 月至 111 年 12 月

研究經費：新臺幣 344 萬元

核研所聯絡人員：黃智麟

報告日期：111 年 11 月 22 日

目 錄

壹、計畫緣起與目的	3
貳、研究方法與過程	4
2.1 SRB 菌株活化與培養	6
2.2 實驗系統設置與試片製備	7
2.2.1 試片製備	7
2.2.2 浸沒實驗	8
2.2.3 生物膜活性觀察	9
參、主要發現與結論	11
3.1 敏化對於 304 SS MIC 影響[2]	11
3.1.1 敏化程度分析	11
3.1.2 質量變化與腐蝕速率	12
3.1.3 表面形貌	14
3.1.4 CLSM 生物膜與表面分析結果	25
3.2 加馬照射對於 304 SS MIC 影響	27
3.2.1 質量變化與腐蝕速率	27
3.2.2 表面形貌	28
肆、研究發現與管制建議回饋	35
伍、參考文獻	36

圖目錄

圖 1、實驗流程圖	5
圖 2、304 不銹鋼 DL-EPR 結果	11
圖 3、304 不銹鋼的質量改變(mg/cm^2)	12
圖 4、敏化 304 不銹鋼之質量改變(mg/cm^2)	13
圖 5、敏化 304 不銹鋼接菌後在不同天數下表面生物膜形貌	16
圖 6、接菌 60 天後敏化 304 不銹鋼腐蝕產物 EDS 分析	17
圖 7、150 天測試後，敏化 304 不銹鋼表面生物膜 SEM 與 EDX 圖	18
圖 8、敏化 304 不銹鋼浸沒測試後利用超音波震盪移除腐蝕產物後的 表面形貌（左為接菌，右為未接菌）	22
圖 9、敏化 304 不銹鋼浸沒利用超音波震盪移除腐蝕產物後之表面形 貌（左為接菌，右為未接菌）	25
圖 10、敏化 304 不銹鋼表面生物膜 5 天(a,b)、30 天(c,d)、180 天(e,f) 雷射共軛焦結果	26
圖 11、不同照射條件下敏化 304 不銹鋼之質量改變(mg/cm^2)	27
圖 12、無加馬照射之敏化 304 不銹鋼在不同天數下表面生物膜形貌	30
圖 13、在培養過程第 2 天經加馬照射後敏化 304 不銹鋼在不同天數 下表面生物膜形貌	31
圖 14、在培養過程第 7 天經加馬照射後敏化 304 不銹鋼在不同天數 下表面生物膜形貌	32
圖 15、不同照射條件下敏化 304 不銹鋼在第 30 天時於低倍率下的表 面生物膜形貌	32
圖 16、不同照射條件下敏化 304 SS 試片的表面腐蝕情形	34

表目錄

表 1、 POSTGATE Medium.....	7
表 2、 304 不銹鋼的化學成分表(wt %)	8
表 3、 DL-EPR 數據	11
表 4、 304 SS 與敏化 304 SS 試片的腐蝕速率.....	13
表 5、 不同照射條件下敏化 304 SS 試片的腐蝕速率	28

中文摘要

微生物腐蝕為核電廠組件局部腐蝕的機制之一，當 304 不銹鋼表面受微生物催化而產生的化學反應以及其持續累積和濃縮的氯化物或是硫化物影響；尤其是在熱影響區內的不銹鋼材料，更可能因為鉻析出而造成材料敏化，並影響其鈍化層性質。是故，本研究藉由已建立之微生物培養與試片實驗設備及程序，評估微生物在具輻射劑量之環境下，其生長與代謝產物對於敏化不銹鋼之鈍化層影響。實驗結果顯示，敏化後之不銹鋼鈍化層雖然受到影響，但考慮核電廠除役過渡階段之仍維持與運轉期間相當之水質，不致對用過燃料池等冷卻水邊界造成顯著之安全疑慮。

關鍵字：微生物腐蝕、除役過渡階段、不銹鋼、熱影響區。

Abstract

Microbial corrosion is one of the mechanisms of localized corrosion of nuclear power plant components. The surface of 304 stainless steel is affected by the chemical reactions catalyzed by microorganisms and the continuous accumulation and concentration of chlorides or sulfides; especially in the area of heat affected zone (HAZ) of stainless steel. In the HAZ, SS203 may be sensitized and changed its properties of passivation layer. Therefore, an experimentation has been established to evaluate the influence of microbial growth and metabolites on the HAZ of SS304 under radiation does environment. Experimental results show that the microbial corrosion mechanism will not cause significant safety concerns for the cooling water boundaries e.g., SFP liner), because the cooling water of decommissioning phase NPP still maintains the same water quality as operation phase.

Keywords: MIC, decommissioning transition phase, SS304 , HAZ

壹、計畫緣起與目的

核一廠用過燃料池與爐心所處之環境雖為開放模式而可能藉由機具、操作、補水或是空氣的流動而引入微生物而導致因微生物活動與代謝而產生的腐蝕(Microbiologically-influenced Corrosion, MIC)的議題，雖然已經透過延續型計畫於 109 與 110 年兩的初步研析證實不銹鋼對 MIC 具有一定程度的抵抗能力，但上述的研究仍未針對不銹鋼常見的加工成型方式(如焊接)所導致之熱影響進行探討。這是因為利用局部高能量的加工方式往往會使基材造成敏化而形成熱影響區(Heat Affected Zone, HAZ)。不銹鋼經敏化後往往會使其抗腐蝕能力受到影響；是故，在考慮核電廠用過燃料池之內襯係以不銹鋼板焊接而成，則主管機關確有必要針對除役過渡期間用過燃料池內襯是否潛在 MIC 之風險進一步加以探討。

敏化不銹鋼也可能產生腐蝕，如孔蝕、間隙腐蝕、沿晶腐蝕以及應力腐蝕龜裂等，不銹鋼發生敏化時因為碳化鉻在晶界上析出使得附近形成鉻乏區，造成抗腐蝕能力減弱。後續因微生物的代謝與催化，進而導致氯化物或硫化物受其生物膜的阻隔而累積、濃縮。微生物可能在不銹鋼材料上造成孔蝕或是間隙腐蝕現象，即使改善用過燃料池水系統之環境條件，但仍可能因為上述腐蝕與代謝機制仍存在於生物膜下的微環境而使其腐蝕持續發展。

本年度的研究主要針對硫酸鹽還原菌(Sulfate Reducing Bacteria, SRB)於敏化後的 304 不銹鋼進行實驗分析。考量用過燃料池內襯所在之處，可能因為用過核子燃料所產生的輻射劑量而抑制 SRB 菌之生長，本年度之研究中亦將利用鈷-60 之照射模擬用過燃料池內襯菌

株之成長與代謝狀況。透過本年度微生物培養與試片加速腐蝕實驗與電子顯微鏡所獲得之表面跡證，研究團隊將可進一步瞭解受焊接熱影響之不銹鋼因為微生物誘發腐蝕(MIC)可能對組件材料產生的腐蝕行為與速率，並協助主管機關瞭解除役過渡期間微生物腐蝕對用過燃料池各項組件之影響。

貳、研究方法與過程

為了評估機組在除役過渡階段，冷卻水邊界以及與其有關的系統組件材料是否因為微生物活動而導致微生物腐蝕，並且考慮不銹鋼因焊接程序對基材造成影響，基材因敏化而產生熱影響區。不銹鋼經敏化後往往會使其抗腐蝕能力受到影響，像是核電廠用過燃料池的內襯係以不銹鋼板焊接而成，確實有必要針對用過燃料池不銹鋼內襯是否潛在 MIC 之風險進一步加以探討。而用過核子燃料所產生的輻射劑量是否也會對 SRB 菌生長狀態造成影響，進而使得 MIC 對於組件材料產生的腐蝕行為與速率也產生變化，因此透過 110 年度實驗建立的 SRB 菌腐蝕實驗方法[1]，依照圖 1 顯示的實驗流程，從微生物的培養、試片浸沒實驗以及後續試片分析結果等工作進行以提供研究成果之資訊[2]。

為了釐清培養基與微生物對於材料造成的腐蝕行為，進行浸沒實驗時分為兩組，一為對照組（未接菌），另一為實驗組（接菌），實驗條件的測試溫度為 40°C。

試片完成浸沒實驗後，試片分析方式可分為：

- 一、質量改變(Mass Change)測定，後續再進一步計算腐蝕速率。
- 二、利用雷射掃描共軛焦顯微鏡(Confocal Laser Scanning Microscope, CLSM)觀察生物膜厚度與 SRB 菌生長情況。

三、使用掃描式電子顯微鏡(Scanning Electron Microscope, SEM)/
能量色散 X 射線譜(Energy-dispersive X-ray spectroscopy, EDS)進行表面成分分析，瞭解微生物腐蝕情形，對腐蝕情況
進行研究。

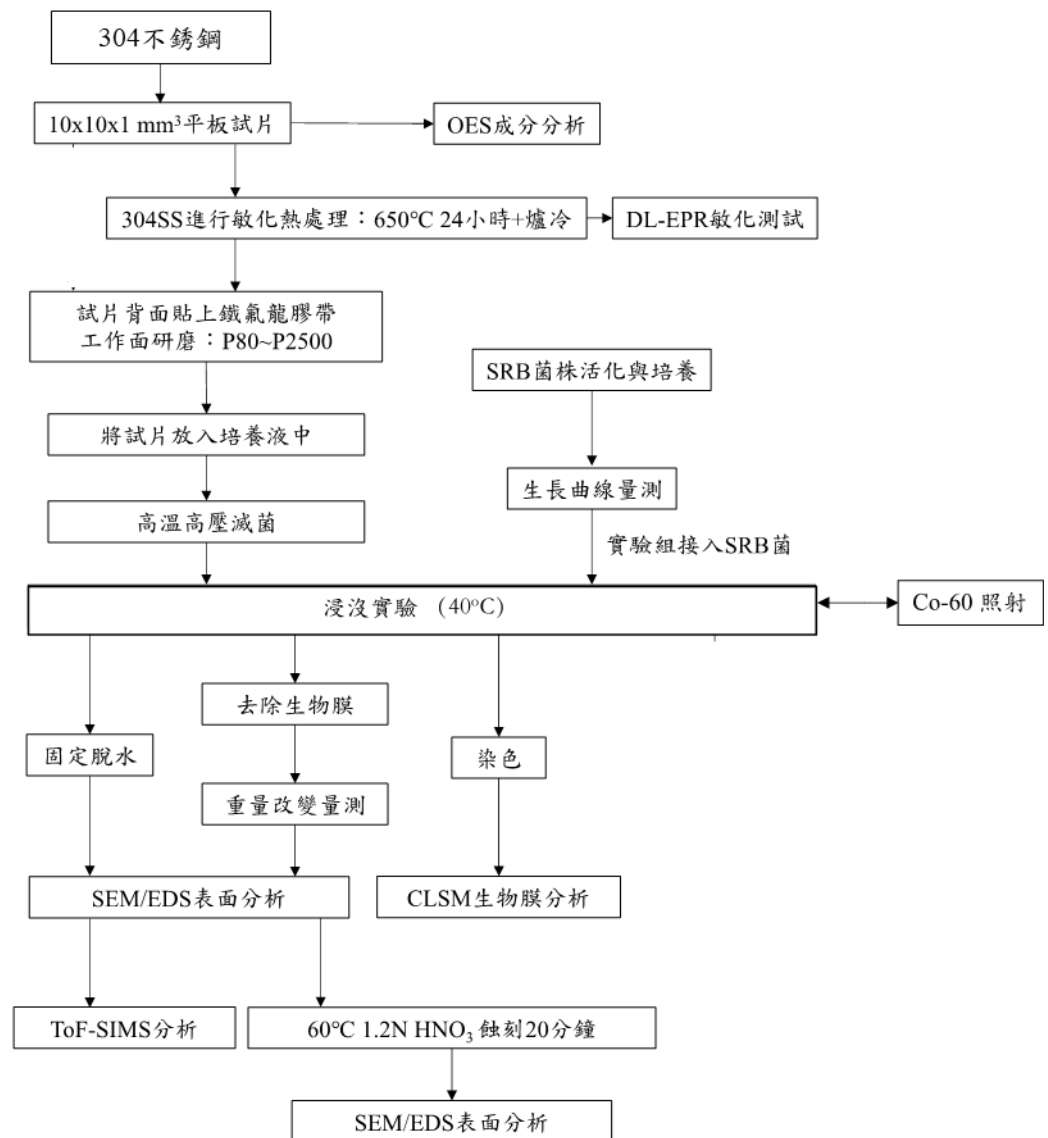


圖 1、實驗流程圖

2.1 SRB 菌株活化與培養

本研究選定的菌株為生物資源保存及研究中心(Bioresource Collection and Research Center, BCRC)所供應的硫酸鹽還原菌菌株，選用的 SRB 為 ATCC 7946 號的 *Desulfotomaculum nigrificans*(*D. n.*)，屬脫硫腸狀菌屬。菌株可於生物安全等級(Biosafety Level)等級為 1 級(含以上)的實驗室進行活化以供後續實驗使用。

SRB 培養基是依據 BCRC 所提供的配方與程序進行製備，是採用 DSMZ 63. *Desulfovibrio* (Postgate) Medium 進行培養，培養基成分如表 1 所示。培養基製備的程序為先將 Solution A 加熱至沸騰並除氧，持續通氮氣，直至冷卻後再加入 Solution B 與 C，再以氫氧化鈉進行 pH 調整至 7.8，之後分裝至血清瓶或試管中後以高溫高壓(121 °C /15 psi)持續 15 分鐘滅菌後備用。配製培養基與操作 SRB 試驗期間，使用的器具容器皆須預先以氮氣充填來隔絕氧氣，培養基中添加的厭氧指示劑 Resazurin 在厭氧狀態下為藍色，而有氧狀態則轉為粉紅色，可以協助判斷培養環境是否維持在厭氧的狀態下。

培養基完成配製後再進行 SRB 菌株的解凍活化，在無菌厭氧環境下將冷藏於 4°C 的 SRB 乾燥管取出，活化步驟如下：

1. 以沾有 70% 酒精的棉花擦拭外管，之後在火焰上加熱外管隔熱纖維紙的前端。
2. 立即滴數滴無菌水於加熱處，使得外管頂端產生龜裂，再以鑷子敲破。
3. 取出隔熱纖維紙和內管，以滅菌過的鑷子取出內管棉塞。
4. 以無菌吸管吸取 0.3~0.5 mL SRB 培養基，滴入內管將菌體沖洗下來，可用無菌吸管協助，直至均勻懸浮。

5. 液體培養基從開封至接種完成均需以純氮氣體充填，以保持厭氧狀態。接種完成後在指定溫度下進行培養，若培養基呈現混濁狀態即表示菌株有成功生長。

表 1、 POSTGATE Medium

Solution A: 980 ml + Solution B: 10 ml + Solution C: 10 ml			
Solution A:		Solution B:	
K ₂ HPO ₄	0.5 g	FeSO ₄ x 7 H ₂ O	0.5 g
NH ₄ Cl	1.0 g	Distilled water	10.0 ml
Na ₂ SO ₄	1.0 g		
CaCl ₂ x 2 H ₂ O	0.1 g		
MgSO ₄ x 7 H ₂ O	2.0 g	Solution C:	
Na-DL-lactate	2.0 g	Na-thioglycolate	0.1 g
Yeast extract	1.0 g	Ascorbic acid	0.1 g
Resazurin solution (0.1% w/v)	0.5 ml	Distilled water	10.0 ml
Distilled water	980.0 ml		

2.2 實驗系統設置與試片製備

2.2.1 試片製備

試片的選用是使用 304 不銹鋼，即核電廠冷卻水系統管件常用的材料，材料的化學成分（質量百分率，%）如表 2 所示，浸沒實驗使用的試片大小為 10 mm×10 mm×1 mm，在非測試面以鐵氟龍膠帶進行貼覆以隔絕反應，而電化學測量的試片大小也是 10 mm×10 mm×1 mm，試片背面以 304 SS 導線進行點焊。敏化處理程序是將試片封入石英管後，置於高溫爐管進行 650°C 經過 24 小時爐冷後取出。取出後試片表面以 80 ~1200 號砂紙進行研磨，再的去離子水沖

洗，接著置入丙酮溶液內以超音波震盪 15 分鐘後吹乾，置入烘箱中備用。

表 2、304不銹鋼的化學成分表(wt %)

%wt	C	S	P	Mn	Si	Cr	Ni	Fe
304 SS	0.067	<0.001	0.0213	0.988	0.324	18.37	8.076	balance

2.2.2 浸沒實驗

為研究 *D.n* 生物膜對 304 SS 與敏化 304 SS 表面可能造成的腐蝕行為，採用浸沒實驗進行研究。將 304 SS 與敏化 304 SS 試片放置於 50 mL SRB 培養基中，再經高溫高壓滅菌。之後將試片分別置入含有 10^8 /mL 濃度 SRB 菌培養基(實驗組)及僅有培養基(對照組)的測試瓶，每組測試瓶各置三片同材同尺寸的試片，進行為期 1、5、15、30、60、90、120、150 與 180 天的浸沒實驗。SRB 培養操作的溫度為 40°C，於恆溫烘箱中進行。

另外，針對加馬照射對於 SRB 菌株生長的影響，評估等同用過燃料池壁處輻射場強度下之生長與腐蝕機制，依據依 108 年研究成果評估結果[3]，採用距離水面最近高度的劑量率，約為 39 Gy/h。此次實驗照射時間設計為兩小時，照射總劑量為 72 Gy。因菌株培養無法持續在鈷 60 照射廠內進行，因此為模擬不同劑量的影響，選擇菌株生長過程中在不同天數接受照射，模擬 2 天內接受 72 Gy 與 7 天內接受 72 Gy 的劑量來評估。每組測試瓶各置三片同材同尺寸的試片，進行為期 1、5、15 與 30 天的浸沒實驗。SRB 培養操作設定在溫度 40°C，於恆溫烘箱中進行。

經過不同天數浸沒實驗的試片取出後，其處理程序是將試片進行固定與脫水處理，後續再以 SEM 進行生物膜觀察。為觀察試片因 MIC 腐蝕的形貌，去除腐蝕產物的後處理有二，一為在去離子水中利用超音波震盪移除腐蝕產物，二是超音波震盪後依照 ASTM G1-03 標準方法[4]。清洗後再以無水酒精進行處理，吹乾後以微量天秤進行秤重，分別紀錄試片於浸沒實驗前後的重量改變並計算其腐蝕速率。

$$\text{腐蝕速率} \left(\frac{mm}{yr} \right) = \frac{3650 * \text{失重}(g)}{\text{金屬密度} \left(\frac{g}{cm^3} \right) * \text{試片面積}(cm^2) * \text{時間}(day)}$$

2.2.3 生物膜活性觀察

為觀察試片表面的生物膜生長與 SRB 存活情況，於接菌培養後的 30、90、180 天後由血清瓶取出敏化 304 SS 試片，在厭氧且避光的操作箱內進行染色，使用的試劑為 ThermoFisher 公司提供的 L7012 Live/Dead BacLight Bacterial Viability Kit。染色過程的步驟如下：

1. 將試片置於染色盤中，利用磷酸鹽緩衝生理鹽水(Phosphate Buffered Saline, PBS)溶液洗滌試片用以去除培養基與鬆散的浮游細胞。
2. 將 3 μ L SYTOTM 9 染劑與 3 μ L PI 染劑加入 1 mL 之滅菌水中。
3. 沿著生物膜表面緩慢添加適量染劑後，於室溫下避光靜置 30 分鐘。

4.利用無菌水從染色盤邊緣滴入，覆蓋試片後吸出，重複三次步驟來將未與細菌作用的染劑洗除。

完成細胞染色後置於 CLSM 觀察，使用的雷射光波長為 488 nm 與 561 nm，拍攝完成後再將不同切層的共軛焦影像合併為 3D 影像。

參、主要發現與結論

3.1 敏化對於 304 SS MIC 影響[2]

3.1.1 敏化程度分析

為確保實驗試片經敏化熱處理後達到重度敏化，遂進行 Double Loop Electrochemical Potentiokinetic Reactivation (DL-EPR)量測[5]，測試結果如圖 2 與表 3 所示，顯示敏化程度(Degree of Sensitization, DOS)值為 63.02%($=i_r/i_a*100\%$)，超過 7%以上，屬於重度敏化標準。

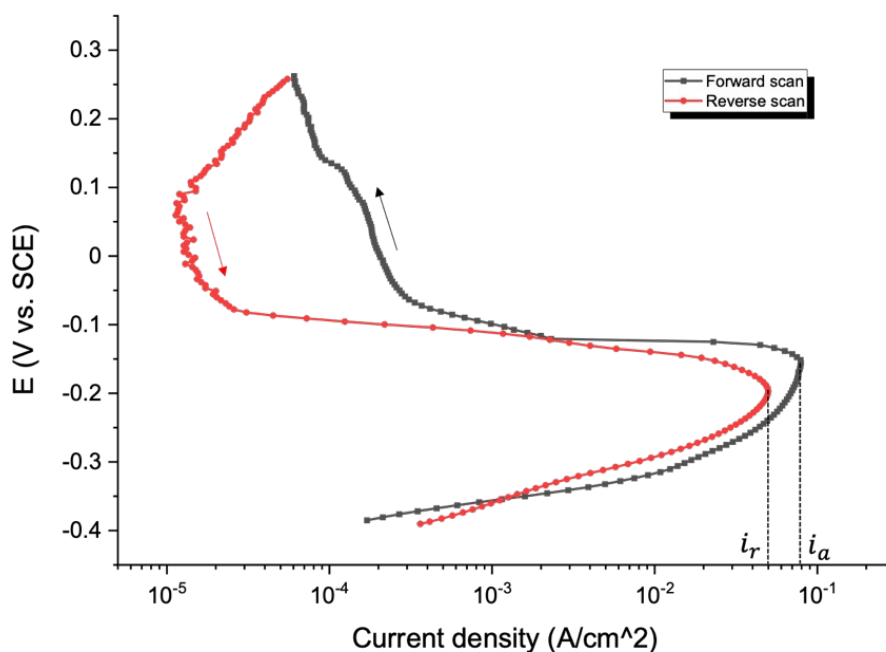


圖 2、304 不銹鋼 DL-EPR 結果

表 3、DL-EPR 數據

i_a	i_r	DOS
0.07920 A/cm ²	0.04991 A/cm ²	63.02%

3.1.2 質量變化與腐蝕速率

圖 3 與圖 4 為分別代表 304 不銹鋼與敏化 304 不銹鋼之質量改變，測試時間包含 1、5、15、30、60、90、120、150 與 180 天等不同天數。由結果可知 304 不銹鋼與敏化 304 不銹鋼實驗前後的質量改變極低，透過 SEM 的觀察，表面較為平整，質量改變的結果表示不論有無敏化，SRB 與生物膜對不銹鋼本身腐蝕性相當低，因 SRB 對不銹鋼的影響主要來自於培養基的氯離子與 SRB 代謝產生的硫離子。針對第一天未接菌敏化 304 不銹鋼試片呈現較高的質量變化是受到培養基的影響，因試片表面尚未生成氧化膜以隔絕酸性物質的影響。其中敏化 304 不銹鋼在 120 天測試後經去離子水與超音波震盪後出現較多的腐蝕坑，顯示了較大的質量損失，推測是因為 SRB 生長狀態較好，造成較多的腐蝕坑洞。表 4 顯示由質量變化換算的腐蝕速率。

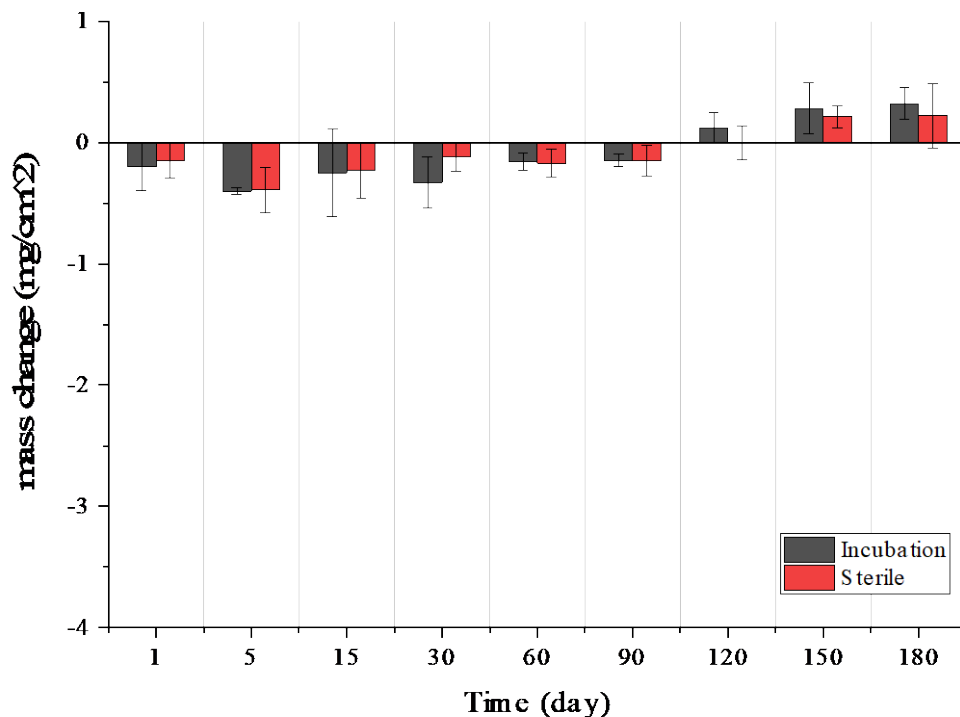


圖 3、304 不銹鋼的質量改變(mg/cm²)

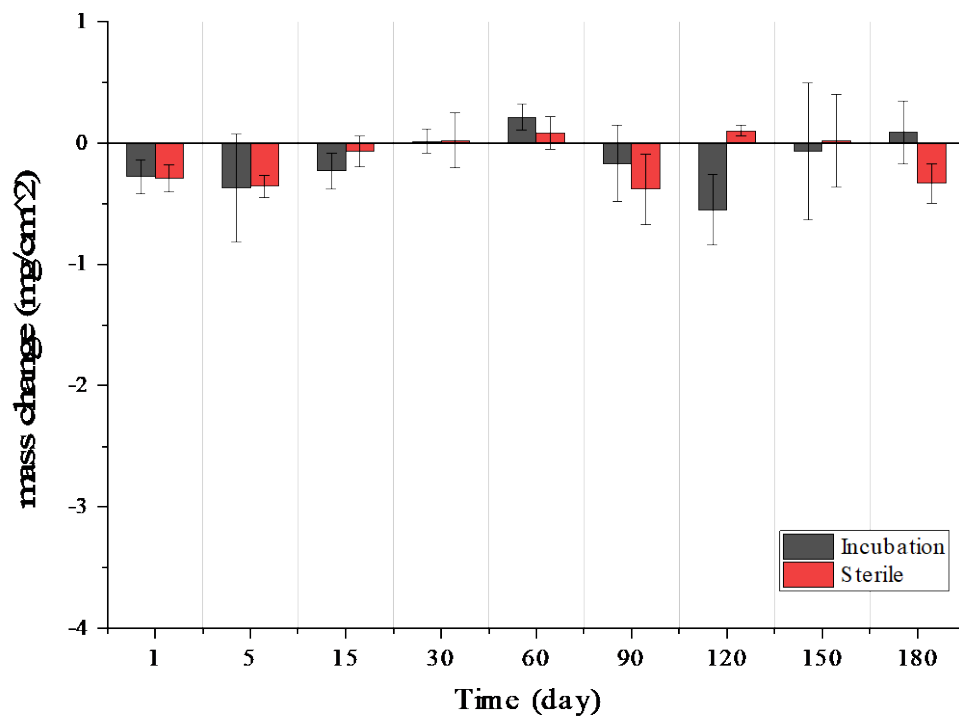


圖 4、敏化 304 不銹鋼之質量改變(mg/cm²)

表 4、304 SS 與敏化 304 SS 試片的腐蝕速率

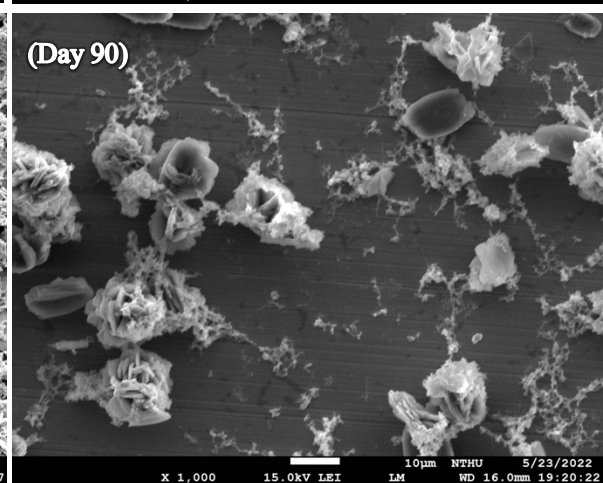
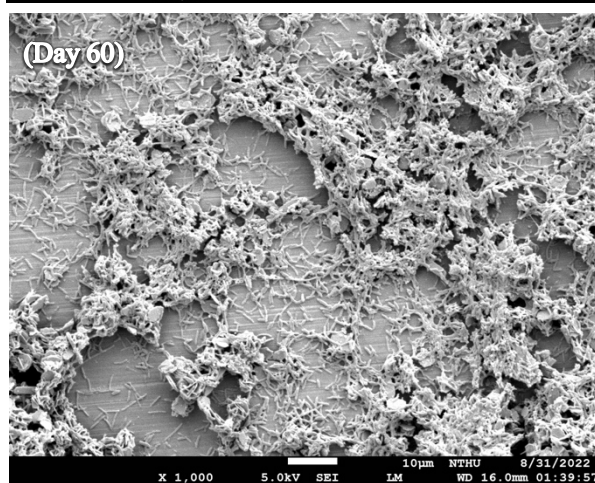
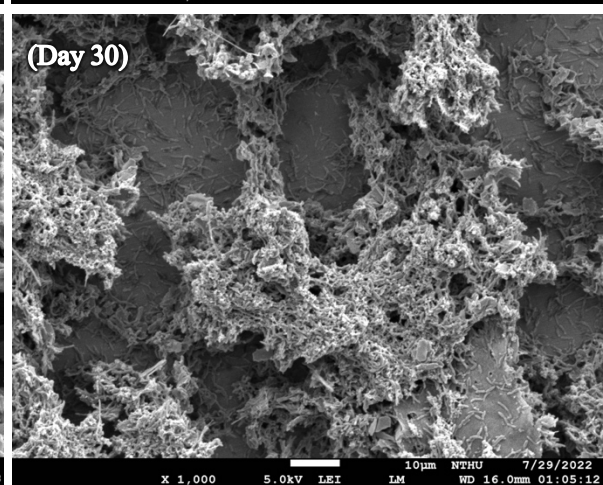
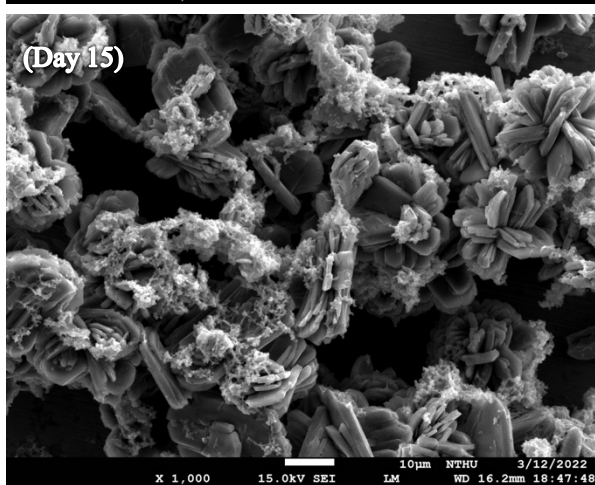
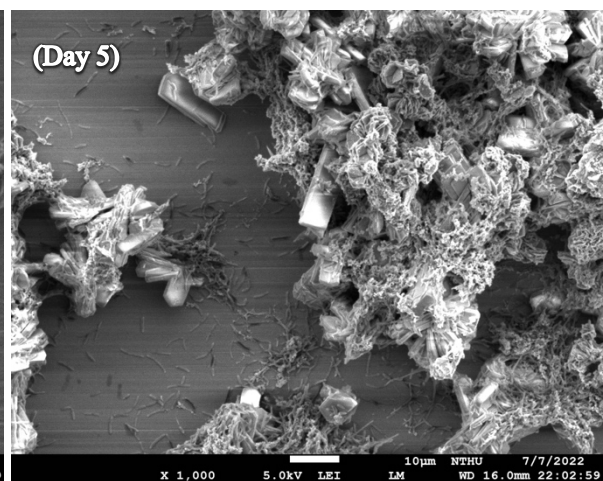
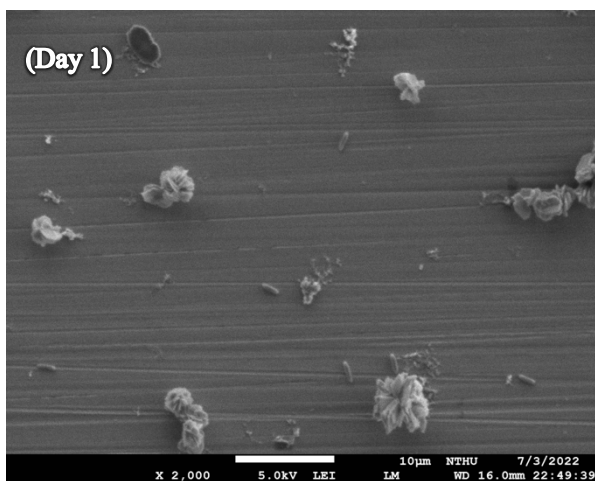
試片種類 Day \ 腐蝕速率 (mm/y)	304 SS		敏化 304 SS	
	有接菌	未接菌	有接菌	未接菌
1	0.0921	0.0690	0.1289	0.1335
5	0.0368	0.0359	0.0345	0.0331
15	0.0077	0.0071	0.0071	0.0021
30	0.0051	0.0018	-0.0002	-0.0003
60	0.0012	0.0013	-0.0016	-0.0006
90	0.0008	0.0008	0.0009	0.0019
120	-0.0005	0.0000	0.0021	-0.0004
150	-0.0009	-0.0007	0.0002	-0.0001
180	-0.0008	-0.0006	-0.0002	0.0009

*(density: 7.93 g/cm³)

3.1.3 表面形貌

本實驗時間浸沒時間分別為 1、5、15、30、60、90、120、150、180 天，經過浸沒實驗後將敏化 304 SS 試片自厭氧血清瓶取出後進行固定脫水處理後再進行 SEM/EDS 分析。

圖 5 顯示敏化 304 不銹鋼於培養基中浸沒不同天數後的生物膜形貌。在第 1 天的試片表面僅呈現培養基在固定脫水過程中附著於表面的磷酸鎂與少量 SRB 附著，從第 5 天生物膜開始成長後，培養 30 至 60 天之間可達到緻密度與覆蓋基材程度的巔峰，後續開始因培養基營養成分缺乏與細胞分裂於微生物胞外聚合物(Extracellular Polymeric Substance, EPS)中產生的剪應力而剝落，故在 90 天後僅觀察到稀疏腐蝕產物與零星生物膜附著，與未敏化 304 不銹鋼表面的生物膜相比較並無明顯差異。SRB 在接菌後 60 天內於表面尚可以觀察到，但在 90 天後 SRB 數目明顯變少，在表面上出現的數目變少，故可推論在 60~90 天間可能因營養耗盡而使 SRB 數量與活性大幅下降。圖 6 為接菌 60 天後敏化 304 不銹鋼表面生物膜的 EDS 分析，清晰的硫訊號說明 SRB 於生物膜中進行活躍的代謝活動。圖 7 為測試 150 天後敏化 304 不銹鋼表面生物膜覆蓋較為鬆散處的 Point-Scan EDS 結果，可證實生物膜中片狀物結晶(Spectrum 1)為以磷酸鎂與磷酸鐵組成的磷酸鹽結晶、絮狀物(Spectrum 2)為固定脫水後 EPS。



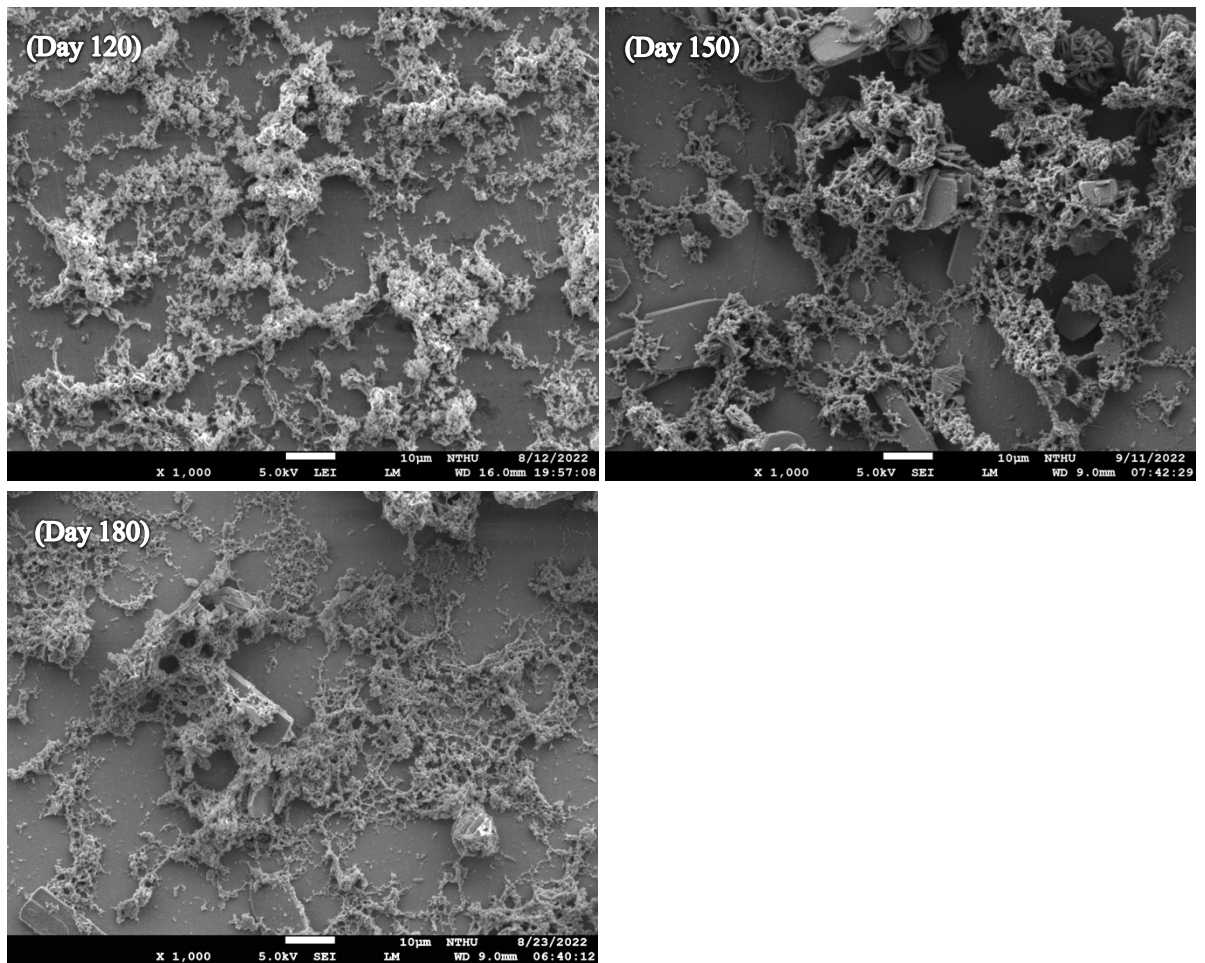


圖 5、敏化 304 不銹鋼接菌後在不同天數下表面生物膜形貌

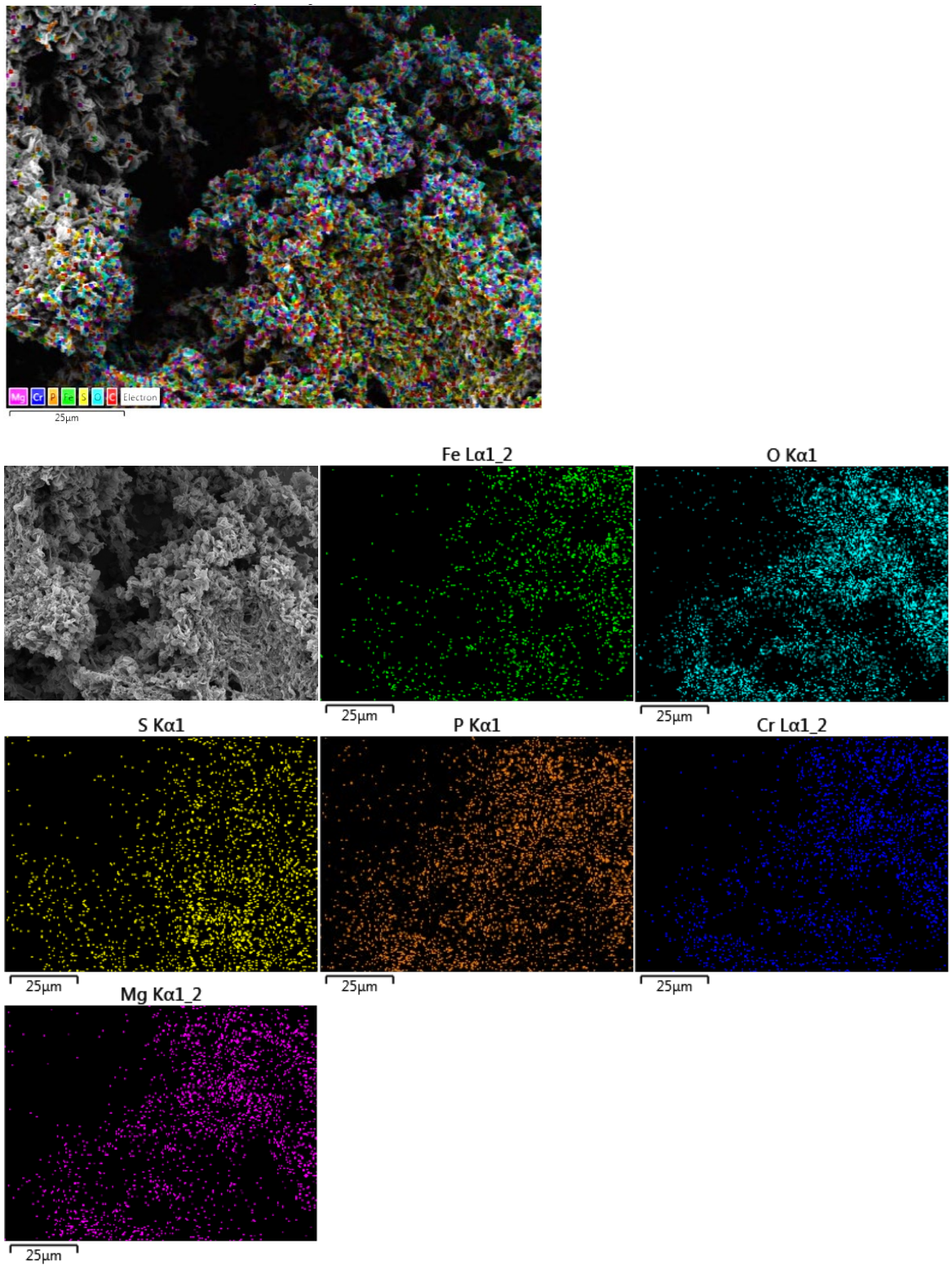


圖 6、接菌 60 天後敏化 304 不銹鋼腐蝕產物 EDS 分析

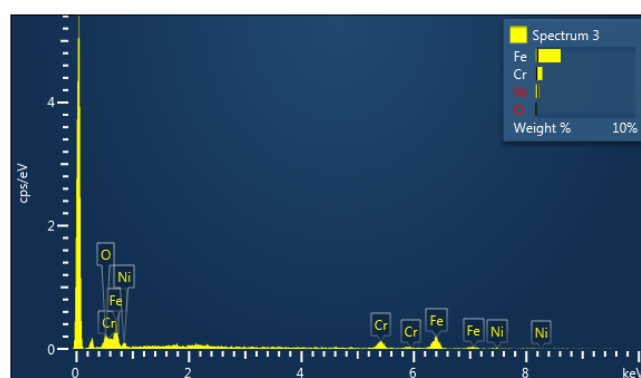
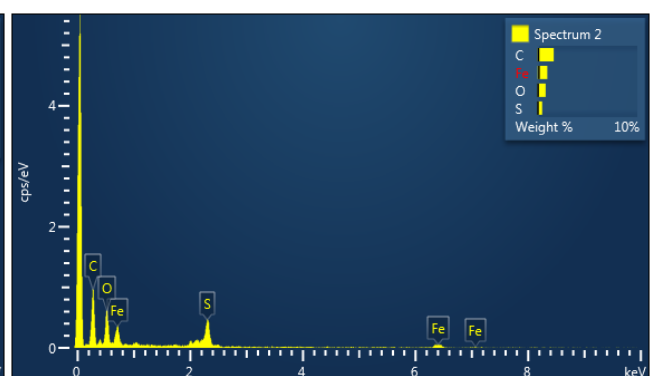
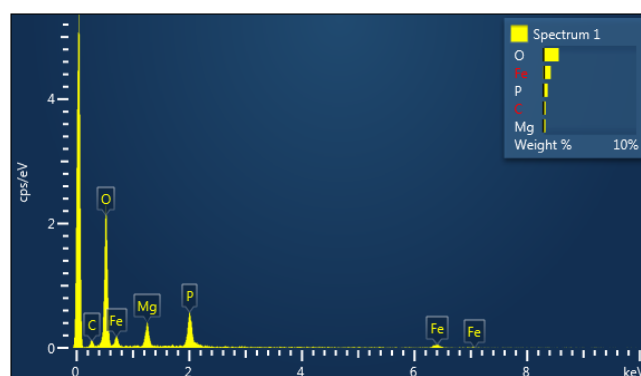
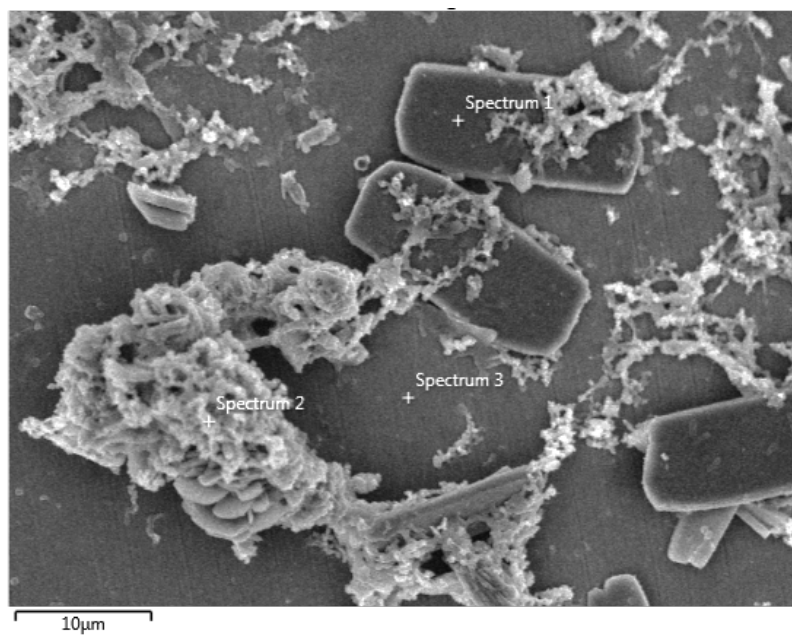
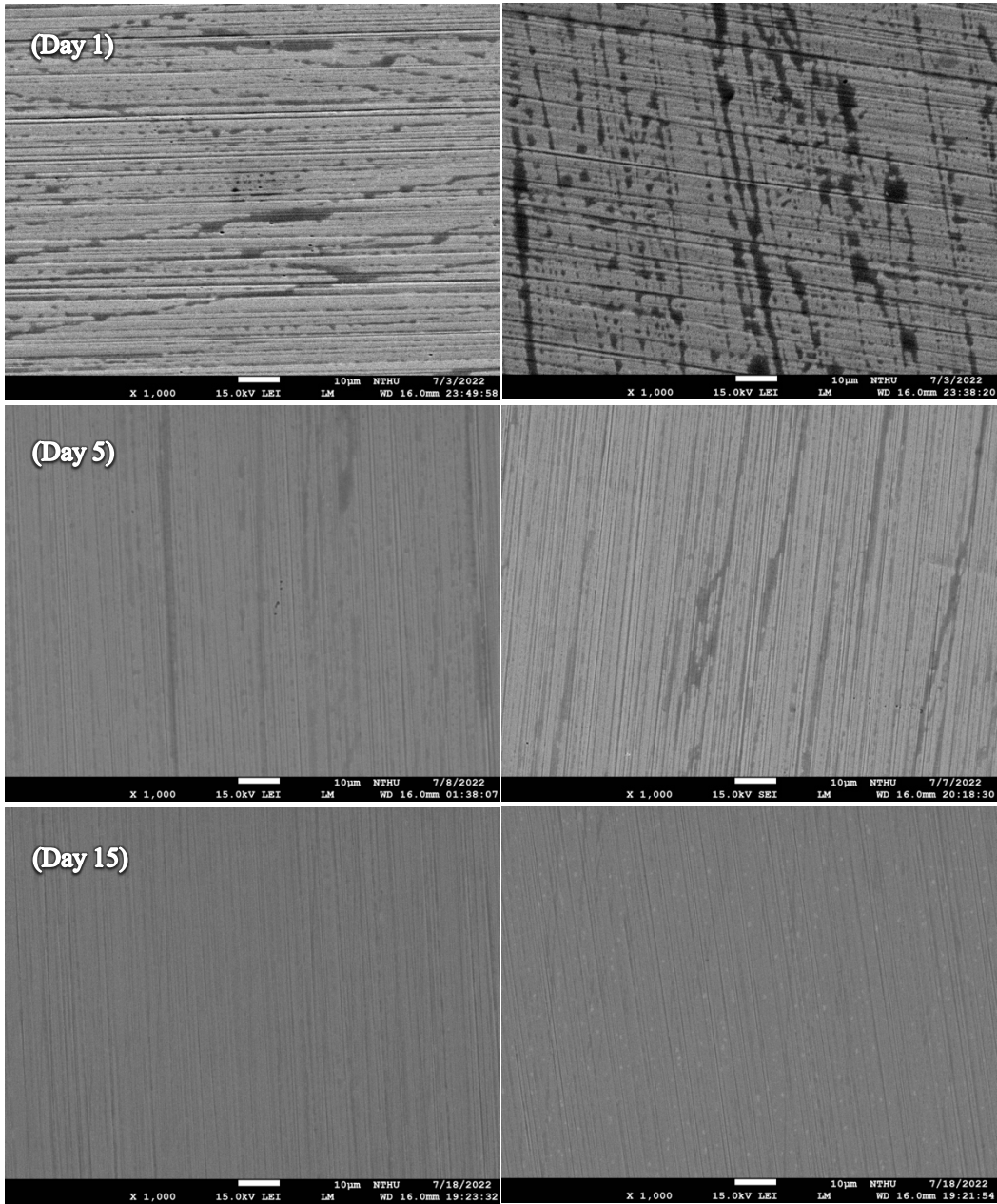
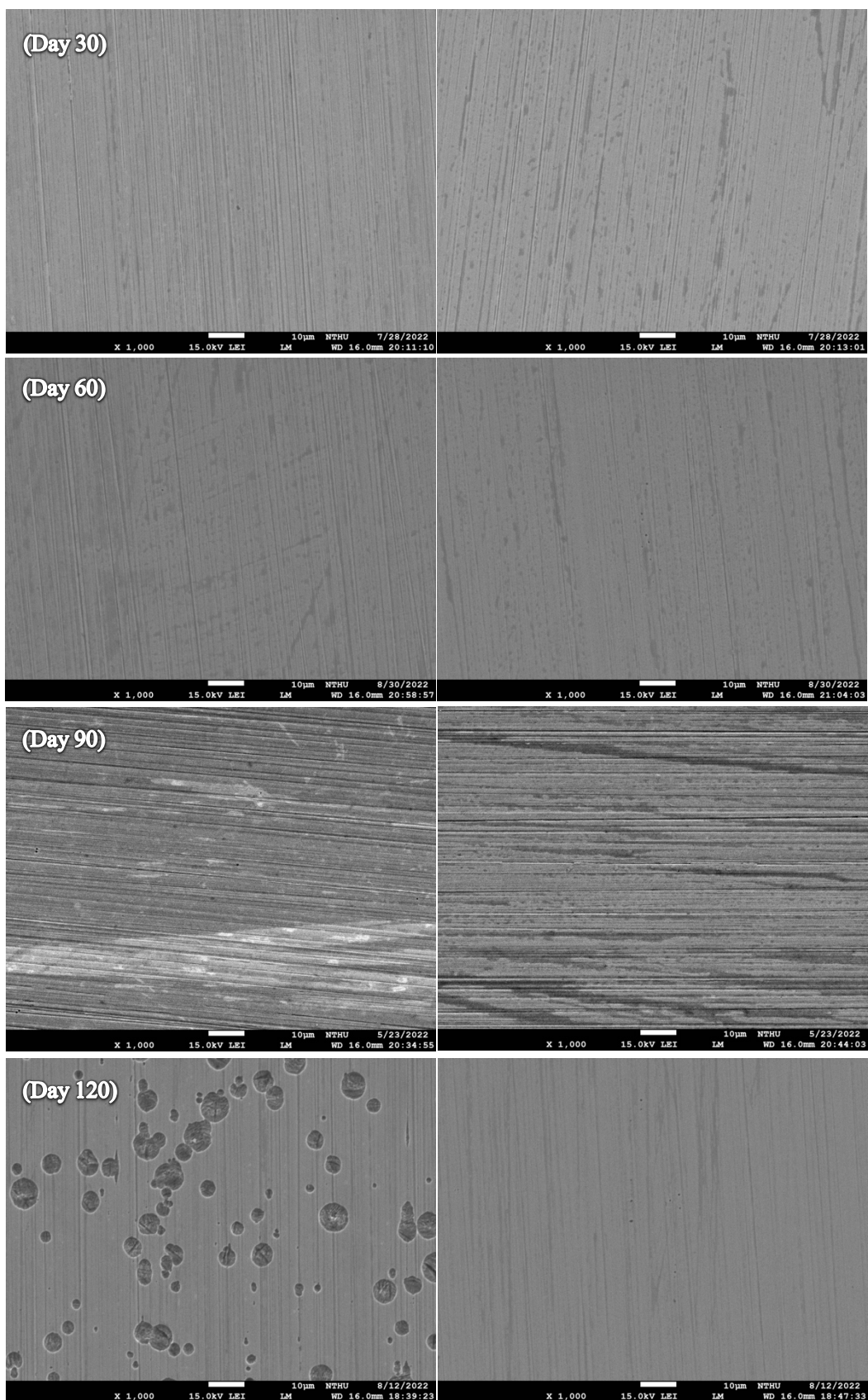


圖 7、150 天測試後，敏化 304 不銹鋼表面生物膜 SEM 與 EDX 圖

試片在去離子水中利用超音波震盪來移除表面的腐蝕產物，再利用 60°C 1.2N 硝酸清洗;此步驟主要是在於先移除表面因代謝生成的硫化物，因硫直接與硝酸反應會使 304 不銹鋼表面的腐蝕加劇，如果是在敏化 304 不銹鋼表面，腐蝕程度會更嚴重，進而影響 SRB 與 304 不銹鋼之間直接反應的結果。敏化 304 不銹鋼在結束不同測試時間實驗後利用超音波震盪移除腐蝕產物後的結果如圖 8 所示，而敏化 304 不銹鋼經超音波震盪後再利用硝酸移除腐蝕產物後的表面形貌如圖 9。

實驗結果顯示經超音波震盪後的試片除了第 120 天接菌組出現明顯較多的腐蝕坑外，其餘不論有無接菌表面都較為平整，僅觀察到少量小蝕坑，說明該實驗條件下 SRB 對於 304 不銹鋼的腐蝕情形較為輕微，無局部腐蝕發生，少量小蝕坑主要為培養基本身造成，因 SRB 導致的孔蝕數目微少。其中第 120 天接菌組出現明顯腐蝕坑而未接菌沒有，主要是因為 SRB 的存在而導致，推測原因應為培養基的 pH 值，由於 pH meter 校正原因，該批次培養基(包含 1、5、15、30、60、120 天)的 pH 值較其他測試天數高，這 pH 差距可能使 SRB 在此環境下活性較好，導致 SRB 代謝生成的硫化物對鈍化層有更高改性程度，由於鈍化層改性程度會隨浸沒時間變長而提高，因此在較少測試天數中試片鈍化層保護性雖降低但仍有一定抗腐蝕能力，因此觀察不到明顯腐蝕。從採用硝酸清洗後結果可印證鈍化層改性程度會隨浸沒時間變長而提高的觀點，有接菌實驗組在第 90 天後才出現明顯孔蝕，在 1~60 天之間不論是採用超音波震盪或硝酸清洗皆無法造成明顯的腐蝕，說明鈍化層改性程度會隨浸沒時間變長而提高，導致抗腐蝕性下降，可以發現在實驗第 90 天後出現蝕刻痕跡。





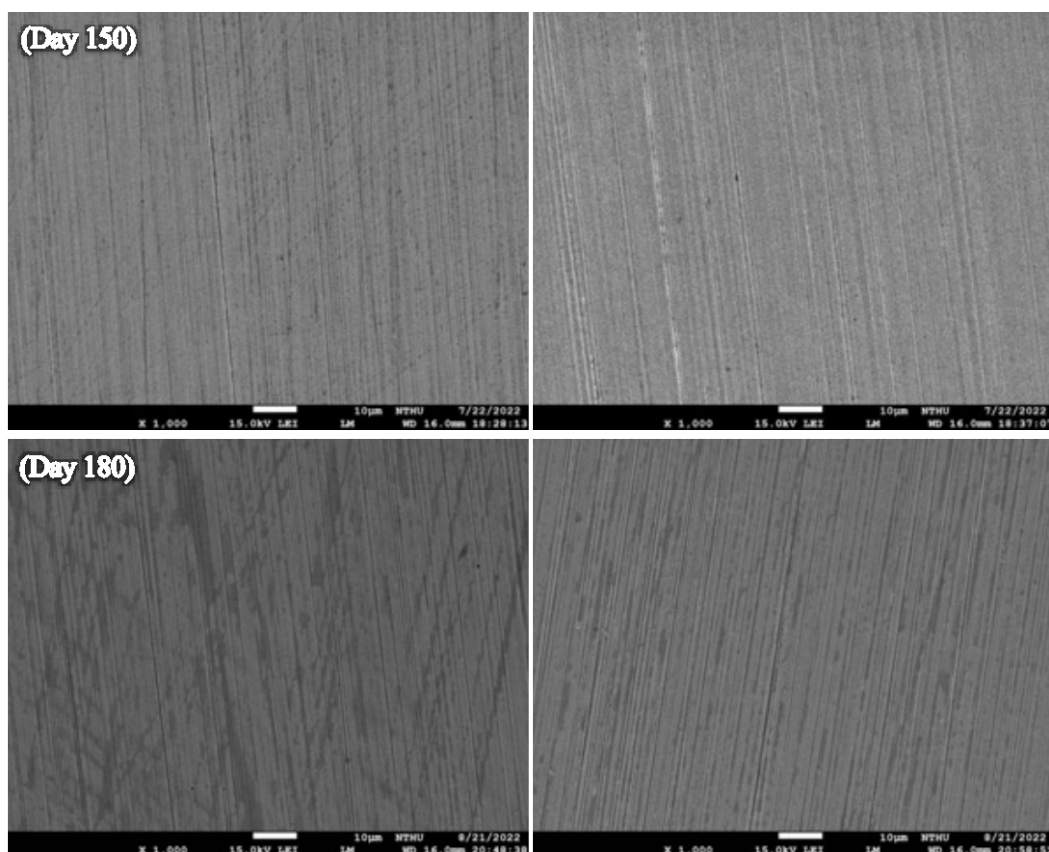
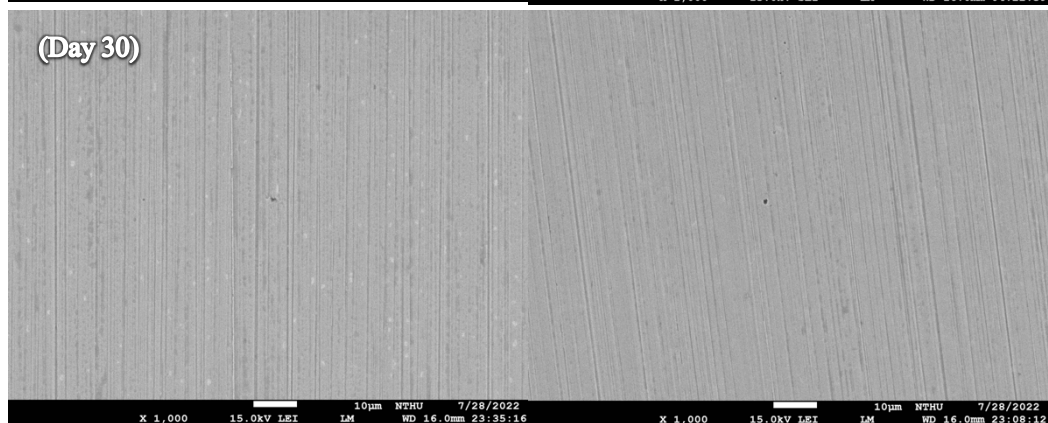
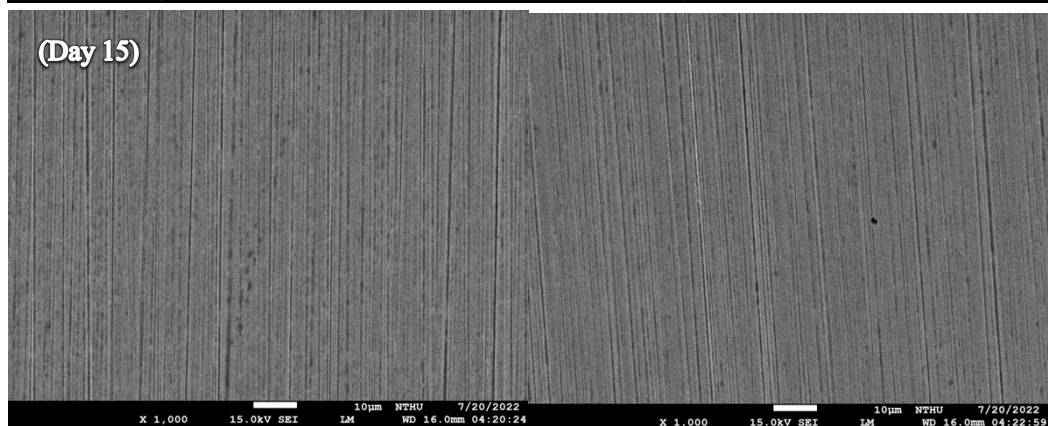
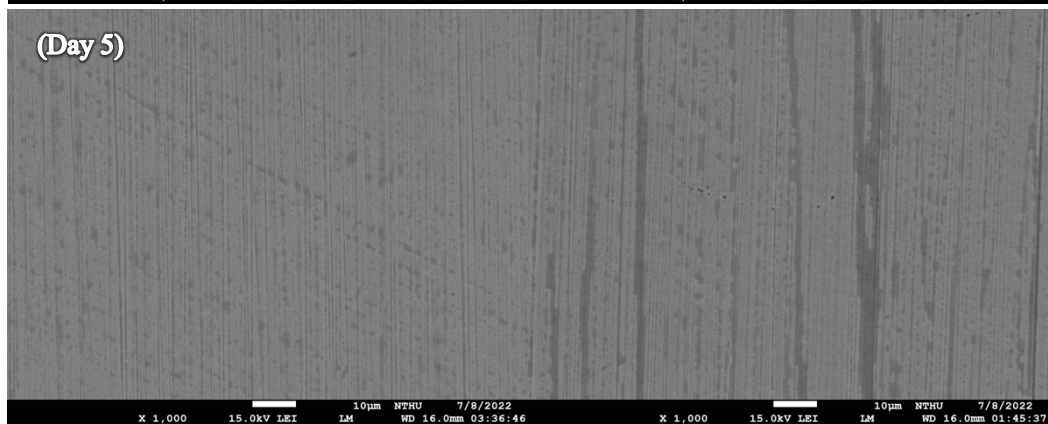
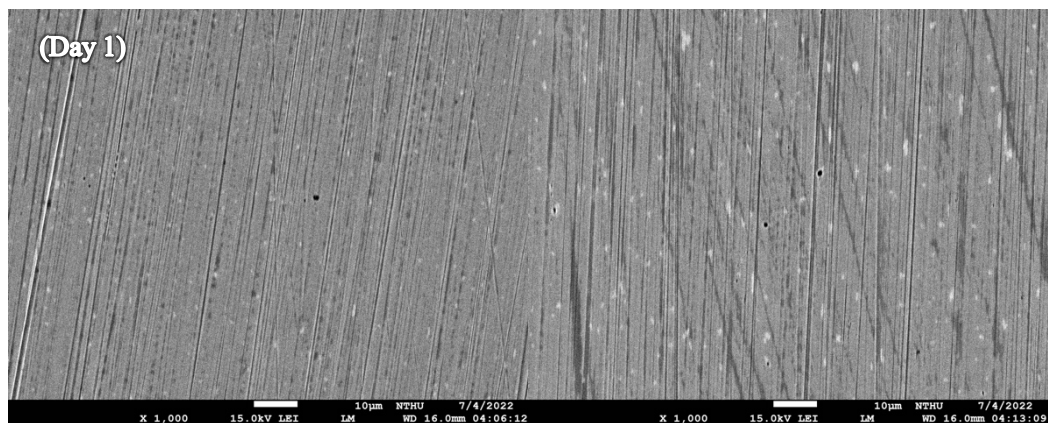
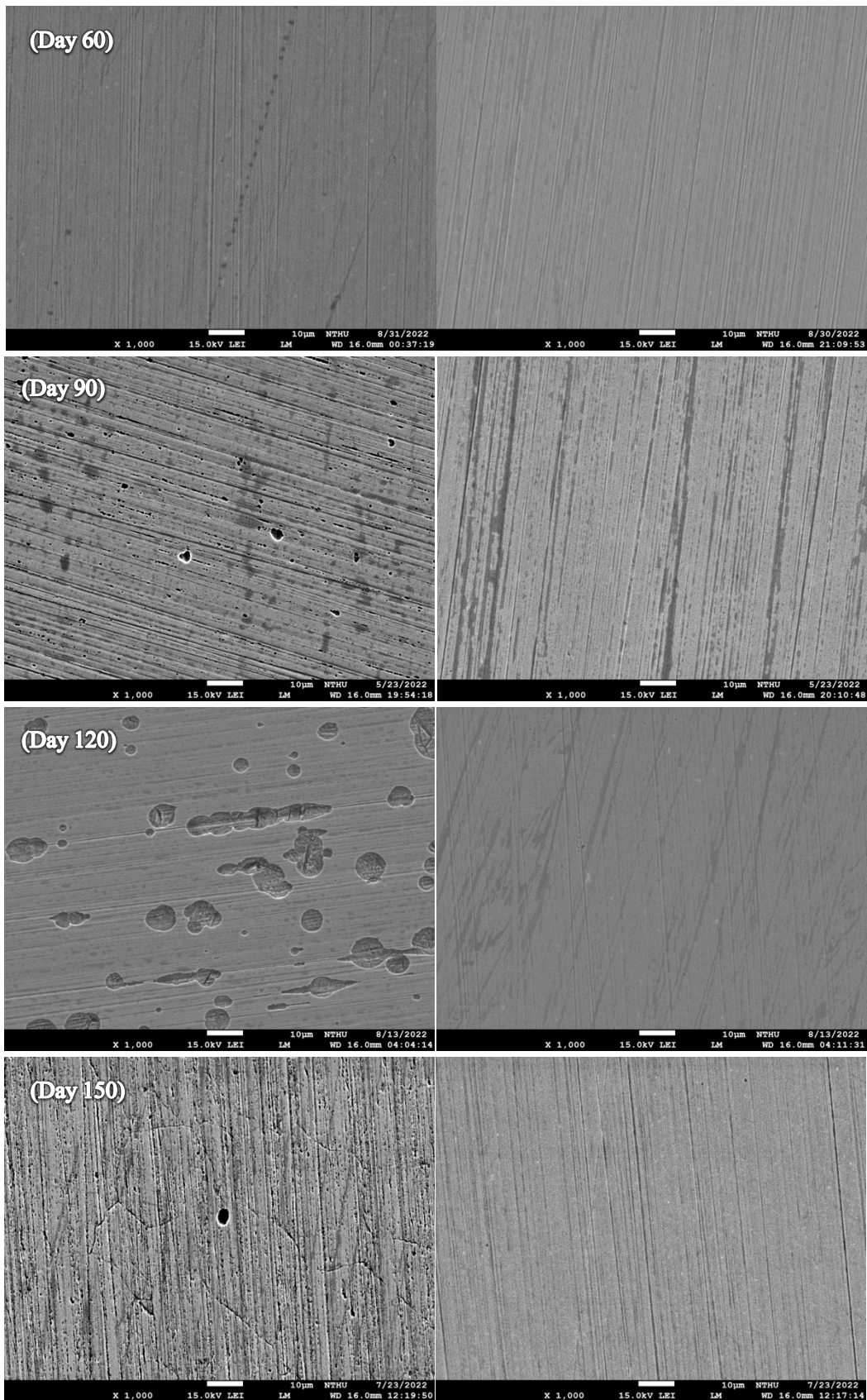


圖 8、敏化 304 不銹鋼浸沒測試後利用超音波震盪移除腐蝕產物後的表面形貌（左為接菌，右為未接菌）





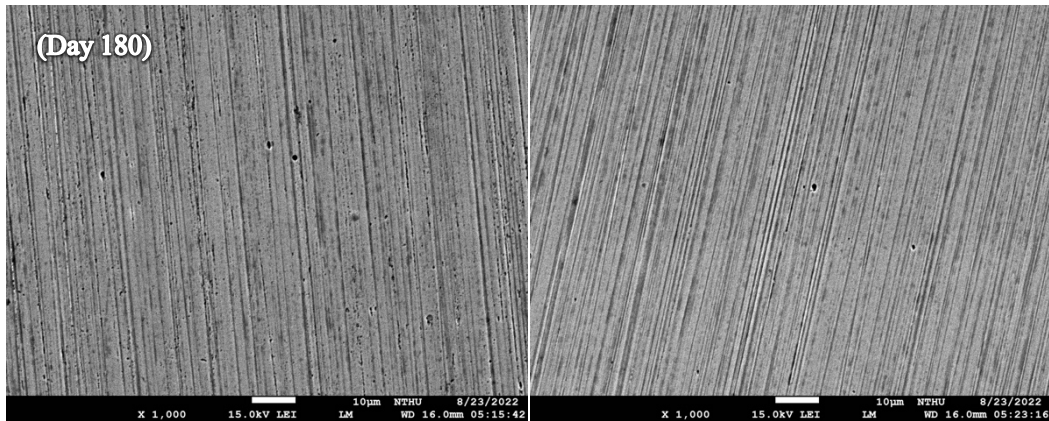


圖 9、敏化 304 不銹鋼浸沒利用超音波震盪移除腐蝕產物後之表面形貌（左為接菌，右為未接菌）

3.1.4 CLSM 生物膜與表面分析結果

圖 10 為試片接菌後第 5、30、180 天後的敏化 304 不銹鋼表面生物膜 CLSM 結果。左右兩邊拍攝點相同，零軸處($Z=0$)相同，左半邊為螢光訊號與反射光訊號疊加，右半邊僅呈現反射光訊號並根據不同深度標上不同顏色。圖中顯示第 5 天與第 30 天的結果與未敏化 304 不銹鋼類似，SRB 僅在表面少量附著。另外，敏化 30 天後腐蝕產物層剝離基材表面的情形並不明顯，推究其原因為相比於未敏化 304 不銹鋼，敏化不銹鋼的載玻片處($Z=0$)與基材較為靠近，因此在 3D 建模下並不明顯。而在 180 天試片的腐蝕產物中幾無 SRB 螢光訊號，說明長時間實驗下營養耗盡導致 304 不銹鋼表面 SRB 固著細胞已幾近凋亡。

敏化不銹鋼表面的生物膜厚度與未敏化 304 不銹鋼相似，計算厚度是以腐蝕產物上下螢光訊號呈現的寬度為主，第 5、30、180 天的測試結果厚度約 $10\ \mu\text{m}$ 左右。

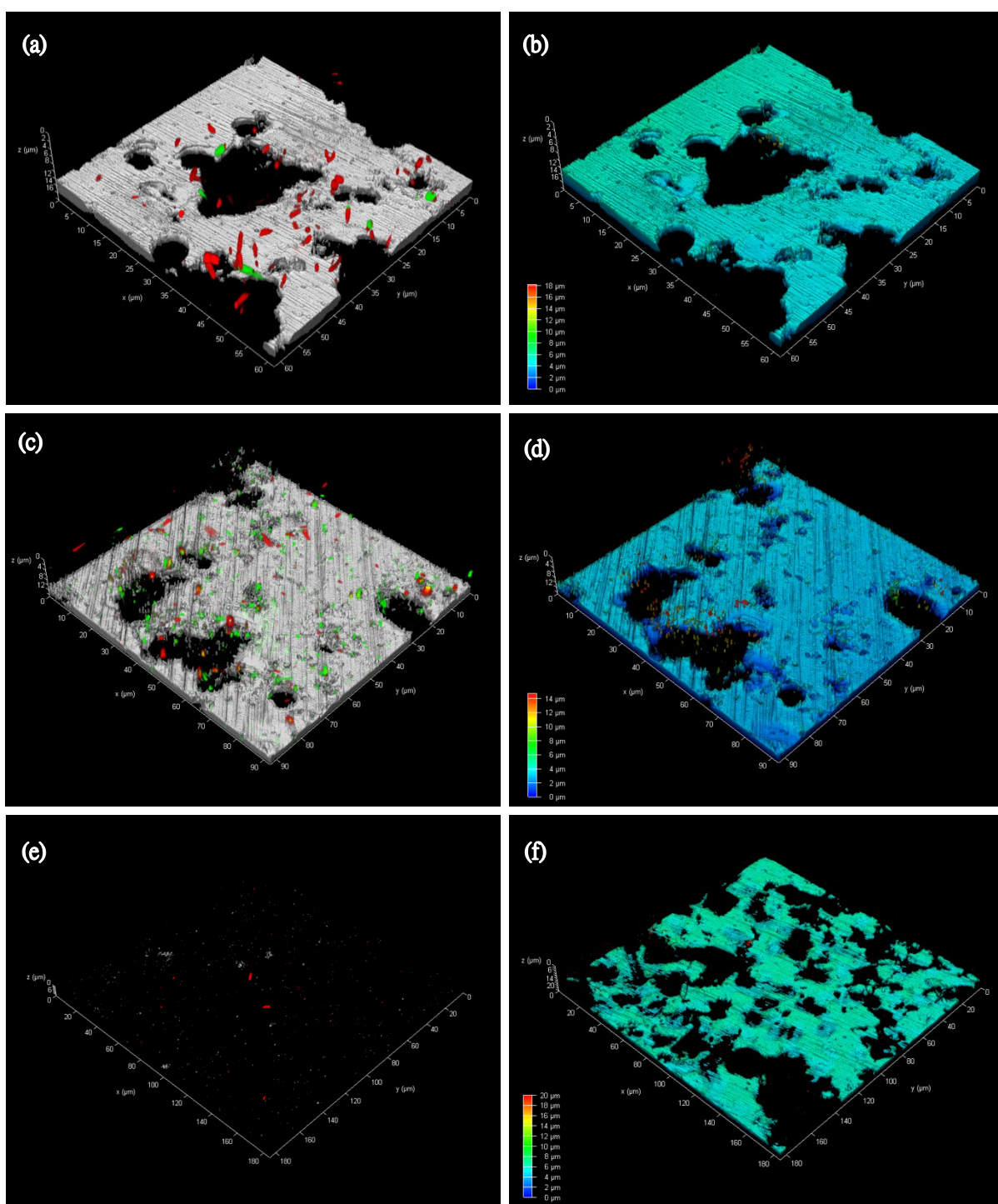


圖 10、敏化 304 不銹鋼表面生物膜 5 天(a,b)、30 天(c,d)、180 天
(e,f)雷射共軛焦結果

3.2 加馬照射對於 304 SS MIC 影響

為了觀察加馬照射對於 SRB 菌株生長的影響，選擇菌株生長過程中的第 2 天以及第 7 天接受照射，照射劑量率為 39 Gy/h，照射時間為兩小時，並加上無加馬照射的對照組。

3.2.1 質量變化與腐蝕速率

圖 11 為不同照射條件下敏化 304 不銹鋼的質量改變，測試時間包含 1、5、10、15 與 30 天測試。結果顯示雖然 SRB 與生物膜對敏化 304 不銹鋼腐蝕性不明顯，實驗前後質量改變不大，但在不同照射條件下仍有些微差異，無論是第 2 天照射或第 7 天照射的質量損失都少於無照射的對照組，表示 SRB 在加馬照射下可能影響其生長及代謝能力，腐蝕情況也較輕微。表 5 即為由質量變化換算的腐蝕速率。

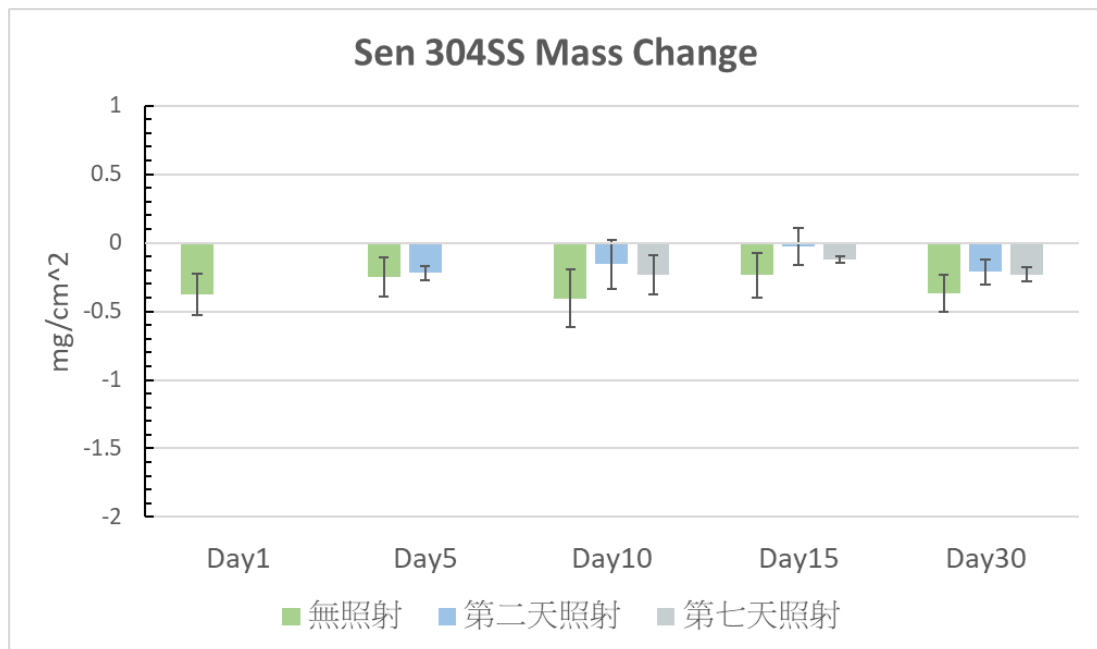


圖 11、不同照射條件下敏化 304 不銹鋼之質量改變(mg/cm²)

表 5、不同照射條件下敏化 304 SS 試片的腐蝕速率

試片種類	敏化 304 SS		
Day \ 腐蝕速率 (mm/y)	無照射	第 2 天照射	第 7 天照射
1	0.1749		
5	0.0230	0.0203	
10	0.0187	0.0072	0.0107
15	0.0073	0.0009	0.0038
30	0.0056	0.0033	0.0035

*(density: 7.93 g/cm³)

3.2.2 表面形貌

不同加馬照射實驗的浸沒時間分別為 1、5、10、15、30 天，經過浸沒實驗後將敏化 304SS 試片自厭氧血清瓶取出後進行固定脫水處理，之後進行 SEM 分析。

圖 12、13、14 為不同加馬照射條件下敏化 304 不銹鋼於培養基中浸沒不同天數後的生物膜形貌。由圖 12 無加馬照射組中可以看到 SRB 生物膜隨著培養天數增加並逐漸生長，在第 30 天則達到緻密覆蓋的程度。圖 13 中則可以看到在第 2 天加馬照射後的實驗組，在第 5、10 及 15 天的生物膜皆較無照射組更稀疏，並且在第 10 天的生物膜附著程度較第 5 天差，是因生物膜的附著力更為不穩定而導致在固化脫水的過程中幾乎脫落，而在第 30 天時在高倍率下則無明顯差異。圖 14 顯示在第 7 天加馬照射後的實驗組則是在第 10 天時觀察不到生物膜的形成，表面 SRB 菌的附著數量也顯著下降，到第 15 天時生物膜附著情況則恢復許多，然而到第 30 天時並沒有出現在另外兩種照射條件下(無照射組與第 2 天加馬照射實驗組)看到的均勻致

密的生物膜，可能是在第 7 天進行加馬照射時導致部分 SRB 菌衰亡，而培養基中已無足夠的營養使生物膜再次大量生長及覆蓋，造成更為疏鬆的生物膜形貌。圖 15 為三種有無加馬照射條件在第 30 天測試時並於較低 SEM 倍率下的比較，可以看到第 2 天加馬照射組的生物膜明顯較無照射組更為稀疏，第 7 天加馬照射組則呈現大量脫落且不均勻的狀態。此結果顯示 SRB 在加馬照射下可能受到傷害而使其代謝活動變緩，須經較長的恢復期。

三組敏化 304 不銹鋼在不同浸沒時間實驗後利用超音波震盪移除腐蝕產物後的結果如圖 16 所示。因在本實驗條件下 SRB 對於敏化 304 不銹鋼的腐蝕情形非常輕微，因此在不同的照射條件下，目前的測試時間看不出明顯的腐蝕行為差異。

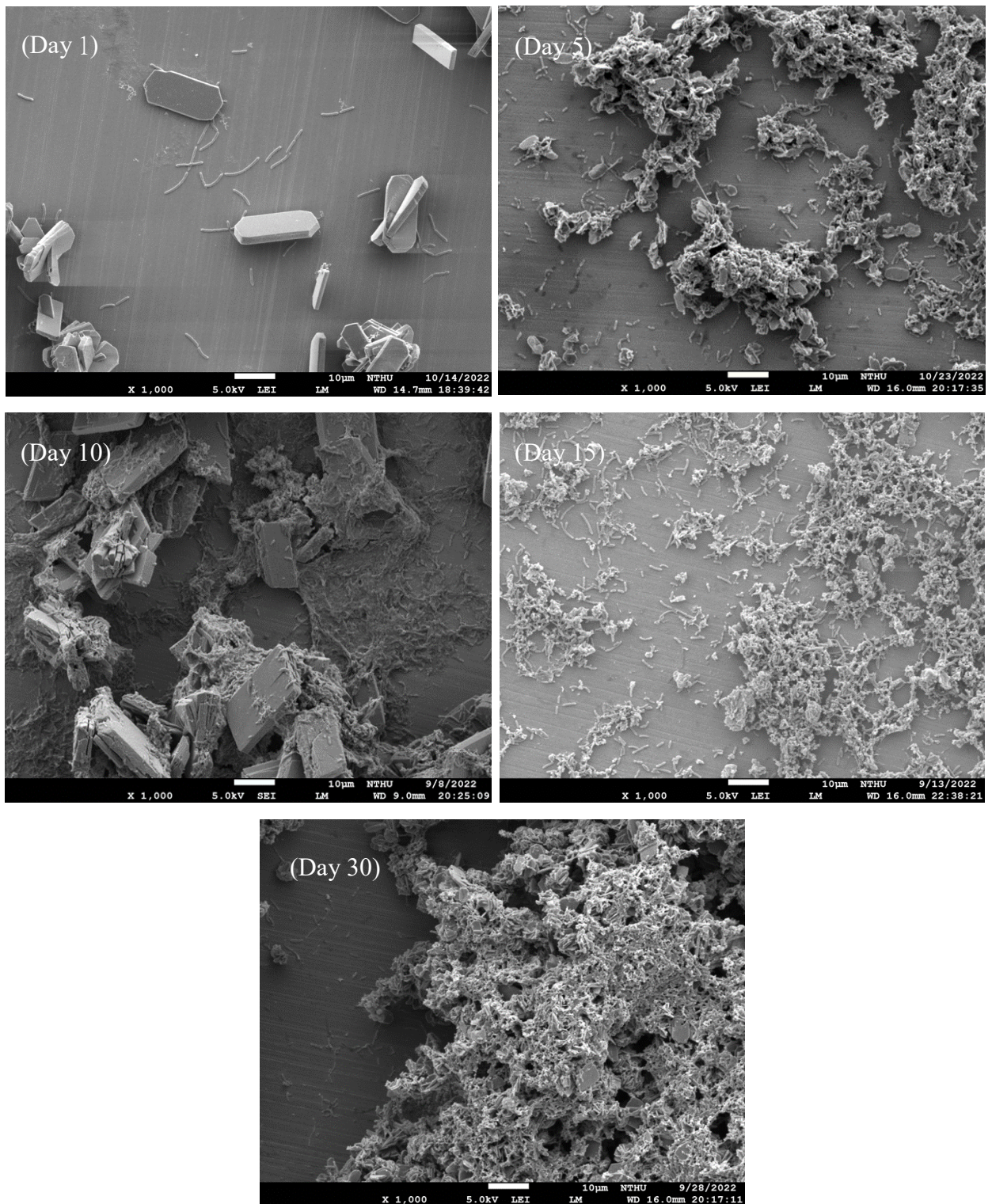


圖 12、無加馬照射之敏化 304 不銹鋼在不同天數下表面生物膜形貌

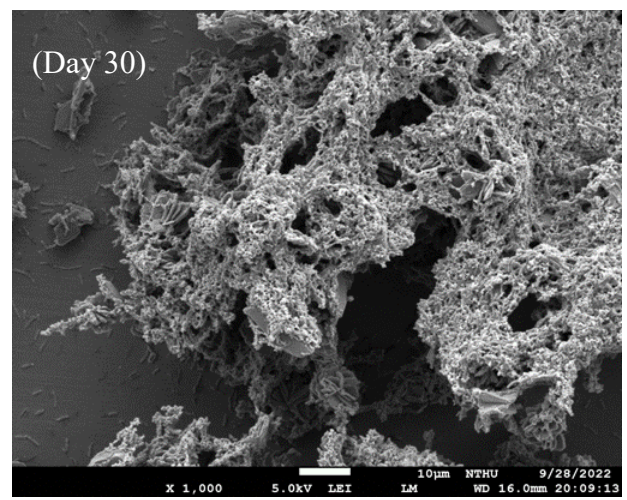
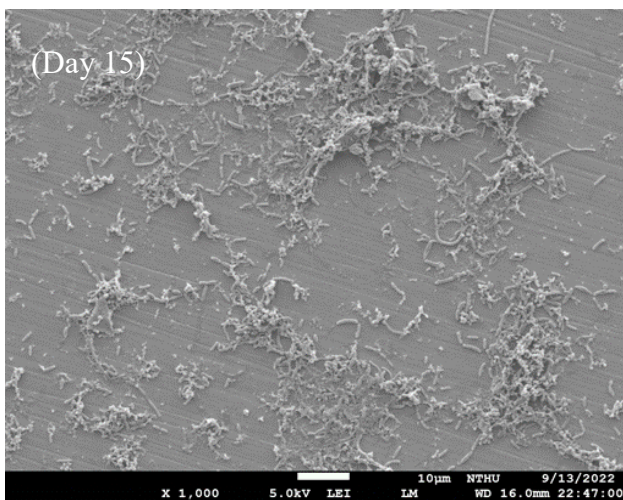
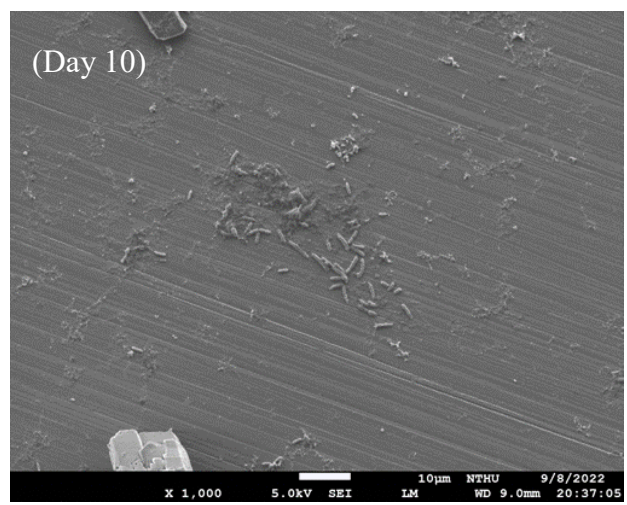
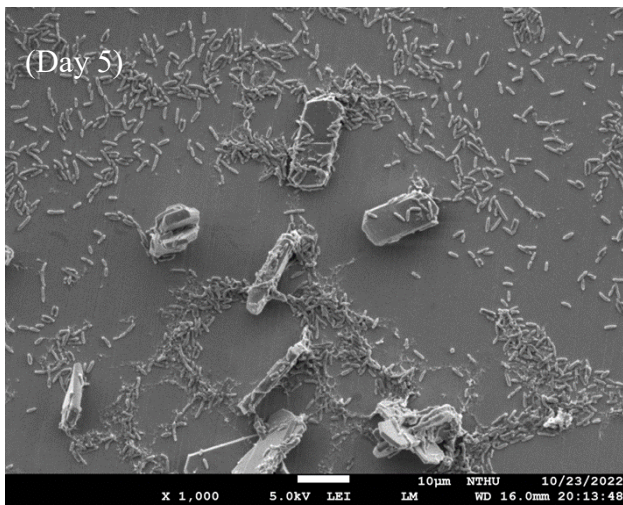


圖 13、在培養過程第 2 天經加馬照射後敏化 304 不銹鋼在不同天數下表面生物膜形貌

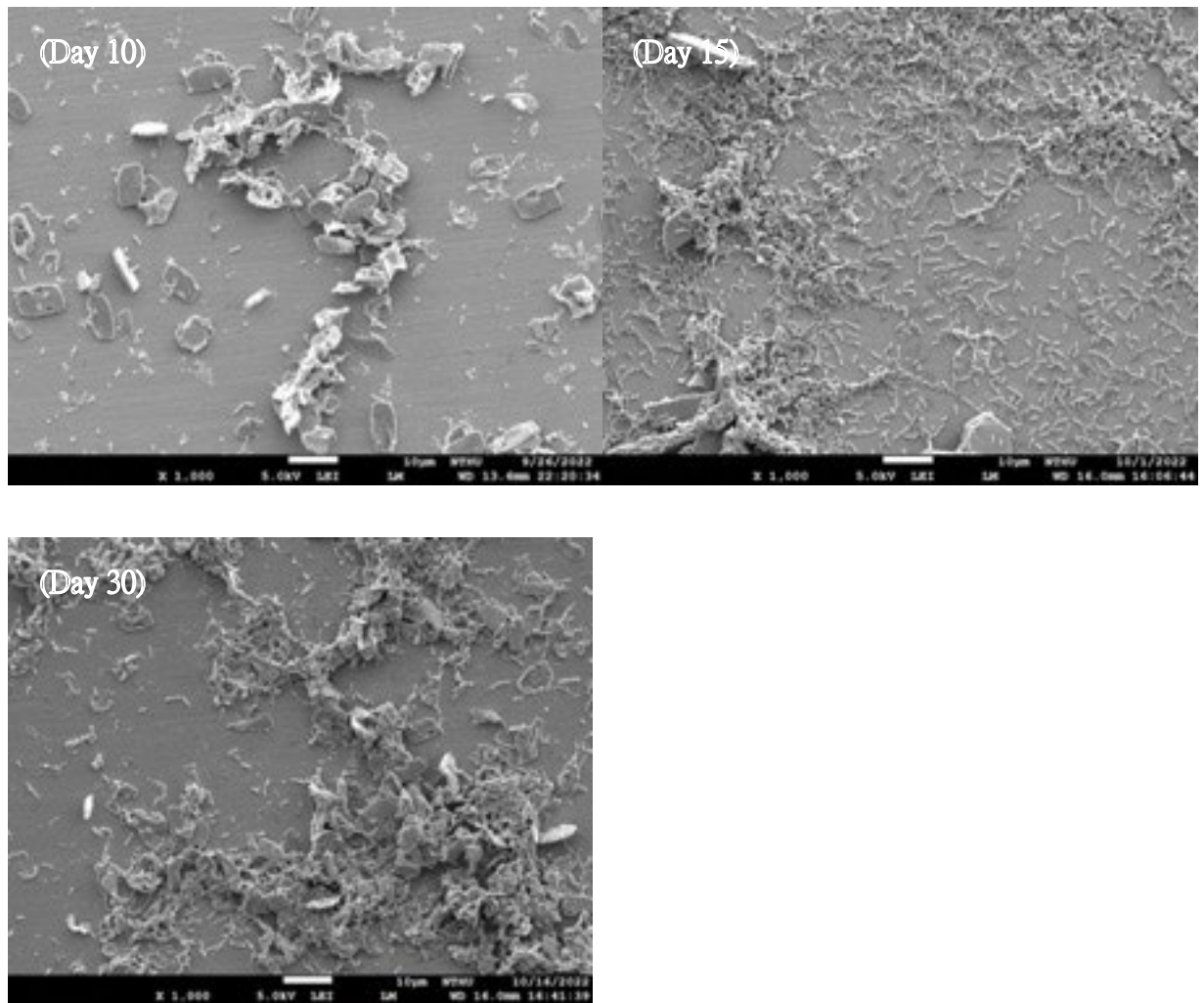


圖 14、在培養過程第 7 天經加馬照射後敏化 304 不銹鋼在不同天數下表面生物膜形貌

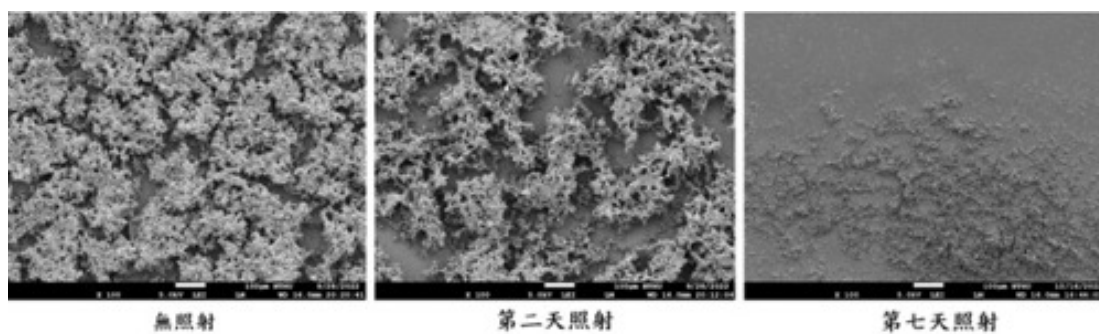
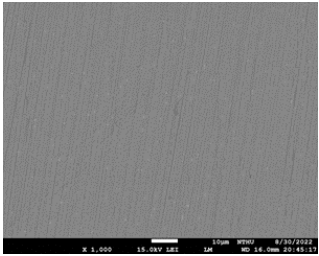
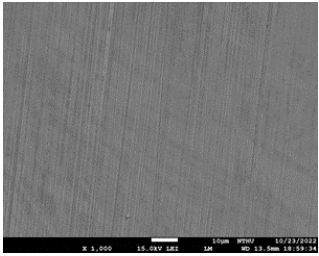
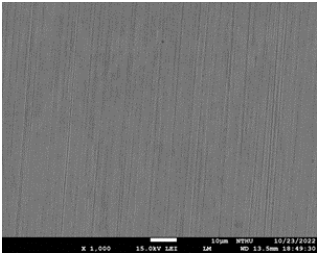
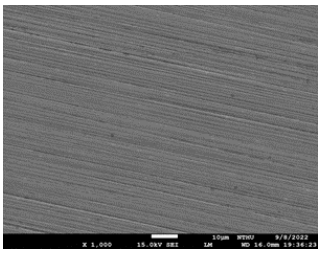
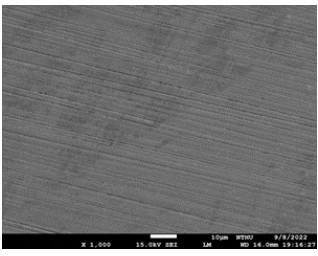
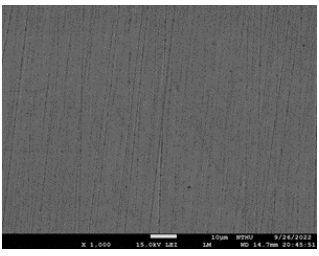
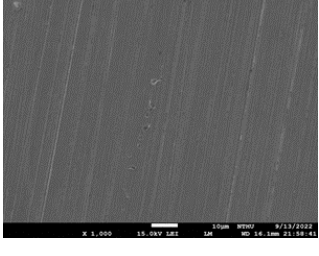
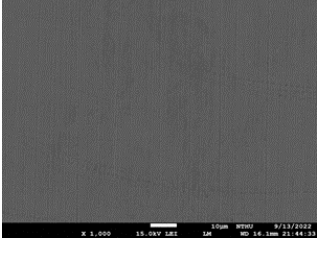
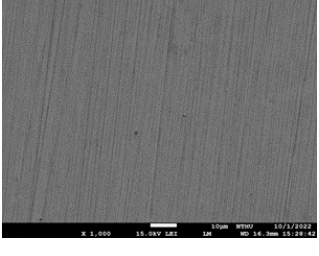


圖 15、不同照射條件下敏化 304 不銹鋼在第 30 天時於低倍率下的表面生物膜形貌

	無加馬照射	第 2 天加馬照射	第 7 天加馬照射
1			
5			
10			
15			

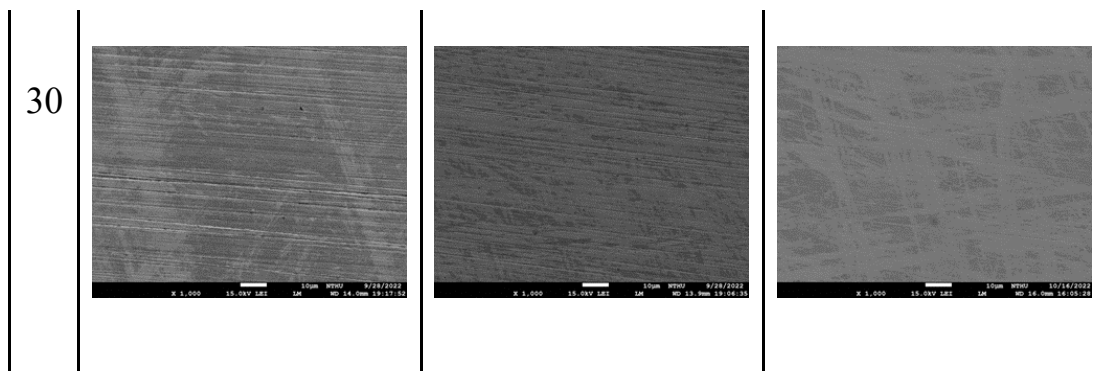


圖 16、不同照射條件下敏化 304 SS 試片的表面腐蝕情形

肆、研究發現與管制建議回饋

1. SRB 對於 304SS 與敏化 304SS 附著能力較差，無法定植於表面形成較厚且穩定生物膜，SRB 可能不是直接對敏化 304 不銹鋼造成腐蝕，但其代謝產生的硫化物會使鈍化層改性並影響其耐腐蝕性。故 SRB 對於不銹鋼的腐蝕機制並非細胞外電子轉移(Extracellular Electron Transfer, EET)－微生物誘發腐蝕。
2. SRB 可藉由代謝產生硫化氫離子(HS^-)對於不銹鋼與敏化不銹鋼造成代謝物腐蝕。且不銹鋼鈍化層對 HS^- 較為敏感，少量 HS^- 即可誘發鈍化層改性。
3. 對於 304 不銹鋼，雖鈍化層被改性而使抗腐蝕能力減弱，但仍發揮保護作用。敏化 304 不銹鋼因鉻乏區遭 HS^- 的破壞隨時間增加而加劇，故鉻乏區經長時間 HS^- 破壞後失去保護作用，使其於硝酸清洗後可以觀察到明顯腐蝕。
4. 在具有加馬照射條件下，確實可以觀察到生物膜皆較無照射組更稀疏，顯示 SRB 在加馬照射下可能受到傷害而使其代謝活動變緩，須經較長的恢復期。
5. 由實驗結果可知，敏化 304 不銹鋼雖因鉻乏區使得氧化層易遭 HS^- 的破壞，但是在 180 天的加速腐蝕測試實驗下對於微生物腐蝕仍具有一定程度之抵抗能力，或許需再進行更長的浸沒實驗才能顯現其影響，且在有加馬照射的環境下，SRB 的代謝活動較為緩慢。綜合本研究 109-111 年發現顯示，除役過渡階段過程中機組採用不銹鋼製作的組件，微生物受除役過渡期間水溫趨降、水質具合理管控程序又受輻射抑制之故，暫無需顧慮微生物腐蝕之影響。

伍、參考文獻

- [1]曾永信等人，“110 年核電廠熱水流安全分析暨管制法規技術精進研究-微生物腐蝕對於除役過渡階段的核電廠系統與組件安全維護的影響，110B012，中華民國 110 年 12 月。
- [2]周森翔，”微生物腐蝕對於除役過渡階段核電廠冷卻系統組件影響”，國立清華大學碩士論文，中華民國 111 年 9 月。
- [3]曾永信等人，“108 年核能安全管理及安全度評估技術能力建立-核電廠於除役過渡前期的材料劣化評估研究，”期末報告，NL108B003，中華民國 108 年 12 月。
- [4] ASTM, “Standard Practice for Preparing, Cleaning, and Evaluating Corrosion Test Specimens,” G1-03(2017)e1.
- [5] M. Momeni et al.,” Tuning DOS measuring parameters based on double-loop EPR in H₂SO₄ containing KSCN by Taguchi method,” Corrosion Science 52 (2010) 2653–2660.

行政院原子能委員會
委託研究計畫研究報告

**111 年核電廠熱水流安全分析暨管制法規技術精進研究-核電廠除
役期間臨時火源之火災危害分析與安全管制要項研究**

**2022 Thermal-Hydraulic Safety Analysis and Regulation
Technical Improvement for Nuclear Power Plant - Study for the
Transient Fire Hazard Assessment and Management during
Decommissioning of a Nuclear Power Plant**

計畫編號：111B008

受委託機關(構)：國立清華大學

計畫主持人：曾永信

聯絡電話：03-5715131#42859

E-mail address：yungshintseng@gmail.com

協同主持人：鍾曉萍、李進得

研究期程：中華民國 111 年 6 月至 111 年 12 月

研究經費：新臺幣 344 萬元

核研所聯絡人員：黃智麟

報告日期：111 年 12 月 05 日

(本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見)

目 錄

目 錄.....	i
中文摘要.....	iv
Abstract.....	v
壹、計畫緣起與目的.....	1
貳、研究方法與過程.....	3
一、 文獻蒐集與研讀.....	3
二、 核電廠除役期間防火計畫相關程序書之檢視與探討	48
三、 核電廠除役期間重要防火分區之火災危害分析	77
參、主要發現與結論.....	90
一、 主要發現.....	90
二、 結論與建議.....	92
肆、參考文獻.....	94
附件一 工作內容與本報告章節之對應表	

圖目錄

圖 2-1. 火災影響區(ZOI)示意圖	12
圖 2-2a. 燃料廠房一樓進入與避難動線示意圖 1.....	74
圖 2-2b. 燃料廠房一樓進入與避難動線示意圖 2	75
圖 2-3. 燃料廠房一樓防火區配置示意圖(100 呎).....	80
圖 2-4. 燃料廠房二樓防火區配置示意圖(126 呎).....	81
圖 2-5. 燃料廠房三樓防火區配置示意圖(148 呎).....	82
圖 2-6a. 採用 NUREG/CR-6850 數據之 HRR 曲線.....	86
圖 2-6b. 採用 NUREG-2233 數據之 HRR 曲線	86
圖 2-7. 防火區 133 之 CFAST 模擬空間(立體圖)	88
圖 2-8. 防火區 133 之 CFAST 模擬狀態(NUREG/CR-6850).....	89

表目錄

表 2-1. 臨時可燃物火災之尖峰 HRR、TER、與 ZOI 分佈.....	14
表 2-2. 火災模型之相關參數與計算公式	16
表 2-3. 臨時可燃物火災分佈百分位數之 HRR 參數和 FDTs 重要參 數.....	18
表 2-4. 一般臨時可燃物火災對 TS 電纜之影響區(ZOI)比較表 ...	20
表 2-5. 核三廠防火計畫相關程序書與 RG 1.191 之比對.....	52
表 2-6. 核三廠防火計畫相關程序書除役期間之建議或注意事項	65

中文摘要

除役電廠的主要防火考量為保護用過核子燃料池中之燃料的完整性，並防止或儘可能降低因火災而導致的放射性物質外釋。本計畫檢視核三廠防火計畫相關程序書並 RG 1.191 監管內容比較後，提出不同除役階段之建議或注意事項。NUREG-2233 更新臨時可燃物之火災數據 (如 HRR、TER)，並重新進行數據統計分析，且提出新的火災模擬參數與計算公式。

本計畫之主要結論為：(1) 完成核三廠火災防護計畫相關程序書之檢視並與 RG 1.191 比對後，提出除役期間管制建議或注意事項。(2) 本研究雖未蒐集到有同業將 NUREG-2233 之數據應用於火災 PRA 或火災危害分析，唯考量火災之特性，可應用 NUREG-2233 之數據進行分析，以獲得較為實際之結果，兼顧火災風險管理與除役作業之進行。(3) 核三廠燃料廠房除役期間之臨時可燃物火災危害分析結果顯示，依據目前之配置，一樓防火區不適合存放臨時可燃物；二樓、三樓未來因應「建置用過核子燃料池島區」與「低放射性廢棄物處理區」應重新進行火災危害分析。

Abstract

The primary fire protection concern for decommissioning nuclear power plants is protecting the integrity of the remaining spent fuel in spent fuel pool and preventing or minimizing the release of radioactive materials resulting from fires. In this project, the procedures of the fire protection plan for Maanshan nuclear power plant were reviewed. Recommendations or precautions for various decommissioning stages were proposed after comparing with the contents of RG 1.191. NUREG-2233 updates the fire hazards data (e.g., HRR, TER) of transient combustibles, and conducts statistical analysis of the data again, and proposes new fire parameters and correlations.

The main conclusions of this project are: (1) After completing the review of the procedures related to the fire protection plan of Maanshan nuclear power plant and comparing them with RG 1.191, we propose recommendations or precautions that may helpful to the domestic regulatory agency. (2) To take into account both fire hazards management and decommissioning activities, the data from NUREG-2233 can be applied to obtain more practical results of fire assessment. (3) The results of the fire hazard analysis of transient combustibles during decommissioning of the fuel build of Maanshan NPP show that, according to the current configuration, the fire areas on the first floor are not suitable for storing transient combustible materials; the fire hazard analysis should be conducted again on the second and third floors in the future in response to the "built-up spent fuel pool island" and the "low-level radioactive waste treatment area".

壹、計畫緣起與目的

我國核我國三座核能電廠的運轉執照到期時間不同，其中核三廠執照到期日雖然最晚(2 號機為 114 年 5 月 17 日)，但相較於核一廠、核二廠，核三廠執照到期後，可於 2 個月內，將爐心用過核子燃料全數移至用過核子燃料池，故可能會比核一廠、核二廠更早進行除污與拆除(decontamination and dismantling, D&D)工作。與商轉中電廠不同，除役核電廠主要考量緊急情況下對於廠內用過核子燃料之完整性，因火災而可能引起的放射性物質外釋為其防範重點，尤其在用過核子燃料池區域、放射性廢料貯存和收集區域。RG 1.191^[1]對於除役期間之核能電廠火災防護並非直接沿用功率運轉期間的火災防護計畫，而是要依據除役的實際情況建立適合的火災防護計畫，但允許以功率運轉時之火災防護計畫為基礎經評估、修訂後加以運用。功率運轉期電廠之火災分析主要參考 NUREG/CR-6850^[2]，然依據 NUREG-2233^[3]，以 NUREG/CR-6850 Volume II and NUREG/CR-6850 Supplement 1 所提供之方法與數據，所得之結果可能過於保守。因此美國電力研究協會(Electric Power Research Institute, ERPI)與美國 NRC-RES (Nuclear Regulatory Commission Office of Nuclear Regulatory Research)合作，根據最新的實驗數據與知識，建立了兩套臨時火源(即臨時可燃物)分析參數與方法。第一套適用於任何功率下一般臨時可燃物火災的參數、第二套適用於對臨時可燃物的存放在有嚴格管制的地方(防火區)。

FDTs^[4] (Fire Dynamic Tools)與 CFAST^[5] (Consolidated Model of Fire and Smoke Transport)皆為美國 NRC 認可之火災危害分析程式。本研究以美國 NRC 認可之火災危害分析程式進行核三廠除役期間重要防火區臨時可燃物之火災危害分析，探討臨時火源(臨時可燃物)對火災防

護計畫(如失火對策計畫)之影響，並提出安全管制建議或注意事項。

本計畫為與 RG 1.191 之除役階段定義(即反應爐永久停止運轉且爐心用過核子燃料全數移出)一致，故將核三廠除役計畫第六章之除役過渡階段區分為「除役過渡階段前期(即反應爐永久停止運轉後爐心尚有用過核子燃料)」、與「除役過渡階段後期(即反應爐永久停止運轉後爐心之用過核子燃料已全數移置用過核子燃料池)」。此外，用過核子燃料池島區依階段狀態不同，再細分為「用過核子燃料池島區建置」、與「用過核子燃料池島區運轉」。

透過此計畫之研究成果，瞭解電廠除役作業潛在之臨時可燃物火災風險，支援管制單位精進核安管制技術，確保核安管制品質。

本報告第貳章第一節為文獻蒐集與研讀，說明蒐集之文獻與研析重點摘要，並探討 NUREG-2233 之數據應用於除役期間之適用性；第貳章第二節為核三廠防火計畫相關程序書之檢視與探討；第貳章第三節為核三廠除役期間重要防火區之臨時火源火災危害評估。第參章為主要發現與結論。

貳、研究方法與過程

一、文獻蒐集與研讀

本研究蒐集核能電廠除役期間火災危害(含臨時可燃物)相關文獻，包括 NUREG-2233、RG 1.191 及南韓核電廠防火法規研究，共計 3 篇。這幾篇文獻之摘要內容說明如下：

(一) NUREG-2233 「Methodology for Modeling Transient Fires in Nuclear Power Plant Fire Probabilistic Risk Assessment」^[3]

本篇為 2020 年 10 月由美國 NRC 發布之研究報告。此報告是美國電力研究所和美國核管會核管研究辦公室基於對火災研究的備忘錄所共同合作完成的。本報告中的方法是由 EPRI 及 NRC 的防火工程師、實驗測試專案、火災 PRA、運轉經驗和火災建模方面的技術專家組成的工作小組所制定。該工作小組定期開會討論結果，並正式確定此報告中的方法和資料。

NUREG/CR-6850 Volume II 和 NUREG/CR-6850 Supplement 1 中提供的方法和資料是通過廣泛的收集當時在火災 PRA 中模擬火災的知識和最佳經驗的結果。在某些情況下，知識水準並沒有達到支持火災 PRA 的真實性所需的成熟程度。例如，多個火災 PRAs 的綜合結果顯示，臨時可燃物火災是電廠風險的重要因素，而這一結論並未得到運轉經驗的完全支持。因此，火災 PRA 包含了過度簡化和偏向保守的假設。多年來，工業界和 NRC 一直致力於對核電廠中發現的實際臨時可燃物進行測試，並開發出更實際且更具代表性的火災分析方法。此報告開發了精進的火災模擬方法，可提升火災 PRA 中臨時可燃物火災模擬的真實性。

此報告將臨時可燃物的實驗資料與運轉經驗相結合，建立了新的機率分佈，用於火災 PRA 中臨時可燃物火災的分析。且發展了兩套分佈，每套分佈包括熱釋率(heat release rate, HRR)、總能量釋放(total energy release, TER)和影響區(zones of influence, ZOI)的分佈。第一套是適用於功率運轉下，一般防火區臨時可燃物火災的通用參數。第二套適用於對臨時可燃物的存在有嚴格管制之區域。除了這兩套分佈外，此報告還開發了用於火災模型的輸入參數。這些參數包括火災的成長和衰減時間數據、燃燒熱、火災弗勞德數(Froude number)以及燃燒副產物的產量。此篇文獻之摘要內容敘述如下。

有三個高階目標：

1. 藉由納入運轉經驗，使臨時可燃物火災 PRA 的方法更為實際；並對臨時可燃物火災測試資料進行加權，以更新 EPRI 火災事件資料庫(fire events database, FEDB)中的事件類型和頻率。
2. 藉由建立目標物損壞的機率分佈，以提高目標物篩選的實際性。對火災試驗的熱釋率(HRR)數據進行處理，以確定每個測試的影響區(ZOI)大小。
3. 提供輸入參數，以改善臨時可燃物火災模型的實際性，並精進熱氣層(hot gas layer, HGL)的評估、目標物損壞的時間以及自動或手動滅火的有效性。這些參數包含下列特性：
 - (1) 輸入參數在合理範圍內盡可能簡單。
 - (2) 輸入參數要考慮總能量釋放(TER)的機率分佈。TER

對產生 HGL 和確定最大 ZOI 很重要。

(3) 輸入參數要考慮尖峰 HRR (peak HRR) 的概率分佈。

尖峰 HRR 會影響 HGL 和 ZOI。

(4) 輸入參數定義 HRR 曲線的形狀，即火勢如何隨時間成長和衰減。這種形狀對 ZOI 和目標物損壞時間有很大影響。

(5) 輸入參數定義火焰的大小(依火焰的 Froude 數)和位置(離地面的距離)，這些都會影響 ZOI 和 HGL。

此報告發展了兩種分佈。第一種是一套一般臨時可燃物火災分佈，其為精進 NUREG/CR-6850 附錄 G 中分佈之實際性。第二種是一套用於臨時可燃物管制區(transient combustible control locations, TCCLs)之臨時可燃物火災分佈。對某些取得 NFPA 805 執照認可的電廠，對臨時可燃物有嚴格控制的廠區，評估時允許使用較低的火災尖峰 HRR 值。臨時可燃物管制區(TCCL)是核電廠中符合以下條件的指定區域：

1. 在這些區域對臨時可燃物的管制必須有程序書，並有明顯的視覺標示(例如，地板上有圖示，該地點有繩索區隔或有多個標誌，或其他明確的標記)，以便不熟悉程序書的人可以清楚知道，臨時可燃物的儲存在該地點受到嚴格管制。
2. 對某防火區(若屬於火災 PRA 模擬之對象，則將對火災風險造成影響)，在合理的前五年內，沒有觀察到違反臨時可燃物管制的情況。
3. 嚴禁長期存放臨時可燃物，且沒有例外。

4. 臨時儲存的可燃材料受到嚴格控制，必要時對例外情況採取適當的補償措施。任何大於可忽略不計的可燃物(註：可忽略不計的可燃物包括小型的單一物品(即少於 0.5 公斤的固體材料))，且要求存放在 TCCL 中，必須滿足以下條件之一：

- (1) 電廠相關單位對臨時可燃物進行評估，以確認對區域內的設備和電纜沒有影響。
- (2) 必須 24 小時連續監控。換班和午休等短暫休息除外。
- (3) 在沒有連續監控的情況下，應將臨時可燃物從 TCCL 中移出，或加以控制(例如，封閉於金屬容器內、用防火毯覆蓋)。

依據 TCCL 的定義，研究小組對測試項目的清單進行了刪減，刪除了那些被認為極不可能出現在 TCCL 中的項目，例如筆記型電腦(Laptop)、塑膠椅(Plastic chair)等。

此報告提出一般臨時可燃物火災與 TCCL 火災的尖峰熱釋率、總能量釋放和影響區的建議分佈。ZOI 分佈包括「對水平(熱通量) ZOI」、「垂直(煙羽溫度(plume temperature)) ZOI」和「在角落之垂直 ZOI」，適用於「外露之敏感性電子設備 (sensitive electronics, SE)」、「熱塑性(thermoplastic, TP)電纜」、「Kerite-FR 電纜(KC)」、「熱固性(thermoset, TS)電纜」，以及「成束電纜托網起火(bulk cable tray ignition, TI)」。

確定 ZOI 值的方法在 NUREG-2232^[6]中有詳細說明。簡而言之，該方法使用與時間相關 HRR (time-dependent HRR)數據作

為 FDTs 的輸入，用於計算煙羽溫度(McCaffery 羽煙溫度方程式)和輻射通量(固體火焰模型)。對於每個測試以距離火源的垂直(羽煙)或水平(熱通量) 5 公分的增量變化進行，直至找到目標物損壞和未損壞之間的界限值(threshold)。使用熱浸泡法評估目標物損壞(依據 NUREG-2232，此方法獲得 USNRC 認可)。因為評估過程使用 5 公分(2 英寸)增量，這意味著最小 ZOI 值是 5 公分(也就是說，如果目標在 5 公分的距離處沒有損壞，則評估過程就結束，並且 5 公分即為 ZOI 值)。對於垂直 ZOI，ZOI 距離是從火焰的底部開始測量(也就是說，不考慮火焰底部以下的任何高度)。對於水平 ZOI，距離是從火焰的邊緣開始測量，對於某些類別(如熱固性電纜和成束電纜托網起火)，幾乎所有計算的水平 ZOI 值都是 5 公分。因此，對於這些類別，其水平 ZOI 的風險相對非常的低；這意味著臨時可燃物火焰基本上必須與該類別的目標物直接接觸才可能造成損壞。火災 ZOI 之示意圖，如圖 2-1 所示。

此文獻報告中所建立之 ZOI 在適用性方面有所限制。這些限制包括以下內容：

1. 房間(空間)初始的室溫低於人類長期可居住的限度(<40 °C)。
2. 目標物在熱氣層(HGL)以下，或 HGL 溫度不超過前面所述的室溫限制。
3. 目標物不在火災的天花板噴射(ceiling jet)範圍內。
4. 目標物或火災不受可能增加 ZOI 的通風影響。這主要與水平目標物有關，因為通風風切可能導致火焰傾斜。注

意，一般情況下，火場之通風風切速低於 1 米/秒則不影響評估結果。

5. 對於正在評估一個特定的、已知的可燃物(但不屬於此報告之燃料類別)，其隨時間變化的 HRR 和相關的建模輸入應該根據該可燃物的具體情況來制定。或可參考測試報告(NUREG-2232)中類似可燃物的數據。

有關尖峰 HRR、ZOI、TER 之評估結果重點摘述如下：

1. 第 98 百分位數的尖峰 HRR 值為 278 千瓦，這比 NUREG/CR-6850 中的 317 千瓦的數值略低；然而，第 75 百分位數的尖峰 HRR 值為 42 千瓦，則遠低於 NUREG/CR-6850 中的 142 千瓦。
2. 雖然第 98 個百分位的角落區之火災對於約頭部高度的目標電纜將不會被篩除，但在第 75 個百分位，所有頭部高度的目標電纜都會被篩濾掉；對於外露之敏感性電子設備在這個高度上對於角落區之火災則均被保留(即不會被篩濾掉)。
3. 對於 TP 電纜，水平 ZOI 部分，臨時可燃物火災需要距離目標小於 0.36 公尺(1.2 英尺)，才能損壞電纜，而且基本上是直接接觸電纜(<5 公分)，才能導致引燃。
4. 根據 FAQ 13-0004^[7] (亦即 SE 沒有外露可被視為等同 TS)，要損壞電氣櫃內的 SE，則火焰與電氣櫃的距離必須小於 11 公分。
5. 即使在一個相對較小的隔間裡(邊長 3 公尺)，如果沒有二次可燃物，278 kW 的臨時可燃物火災釋放出 123 MJ

的總能量也不會產生具破壞性的 HGL。

6. 相較於一般臨時可燃物火災分佈，TCCL 分佈在第 98 個百分位，其尖峰 HRR 和 TER 的值減少了約 50%，ZOI 減少了 35~50%。在第 75 百分位，則數值分別減少約 40%和 24~32%。

一般臨時可燃物火災與 TCCL 臨時可燃物火災之尖峰 HRR、TER、與 ZOI 之分佈如表 2-1 所示。

有關火災模型之相關參數與計算公式，摘述如下表 2-2 所示。

此報告結合新舊實驗數據，並根據工業界在臨時可燃物火災方面的經驗，建立了新的數據，這些數據涵蓋 110 個燃料 (fuel package) 307 次的火災實驗(測試)，用來建立臨時可燃物火災的尖峰熱釋率(peak HRR)、總能量釋放(TER)和影響區(ZOI)的機率分佈。ZOI 值包括對「敏感電器(SE)」、「熱塑性(TP)電纜」、「Kerite-FR 電纜(KC)」、「熱固性(TS)電纜」，及「整束電纜托網起火(TI)」之垂直、角落區垂直(vertical in corner)、和水平的 ZOI。此外，此報告也表列臨時可燃物火災模型的建議輸入參數值，其中包括火災的成長和衰減參數、尖峰 HRR、TER、以及火焰大小和有效高度等，如表 2-3 所示。更新之臨時可燃物機率分佈和火災建模輸入參數，可用於火災 PRA 和火災危害分析中臨時可燃物火災的分析模型。ZOI 分佈能夠對火災情境之目標物進行篩選，而不需要通過火災模型計算 ZOI。這套新的輸入參數可取代 NUREG/CR-6850 和 NUREG/CR-6850 補編 1 中較為有限的資料。

小結(研析結果討論)

本結針對 NUREG-2233 之數據是否可適用於核電廠除役期間提出綜合探討，說明如下。

NUREG-2233 係以 NUREG/CR-6850 之數據為基礎，兩者主要差異如下：

1. NUREG-2233 針對原 NUREG/CR-6850 之臨時可燃物火災數據不足處，加入新的測試結果數據。
2. NUREG-2233 將核電廠運轉期間與大修期間之經驗(臨時可燃物火災或臨時可燃物違規攜入)反映至數據庫並進行更新。
3. 新、舊數據合併/處理後，產生新的機率分佈（包括熱釋率(HRR)、總能量釋放(TER)、影響區(ZOI)等），並進行數據擬合(fit)分析，建立新的火災模擬參數與計算公式。例如，火災成長時間有別於過去以 t^2 方法計算，NUREG-2233 則是依據測試數據得出新的經驗公式，如表 2-2。
4. 對於 ZOI 之差異以一般臨時可燃物火災對熱固性電纜之 ZOI 數值為例，如表 2-4 所示。NUREG/CR-6850 之第 98 百分位的 HRR 高於 NUREG-2233，其主要原因為過去在數據不足的條件下採取較為保守的評估。另外，除了數據差異，ZOI 判定方法 NUREG/CR-6850 採第 98 百分位之 HRR 且為恆定數值，作為 FDTs 之輸入，計算煙羽溫度、火焰直徑等(即很保守，較不實際)；而 NUREG-2233 則以隨時間變化之 HRR 作為輸入，且輔以熱沉浸法(heat

soak method)評估(獲得 US NRC 認可)，故所獲得之 ZOI 較為實際，無論是水平 ZOI、垂直 ZOI 之數值均小於 NUREG/CR-6850。

影響火災特性之主要參數為 HRR、TER、火源大小、煙羽溫度等，與電廠狀態(功率運轉、停機大修、除役期間)無關。雖然本研究未蒐集到有同業將 NUREG-2233 之數值應用於火災 PRA 或火災危害分析，唯考量火災本身之特性且由於除役期間之用過核子燃料衰變熱相對已低，容許應變時間較長，若保守評估(例如採用 NUREG/CR-6850 之方法與數據)之火災危害分析結果可能影響除役作業之進行，則可考慮應用 NUREG-2233 之數據進行靈敏度分析，評估火災之影響範圍、目標物損壞時間等。

此外，NUREG-2233 也提出其他替代作法，例如使用 NUREG-2233 之 ZOI 分佈，以篩濾掉較多的目標物件，對於被保留的目標物，使用較保守的 NUREG/CR-6850 分佈以獲得較保守的目標物損壞時間。又或，使用 NUREG-2233 之數據分佈，帶入 NUREG/CR-6850 之方法。例如，第 98 百分位數之 HRR、TER 分別為 278kW、123MJ，其火災成長時間為 118 秒、高原時間為 404 秒。(若以 NUREG-2233 之公式則分別為 320 秒、40 秒。)

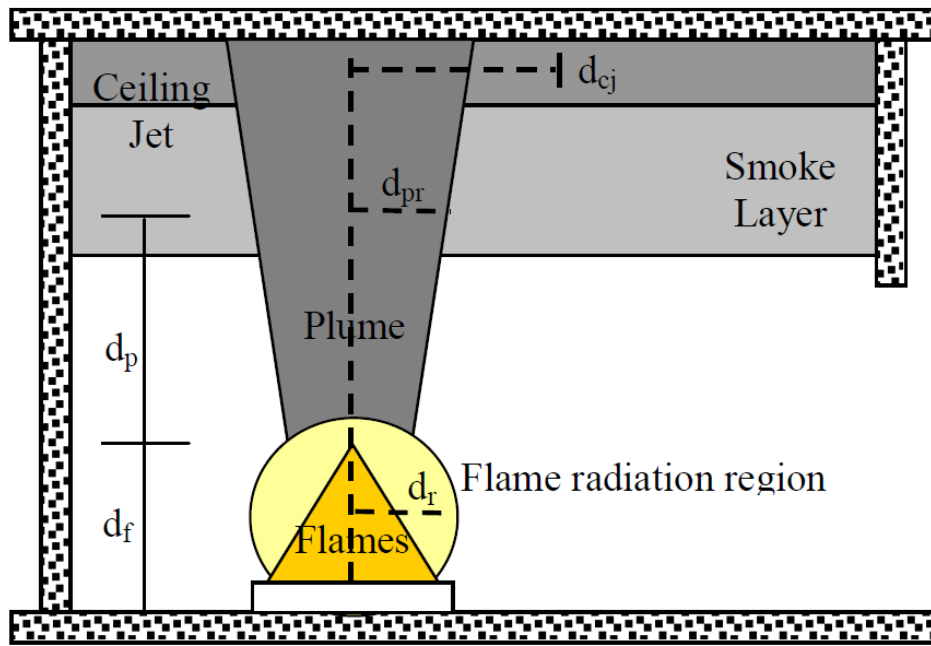


圖 2-1. 火災影響區(ZOI)示意圖

資料來源：NUREG/CR-6850

(本頁空白)

表 2-1. 臨時可燃物火災之尖峰 HRR、TER、與 ZOI 分佈(2 之 1)

分佈		一般臨時性可燃物		TCCL	
		分佈百分位數		分佈百分位數	
		75th	98th	75th	98th
HRR (kW)		41.6	278	24.6	143
TER (MJ)		11.8	123	7.0	59.9
垂直 ZOI (m)	SE	1.9	5.49	1.44	3.26
	TP	0.56	1.78	0.4	1.0
	KC	0.53	1.64	0.38	0.94
	TS	0.45	1.47	0.32	0.8
	TI	0.41	1.33	0.29	0.76
角落之垂直 ZOI (m)	SE	3.27	9.47	2.54	5.64
	TP	0.99	2.96	0.71	1.69
	KC	0.91	2.74	0.66	1.59
	TS	0.79	2.43	0.57	1.4
	TI	0.71	2.18	0.52	1.26

表 2-1. 臨時可燃物火災之尖峰 HRR、TER、與 ZOI 分佈(2 之 2)

		一般臨時性可燃物		TCCL	
		分佈百分位數		分佈百分位數	
		75th	98th	75th	98th
水平 ZOI (m)	SE	0.21	1.05	0.15	0.68
	TP	0.09	0.36	0.06	0.17
	KC	0.07	0.22	0.05	0.1
	TS	0.05	0.11	0.03	0.05
	TI	0.03	0.05	0.03	0.05

資料來源：NUREG-2233；本研究彙整編輯。

表 2-2. 火災模型之相關參數與計算公式(2 之 1)

參數	說明	建議值或公式	備註
Peak HRR (kW)	尖峰熱釋率	參閱表 2-X	依模擬之火災百分位數而定。
TER (MJ)	總釋放能量	參閱表 2-Y	依模擬之火災百分位數而定。
DHC (MJ/kg)	燃燒熱	25	當使用一般的 HRR 曲線時，DHC 不同並不影響 ZOI 或 HGL。
Q*	火災 Froude 數	0.54	
ze (m)	有效高度	0.15	火焰底部高於樓地板的有效高度。
Soot yield (kg/kg)	灰燼產量	0.052	注意，產生的量與 DHC 有關。
CO yield (kg/kg)	一氧化碳產量	0.043	注意，產生的量與 DHC 有關。
Growth exponent n1	火災成長指數	2.7	改變指數則 t_g 、 t_p 、 t_d 須重新計算。
Decay exponent n2	火災衰減指數	0.32	改變指數則 t_g 、 t_p 、 t_d 須重新計算。
Growth time t_g (s)	火災成長時間	公式 2-1 $t_g = \frac{1000(n1+1)}{\dot{q}_{peak}} 0.186TER^{1.01}$ 或 公式 2-4 $t_g = \frac{1000(n1+1)}{\dot{q}_{peak}} \left(TER - \frac{\dot{q}_{peak}}{1000} \right) \frac{0.186TER^{1.01}}{0.186TER^{1.01} + 0.955TER^{0.940}}$	首先，使用公式 2-1。若 t_p 設定為 1 秒，則改用公式 2-4。

表 2-2. 火災模型之相關參數與計算公式(2 之 2)

參數	說明	建議值或公式	備註
Plateau time t_p (s)	火災高原時間	公式 2-3 $t_p = \frac{1000TER}{\dot{q}_{peak}} - \frac{t_g}{n1+1} - \frac{t_d n2}{n2+1}$ 或 1 second	首先，決定成長與衰減時間。若高原時間少於 1 秒，則設定為 1 秒並重新計算成長與衰減時間。
Decay time t_d (s)	火災衰減時間	公式 2-2 $t_d = \frac{1000(n2+1)}{n2\dot{q}_{peak}} 0.955TER^{0.940}$ 或 公式 2-5 $t_d = \frac{1000(n2+1)}{n2\dot{q}_{peak}} \left(TER - \frac{\dot{q}_{peak}}{1000} \right) \frac{0.955TER^{0.940}}{0.186TER^{1.01} + 0.955TER^{0.940}}$	首先，使用公式 2-2。若 t_p 設定為 1 秒，則改用公式 2-5。

資料來源：NUREG-2233；本研究彙整編輯。

表 2-3. 臨時可燃物火災分佈百分位數之 HRR 參數和 FDTs 重要參數

	百分位	peak HRR (kW)	TER (MJ)	tg (s)	n1	tp (s)	n2	td (s)	Q*	Max D (m)	Lf (m)	z0 (m)
一般臨時可燃物	98	278	123	322	2.7	39.5	0.32	1311	0.54	0.74	1.48	0.03
	95	180	74.7	298	2.7	28.1	0.32	1258	0.54	0.62	1.24	0.03
	90	114	42.8	269	2.7	16.5	0.32	1182	0.54	0.52	1.03	0.02
	85	79.1	27.2	245	2.7	8.2	0.32	1110	0.54	0.45	0.89	0.02
	80	57	17.8	222	2.7	1.4	0.32	1038	0.54	0.39	0.78	0.02
	75	41.6	11.8	197	2.7	1.0	0.32	947	0.54	0.35	0.69	0.02
	50	7.8	1.17	90.2	2.7	1.0	0.32	511	0.54	0.18	0.35	0.01
	25	0.58	0.027	21.7	2.7	1.0	0.32	160	0.54	0.06	0.13	0.00
TCCL 臨時可燃物	98	143	59.9	301	2.7	25	0.32	1290	0.54	0.57	1.13	0.03
	95	95.3	37.4	281	2.7	15	0.32	1244	0.54	0.48	0.96	0.02
	90	62	22.3	256	2.7	5	0.32	1178	0.54	0.41	0.81	0.02
	85	44.3	14.7	234	2.7	1	0.32	1108	0.54	0.36	0.71	0.02
	80	32.8	10.1	211	2.7	1	0.32	1028	0.54	0.31	0.63	0.01
	75	24.6	7	190	2.7	1	0.32	949	0.54	0.28	0.56	0.01
	50	5.5	0.91	98	2.7	1	0.32	565	0.54	0.15	0.31	0.01
	25	0.6	0.035	29	2.7	1	0.32	213	0.54	0.06	0.12	0.00

資料來源：NUREG-2233；本研究彙整編輯。

(本頁空白)

表 2-4. 一般臨時可燃物火災對 TS 電纜之影響區(ZOI)比較表

	NUREG/CR-6850	NUREG-2233
第 98 百分位之 HRR (kW)	317	278
水平 ZOI	0.45 m	0.11 m
垂直 ZOI	2.2 m	1.47 m

資料來源：NUREG-2233；本研究彙整編輯。

(二) Regulatory Guide 1.191 Rev.1 “Fire Protection Program For Nuclear Power Plants During Decommissioning”^[1]

2021 年 01 月由美國 NRC 發布之更新版(Revision 1)監管指引，說明核電廠除役期間之防火計畫，包括「火災防護計畫」、「火災危害分析」、「行政管制」、「物理性防火特性」、「風險管理」、及「NFPA 805 性能式火災防護計畫」等，附錄 A 為「對於選定之防火區、結構、系統和組件的火災防護應考慮事項之指引」。相關內容說明如下。

此監管指引(regulatory guide, RG)說明美國核管會(NRC)所接受的方法，以符合 NRC 對於已證明其電廠已永久停止運轉且核子燃料已從反應爐中永久移除之持照業者的火災防護計畫(Fire Protection Program) (以下簡稱防火計畫)之規定。

運轉中核電廠防火計劃的主要目標是最大限度地減少火災對重要結構、系統和組件(Structures, Systems, and Components SSCs)的損害，確保能夠安全停機，並維持在安全停機狀態。而永久停機(除役)電廠的主要防火考量為保護用過核子燃料池中之燃料的完整性，並防止或儘可能降低因火災而導致的放射性物質外釋。10 CFR Part 20 規定的輻射劑量限值適用於永久停機的核電廠火災事故中的電廠人員和廠外民眾。此外，10 CFR 20.1101(b)對於達到合理抑低(as low as reasonably achievable, ALARA)的要求繼續適用，持照業者應確保火災造成的輻射劑量符合 ALARA。

功率運轉期的防火計畫可作為制定除役階段防火計畫的基礎。核電廠除役期間防火計畫的目標是提供適當水準的深度防

禦，以降低火災威脅。火災防護的深度防禦要件包括「行政管制」、「實體防火功能」、「緊急應變」和「保護必要的 SSCs」，以防止或降低放射性物質外釋放的可能性。這些要件的組合減少了火災事件的概率和後果，並確保防火計畫中任何一個要件的失敗都還有其他要件可適當補償，從而最大限度地降低對公眾、環境和電廠人員的風險。

一般來說，核電廠除役相關的過程和作業是動態的，電廠條件和配置不斷變化。除役作業可能會因為包括(但不限於)增加動火作業(如焊接、切割、打磨)、增加可燃物負荷、搭建臨時結構以支援除役或拆除廠房，以及停用或移除電廠系統等機制，因而增加電廠的火災危險。除了電廠的組態(實體)變化外，在除役期間，持照業者的組織結構和職責預計也會有所不同，人員配置量能也將低於電廠運營期間。

監管指引 Section C “Staff Regulatory Guidance” 之 6 大項目內容摘要敘述如下。

1. 火災防護計畫

1.1 目的

本導則描述了 NRC 委員可以接受的防火計畫，以符合 10 CFR 50.48(f)對永久停機的核電廠防火的要求。由於除役過程的動態性質，應至少每年對持照業者的防火計畫進行重新評估，並在必要時進行修訂，以反映設施在除役的各個階段的狀況。

防火計畫應含括以下績效目標：

(1) 預防火災。應實施行政管制，並在可行的情況下實

施實體區隔(例如，防火屏蔽或其他可燃物與火源的實體隔離)，以合理確保火災不會發生。

(2) 迅速偵測、控制和撲滅可能導致放射性危害的火災。

「迅速」是指快速偵測火災並抑制火災，從而限制損害。快速偵測、控制可以避免發生重大火災。在發生重大火災的情況下，可以藉由「人員的早期發現和手動滅火」、「提供和維持適當的火災偵測和自動滅火系統」、或「結合手動和自動消防系統」來限制火災擴散。應根據火災危害評估，提供適當的火災防護，包括偵測系統、自動或手動滅火系統、消防供水和緊急應變。

(3) 將可能導致放射性物質外釋的火災，其對公眾、環境和電廠人員造成的風險降至最低。為對防止或降低火災引起的放射性物質外釋，電廠重要 SSCs 應具有適當之火災防護。除役電廠人員應在火災事件的緊急應變方面接受充分的訓練。

1.2 除役電廠之火災防護計畫

10 CFR 50.48(f)(2)規定，「持照業者應在設施除役的各個階段酌情修訂計畫。」根據 10 CFR 50.48(f)(3)，如果「考慮到除役電廠的條件和作業，變動不會減低防火效果」，持照業者可以不經 NRC 批准對其防火計畫進行修改。最初，隨著用過核子燃料從反應爐中取出並儲存在用過核子燃料池中，除役防火計畫應確保可能影響用過核子燃料或其他放射性危害的火災概率降至最低，並確保一旦發生火災，

其後果得到充分緩解。隨著除役工作的進展，用過核子燃料被轉移到 ISFSI 或永久貯存庫，電廠的防火要求可以根據放射性危害的減少而縮減。然而，即使在用過核子燃料池中沒有用過核子燃料的情況下，也應維持一個防火計畫，以防止火災引起的放射性物質從受污染的廠域和可燃廢棄物中釋放。

本導則描述的除役防火計畫僅限於與電廠或直接支援除役過程的輔助設施(如現場廢棄物儲存)中存在放射性危害有關的除役作業。

根據 10 CFR 50.48，持照業者必須維持防火計畫，直到 10 CFR 50 的許可證被終止，場址釋出用於限制或非限制性使用。持照業者向 NRC 證明其已滿足適用的場址釋出監管標準之前，不得終止運營許可。持照業者必須證明該設施已經按照 NRC 批准的許可證終止計畫進行了放射性淨化處理。在獲得終止運營許可證之前，NRC 將確認電廠是否已按照批准的終止計畫進行了拆除，並將通過審查調查、進行單獨調查或兩者同時進行來核實持照業者的最終輻射調查。

2. 火災危害分析

火災危害分析為對設施之潛在火災危害進行全面的評估，包括消防設施滅火能力及保護用過核子燃料避免因火災而導致放射性物質外釋之能力。

電廠運轉期間的火災危害分析可作為基準，但必要時應重新評估和修訂，以反映與除役相關之獨特或不同的消防問

題和策略。火災危害分析應至少涵蓋以下討論的項目。

2.1 火災危害

應明確辨識防火區之火災危害。除役中的電廠之火災危害可能與運轉中的電廠的有很大的不同，而且隨著除役的進展，這些危害可能不太一樣。火災危害分析應考慮到來自設備擺設區、廢棄物堆積和儲存區以及支援除污和拆除作業所需材料等可燃物負荷增加的可能性。涉及明火或火花的動火作業在除役期間也可能增加。其他火災危害包括臨時結構和支援系統(如電氣、加熱和通風)等，其可能影響電廠火災危害。

2.2 電廠組態與條件

火災危害分析應描述電廠防火區之設計、配置和狀況，並應更新以反映各個除役階段發生的任何重大改變。設施結構的拆除或修改以及電廠系統的停用、修改或拆除都可能影響到防火計畫的要件 (fire protection program elements)。

2.3 防火計畫要件

火災危害分析應描述行政管制、防火設施(如火災偵測、滅火系統和防火屏蔽)、排煙系統、緊急應變能力，以及行政和防火計畫中任何其他相關的元素，以防止火災危害。

2.4 放射性危害與安全重要系統

火災危害分析應按防火區確認放射性危害，並酌情確定防止或減輕火災引起放射性物質外釋所需的 SSCs，如電廠通風系統。應考慮在含有放射性物質的區域控制滅火行

動的動線。火災可能導致廠內和廠外放射性物質外釋，應在火災危害分析中加以量化，並與 10 CFR part 20 的劑量限制進行比較。

隨著除役工作的進展，放射性危害可能會隨著區域和結構的除污、污染組件/設備的移除、用過核子燃料貯存配置的改變(如從用過核子燃料池到乾式貯存設施)以及污染廢棄物的積累(在被運至廠外貯存設施之前)而發生變化。系統組態和要求也可能隨著危害的不同和除役作業進展而改變；分析應反映重大變化。

2.4.1 用過核子燃料

應確認保護用過核子燃料所需的 SSCs，包括用過核子燃料池、燃料護箱、用過核子燃料池冷卻和補給系統，以及任何必要的支援系統，如儀控、通風和電力系統。火災危害分析應描述火災威脅、保護用過核子燃料的相關措施，以及對維持用過核子燃料完整性之相關重要 SSCs。本導則的附錄 A 就 NRC 委員可接受的用過核子燃料區和其他區域的防火標準提供了指引。

2.4.2 電廠污染區與廢棄物儲存區

火災危害分析應確認電廠中含有可能因火災影響而釋放或擴散的重大放射性污染的區域。隨著電廠的除污和拆除，受污染的廢棄物(包括可燃和受污染的電廠設備，如電纜)可能會積累。火災危害分析應包括評估這些廢棄物捲入火災的可能性，以及盡可能地減少因火災而引起放射性物質外釋或擴散所需的保護措施。本導則的附錄 A 敘述 NRC

委員對於放射性廢物儲存區可接受之火災防護標準指引。

2.5 共用區域設施之風險

火災危害分析應評估與同一場址或附近設施的火災有關之風險。應考慮到火災對多機組共用系統的影響，以及火災從一個設施擴散到另一個設施的可能性。

除役作業可能需要在現場搭建臨時結構，用於儲存除役和拆除作業產生的放射性廢棄物和其他廢棄物。與這些設施其火災相關之火災危害應與這種火災擴散到其他電廠區域並導致放射性外釋的可能性一起進行分析。

3. 行政管制

3.1 組織

持照業者的除役組織很可能比功率運轉中電廠所需的組織小得多。除役消防計畫應確定並明確規定管理和實施消防計畫的組織責任。並應確定持照業者之承包商的防火責任。

應確認負責以下防火工作的組織或職位：

- A. 對整個消防計畫的管理。
- B. 制定、維護、更新和驗證消防計畫的合格性。
- C. 執行消防計畫要求(包括政策和程序、訓練、消防系統控制、系統檢查、測試、維護和設計、可燃物控制和動火作業)；以及
- D. 緊急應變小組(如消防隊)的領導、人員配置和培訓，以及與廠外緊急應變人員的協調。

負責實施防火計畫的組織應包括一名(或多名)在核能

安全和防火工程方面具有充分資格的人員，他們將確保防火計畫的實施符合適用的行業規範和標準以及 NRC 法規。

3.2 防火程序書(Fire Protection Procedures)

應提供程序書，正式確立防火計畫的組織責任和行政管理措施。應提供緊急應變程序書，描述緊急應變策略，包括減輕火災後果所需的措施(例如，通風系統的操作與要求)。火災預防應根據火災地點和所涉及的危害，確認使用的消防策略。應說明與廠外救援人員的協調，以及現場消防隊和廠外救援之領導和指揮結構。

電廠的除役和拆除作業導致危害不斷變化。在這種不斷變化的環境中要維持足夠的消防和安全，需要消防人員、電廠人員和除役承包商不斷提高警覺。為此，火災防護計畫應與作業管控流程相結合，並應規定對涉及火災危害或消防系統檢查、維護、測試、或停用的作業活動進行適當的審查和授權。

3.3 訓練

訓練是必要的，以確保持照業者的員工、承包商和緊急應變人員具備必要的知識和技能來正確執行他們在防火計畫中的職責。

3.3.1 一般訓練

電廠人員和承包商人員應被告知「通報火災的正確程序」、「對電廠火災警報的反應」、「預防電廠火災」、「位置和使用滅火器」，以及「初期滅火的潛在危害」。作為緊急行動計畫的一部分，被指定使用滅火器的人員應

接受適當的設備使用訓練。

3.3.2 防火巡視(Fire Watch)

應告知電廠和動火作業的防火巡視人員他們的具體職責。消防值班人員應接受使用滅火器的訓練，並應進行實習操演。

3.3.3 消防隊與廠外支援

被指派承擔手動滅火責任的電廠人員應接受與其責任相稱的訓練。消防隊成員和廠外緊急應變人員應接受相關「設施配置」、「火災危害」、「火災預防計畫」、「消防設備」、「輻射危害」以及「與消防作業相關之保健物理學」的訓練。

3.4 可燃物管制

可燃物質，包括易燃和可燃液體、壓縮氣體、建築材料和垃圾，應以盡可能避免發生火災的方式使用、儲存和處置。相關 NFPA 規章可參考 NFPA 1 第 19 章和第 63 章，以及 NFPA 241 第 5 章、NFPA 30、和 NFPA 55。

3.4.1 臨時可燃物(Transient Combustibles)

應盡可能地降低與除役作業有關的臨時火源(可燃物)火災危害，並在作業結束後迅速移除可燃物質。特別是，應遵循以下做法：

- A. 臨時可燃物的數量不應超過實際需要，並應與火源分開。應儘量減少可燃廢棄物的堆積和儲存。
- B. 在有可能發生放射性物質外釋的防火區(廠區)，不應長期使用木材。應儘量減少用於臨時目的之木材，

若有需要，應使用耐燃性木材。

C. 應盡量減少使用塑料布，如果使用，塑料布應具有耐燃性。

D. 「被輻射污染」或對「放射性物質存在火災風險」的可燃性廢棄物應以盡量降低火災威脅的方式進行處理、包裝和儲存。此類廢棄物應通過自動滅火系統或防火屏蔽或限制數量來保護。

E. 浸過油的抹布在油氧化時會釋放熱量，如果熱量沒有散去，就會累積並可能引燃抹布。浸油的抹布應存放在列有清單的處置容器中，並應每天從含有放射性物質或污染的區域中移出。

F. 應保持良好的廠務管理，特別注意「含有放射性物質」或「受污染的廢棄物和設備」的區域。每個工班結束時，應從工作地點清除堆積的可燃材料，包括廢棄物和殘渣。可燃或易燃液體的溢出應立即控制和清理，並適當考慮人員的安全。清潔材料和廢棄物應每天從該地區清除，並進行適當的處理。應實施一般性的廠務管理措施，清除垃圾和雜物，並在整個電廠保持暢通的通道和進出口路線。

3.4.2 易燃和可燃液體與氣體的儲存

易燃液體和易燃壓縮氣體應存放的地方應為，不會對「含有放射性物質」、「污染物」或對「防止或減輕放射性物質外釋有關之 SSCs 的區域」構成火災風險。

在電廠任何區域，包括用於儲存易燃和可燃液體或壓

縮氣體的區域，都不允許吸煙和使用明火工作。

3.5 點火源之管制

3.5.1 管制動火作業

應管制切割、焊接、打磨和涉及明火的相關作業，以免造成不應有的火災風險。NFPA 1、NFPA 51B 和 NFPA 241 為減少動火作業的火災風險提供資訊和指引。在動火作業期間和動火作業完成後的至少半小時內，應配置合格的防火巡視人員。

3.5.2 管制臨時或可攜式加熱設備

防火計畫應確定必要的措施，以防止可攜式加熱設備引起火災。臨時加熱設備應該被固定，以防止翻倒，並根據電廠清單與可燃材料、設備和建築分開。對於燃料加熱、燃料的儲存、傳輸，以及加油系統之操作，應符合適用的 NFPA 規範和標準。在具有放射性危害，與大量可燃物對放射性物質或安全重要系統造成潛在威脅的區域，應管制使用可攜式加熱設備。

3.5.3 管制吸菸

只應在指定區域允許吸煙。在允許吸煙的地方，應提供安全的吸煙材料容器。電廠的其他區域應禁止吸煙，特別是在危險操作或可燃或易燃材料的附近。應在這些區域張貼 "禁止吸煙 "的標誌。

3.6 消防系統與設備之管理

3.6.1 管理消防設備

消防隊的人員防護裝備，包括消防衣和自給式呼吸器，

應定期進行清點、檢查、測試和維護，以確保性能正常。手動消防設備，包括滅火器、軟管、噴嘴、工具、配件、可攜式照明以及通信和通風裝置，應定期清點、檢查、測試和維護，以確保在滅火作業中可發揮正常功能。

3.6.2 消防系統和功能之可操作性檢查、測試和維護

應提供檢查、測試和維護的計畫，並驗證已安裝的防火系統和功能的可操作性。消防設施包括被動消防系統，如防火屏蔽結構和防火屏蔽的穿越密封。消防系統包括火災報警系統、滅火系統和消防水供應系統。檢查、測試和維護的計畫應基於供應商的建議、保險標準或消防工程判斷，以及相關規範標準，如 NFPA 公佈的標準。

檢查、測試和維護應記錄在書面程序書中，並記錄結果和後續行動。對已安裝的消防系統和設施進行檢查、測試和維護的人員應接受過訓練，並有資格從事他們所負責的系統類型。

3.6.3 消防系統中斷和損壞的控制

防火計畫應提供必要的管制，以儘量減少消防系統受損的時間和影響。管制措施應規定識別，優先次序，並及時矯正消防故障，通知消防人員有關之故障，並建立故障期間的補償措施。補償措施可以包括，但不限於，對受影響的區域進行防火巡視，限制涉及火災危害的作業活動，提供替代的防火功能，以及請求消防部門的特別支援。

除役期間的作業管制措施應避免在消防系統受損的防火區安排涉及動火、使用易燃或可燃材料或其他高火災危

害的活動。

3.6.4 防火區邊界或屏蔽之控制

防火計畫應說明防火區邊界或屏蔽的管制問題，以及在設施改建或除役期間拆除時對這些結構的維護。拆除穿越密封或其他變更造成的防火屏蔽的破損，應根據變更後的屏蔽之耐火能力和相關的火災危害進行防護。應制定並實施檢查、測試和維護防火門、防火閥和防火牆、地板、天花板或防火區隔的計畫，以確保這些被動式屏蔽能發揮預期的作用。屏蔽管制計畫應允許在設施除役時，根據設施和危害(即火災和輻射)的變化重新設定、修改或移除屏蔽。

3.7 結構、廠房、和外部區域之管理

3.7.1 臨時結構或廠房之管理

防火計畫應涵蓋建造臨時廠房和結構時可能之火災危害。防火計畫應評估每個臨時建築內、外對自動或手動滅火能力的需求，並應儘量減少使用可燃的建築材料。

臨時結構不應對「含有放射性材料」或「受放射性污染的廠房結構」，或「放射性廢棄物儲存區」造成火災危害。例如，臨時結構應與前述結構物保持適當分隔距離，以降低火災危害風險。可參考 NFPA 80A「保護建築物免受外部火災暴露的建議做法」。

3.7.2 避免結構或材料曝露於火災

防火計畫應確定管制措施，以保護含有放射性物質的結構免受火災危害的影響。應考慮臨時可燃物，包括儲存

的材料、垃圾、植被和附近或相鄰的結構所可能導致的火災危害。NFPA 80A 提供了更多的資訊。

4. 實體防火功能(Physical Fire Protection Features)

4.1 火災偵測與警報系統

功率運轉期電廠的偵測系統通常設置於火災對安全相關系統/設備構成威脅的地方。警報系統是為了提醒電廠工作人員注意偵測到的火災或自動消防系統的啟動運轉。

在除役期間，火災危害和相關的偵測和警報要求可能會發生顯著變化。從保護安全停機所需的 SSCs 變成避免放射性物質的外釋或擴散，這種優先次序的改變可能需要重新評估偵測和警報系統的設計，以確保除役期間的火災危害得到適當的控制。

火災警報和監測信號應設置於隨時有人注意的地方。火災警報系統應具有火警信號以告知電廠人員發生火災。NFPA 72 提供了更多詳細資訊。火災警報系統應符合以下準則：

- A. 自動消防系統啟動/運轉前，應發出警報。
- B. 視情況而定，可使用煙霧式、感熱式或火焰偵測器的偵測系統，以確保能夠及早偵測到火災。

4.2 防火屏蔽

4.2.1 設立防火區

設立防火區是為了防止或限制火災從一個區域擴散至另一個區域，保護人員，並侷限火災後果。對於功率運轉中的電廠，防火區的邊界通常是基於區隔和保護安全停機

系統的需要。根據火災危害分析，可以重新指定防火區，以解決除役過程中的獨特危險性和保護要求。防火區域的指定應基於對以下危害因素的考慮：(1)特定區域的火災可能導致不可接受的放射性物質外釋、(2)使用手動滅火的方式其有效遏制、撲滅和控制火災的能力；(3)以及人員安全撤離電廠的能力。

4.2.2 防火屏蔽要求

火災區域應該由具防火等級的屏蔽來分隔。防火屏蔽的耐火等級應與每個火災區域的潛在火災嚴重程度相稱。防火屏蔽的構成為牆壁、天花板和地板，以及梁、托梁和柱等結構支撐。防火屏蔽上的開口應通過安裝防火風門、防火門元件、防火窗元件、防火等級的穿越密封和特殊的地板排水來密封。

防火屏蔽的元件和穿越道密封應該通過測試來鑒定。火災危害分析應辨認防火屏蔽中任何未受保護的開口，並說明理由。

4.3 消防系統

4.3.1 消防水供應

在除役期間，應維護電廠的消防水供應系統，該系統應能供應自動滅火系統和手動滅火所需的最大流量。該系統應能提供至少 2 小時的最大流量需求。在確定供水是否充足時，應考慮以下因素：

A. 水源的可靠度；

B. 水槽或其他水源、水泵、消防栓和供水系統的可用

性；

C. 供水點有足夠的流量和壓力，以滿足自動或手動滅火的水量需求；

D. 供水來源和供水系統的能力。如果供水系統包含生活、製程和消防系統，該系統應能供應最大的日消耗量或尖峰小時流量(以較高者為準)，加上所需的最大消防流量。

E. 除役活動可能會導致供水系統的一部分被隔離、拆除或廢棄。應審查任何系統變化，以確保能夠提供足夠的流量和覆蓋廠區範圍。

不應允許除役作業影響到運轉中機組的供水，或多機組共用的消防水供應和分配系統，並應保持獨立運轉的能力。

4.3.2 自動消防系統

在電廠進入除役階段時自動消防系統應根據火災危害分析保持可操作性；這些系統應能保護電廠的避難出口通道，以便在火災中疏散人員。在使用或儲存易燃或可燃材料的地方，應提供自動滅火系統。為支援除役而建造的新結構或臨時結構建議根據結構的防火和輻射危險性來安裝自動系統。在選擇要安裝的滅火系統類型時要考慮的因素是火災危害和健康危害的類型，滅火劑的清理，以及滅火劑對該地區重要的 SSCs 的影響。

4.3.3 手動消防系統

應在電廠內提供手動滅火系統，作為自動消防系統之

後備，並為未設自動消防系統的區域提供消防保護。除役作業可能會改變電廠的配置和火災危害，可能需要建造臨時圍牆或結構，並且隨著設施的拆除或改造以及放射性危害的消除，可能需要放棄或拆除自動系統。應根據除役火災危害分析提供或維持足夠的手動滅火能力，以防止火災引起放射性物質外釋。

在評估手動消防系統時，應考慮以下幾點：

- A. 應維護立管(Standpipe)和軟管(hose)系統，以提供手動滅火能力。在電廠內高於或低於地面的區域，需要從最近的消防栓拉長軟管的區域，或者需要保持對空氣中的放射性物質的封閉的區域，都應該維護立管和軟管系統。
- B. 可以提供手動操作的滅火系統，以備援自動滅火系統；或者在沒有安裝自動滅火系統的區域，不需要快速控制火災之區域應有手動滅火設備。對手動操作滅火系統的需求應基於以下考慮：a.特定區域的火災可能導致放射性物質的釋放；b.使用手動滅火系統具有有效遏制、撲滅和控制火災的能力；以及 c.人員安全疏散該區域的能力。
- C. 應維護外部消防栓(outside hydrants)和軟管房(hose houses)，以支援對內部火災的手動滅火，並保護「含有放射性物質」、「含有防止或減少放射性物質外釋所需之 SSCs 的區域」免受外部火災的威脅。

4.3.4 現場消防隊與廠外緊急應變單位

現場消防隊或廠外緊急應變單位，或兩者均應具備手動滅火能力。應制定火災緊急應變計畫，說明對火災警報的反應和緊急應變人員的責任。關於消防活動、訓練、設備和火災緊急應變計畫的資訊和指引，請參考 NFPA 600、NFPA 801 和 NFPA 1500。在確定手動滅火能力時，應考慮以下因素：

- A. 存在放射性材料或污染的廠區及其周圍可能發生火災的規模和複雜性。
- B. 在任何時候都能為消防隊提供現場人員配置。
- C. 廠外緊急應變的可靠性，其人員和設備的能力、反應時間、人員的訓練，以及進入電廠現場的情況。
- D. 電廠的消防系統與廠外救援人員之消防器材和設備的相容性。

應提供用於手動滅火的消防設備，包括軟管、噴嘴、防護衣、自給式呼吸器、通訊設備、搶救設備、梯子、排煙設備、可攜式照明、可攜式輻射監測設備、滅火器和雜項工具。現場消防隊和廠外緊急應變機構應定期進行消防演習和演練。

5. 風險管理

5.1 人員安全

消防計畫應保護在發生火災時的人員安全。出口和疏散路線應明確建立，並隨著電廠配置的變化而保持。應考慮煙霧對撤離人員的影響。應提供緊急照明和警報器，並對人員進行適當的火災應對訓練。程序書應建立在火災緊

急疏散情況下實施的輻射控制和安全措施。

5.2 緊急應變

對於運轉中的電廠，早期發現和應用手動滅火可能是將安全停機系統的火災損害降到最低的關鍵，而安全停機系統是防止反應爐爐心損壞和隨後的放射性物質外釋的必要條件。當反應爐永久關閉，用過核子燃料儲存在用過核子燃料池或乾貯箱儲存時，滅火反應時間可能沒有那麼關鍵。火災危害涉及放射性物質外釋的可能性，為決定火災緊急應變的關鍵。

消防計畫應確定持照業者的組織和場外支援應變者在火災緊急情況下的責任。電廠消防隊可以撲滅小型火災，並對較大的火災進行初步滅火和控制，但裝備齊全的消防隊應該是撲滅大型火災的主力。

6. 「NFPA 805 性能式火災防護計畫」

(註：因我國電廠並未採用 NFPA 805 性能式防火，故本節略過不予探討。)

RG1.191 附錄 A 為對於選定防火區、結構、系統和組件的火災防護應考慮事項之指引 (A Limited Guidance On Considerations Of Fire Protection For Selected Fire Areas, Structures, Systems, And Components)，可適用於實施性能式 (performance-based) 防火計畫的核電廠之除役火災防護計畫。附錄 A 對於「用過核子燃料池區與其他防火區」與「放射性廢棄物儲存和堆積區，包括臨時結構」兩部分進行範例說明，敘述如下：

1. 用過核子燃料池區與其他防火區 (Spent Fuel Pool Area and

Other Plant Areas)

如果用過核子燃料池區和其他區域的火災危害構成風險或可能擴散到用過核子燃料池區，則應進行風險量化。應評估這些火災危害對放射性物質(包括用過核子燃料)的潛在影響。應量化該區域在暴露於火災時可能導致放射性外釋的危害，包括用過核子燃料和任何放射性廢棄物或污染物。保護用過核子燃料和減輕任何放射性物質外釋所需的 SSCs 相關電纜和設備應進行評估，並酌情保護其不受火災的影響。這些系統可能包括通風、用過核子燃料池冷卻和補水、儀控以及電力系統。應確保防火屏蔽之等級，對於保護用過核子燃料池系統相關之重要 SSCs 提供適當區隔；若無法提供足夠區隔空間，則應盡量減少使用或存放可燃物的數量。火災引起的放射性物質外洩，不應超過 10 CFR 20 之規定。

如果用過核子燃料池區或其他廠區的火災可能導致正常的用過核子燃料池冷卻和補水系統的喪失或池水的迅速流失，應評估維持用過核子燃料完整性和儘量減少放射性物質外釋的能力，並提供替代的冷卻和補水。應根據維持燃料完整性和不超過(包括消防員在內)緊急應變人員的輻射暴露限值的需要，對重新建立用過核子燃料池冷卻和補水能力的反應時間進行量化。

應制訂程序書，說明用過核子燃料池區域或其他區域之設備配置和必要的運轉操作，以因應可能因火災而喪失用過核子燃料池冷卻功能。

對用過核子燃料區的廠務管理、臨時可燃物和動火作

業的行政管制應按照程序書執行。與用過核子燃料池操作和維護有關的除役活動(包括任何燃料移動或處理操作，如裝桶和運送)，其工作流程都應接受適當的防火審查。

應提供用過核子燃料池區域煙霧探測和滅火能力，以及火災報警和人員疏散的緊急照明。至少，應通過可攜式滅火器和立管或軟管或兩者，提供手動滅火能力。手動滅火設備應根據火災危險性、疏散路線和滅火策略提供足夠的覆蓋範圍。水的供應應足以滿足滅火系統的需求。

應為用過核子燃料池區域和其他受影響的區域制定防火計畫。防火計畫應該確任以下幾點：

- A. 防火區設計；
- B. 進入與逃生出口；
- C. 消防系統的形式與位置；
- D. 重大火災危害；
- E. 輻射與毒性物質之危害；
- F. 避免或減緩放射性物質外釋的重要 SSCs 應受保護不受火災影響。

現場消防隊和廠外救援人員應接受充分的訓練，並應進行消防演練。

2. 放射性廢棄物儲存和堆積區，包括臨時結構(Radioactive Waste Storage and Accumulation Areas, Including Temporary Structures)

除役活動可能涉及固體和液體放射性廢棄物的產生。應提供特定的防火區或單獨的結構來儲存放射性廢棄物。

為了某些除役工作，廠區內的廢棄物堆積區可能是必要的。可燃廢棄物應每天從堆積區轉移到指定的儲存區。廢棄物儲存和堆積區應提供充分的隔離，並確保放射性廢棄物不受火災危害。為儲存臨時廢棄物而建置之臨時結構應符合適當的消防法規，其設計應能防止或儘量減少火災中放射性物質外釋的可能性。

應量化放射性廢棄物儲存和堆積區的火災危害以及可能擴散到廢物儲存和堆積區的鄰近防火區之火災風險。應評估火災危害對放射性物質的潛在影響。應評估特殊危害，如被污染的電纜和塑膠，一旦被點燃，可能不易撲滅，並會釋放出大量的刺鼻煙霧和有毒氣體，妨礙消防和疏散工作。應提供必要的封閉措施，以減少煙霧、氣體和滅火活動中夾帶的放射性物質的釋放。

現有廠房結構內的放射性廢物儲存區應提供足夠的防火保護，以最大限度地減少火災的可能性以及隨後因煙霧、熱氣和滅火活動的直接影響而外釋的放射性物質。需視情況對保護放射性廢棄物和減少放射性物質外釋所必需的SSCs進行評估並保護其免受火災影響。應確保廢棄物儲存和堆積區域之防火屏蔽等級，並與其他設施分隔開來。在無法提供充分隔離的情況下，應盡量減少和控制可燃材料的使用和儲存，並應局限或限制該區域內或附近的動火作業。

用於貯存放射性廢棄物的臨時結構應盡可能使用不可燃材料建造。放射性廢棄物的封裝應採不可燃或耐燃材料。

在廢棄物貯存區應禁止或嚴格控制有潛在火源的作業和設備。

對於堆積或儲存放射性物質的區域，應提供煙霧偵測和消防滅火設施。應提供火災警報和人員疏散的緊急照明。至少應提供手動滅火設備，包括可攜式滅火器。對於臨時建築，應根據火災危害和保持足夠封閉性的需要，提供自動或手動滅火或兩者兼備，以防止或儘量減少因煙霧、熱氣和滅火活動而可能造成的放射性物質的外釋。應制定程序書，對放射性廢棄物儲存和堆積區的廠務管理、臨時可燃物和高溫/動火作業進行行政管制。

應制定程序書，說明放射性廢物儲存和堆積區發生火災時的消防行動。例如，通風系統和任何其他建築物開口，如防火門，應配置為限制或最大限度地減少放射性物質外釋至環境的可能性。應考慮廢物儲存區的配置和是否有立管(即避免軟管穿過防火門)，以允許消防活動，同時保持足夠的封閉性。

為放射性廢物儲存和堆積區制定防火計畫。防火計畫應確認：

- A. 防火區設計；
- B. 進入與逃生出口；
- C. 消防系統的形式與位置；
- D. 輻射危害；
- E. 避免或減緩放射性物質外釋的重要 SSCs 應受保護不受火災影響。

(三)Fire Protection Regulations for Ensuring Fire Safety during Decommissioning Nuclear Power Plants in Korea [8]

此篇文獻為 2020 年 05 月由南韓中央研究院 Jung-Wun Kim 與 Chan-Geun Park 發表刊載於南韓 Fire Science and Engineering，內容摘要說明如下。

南韓的核電廠被要求採用深度防禦的方法進行維護，以防止放射性物質洩漏到廠外，並在發生火災時能夠安全停機。必須進行定期測試，以確保消防設施的性能符合各種核反應爐類型的法律要求。為了系統性地建立核電廠除役的防火計畫，有必要制定一個標準。因此，對擁有許多正在運轉中核電廠的國家，如美國、日本、加拿大和歐洲各國的法律體系進行了研析，並提出建立核電廠除役防火計畫的準則；以 RG 1.191 (核電廠除役期間防火計畫)所述的防火要求為模型，訂定相關規定為可行之做法。

為預防和管理除役核電廠的火災風險，應制定與除役核電廠特性相關的消防法律制度。RG 1.191 考慮除役核電廠物理組態(型態)變化的火災風險分析，以及根據每個階段除役進度進行管理控制，與消防計劃監管。在製定法規時需要考慮到這一點。因此，為了確保除役期間的消防安全，必須通過深入研究國內外除役作業狀況，制定適合國內(南韓)法律法規和核電廠條件的消防計劃。

為了解除役核電廠的特性，有必要回顧與運轉中的核電廠的差異，反映除役核電廠的實體型態和狀況，以考慮除役各個階段，電廠防火區的形狀和佈置。此外，需根據除役核電廠的特點制定防火計劃，例如反映除役期間可能發生的所有變化，

確保設備的完整性，確保系統的安全，以減輕發生火災時的輻射外釋風險。尤其需要審查消防法的冗餘，排除雙重監管的可能性，提供法律制度的獨立性和合理性。在立即除役的情況下，製定防火計劃時，訂定合適之消防計劃和火災風險分析週期，以確保用過核子燃料儲存和除役時的安全。

南韓除役核電廠的法律體系也正根據運轉中核電廠的防火計劃進行準備。除役期間核電廠防火計劃的目的是確保針對火災事件供適當之深度保護。因此，需要立法，包括防止或減輕放射性物質不可接受洩漏的可能性所需的綜合管理和控制計劃、實體防火功能、緊急應變能力等。根據這些法定要求運營商(持照業者)在除役期間降低火災的可能性和影響，並確保對公眾、環境和工廠人員的風險降至最低。為此，與其套用世界各地的法律案例，不如對各種信息進行分析和反映，並準備一個適合國內(南韓)監管體系的獨立法律體系。為此，作為建立永久停止運轉和除役各階段的消防計劃，需要訂定防火計劃和火災風險分析的內容和詳細導則。因為建立這樣的系統可以作為提高防火計畫有效性的技術基礎。

在韓國，預計在未來 10 年內將有核電廠達到設計壽命而除役，因此以運轉核電廠的防火法規，來制定符合除役核電之法規要求。參考 RG 1.191，基於運轉中核電廠的防火計劃和火災風險分析中的特點，並考慮除役核電廠之特性，為除役過程做好準備。此外，利用國內外多渠道除役技術和法規信息，開發國內(南韓)除役技術，制定除役核電廠除役計劃。如果將這些防火規定系統化，即使核電廠因拆除而有物理形態變化，也能確

保防火安全。

(四)不同火災分析工具之適用性研析

核電廠火災危害分析常見之工具可分為三大類，第一類為代數模式(Algebraic models)如 FDTs (Fire Dynamics Tools)；第二類為區模式(Zone model)如 CFAST (Consolidated Fire Growth and Smoke Transport)；第三類則為場模式(Field model)如 FDS (Fire Dynamics Simulator)，上述三種皆為美國 NRC 認可之工具。FDTs 為 Excel 表格型式，共有 22 個分析表單，使用者依需求利用分析表進行評估，簡單、快速為其優點，但不易模擬火災隨時間之變化，故適合用於火災分析情境之保守初步篩濾。CFAST 為區模式之應用軟體，可於一般個人電腦或筆記型電腦上操作，可建立兩個以上之分析隔間，將火災場所之立體空間大小納入考量，HRR 參數依可燃物特性輸入其隨時間變化之曲線，同時考慮火災大小、煙羽溫度、HGL、輻射熱通量等影響參數，容易建模、分析快速為其優點，適合用於初步篩濾後之詳細火災情境分析。FDS 可十分詳細模擬火災情境，但建模耗時且分析時間長，適合用於火災場所形狀特殊、或火災情境特殊(FDTs/CFAST 不適合評估之火災情境)。

NUREG-2233 第 5 節提供以 FDTs 分析臨時可燃物火災之相關參數，但若要產生個廠詳細之 HRR、TER 分佈，則須依照 NUREG-2233 附錄 B.5 之說明，藉由 R 統計軟體與 Excel 函數功能來獲得。

就工具特性而言，FDTs 每次分析僅能輸入 1 個 HRR 值(例

如第 95 百分位之數值)，若要反映隨時間變化之 HRR，則會使分析工作量大增；又 FDTs 大多用於較為保守之初步分析，故可採用 NUREG-2233 提供之臨時可燃物百分位 HRR (如第 95 百分位之 HRR 值為 180 kW)，進行分析。後續若有需要，例如 FDTs 分析結果之目標物損壞時間過於保守，則可利用 CFAST 進行該火災情境之危害分析。CFAST 分析時可輸入可燃物隨時間變化之 HRR，並同時考量火場幾何空間、煙羽溫度、HGL、輻射熱通量等，模擬所得之結果相對較為實際。

火災危害分析人員應具備相關知識，並瞭解分析工具之優缺點，依分析目標之空間幾何形狀、火災分析情境、可燃物特性等條件，選擇適當之分析軟體。

二、核電廠除役期間防火計畫相關程序書之檢視與探討

依據「核三廠除役計畫--第七章除役期間預期之意外事件安全分析」^[9] 第三節第二段「除役期間相關之組件、系統、結構之除污與拆除等作業皆於廠房內執行，若工作不慎造成火災....，現行管理方式可滿足除役作業之要求。」

然而，根據 RG 1.191，除役電廠之防火考量為保護用過核子燃料池中之燃料的完整性與含有放射性廢棄物之區域，防止或儘可能降低因火災而導致的放射性物質外釋。且隨著除役工作推展，火災危害亦不斷變化，應至少每年對防火計畫進行重新評估，並在必要時進行修訂，以反映電廠在除役的各個階段的狀況。

本研究檢視核三廠防火計畫相關程序書，包括 105「人員與設備安全(第 7 版)」、105.1「動用火種工作許可證申請/作業程序書(第 3 版)」、107「消防計劃(第 2 版)」、396.4「火災偵測及警報系統之運轉(第 2 版)」、586.1「緊急消防計劃(第 2 版)」、586.3「消防系統不可用時消防巡視(第 1 版)」、586.4「特別消防程序書(第 2 版)」、586.5「失火對策計劃(第 1 版)」、1420「救火程序(第 1 版)」等，與 RG 1.191 進行比對探討，並依據「核三廠除役計畫--第六章」所述之除役作業進程，提出除役過渡階段後期(細分用過核子燃料池島區建置及用過核子燃料池島區運轉)與除役拆廠階段防火計畫相關程序書之修訂建議或安全注意事項，供管制單位參考。

比對以表格方式呈現，如表 2-5 所示。第二欄「章節」為 RG 1.191 Section C “Staff Regulatory Guidance”、第三欄為 RG 1.191 該節之摘要內容、第四欄為核三廠程序書內容之比對結果概述、第五欄為簡要之建議或注意事項。如表 2-6 所示，為利於閱讀與表格

排版，保留「章節」欄，「摘要內容」與「程序書內容之比對」不再重複，且表 2-5 比對結果無建議事項者，亦不列於表 2-6，第三至第五欄則為不同除役階段(狀態)之建議或注意事項。

以除役過渡階段後期，燃料廠房一樓防火區 105 為例，對照 RG 1.191 section C 2.1、2.2，不同階段之建議或注意事項說明如下。

1. 用過核子燃料池島區建置期間

依據核三廠除役計畫書第 6 章島區建立期間為 113 年 7 月至 116 年 7 月，進行包括建物、機電及設備建置等作業。比對 RG 1.191 section C 2.1 (詳細內容請參閱本報告第貳、一、(二)節)，這些建置作業可能涉及動火管制、臨時可燃物管理、防火區可燃物負荷、消防進入/逃生動線變更、防火區劃大小變更等，故建議程序書 105、105.1、107、586.1、586.5 等應適度修訂說明因應除役作業之應變措施。

2. 用過核子燃料池島區運轉期間

根據程序書 586.5 第 6.5 節，燃料廠房一樓防火區 105 之進入與逃生路徑如圖 2-2a 與圖 2-2b 所示。進入路徑由通道控制廠房 100 呎輻射管制站進入，往東由 231 號防火門進入輔機廠房，經西側樓梯或東側樓梯上至 148 呎，由 298 號或 304 號防火門進入防火區 94，再經 301 號防火門進入燃料廠房 148 呎，下樓至 100 呎，由 325 號門進入。依據核三廠除役計畫書第 6 章，116 年 01 月開始進行低放射性廢棄物處理區域(包括燃料廠房、核機冷卻水廠房及

熱修配廠房)之準備。120 年 01 月起進行輔助廠房、圍阻體廠房小型組件、管路、閥、儀電設備等拆解作業。比對 RG 1.191 section C 2.2 (詳細內容請參閱本報告第貳、一、(二)節)，準備(建置)低放射性廢棄物處理區域、輔助廠房設備拆解等作業可能影響進入燃料廠房之消防動線、防火區劃大小、防火區可燃物負荷等，故程序書 105、105.1、107、586.1、586.5 等應適度修訂說明因應除役作業之應變措施。

上述用過核子燃料池島區建置、低放射性廢棄物處理區域、及輔助廠房設備拆解等作業與 RG 1.191 section C 多個章節有關，對應之建議或注意事項詳如表 2-6 所示。

(本頁空白)

表 2-5. 核三廠防火計畫相關程序書與 RG 1.191 之比對(13 之 1)

項目	章節 ^a	內容摘要	程序書比對說明	建議或注意事項
1	1.1~1.3	防火計畫目的--永久停機(除役)電廠的主要防火考量為保護用過核子燃料池中之燃料的完整性，並防止或儘可能降低因火災而導致的放射性物質外釋。	目的--達成安全停機並杜絕輻射外洩。	程序書主要對象為反應爐，並非用過核子燃料池與其他含有放射性物質之區域。雖然大致可沿用運轉中之管理策略，但未來新建廢棄物廠房及配合拆除作業設置之暫貯區應納入程序書管理。
2	1.4	除役電廠之火災防護計畫--10 CFR 50.48(f)(2)規定，「持照業者應在設施除役的各個階段酌情修訂計畫。」	現有文件可作為基礎。	建議未來應針對各除役階段酌情修訂。

表 2-5. 核三廠防火計畫相關程序書與 RG 1.191 之比對(13 之 2)

項目	章節 ^a	內容摘要	程序書比對說明	建議或注意事項
	2	火災危害分析		
3	2.1	火災危害--除役中的電廠之火災危害可能與運轉中的電廠的有很大的不同，火災危害分析應考慮到來自設備擺設區、廢棄物堆積和儲存區以及支援除污和拆除作業所需材料等可燃物負荷增加的可能性。	程序書 105.1 雖有可燃物負荷增加之相關管理措施，但對於因除役作業而增加之設備、廢棄物堆積和儲存區等之管理，缺乏相關說明。	應檢視因除役作業而增加之火災危害，相關程序書亦應對檢視消防設施與策略。
4	2.2	電廠組態與條件--火災危害分析應描述電廠防火區之設置、配置和狀況，並應更新以反映各個除役階段發生的任何重大改變。	現有文件可作為基礎。	失火對策計畫應對於建立用過核子燃料池島區、除役拆廠等重大改變，說明可能之影響與應變措施。
5	2.3	防火計畫要件--應描述行政管制、防火設施、排煙系統、緊急應變能力等。	現有文件可作為基礎。	應重新檢視「用過核子燃料池島區與儲存放射性廢棄物之區域」之防火計畫要件。

表 2-5. 核三廠防火計畫相關程序書與 RG 1.191 之比對(13 之 3)

項目	章節 ^a	內容摘要	程序書比對說明	建議或注意事項
	2.4	放射性危害與安全重要系統--隨著除役工作的進展，放射性危害可能會隨著區域和結構的除污、污染組件/設備的移除、用過核子燃料貯存配置的改變以及污染廢棄物的積累而發生變化。		
6	2.4.1	用過核子燃料--應確認保護用過核子燃料所需的 SSCs，包括用過核子燃料池、燃料護箱、用過核子燃料池冷卻和補給系統，以及任何必要的支援系統，如儀控、通風和電力系統。	現有文件可作為基礎。	可沿用運轉中之管理策略，但未來相關程序書(如 107 第 5.2.2 節、586.5 第 6.5 節)于新建廢棄物廠房及配合拆除作業設置之暫貯區、用過核子燃料池島區之滅火系統、失火策略等管理管制措施應針對各除役階段酌情修訂。

表 2-5. 核三廠防火計畫相關程序書與 RG 1.191 之比對(13 之 4)

項目	章節 ^a	內容摘要	程序書比對說明	建議或注意事項
7	2.4.2	電廠污染區與廢棄物儲存區--隨著電廠的除污和拆除，受污染的廢棄物(包括可燃和受污染的電廠設備，如電纜)可能會積累。火災危害分析應包括評估這些廢棄物捲入火災的可能性，以及盡可能地減少因火災而引起放射性物質外釋或擴散所需的保護措施。	現有文件可作為基礎。	可沿用運轉中之管理策略，但未來相關程序書(如 107 第 5.2.2 節、586.5 第 6.5 節)于新建廢棄物廠房及配合拆除作業設置之暫貯區、用過核子燃料池島區之滅火系統、失火策略等管理管制措施應針對各除役階段酌情修訂。
8	2.5	共用區域設施之風險--應考慮到火災對多機組共用系統的影響，以及火災從一個設施擴散到另一個設施的可能性。	僅廢料廠房為兩機組共用。	因應除役作業而新建之廠房/設施應與其他廠房/設施保持足夠之分隔距離，避免火災延燒擴散。

表 2-5. 核三廠防火計畫相關程序書與 RG 1.191 之比對(13 之 5)

項目	章節 ^a	內容摘要	程序書比對說明	建議或注意事項
	3	行政管制		
8	3.1	組織--除役消防計畫應確定並明確規定管理和實施消防計畫的組織責任。	現有文件可作為基礎。	因應除役組織變動，火警通報程序中之單位名稱可能需調整修訂。
9	3.2	防火程序書--應說明與廠外救援人員的協調，以及現場消防隊和廠外救援之領導和指揮結構；火災防護計畫應與除役作業管控流程相結合。	現有文件(程序書 107、1420)可作為基礎。	考慮除役不同階段之差異，建議程序書 105.1、586.1、586.5 應適當修訂，例如動用火種工作許可證可結合除役作業管控。
	3.3	訓練--確保持照業者的員工、承包商和緊急應變人員具備必要的知識和技能來正確執行各自的職責。		
10	3.3.1	一般訓練--電廠人員和承包商雇員應被告知通報火災的正確程序、對電廠火災警報的反應、預防電廠火災、定位和使用滅火器，以及初期滅火的危害。	現有程序書未包括除役承包商人員。	建議程序書 107 第 5.1 節將除役承包商人員納入防火訓練對象。

表 2-5. 核三廠防火計畫相關程序書與 RG 1.191 之比對(13 之 6)

項目	章節 ^a	內容摘要	程序書比對說明	建議或注意事項
11	3.3.2	防火巡視(Fire Watch)--應告知電廠和動火作業的防火巡視人員他們的具體職責。	程序書 586.3 有相關規定。	無
12	3.3.3	消防隊與廠外支援--消防隊成員和廠外緊急應變人員應接受相關設施配置、火災危害、消防設備、輻射危害等相關訓練。	現有文件(程序書 107、1420)可作為基礎。	因應除役組織變動，程序書 107、1420 火警通報程序中之單位名稱可能需調整修訂。
	3.4	可燃物管制--可燃物質，包括易燃和可燃液體、壓縮氣體、建築材料和垃圾，應以盡可能避免發生火災的方式使用、儲存和處置。		
13	3.4.1	臨時可燃物--應盡可能地降低與除役作業有關的臨時火源火災危害，並在作業結束後迅速移除可燃物質。	程序書 105.1 有相關規定。	除役期間建議程序書 105.1 將「用過核子燃料池區域及堆積或儲存放射性廢棄物之區域」列為特別管制區或新增章節加強管制說明。

表 2-5. 核三廠防火計畫相關程序書與 RG 1.191 之比對(13 之 7)

項目	章節 ^a	內容摘要	程序書比對說明	建議或注意事項
14	3.4.2	易燃和可燃液體與氣體的儲存--存放的地方應為，不會對含有放射性物質、污染物或對防止或減輕放射性物質外釋有關之 SSCs 的區域構成火災風險。	程序書 105 第 6.18 節有相關規定。	建議程序書 105.1 適當修訂或新增章節針對「支援除污和拆除作業所需材料等可燃物負荷增加」加強管理。
	3.5	點火源之管制		
15	3.5.1	管制動火作業--在動火作業期間和動火作業完成後的至少半小時內，應配置合格的防火巡視人員。	程序書 105.1 第 6.3 節有相關規定。	無
16	3.5.2	管制臨時或可攜式加熱設備--在具有放射性危害，與大量可燃物對放射性物質或安全重要系統造成潛在危害的區，應管制使用可攜式加熱設備。	程序書沒有相關規定。	建議於程序書 105 或 105.1 增加相關規定。
17	3.5.3	管制吸菸--只應在指定區域允許吸煙。在允許吸煙的地方，應提供安全的吸煙材料容器。	程序書 105 第 6.17.6 節有相關規定。	無

表 2-5. 核三廠防火計畫相關程序書與 RG 1.191 之比對(13 之 8)

項目	章節 ^a	內容摘要	程序書比對說明	建議或注意事項
	3.6	消防系統與設備之管理		
18	3.6.1	管理消防設備--消防隊的人員防護裝備，包括消防衣和自給式呼吸器，應定期進行清點、檢查、測試和維護，以確保性能正常。	現有文件可作為基礎。	無
19	3.6.2	消防系統和功能之可操作性檢查、測試和維護--應提供檢查、測試和維護的計畫，並驗證已安裝的防火系統和功能的可操作性。	現有文件(測試、維護程序書)可作為基礎。	無
20	3.6.3	消防系統中斷和損壞的控制--防火計畫應提供必要的管制，以儘量減少消防系統受損的時間和影響。除役期間應避免在消防系統受損的防火區安排涉及動火、使用易燃或可燃材料或其他高火災危害的作業。	程序書 586.3 有相關規定。	除役期間的管制措施應避免核准在消防系統受損的防火區安排涉及長時間之動火、使用易燃或可燃材料或其他高火災危害的作業。

表 2-5. 核三廠防火計畫相關程序書與 RG 1.191 之比對(13 之 9)

項目	章節 ^a	內容摘要	程序書比對說明	建議或注意事項
21	3.6.4	防火區邊界或屏蔽之控制--防火計畫應說明防火區邊界或屏蔽的管制問題，以及在設施改建或除役期間拆除時對這些結構的維護。應制定並實施檢查、測試和維護防火門、防火閥和防火牆、地板、天花板或防火區隔的計畫，以確保這些被動式屏蔽能發揮預期的作用。	程序書 630-S-018.1、650-S-006 有相關規定。	除役作業可能涉及防火區邊界、或防火屏蔽變更，程序書 586.3、586.5 應有相關之管制、管理對應措施。
	3.7	結構、廠房、和外部區域之管理		
22	3.7.1	臨時結構或廠房之管理--防火計畫應涵蓋建造臨時廠房和結構時可能之火災危害。防火計畫應評估每個臨時建築內、外對自動或手動滅火能力的需求。	尚無相關程序書。	建議依 RG 1.191 新增程序書。

表 2-5. 核三廠防火計畫相關程序書與 RG 1.191 之比對(13 之 10)

項目	章節 ^a	內容摘要	程序書比對說明	建議或注意事項
23	3.7.2	避免結構或材料曝露於火災--防火計畫應確定管制措施，以保護含有放射性物質的結構免受火災危害的影響。應考慮臨時可燃物，包括儲存的材料、垃圾、植被和附近或相鄰的結構所可能導致的火災危害。	現有設計可作為基礎。	應考慮因除役作業所需之臨時結構或臨時可燃物對相鄰結構/設施之潛在火災危害，確認消防設施之性能足以應付。
	4	實體防火功能		
24	4.1	火災偵測與警報系統--在除役期間，火災危害和相關的偵測和警報主要為避免或降低放射性物質的外釋或擴散，因此可能需要重新評估偵測和警報系統的設計，以確保除役期間的火災危害得到適當的控制。	現有設計可作為基礎。	建議重新評估用過核子燃料池島區、及儲存或堆積放射性廢棄物區之消防偵測和警報系統之設計。程序書 107、586.5 並對應進行適當修訂。
	4.2	防火屏蔽		

表 2-5. 核三廠防火計畫相關程序書與 RG 1.191 之比對(13 之 11)

項目	章節 ^a	內容摘要	程序書比對說明	建議或注意事項
25	4.2.1	設立防火區--設立防火區是為了防止或限制火災從一個區域擴散至另一個區域，保護人員，並侷限火災後果。	現有設計可作為基礎。	若防火區劃大小因除役作業而有變更，火災負荷、防火屏蔽等級應重新計算評估。
26	4.2.2	防火屏蔽要求--火災區域應該由具防火等級的屏蔽來分隔。防火屏蔽的耐火等級應與每個火災區域的潛在火災嚴重程度相稱。	現有設計可作為基礎。	無
	4.3	消防系統		
27	4.3.1	消防水供應--在除役期間，應維護電廠的消防水供應系統，該系統應能供應自動滅火系統和手動滅火所需的最大流量。	現有設計可作為基礎。	除役作業可能會導致供水系統的一部分被隔離、拆除或廢棄。應審查任何系統變化，以確保能提供足夠的流量和覆蓋廠區範圍。
28	4.3.2	自動消防系統--為支援除役而建造的新結構或臨時結構建議根據結構的防火和輻射危險性來安裝自動系統。	現有設計可作為基礎。	為支援除役而建造的新結構或臨時結構，及與儲存或堆積放射性廢棄物有關之區域，應重新檢視設置自動消防系統之必要性。

表 2-5. 核三廠防火計畫相關程序書與 RG 1.191 之比對(13 之 12)

項目	章節 ^a	內容摘要	程序書比對說明	建議或注意事項
29	4.3.3	手動消防系統--應根據除役火災危害分析提供或維持足夠的手動滅火能力，以防止火災引起放射性物質外釋。	現有設計可作為基礎。	注意除役作業是否會影響立管(Standpipe)和軟管(hose)系統之可用性或可靠性。
30	4.3.4	現場消防隊與廠外緊急應變單位--應制定火災緊急應變計畫，說明對火災警報的反應和緊急應變人員的責任。	現有文件(程序書 107、1420)可作為基礎。	因應除役組織變動，火警通報程序中之單位名稱可能需調整修訂。
	5	風險管理		
31	5.1	人員安全--消防計畫應保護在發生火災時的人員安全。出口和疏散路線應明確建立，並隨著電廠配置的變化而保持。程序書應建立在火災緊急疏散情況下實施的輻射控制和安全措施。	現有文件可作為基礎。	無

表 2-5. 核三廠防火計畫相關程序書與 RG 1.191 之比對(13 之 13)

項目	章節 ^a	內容摘要	程序書比對說明	建議或注意事項
32	5.2	緊急應變--電廠消防隊可以撲滅小型火災，並對較大的火災進行初步滅火和控制，但裝備齊全的消防隊應該是撲滅大型火災的主力。	現有文件(程序書 107、1420)可作為基礎。	因應除役組織變動，火警通報程序中之單位名稱可能需調整修訂。
^a RG 1.191 Section C. Staff Regulatory Guidance 註：「無」代表核三廠現有設計基礎或文件滿足 RG 1.191 之監管精神。				

表 2-6. 核三廠防火計畫相關程序書除役期間之建議或注意事項 (9 之 1)

項目	章節 ^a	建議或注意事項		
		除役過渡階段後期		除役拆廠階段
		用過核子燃料池島區建置	用過核子燃料池島區運轉	
1	1.1~1.3	因應用過核子燃料池島區之建置，程序書 107、586.5 第 6.5 節有關燃料廠房各防火區之可燃物負載量、消防系統設置、火災危害分析等應重新檢視；建置期間之消防逃生通道、避難路線等是否因建置作業而有更動，程序書亦須有管制、管理計畫。	因應用過核子燃料池島區之建置，程序書 107、586.5 第 6.5 節有關燃料廠房各防火區之可燃物負載量、防火屏蔽等級、消防系統設置、火災危害分析等應重新檢視。	新建廢棄物廠房及配合拆除作業設置之暫貯區應納入程序書管理。
2	1.4	對於用過核子燃料池島區之建置，應針對建置期間之防火計畫酌情修訂，且應至少每年檢視一次。	建議另外制訂一份用過核子燃料池島區之防火計畫及/或相關程序書。	不同廠房除污、拆除時應再酌情檢視/修訂防火計畫相關程序書。

表 2-6. 核三廠防火計畫相關程序書除役期間之建議或注意事項 (9 之 2)

項目	章節 ^a	建議或注意事項		
		除役過渡階段後期		除役拆廠階段
		用過核子燃料池島區建置	用過核子燃料池島區運轉	
3	2.1	建置作業可能涉及動火管制、臨時可燃物管理、防火區可燃物負荷、消防進入/逃生動線變更、防火區劃大小變更等，故程序書 105、105.1、107、586.1、586.5 (第 6.5 節)等應適度修訂說明因應除役作業之應變措施。	因應低放射性廢棄物處理區域、輔助廠房設備拆解等作業可能影響進入燃料廠房之消防動線、防火區劃大小、防火區可燃物負荷等，故程序書 105、105.1、107、586.1、586.5 等應適度修訂說明因應除役作業之應變措施。	建議程序書 105.1 適當修訂或新增章節針對「支援除污和拆除作業所需材料等可燃物負荷增加」加強管理。
4	2.2	因應用過核子燃料池島區建置可能改變防火區之大小、設置、配置等情況，程序書 107、程序書 586.5 等程序書需有對應之管理、管制措施。	因應用過核子燃料池島區建置及作為低放射性廢棄物處理區域，程序書 107、586.3、586.5 需有對應之管理、管制措施。	依設施結構的拆除或修改、電廠系統之修改或拆除等狀態，程序書 107、586.3、586.5 應有對應之防火管制、管理措施，特別是與含有放射性物質或廢棄物相鄰之防火區或廠房。

表 2-6. 核三廠防火計畫相關程序書除役期間之建議或注意事項 (9 之 3)

項目	章節 ^a	建議或注意事項		
		除役過渡階段後期		除役拆廠階段
		用過核子燃料池島區建置	用過核子燃料池島區運轉	
5	2.3	因應用過核子燃料池島區建置作業，程序書 105、105.1、107、586.4、586.5 等有關燃料廠房部分需有對應之管理、管制計畫。 失火對策計畫對於建置用過核子燃料池島區可能之影響(如進入與避難動線、可燃物總量、自動/手動消防設施)，及應變措施，應有對應之管制、管理。	因應用過核子燃料池島區運轉及作為低放射性廢棄物處理區域，105、105.1、107、586.4、586.5 等程序書需有對應之管理、管制措施。	因應除污、拆除作業，程序書 105、105.1、107、586.5 等應有對應之管理、管制措施。
6	2.4.1	需確認因建置用過核子燃料池島區而增加之設備或系統，對用過核子燃料廠房之火災危害風險。檢視程序書 586.4、586.5 消防設備能力、防火區火載量等。	需確認因低放射性廢棄物處理區，而增設相關設備，對保護用過核子燃料所需的 SSCs 之影響。	無

表 2-6. 核三廠防火計畫相關程序書除役期間之建議或注意事項 (9 之 4)

項目	章節 ^a	建議或注意事項		
		除役過渡階段後期		除役拆廠階段
		用過核子燃料池島區建置	用過核子燃料池島區運轉	
7	2.4.2	程序書 105.1、107、586.1、586.4、586.5 等有關燃料廠房，以及廢棄物儲存區(含新建廠房)應有檢核管理機制，確保包括臨時性可燃物、或因除役產生之廢棄物不會增加因火災而引起放射性物質外釋或擴散之風險。	同左	同左
8	2.5	因應除役作業而新建之廠房/設施應與其他廠房/設施保持足夠之分隔距離，避免火災延燒擴散。	同左	同左
9	3.1	因應除役組織變動，火警通報程序中之單位名稱可能需調整修訂。	同左	同左

表 2-6. 核三廠防火計畫相關程序書除役期間之建議或注意事項 (9 之 5)

項目	章節 ^a	建議或注意事項		
		除役過渡階段後期		除役拆廠階段
		用過核子燃料池島區建置	用過核子燃料池島區運轉	
10	3.2	建議程序書 105.1、586.1、586.5 應適當修訂，結合除役作業管控流程，例如機電及設備建置作業之管控與動火作業、緊急消防計畫結合。	建議程序書 105.1、586.1、586.5 應適當修訂，結合除役作業管控流程，例如輔助廠房、圍阻體廠房設備拆解作業之管控與動火作業、緊急消防計畫結合。	同左
11	3.3.1	建議程序書 107 第 5.1 節將除役承包商人員納入防火訓練對象。	同左	同左
12	3.3.3	因應除役組織變動，程序書 107、1420 火警通報程序中之單位名稱可能需調整修訂。	同左	同左
13	3.4.1	除役期間建議程序書 105.1 將「用過核子燃料池區域及堆積或儲存放射性廢棄物之區域」列為特別管制區或新增章節加強管制說明。	建議程序書 105.1 適當修訂或新增章節針對「支援除污和拆除作業所需材料等可燃物負荷增加」加強管理。	同左

表 2-6. 核三廠防火計畫相關程序書除役期間之建議或注意事項 (9 之 6)

項目	章節 ^a	建議或注意事項		
		除役過渡階段後期		除役拆廠階段
		用過核子燃料池島區建置	用過核子燃料池島區運轉	
14	3.4.2	建議程序書 105.1 適當修訂或新增章節針對「支援除污和拆除作業所需材料等可燃物負荷增加」加強管理。	同左	同左
15	3.5.2	建議於程序書 105 或 105.1 增加可攜式加熱設備之相關規定。在具有放射性危害，與大量可燃物對放射性物質或安全重要系統造成潛在威脅的區域，應管制使用可攜式加熱設備。	同左	同左
16	3.6.3	因應除役所須建置作業，建議重新檢視程序書 586.3 表 1 所列管閥。	同左	同左
17	3.6.4	建置作業可能涉及防火區邊界、或防火屏蔽變更，程序書 586.3、586.5 應有相關之管制、管理對應措施。	因應低放射性廢棄物處理區可能涉及防火區邊界、或防火屏蔽變更，程序書 586.3、586.5 應有相關之管制、管理對應措施。	除役作業應檢核防火屏蔽破壞對鄰近廠房、設施之火災擴散危害。

表 2-6. 核三廠防火計畫相關程序書除役期間之建議或注意事項 (9 之 7)

項目	章節 ^a	建議或注意事項		
		除役過渡階段後期		除役拆廠階段
		用過核子燃料池島區建置	用過核子燃料池島區運轉	
18	3.7.1	建議依 RG 1.191 新增程序書，並依臨時結構物之位置、性質、前在火災危害、設置自動或手動消防設施。	同左	同左
19	3.7.2	應考慮因用過核子燃料池島區建置而新增之機電與設備、或可能之防火區劃改變，需確認程序書 107、586.5 等消防設施之性能足以應付火災危害。	應考慮因除役作業所需之臨時結構或臨時可燃物對相鄰結構/設施之潛在火災危害，確認消防設施之性能足以應付。	應確認因除役除污、拆除作業所產生之可燃廢棄物不會增加鄰近結構(尤其是含有放射性物質)之火災危害風險(即確認消防設施之性能足以應付)。
20	4.1	建議重新評估用過核子燃料池島區、及儲存或堆積放射性廢棄物區之消防偵測和警報系統之設計。程序書 107、586.5 並對應進行適當修訂。	除役作業流程管控應有檢核事項，確認避免因拆除作業導致鄰近廠房/防火區之消防偵測/警報系統不可用。	除役作業流程管控應有檢核事項，確認避免因拆除作業導致鄰近廠房/防火區之消防偵測/警報系統不可用。

表 2-6. 核三廠防火計畫相關程序書除役期間之建議或注意事項 (9 之 8)

項目	章節 ^a	建議或注意事項		
		除役過渡階段後期		除役拆廠階段
		用過核子燃料池島區建置	用過核子燃料池島區運轉	
21	4.2.1	若燃料廠房防火區劃大小因除役作業而有變更，火載負荷、防火屏蔽等級應重新計算評估。	若核機冷卻水廠房及熱修配廠房因應除役低放射性廢棄物處理需求防火區劃大小發生改變，火載負荷、防火屏蔽等級應重新計算評估。	無
22	4.3.1	除役作業可能會導致供水系統的一部分被隔離、拆除或廢棄。應審查任何系統變化，以確保能提供足夠的流量和覆蓋廠區範圍。	同左	同左
23	4.3.2	建議為支援除役而建造的新結構或臨時結構，及與儲存或堆積放射性廢棄物有關之區域，應重新檢視設置自動消防系統之必要性。	同左	同左

表 2-6. 核三廠防火計畫相關程序書除役期間之建議或注意事項 (9 之 9)

項目	章節 ^a	建議或注意事項		
		除役過渡階段後期		除役拆廠階段
		用過核子燃料池島區建置	用過核子燃料池島區運轉	
24	4.3.3	注意除役作業是否會影響立管(Standpipe)和軟管(hose)系統之可用性或可靠性。	同左	同左
25	4.3.4	因應除役組織變動，火警通報程序中之單位名稱可能需調整修訂。	同左	同左
26	5.2	因應除役組織變動，火警通報程序中之單位名稱可能需調整修訂。	同左	同左
^a RG 1.191 Section C. Staff Regulatory Guidance 註：本表除役作業之進程為根據公布於原能會網站之「核三廠除役計畫第六章 (2021.08.23)」				

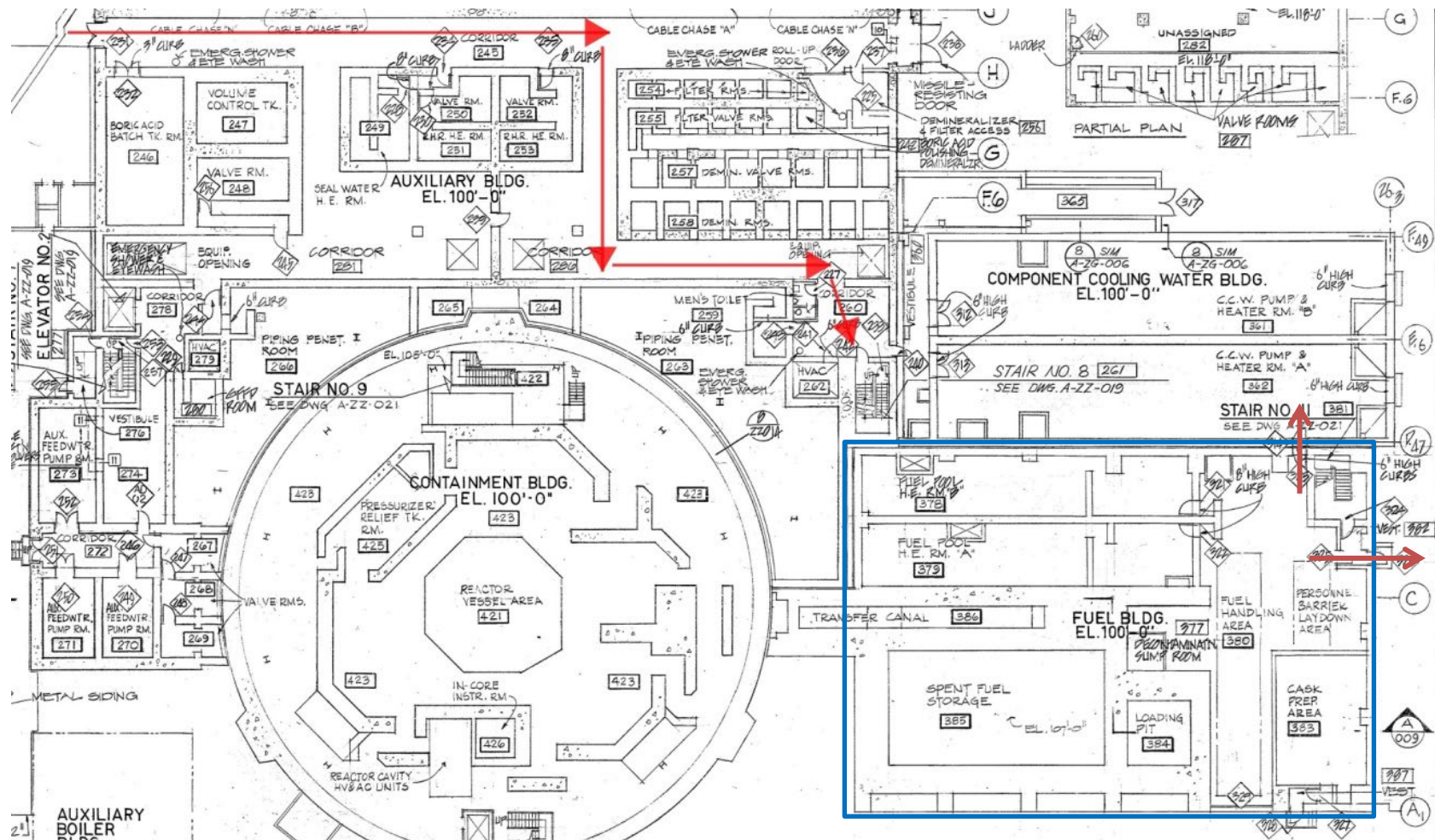


圖 2-2a. 燃料廠房一樓進入與避難動線示意圖 1

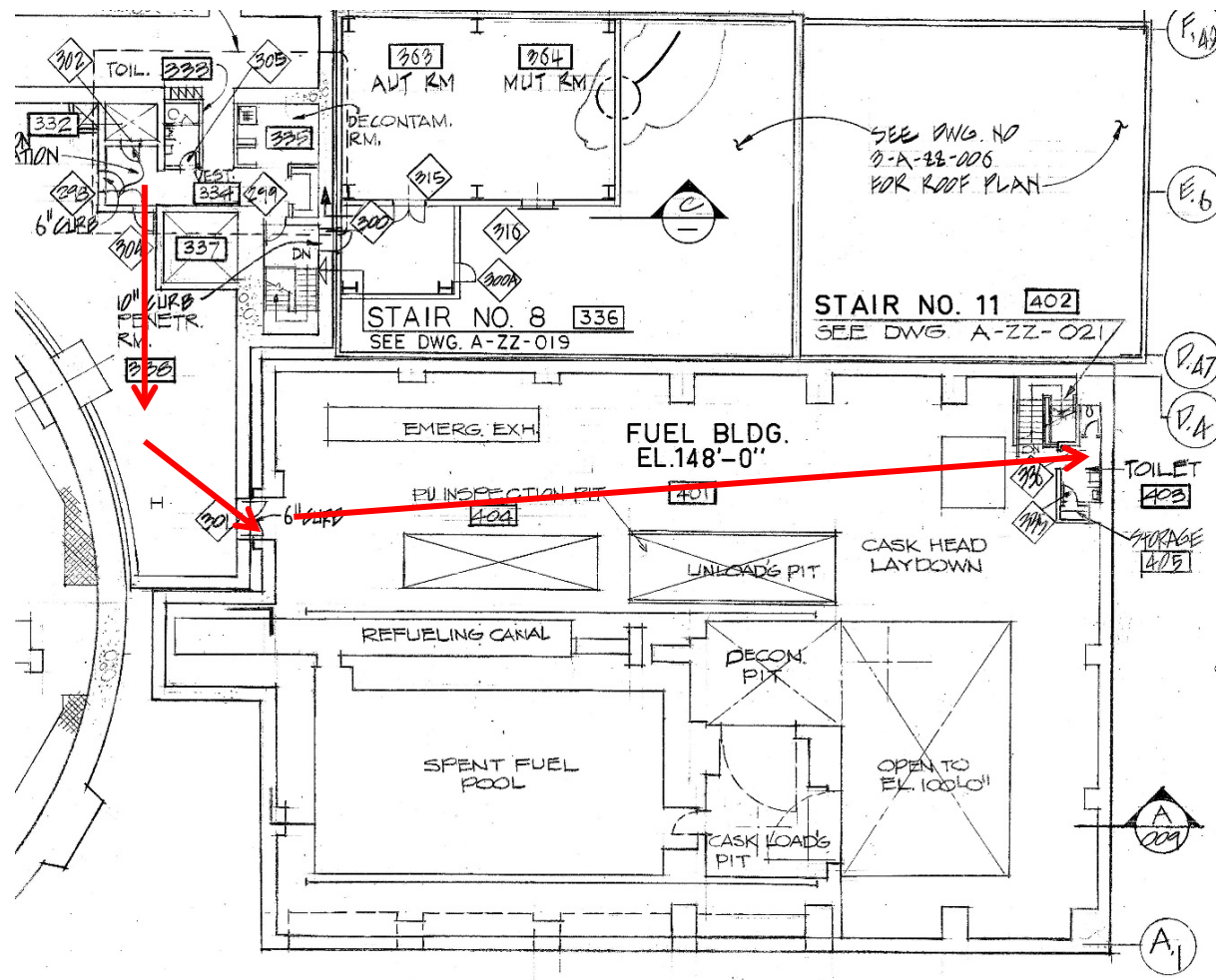


圖 2-2b. 燃料廠房一樓進入與避難動線示意圖 2

(一) 小結(建議或注意事項)

運轉中核電廠防火計劃的主要目標為確保機組能夠安全停機，並維持在安全停機狀態；而除役電廠的主要防火考量為保護用過核子燃料池中之燃料完整性，並防止或儘可能降低因火災而導致的放射性物質外釋。由於目標不同，因此防火計畫相關程序書之管制、管理、緊急應變措施等亦會有所差異，再加上不同除役階段之火災危害特性可能因除役作業而有所變化，相關程序書應定期(如每年)重新檢視，以確保管制措施之有效性。

本研究檢視核三廠防火計畫相關程序書與 RG 1.191 Section C “Staff Regulatory Guidance” (第 1.1 至 5.2 小節涵蓋包括「目的」、「法規」、「火災危害分析」、「行政管制」、「實體防火功能」、以及風險管理」等)監管指引內容進行比對。由於功率運轉期間電廠已有良好之防火計畫，因此對於某些監管事項，例如管理消防設備、消防系統和功能之可操作性檢查、測試和維護，在除役期間之管理/管制措施可與功率運轉相同。但某些監管項目，例如電廠組態與條件、可燃物管制、防火區邊界或屏蔽之控制等，可能因建置用過核子燃料池島區、低放射性廢棄物處理區設備建置、除污與拆除等作業而導致火災危害情境與功率運轉期間不同。

本研究依據核三廠除役計畫，提出「除役過渡階段後期(並細分用過核子燃料池島區建置及用過核子燃料池島區運轉)」與「除役拆廠階段」防火計畫相關程序書(如 105、105.1、107、586.1、586.5 等)之修訂建議或安全注意事項，詳請參閱本報告表 2-6。

三、核電廠除役期間重要防火分區之臨時火源火災危害分析

如第壹節所述，除役核電廠主要考量緊急情況下對於廠內用過核子燃料之完整性，因火災而可能引起的放射性物質外洩等為其防範重點，尤其在用過核子燃料池區域。本計畫今年度之主要對象為用過核子燃料池區(即燃料廠房)，情境為臨時可燃物之火災，評估過程與結果說明如下節。

本分析係以核三廠功率運轉期之防火計畫相關程序書(如消防計畫、動用火種工作許可證申請/作業程序書、失火對策計畫等)、廠房佈置圖、piping plant 圖、P&I 圖、訓練教材等書面資料為基礎，評估臨時可燃物火災對用過核子燃料池冷卻、或補水相關系統之可能危害或影響。

(一) 燃料廠房臨時可燃物火災危害分析

依程序書 586.5 失火對策計畫，燃料廠房自一樓(100 呎)至三樓(148 呎)共計有防火區 105 (燃料吊裝區)、105A (燃料池冷卻熱交換器室 A 串)、105B (燃料池冷卻熱交換器室 B 串)、106 (新燃料儲存池)、133 (燃料操作區 B 串)、134 (燃料操作區 A 串)等 6 個。

一樓防火區 105A 含有用過核子燃料池冷卻系統熱交換器 A 與冷卻水泵 A，防火區 105B 含有用過核子燃料池冷卻系統熱交換器 B 與冷卻水泵 B，防火區 105 則含有用過核子燃料池冷卻系統相關電纜。二樓防火區 133 含有用過核子燃料池冷卻系統相關之電氣櫃 480V LC NG-S13、480V MCC NH-E13。三樓防火區 134 則未含有過燃料池冷卻系統相關之系統或設備。一至三樓防火區配置示意圖，如圖 2-3~圖 2-5

所示。

由圖 2-3 可知，防火區 105A 與 105B 大小、形狀相同，長約 25.7 公尺、寬 4.9 公尺為狹長型空間，配置有用過核子燃料池熱交換器、用過核子燃料池冷卻水泵、閥等設備。一樓高約 7.9 公尺，對於臨時可燃物火災危害，由表 2-4 可知，故除非臨時可燃物上方電纜高度特別低(低於 2.2 m)，否則不在 NUREG/CR-6850 垂直 ZOI 之影響範圍內(當然亦不在 NUREG-2233 垂直 ZOI 之影響範圍內)。但考量水平為狹長空間、設備配置(含有用過核子燃料池冷卻系統重要設備)、及消防避難路徑等因素，除役期間無適合空間放置臨時可燃物；換言之，不適合做為放置臨時可燃物之區域。由於這兩個防火區為狹長型空間且含有用過核子燃料池冷卻系統重要設備，故除役期間應嚴格管控可燃物進出，且不應存放臨時可燃物。若因除役作業所需，亦應在人員管控下，作業完成立即移出可燃物。

防火區 105 近似矩形空間，但扣除燃料吊載區、個人防護具放置區、燃料護箱準備區、以及避難路徑等，已幾無空間可存放臨時可燃物。與防火區 105A、105B 相同，除役期間應嚴格管控可燃物進出，且不應存放臨時可燃物。若因除役作業所需，亦應在人員管控下，作業完成立即移出可燃物。

由圖 2-3 可知，防火區 133 位於廠房北側，為矩形空間，東南側至三樓(148 呎)為挑高空間，因此火災煙層熱氣不易累積。此區東側有用過核子燃料池冷卻相關之 480V LC NG-S13、480V MCC NH-E13 電氣櫃。考量避難路徑與其他設備(如

AHU (air handling unit))後，可放置臨時可燃物之區域與電氣櫃之水平距離均超過 6.6 公尺，已遠大於水平 ZOI 範圍。二樓高度約 6.7 公尺，除非可燃物上方電纜高度低於 2.2 公尺，否則便不在火災垂直 ZOI 範圍內。

由圖 2-4 所示，三樓防火區 134 同樣近似矩形空間，高約 6.6 公尺，沒有與用過核子燃料池冷卻系統有關之設備。依防火區之配置，本區可能有適當之區域可放置除役作業所需之臨時可燃物。

圖 2-2~圖 2-4 為核三廠目前之防火區配置現況，依除役計畫第九章第三節「因應除役低放射性廢棄物處理需求，將於燃料廠房、核機冷卻水廠房及熱修配廠房等空間設置相關設備作為低放射性廢棄物處理區域」，除役期間燃料廠房二樓、或三樓若有增加相關機電設備、可燃物負荷增加、防火區劃改變等，除防火計畫相關程序書應對應修訂外，亦應重新進行火災危害分析。若以較為保守之數據與方法(例如依據 NUREG/CR-6850)所得之結果可能影響除役作業進行，可改以 NUREG-2233 之數據、方法進行靈敏度分析，或運用 CFAST 進行電腦模擬分析，獲得較為實際之評估結果，以兼顧火災風險管理與除役作業之進行。

同樣作為低放射性廢棄物處理區域之核機冷卻水廠房，一樓若有增加相關機電設備或防火區劃大小改變，應重新進行火災危害分析 (包括對相鄰之燃料廠房之影響)；此外，由於作為燃料廠房之避難路徑，故亦須評估、說明建置期間對於燃料廠房避難逃生之影響。

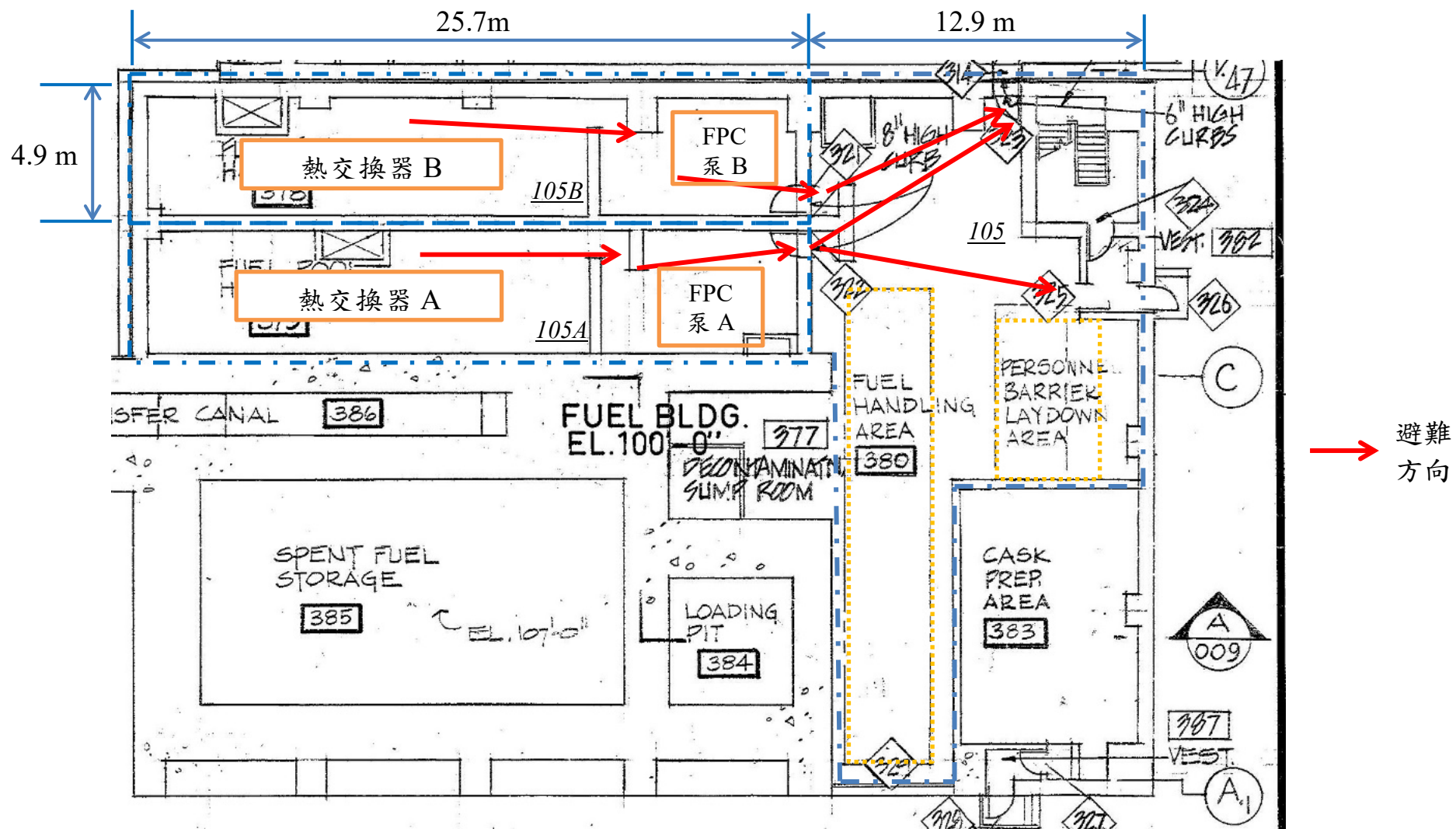


圖 2-3. 燃料廠房一樓防火區配置示意圖(100 呎)

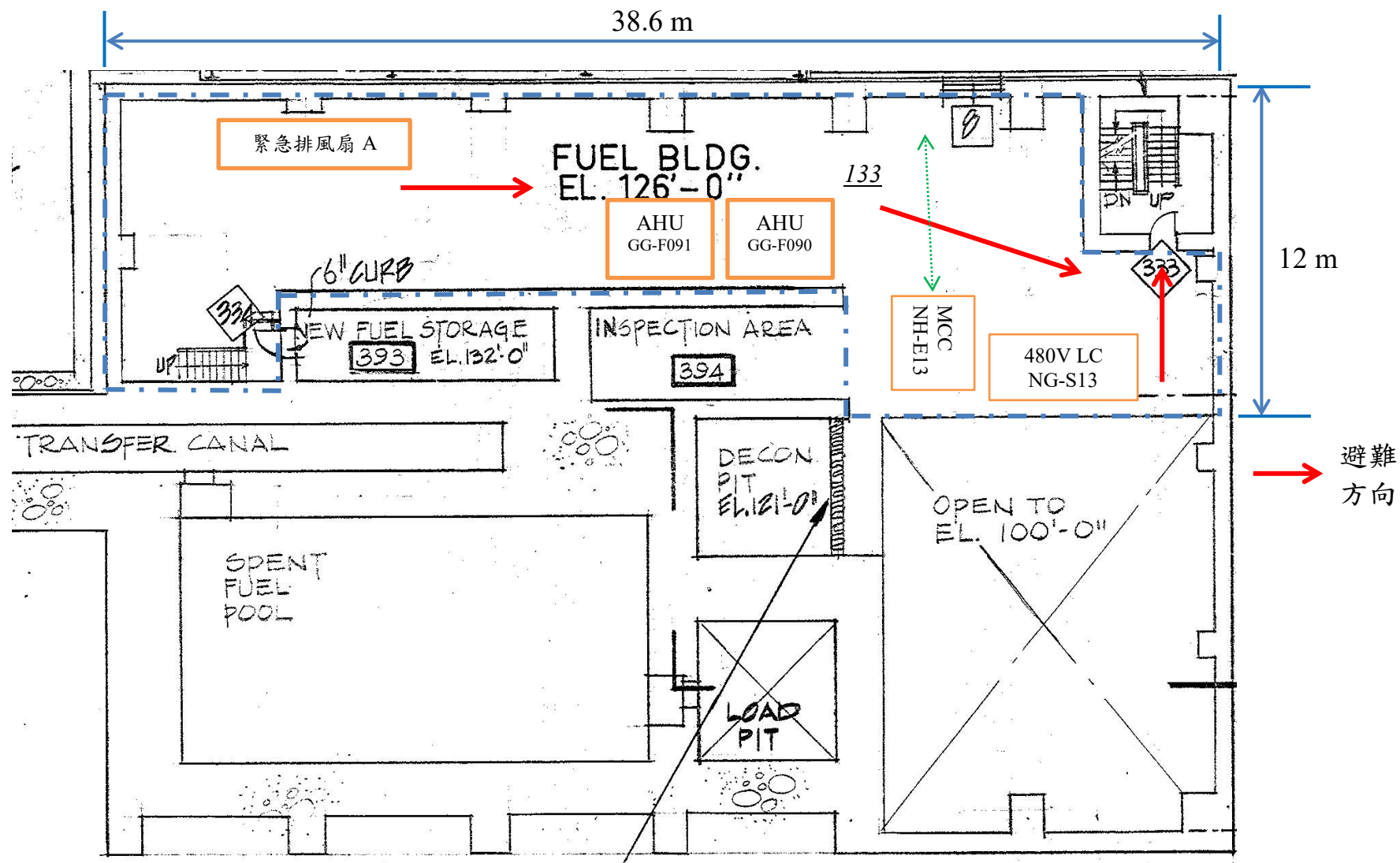


圖 2-4. 燃料廠房二樓防火區配置示意圖(126 呎)

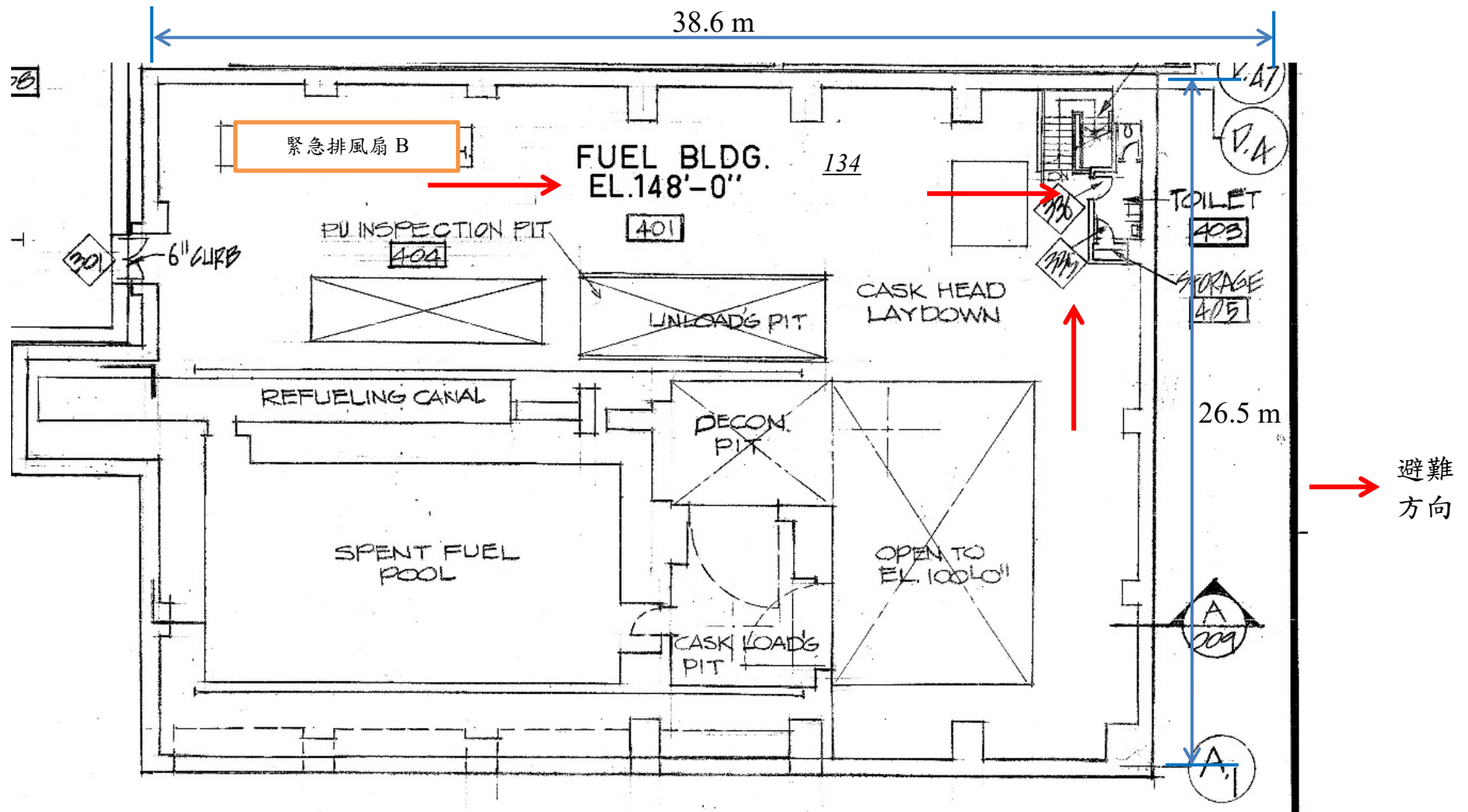


圖 2-5. 燃料廠房三樓防火區配置示意圖(148 呎)

(本頁空白)

(二) 靈敏度分析

本靈敏度為運用 CFAST 進行不同臨時可燃物火災危害參數 (即 NUREG/CR-6850 與 NUREG-2233 提供之參數) 之模擬分析與結果比較。

以燃料廠房二樓防火區 133 為例，將臨時可燃物火災危害參數，如隨時間變化之 HRR、TER 等，輸入 CFAST，進行火災危害模擬分析。其中隨時間變化之 HRR 係以 t_g 、 t_p 、及 t_d (即火災成長、火災高原、及火災衰減) 三個參數得出 HRR 曲線。臨時可燃物採 NUREG-2233 第 98 百分位數，即尖峰 HRR 值為 278kW、TER 值為 123MJ；又根據 NUREG-2233 第 7 節，火災成長採 t^2 方法(即依 NUREG/CR-6850)，則 2 分鐘後 HRR 達到最大，火災高原維持 404 秒。依表 2-2 公式 2-1~2-3，則火災成長、火災高原、及火災衰減時間分別為 320 秒、40 秒、及 1305 秒。隨時間變化之 HRR 曲線如圖 2-6a 與圖 2-6b 所示。由圖 2-6a 可知，火災成長速率較快且火災高原時間較長，其分析結果應較為嚴重。

防火區 133 長、寬、高分別為 38.6 m、12 m、及 6.7 m，東南側至三樓為挑高空間，CFAST 模擬空間如圖 2-7 所示。模擬情境為除役期間北側(右上角)樓梯左方設置臨時可燃物放置區，目標物件為熱固性電纜，假設位於可燃物上方，高度為 4 公尺。

分析結果，採用 NUREG/CR-6850 數據之目標物件最高溫度為 97.4°C，高於 NUREG-2233 之目標物件最高溫度 77.2°C，但兩者同樣未達電纜損壞溫度(320°C)。CFAST 模擬狀態如圖 2-8 所示。

就防火區 133 此假設火災情境而言，NUREG/CR-6850 之參數值雖較為保守，但由分析結果可知，未造成目標電纜損壞。

影響火災危害分析結果之因素很多，可燃物特性參數(如 HRR、TER)為重要因素之一，其他如空間幾何形狀、目標物距離、目標物材質等也可能是關鍵，分析者應就每個分析情境考量評估，並選擇適合之評估工具，以獲得具合理保守度之評估結果。

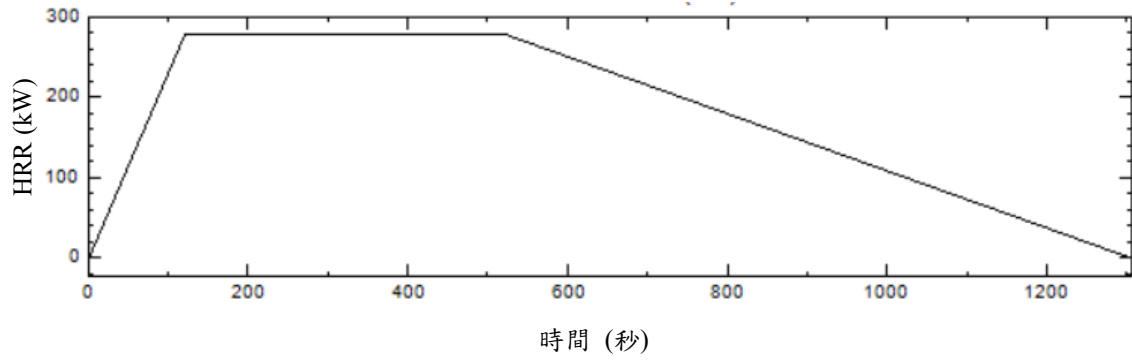


圖 2-6a. 採用 NUREG/CR-6850 數據之 HRR 曲線

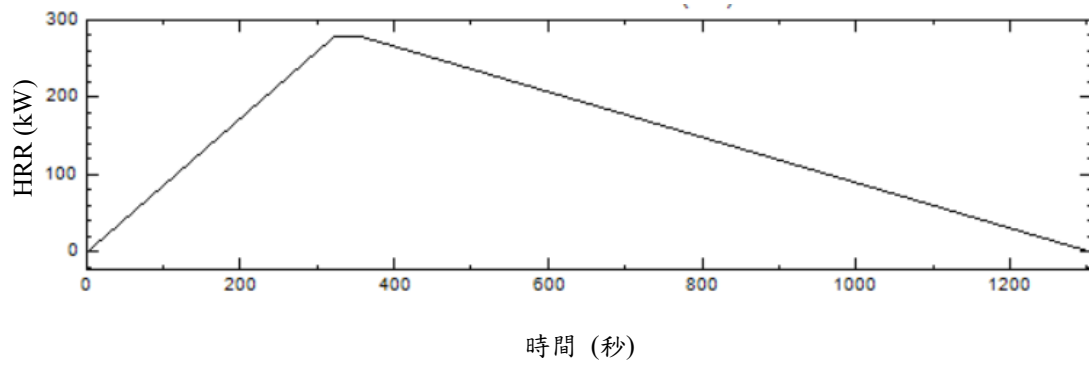


圖 2-6b. 採用 NUREG-2233 數據之 HRR 曲線

(本頁空白)

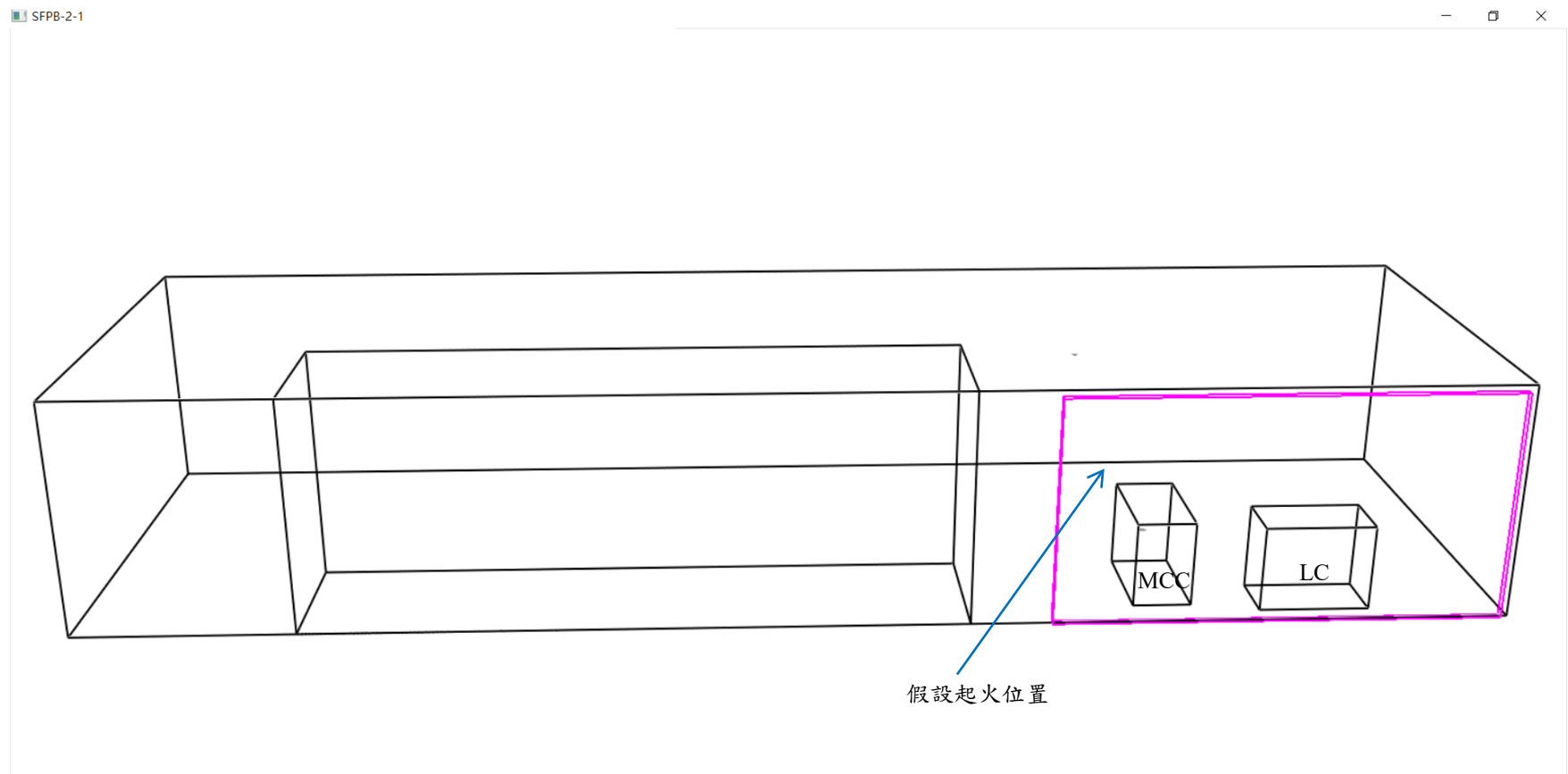


圖 2-7. 防火區 133 之 CFAST 模擬空間(立體圖)

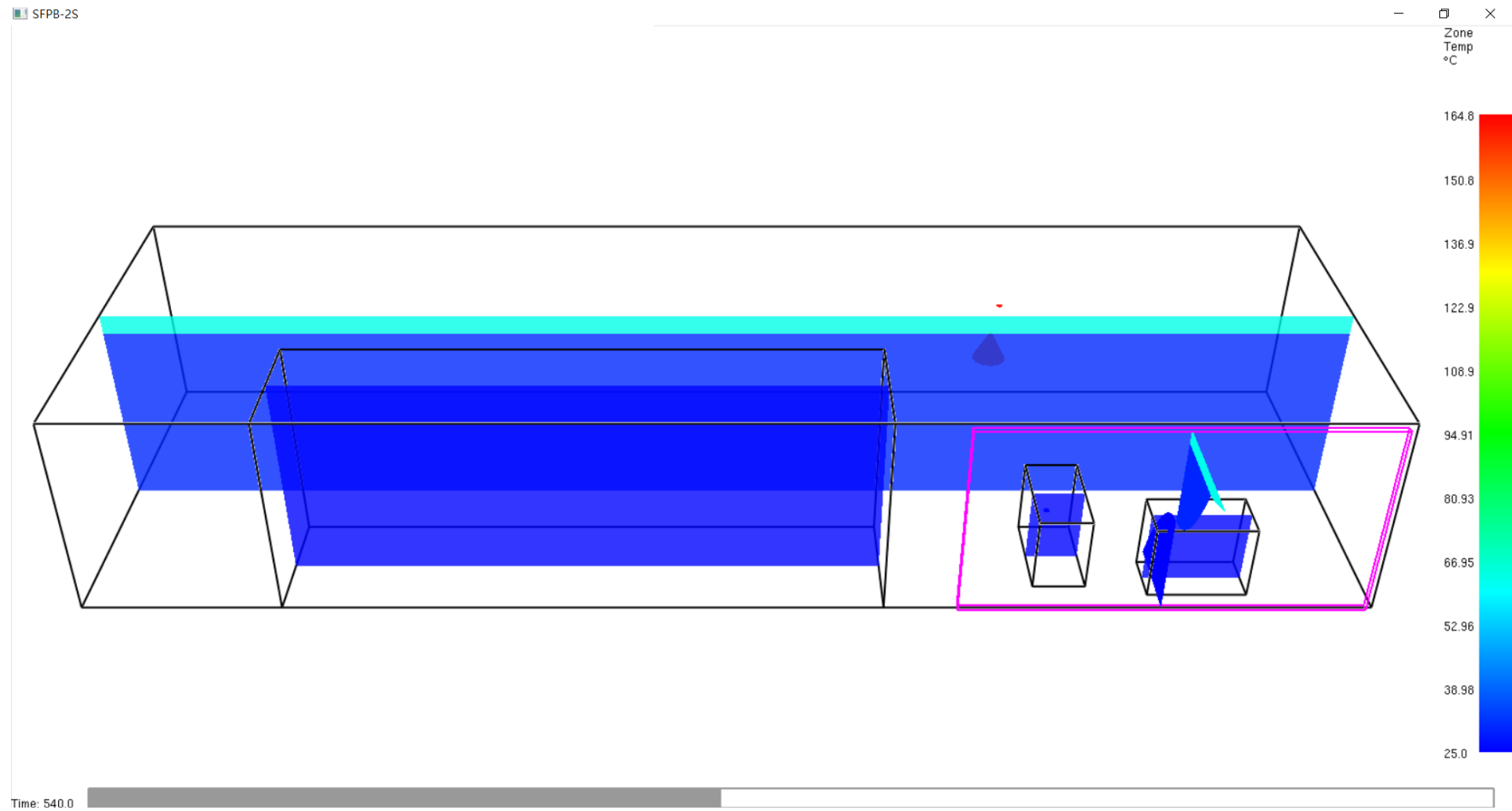


圖 2-8. 防火區 133 之 CFAST 模擬狀態(NUREG/CR-6850)

參、主要發現與結論

一、主要發現

本計畫根據核三廠除役計畫、電廠程序書、NUREG-2233 及 RG 1.191 等資料，檢視核三廠目前(功率運轉)之火災防護計畫相關程序書，並提出未來因應不同階段除役作業之建議或注意事項，供管制單位參考。

研析 NUREG-2233 及 RG 1.191，並進行重要防火區臨時可燃物火災危害分析，評估結果說明如下：

(一) 研析 NUREG-2233

2020 年 10 月由美國 NRC 發佈之研究報告。摘要重點如下：

1. 過去火災 PRA 分析大多依據 NUREG/CR-6850 提供之數據與方法，對於臨時可燃物，其評估結果過於保守。
2. 數據更新包含納入核電廠運轉期間與大修期間之運轉經驗(臨時可燃物火災或臨時可燃物違規攜入)，以及新增的臨時可燃物火災測試數據。
3. 新、舊數據合併後，重新進行數據統計分析。
4. 對於臨時可燃物之火災模型提出新的參數(如表 2-3)、利用測試數據獲得火災成長時間(growth time)、高原時間(plateau time)、衰減時間(decay time)之計算公式(如表 2-2)。
5. 以影響區(ZOI)為例，相較於 NUREG/CR-6850，除了數據差異：

(1)NUREG/CR-6850：採 98th percentile 之 HRR 且為固定值，作為 FDTs 之輸入，計算 plume 溫度、火焰直

徑等。(很保守，較不實際)

(2)NUREG-2233：依據 time-dependent HRR，並以熱沉浸法(heat soak method) (獲得 US NRC 認可)估算。(較為實際)

(3)NUREG-2233 計算所得之數值均小於 NUREG/CR-6850。

6. NUREG-2233 也提出其他替代作法：

(1)使用 NUREG-2233 之 ZOI 分佈，以篩濾掉較多的目標物件，對於被保留的目標物，使用較保守的 NUREG/CR-6850 分佈以獲得較保守的結果。

(2)使用 NUREG-2233 之數據分佈，帶入 NUREG/CR-6850 之方法。例如，第 98 百分位數之 HRR、TER 分別為 278kW、123MJ，其火災成長時間為 118 秒、高原時間為 404 秒。(若以 NUREG-2233 之公式則分別為 320 秒、40 秒)。

(二) RG 1.191 研析比對

核電廠除役期間的主要防火考量為保護用過核子燃料池中之燃料完整性，並防止或儘可能降低因火災而導致的放射性物質外釋。防火計畫相關程序書之管制、管理、緊急應變措施等與功率運轉期間有所差異，再加上不同除役階段之火災危害特性可能因除役作業而有所變化，相關程序書應定期(如每年)重新檢視，以確保管制措施之有效性。

檢視核三廠防火計畫相關程序書並與 RG 1.191 Section C 監管指引內容(如火災危害分析、行政管制、實體防火功能等)進行

比對，提出建議或注意事項。例如電廠組態與條件、可燃物管制、防火區邊界或屏蔽之控制等，可能因建置用過核子燃料池島區、低放射性廢棄物處理區設備建置等作業，以致出現改變防火區之大小、設置、消防進入/逃生動線變更、或可燃物負荷增加等情況，程序書 105、105.1、107、586.5 等程序書需有對應之管理、管制計畫。

(三) 重要防火區臨時可燃物火災危害分析

燃料廠房一樓防火區 105A 及 105B 分別含有用過核子燃料池冷卻系統熱交換器 A 與冷卻水泵 A，及用過核子燃料池冷卻系統熱交換器 B 與冷卻水泵 B，以及相關管閥等。防火區 105A 與 105B 為狹長型空間，考量空間配置與避難路徑，除役期間應無適合放置臨時可燃物之空間；換言之，不適合做為放置臨時可燃物之區域。防火區 105 含有用過核子燃料池冷卻系統相關電纜，考量除燃料吊載區、個人防護具放置區、燃料護箱準備區、以及避難路徑等，已幾無空間可存放臨時可燃物。

燃料廠房二樓防火區 133 東側有用過核子燃料池冷卻相關之 480V LC NG-S13、480V MCC NH-E13 電氣櫃。考量避難路徑與其他設備(如 AHU)後，可放置臨時可燃物之區域距離電氣櫃最近之水平距離遠大於水平 ZOI。

二、結論與建議

考量火災之特性(影響火災危害之主要參數為 HRR、TER、火源大小等)且由於除役期間之用過核子燃料衰變熱相對已低，允許應變時間較長，若保守評估(例如採用 NUREG/CR-6850 之方法與

數據)之火災危害分析結果可能影響除役作業之進行，則可考慮應用 NUREG-2233 之數據進行靈敏度分析，評估火災之影響範圍、目標物損壞時間等，以獲得較為實際之結果，兼顧火災風險管理與除役作業之進行。

檢視核三廠防火計畫相關程序書並與 RG 1.191 監管指引內容進行比對，研析結果某些監管項目，例如電廠組態與條件、可燃物管制、防火區邊界或屏蔽之控制等，可能因建置用過核子燃料池島區、低放射性廢棄物處理區設備建置、除污與拆除等作業而導致火災危害與功率運轉期間不同，因此程序書(如 105、105.1、107、586.1、586.5 等)應進行適當修訂。例如用過核子燃料池島區建立期間，程序書 586.5 第 6.5 節有關燃料廠房各防火區之可燃物負載量、消防系統、消防進入/逃生路徑等，應有對應之更新與管制、管理計畫。針對不同除役階段，相關建議或注意事項，詳如表 2-6 所示。

燃料廠房一樓防火區(含 105、105A、及 105B)除役期間應嚴格管控可燃物進出，且不應存放臨時可燃物。若因除役作業所需，應在現場人員管控下，作業完成立即移出。二樓防火區 133 與三樓防火區 134 應有可做為放置臨時可燃物之區域。依除役計畫第九章第三節「因應除役低放射性廢棄物處理需求，將於燃料廠房...等空間設置相關設備作為低放射性廢棄物處理區域」，因此，除役期間燃料廠房二樓、或三樓若有增加相關機電設備或防火區劃大小改變，則除防火計畫相關程序書應適當修訂外，也應重新進行火災危害分析。

肆、参考文献

1. RG 1.191 Revision 1, “Fire Protection Program For Nuclear Power Plants During Decommissioning,” U.S. Nuclear Regulatory Commission, Jan. 2021.
2. NUREG/CR-6850, “EPRI/NRC-RES Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities,” U.S. Nuclear Regulatory Commission, September 2005.
3. NUREG-2233, “Methodology for Modeling Transient Fires in Nuclear Power Plant Fire Probabilistic Risk Assessment,” U.S. Nuclear Regulatory Commission, October 2020.
4. “Fire Dynamics Tools (FDTs) Quantitative Fire Hazard Analysis Methods for the U. S. Nuclear Regulatory Commission Fire Protection Inspection Program,” U.S. Nuclear Regulatory Commission, July 2013.
5. R. Peacock, G. Forney, and P. Reneke, P., “CFAST—Consolidated Model of Fire and Smoke Transport (Version 7), Volume 2: User’s Guide,” National Institute of Standards and Technology, 2019.
6. NUREG-2232, “Heat Release Rate and Fire Characteristics of Fuels Representative of Typical Transient Fire Events in Nuclear Power Plants,” U.S. Nuclear Regulatory Commission, March 2020.
7. Treatment of Sensitive Electronics, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC: 2013. FAQ 13-0004. °
8. Jung-Wun Kim and Chan-Geun Park, “Fire Protection Regulations for Ensuring Fire Safety during Decommissioning Nuclear Power Plants in Korea”, Fire Science and Engineering, Vol. 34, No. 3, pp. 134-140, 2020.

9. 核三廠除役計畫，台灣電力公司。(公布於原能會網站之「核三廠除役計畫(2021.08.23)」)
10. 台灣電力公司第三核能發電廠程序書。
11. 台灣電力公司第三核能發電廠訓練教材。

附件一 工作內容與本報告章節之對應表

依合約規範之工作內容與本報告章節之對應表，如下所示。

工作內容與本報告章節之對應表

工作內容	對應本報告章節
1.完成研析 NUREG-2233 "Methodology for Modeling Transient Fires in Nuclear Power Plant Fire Probabilistic Risk Assessment" 之評估方法。	第貳、一節
2. 完成核三廠除役期間(除役過渡階段、除污與拆除期間)臨時火源對重要防火區內關鍵設備之火災危害分析，及臨時火源火災對火災防護計畫之影響(如高溫、濃煙對火災偵測、行政管制、救援應變)。	第貳、二節與第貳、三節
3. 將上述 1、2 項成果彙整成成果報告，並提出管制建議回饋。	第參節

