

行政院原子能委員會

委託研究計畫研究報告

110 年核電廠熱水流安全分析暨管制法規技術精進研究
2021 Thermal-Hydraulic Safety Analysis and Regulation Technical
Improvement for Nuclear Power Plant

計畫編號：110B012

受委託機關(構)：國立清華大學

計畫主持人：曾永信

聯絡電話：03-5742858

E-mail address：ystseng@mx.nthu.edu.tw

協同主持人：陳詩奎、楊融華

研究期程：中華民國 110 年 5 月至 110 年 12 月

研究經費：新臺幣 345 萬元

核研所聯絡人員：黃智麟

報告日期：110 年 12 月 7 日

目 錄

CAMP 合作計畫下核電廠系統安全分析應用程式模式建立與驗證	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
核電廠除役期間機組共用系統之安全管制及危害評估技術研究...	C

行政院原子能委員會

委託研究計畫研究報告

110 年核電廠熱水流安全分析暨管制法規技術精進研究- CAMP 合作計畫下核電廠系統安全分析應用程式模式建立與驗證

2021 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：110B012

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：

協同主持人：陳詩奎、楊融華

研究期程：中華民國 110 年 5 月至 110 年 12 月

研究經費：新臺幣 萬元

核研所聯絡人員：黃智麟

報告日期： 110 年 12 月 02 日

目 錄

目 錄	I
中文摘要	1
英文摘要	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開蓋下全黑事故安全性分析與評估 ...	7
二、蒐集與彙整 2021 年 CAMP 會議之相關資訊	61
三、撰寫 NUREG-IA 技術報告	81
四、研究成果與結論	82
肆、參考文獻	85
附件 1、NUREG/IA 技術報告	86

圖目錄

圖 1 核二廠除役過渡階段開蓋模式示意圖	14
圖 2 核二廠除役過渡階段開蓋模式 TRACE 安全分析模式	14
圖 3 爐心與上池縱向設定頁面	15
圖 4 爐心與上池徑向設定頁面	15
圖 5 爐心與上池體積分率設定頁面	16
圖 6 爐心與上池空泡分率設定頁面	16
圖 7 爐心與上池流動面積分率設定頁面	17
圖 8 CHAN 組件基本設定頁面	18
圖 9 燃料棒縱向設定頁面	19
圖 10 燃料棒徑向設定頁面	19
圖 11 燃料棒徑向設定頁面	20
圖 12 POWER 組件設定頁面	20
圖 13 反應爐及上池區域初始壓力設定	21
圖 14 反應爐及上池區域初始溫度設定	21
圖 15 用過核子燃料溫度初始設定頁面	22
圖 16 核二廠開蓋模式全黑事故下熱流分析發展情境示意圖	26
圖 17 TRACE 所計算出不同深度下飽和溫度示意圖	26
圖 18 燃料護套溫度上升示意圖	27
圖 19 公式計算出不同停機天數下發生喪失冷卻事故整體池水溫度上升趨勢圖	36
圖 20 公式計算出不同停機天數下發生喪失冷卻事故後水位下降趨勢圖	37
圖 21 停機 7 天發生喪失冷卻事故水溫上升趨勢圖	49
圖 22 停機 7 天發生喪失冷卻事故水位下降趨勢圖	49
圖 23 水位低於 TAF 後燃料護套溫度上升趨勢圖	50
圖 24 爐心區域 (Level 3) 空泡分率趨勢圖	50
圖 25 系統水量變化趨勢圖	51
圖 26 爐心區域及爐心上方區水溫之比較	51
圖 27 爐心區及降流區水溫之比較	52
圖 28 降流區不同高度下之水溫比較	52

圖 29 TRACE 所計算出池水溫度上升至飽和溫度趨勢圖	53
圖 30 水位下降趨勢圖	53
圖 31 燃料護套在水位低於用過核子燃料頂端後溫度上升趨勢圖	54
圖 32 核二廠開蓋模式下分析模式動畫模組	54
圖 33 事故下冷卻水溫度達到飽和溫度之系統參數結果	55
圖 34 事故下水位低於上池底部之系統參數結果	55
圖 35 事故下水位低於 TAF 之系統參數結果	56
圖 36 有無考量汽水分離器置放區水池時溫度上升趨勢圖	60
圖 37 有無考量汽水分離器置放區水池時水位下降趨勢圖	60
圖 38 TRACE 程式發展動態示意圖	63
圖 39 美國核管會不定期之舉辦教育訓練	63
圖 40 美國核管會建議會員國研究之領域	64
圖 41 SNAP 程式發展總攬	64
圖 42 不準度程式掛件更新動態	65
圖 43 APTPlot 繪圖程式更新動態	65
圖 44 美國核管會分析程式綁定金鑰說明	66
圖 45 新發表之 NUREG/IA 報告	73
圖 46 正在審核之 NUREG/IA 報告	73
圖 47 從 2009 年以來累計之 NUREG/IA 報告數量	74
圖 48 MSH Break- 爐心熱功率	74
圖 49 MSH Break- HL 冷卻水溫度, Loop 1	75
圖 50 MSH Break- RCS 壓力	75
圖 51 MSH Break- PRZ 水位高度	76
圖 52 MSH Break- SG-1 壓力	76
圖 54 PRZ Surge Line- 破裂, RCS 壓力	77
圖 55 PRZ Surge Line 破裂, Pressurizer 高度	78
圖 58 PRZ Surge Line Break, HPIS-3 質量流率	79
圖 59 PRZ Surge Line Break, 護套最高溫度	80

表目錄

表 1 爐心用過核子燃料衰變熱	13
表 2 公式計算出不同停機天數下發生喪失冷卻事故整體池水度升至飽和溫度 所需時間	34
表 3 公式計算出不同停機天數下發生喪失冷卻事故池水溫度達到飽和溫度後 水位下降至燃料頂端所需時間	34
表 4 公式計算出不同停機天數下發生喪失冷卻事故發生後水位降至燃料頂端 所需時間	35
表 5 TRACE 所計算出池水溫度上升至飽和溫度所需時間	46
表 6 喪失冷卻事故下水位下降至特定高度所需時間	46
表 7 燃料護套在水位低於用過核子燃料頂端後溫度上升至 600°C 所需時間 .	47
表 8 TRACE 程式計算結果與前導公式結果比較	48
表 9 喪失冷卻事故時考量汽水分離器置放區水池的分析重要時序	59

中文摘要

核二廠 1、2 號機組將於 2021 年及 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，本研究建立核二廠除役過渡階段開蓋下熱水流分析模式以及進行全黑事故案例分析與安全性評估，分析結果提供管制單位參考。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。

Abstract

Units 1 and 2 of the Kuosheng nuclear power plant will enter the decommissioning stage immediately after the expiration of the operating licenses in 2021 and 2023. In order to regulate the safety of the used nuclear fuel temporarily stored in the vessel during the transitional stage of the decommissioning of Kuosheng nuclear power plant, this study will establish an advanced thermal-hydraulic analysis model under the decommissioning transition stage of the Kuosheng nuclear power plant, and perform SBO transient analysis and safety assessments to assist the regulatory agency in reviewing works. 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.

壹、計畫緣起與目的

核二廠 1、2 號機組將於 2021 年及 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，2 部機組用過核子燃料池因目前貯存容量仍有不足，故預期於停止運轉後，短時間內反應爐將存放用過核子燃料。而除役過渡階段前期，上池組態與一般大修模式近似，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槽存放，上燃料池與爐穴閘門開啟保持連通狀態，如圖 1 所示，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。而管制機關在進行核安管制工作任務時，需透過安全分析程式來進行審查與驗證工作，且利用程式來評估潛在技術議題之安全重要性，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報告。

而台灣與美國於 2004 年開始兩方簽訂 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，相關技術成果(撰寫 NUREG/IA 技術報告)幾乎每年都會發布於美國核管會網站上，美方也特別感謝台灣對

ABWR 的模式建立經驗回饋，以及台灣用過燃料池的分析評估也提供給美方 MELCOR 程式參考比對，顯示台灣的貢獻卓著。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

透過參與2021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與強化管制能量。美國核管會於2021年1月發布「熱流程式應用及維護研究計畫(CAMP)」TRACE程式第5版修補檔，台灣已取得最新版本之熱水流分析程式，因此本計畫後續利用最新版本之熱水流分析程式建立核二廠除役過渡階段前期之開蓋模式，並執行全黑事故狀態下之安全性評估，以及模擬核二廠除役過渡階段前期假想全黑狀況下之事故發展時序進程，以供管制單位掌握核二廠事故發展可能影響安全性之關鍵因子。核二廠機組將於運轉執照屆期後，隨即進入除役階段，依據核二廠除役規劃，用過核子燃料池因目前貯存容量仍有不足，故預期於停止運轉後，短時間內反應爐將存放用過核子燃料，而除役過渡階段前期，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槽存放，上燃料池與爐穴閘門開啟保持連通狀態，由於此開蓋模式與一般核電廠運轉模式下系統條件與幾何不同，因此有必要建立核二廠除役過渡階段前期之開蓋下熱水流分析模式，並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。

下列幾項為本分項之工作項目：

- 一、 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。
- 二、 建立核二廠除役階段開蓋狀態下TRACE熱水流分析模式，包含相關系統組件與爐心衰變熱模式。
- 三、 進行核二廠除役階段開蓋狀態下全黑事故之安全性分析，並撰寫NUREG-IA技術報告，提供予美國核管會。
- 四、 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

本計畫研究成果包含研蒐國際 CAMP 會議資料、取得最新版本熱水流分析程式、了解國際 CAMP 會員組織研究技術發展動態、建立國內熱水流分析技術模式與強化分析能力、以及提出核電廠除役過渡階段相關熱水流安全評估之管制建議，有助於提昇台灣與美方程式發展、技術開發、與研究合作。

本計畫 110 年度係執行核二廠除役過渡階段開蓋下假想發生全黑事故之模擬，以得到電廠除役過渡階段下事故發展時序與潛在風險因子，並進行關鍵參數靈敏度評估。研究成果可供管制單位作為核一廠除役過渡階段之熱水流安全評估審查之參考依據。

一、核二廠除役過渡階段開蓋下全黑事故安全性分析與評估

核二廠又名國聖電廠，廠址位於新北市萬里區佔地約為 220 公頃，為台灣第二座沸水式反應爐的核電廠（Boiling Water Reactor, BWR）。核二廠設有兩部奇異公司 BWR/6 型沸水式反應器並採用 Mark-III 圍阻體，其額定熱功率及額定發電量為 2894 MWt 與 985 MWe，兩部機組在完成功率提升後發電機輸出功率可達 1025 MWe。

核二廠依照運轉執照 40 年到期，一號機預計將於 2021 年 12 月 27 日，二號機於 2023 年 3 月 14 日停止運轉並進入除役階段。核二廠一號機由於用過燃料池貯存空間已滿，已於 2021 年 7 月 1 日先行

停機等待運轉執照到期後進入除役階段。核二廠在運轉執照屆滿後，依照政府能源政策進入電廠除役階段，由於核二廠用過燃料池貯存空間已滿，爐心最後運轉周期共 624 束用過核子料將貯存於反應爐水池中，並維持相關冷卻設備運轉以確保能有效地移除該批用過核子燃料的衰變熱。

(一) 核二廠除役過渡階段開蓋分析模式建立與發展

1. 核二廠除役過渡階段開蓋模式說明

在除役過渡階段期間，台電公司會將反應爐頂蓋移除使其與和上池連通，並將上池注滿冷卻水，其示意圖如圖 1 所示。上池的空間包含汽水分離器置放區、蒸汽乾燥器置放區、燃料傳送池區及反應爐爐穴等四個部分。

汽水分離器置放區的水池與爐穴間有牆體阻隔，故僅有牆體上方與其餘水池有聯通。放置蒸汽乾燥器與爐穴間的水池則設有密封閘門阻隔，但此閘門在除役過渡期間可以開啟，池水間可以自由流動。

燃料傳送池區域在除役過渡階段僅有燃料格架無放置用過核子燃料。最新一批共計 624 束的用過核子燃料由於用過燃料池貯存空間已滿，加上乾式貯存相關設施尚未興建，故此批燃料僅能貯存於反應爐內部並持續使用相關冷卻設備移除用過核子燃料的衰變熱。

反應爐在移除頂蓋後高度約為 16.23 m，截面積約為 73 m²；整體上池截面積約為 245 m²，汽水分離器置放區、蒸汽乾燥器置放區及爐穴區域高度約為 6.91 m，而燃料傳送池區域約為 12.55 m。整體反應爐加上上池的池水體積後扣除固體所佔據體積剩餘水量約為 1970 m³。

3. 核二廠 TRACE 開蓋模式建立

此次研究利用 TRACE 建立核二廠開蓋模式下的安全分析模型，主要由 VESSEL、CHAN 及 POWER 組件所組成，分析模型示意圖如圖 2 所示，其中紅色匡為反應爐所在區域，藍色匡為上池所在區域。

上池的空間包含汽水分離器置放區、蒸汽乾燥器置放區、燃料傳送池區域及反應爐爐穴等四個部分，由於汽水分離器置放區的水池與爐穴間有牆體阻隔，僅有牆體上方與其餘水池有聯通。本研究為保守計算全黑事故下的重要時序，將整體汽水分離器置放區的水池體積 413.94 m³ 扣除。在扣除汽水分離器置放區水池的體積後，整個系統的貯存水量體積為 1555.715 m³，用過核子燃料頂端以下水量體積為 180.92 m³。

(1) 反應爐及上池區域

利用單一三維的 VESSEL 組件來模擬反應爐及上池，避免以兩個 VESSEL 組件分別模擬反應爐及上池時，必須以一維度的 PIPE 組件連結兩個 VESSEL，導致在連結處為一維度的模擬更忽略了徑向水流及熱量的傳遞。

本研究以圓柱座標分割 VESSEL 組件單元，縱向高度方向分為 9 個單元，反應爐區域位於單元 1 至單元 5 單元，其中核子燃料連結在單元 3；單元 6 至單元 8 為上池區域；單元 9 為連接大氣邊界條件的緩衝空間，其分割示意圖如圖 3 所示。在徑向方向分割成 3 個單元，單元 1 與單元 2 包含降流區及反應爐壓力槽之徑向空間，單元 3 至 3 為為模擬上池截面積所向外擴增的一環，徑向分割示意圖如圖 4 所示。

在完成 VESSEL 組件之幾何單元分割後，還需要針對每一個單元設定不同的參數以符合真實流道狀況，如體積分率、圓柱座標各軸向的流動面積、水力直徑、空泡分率等。開蓋模式下爐心頂部空間以上汽水分離組件大多都移除並注滿冷卻水，故爐心頂部以上空間體積分率設為 1，設定頁面如圖 5 所示。空泡分率設定部分除了模型頂端的與大氣銜接的緩衝區設定為 1 外，其餘區域皆為液態水設定為 0，其設定頁面如圖 6 所示。透過調整流動面積分率可以限制水流之流向，並藉此分隔出爐心降流區的區域，其設定頁面如圖 7 所示。

(2) 用過核子燃料

本研究以 TRACE 內建的 CHAN 組件來模擬爐心的用過核子燃料，CHAN 組件用於模擬沸水式反應器所使用的燃料束，內部整合 PIPE 組件與 HTSTR 組件，可調整其幾何尺寸、熱傳參數、材料性質、燃料棒配置等。

本研究以兩個 CHAN 組件來模擬放置在爐心共計 624 束的 ATRIUM-10 核子燃料，並根據 ATRIUM-10 之設計值來設定 CHAN 組件。圖 8 為 CHAN 組件基本設定頁面，燃料束數量設定為 312 束、每束燃料中一行有 10 支燃料棒，並將 CHAN 組件連接至 VESSEL 組件中相應的位置。

圖 9 與圖 10 為 CHAN 組件之單元分割細節，燃料束縱向分為 11 個單元，其中燃料位於單元 2 至單元 10；燃料束徑向分為 5 個單元，由內而外分別是燃料丸、間隙及燃料護套，其材質分別為 TRACE 提供的氧化物、間隙氣體及鋁合金。ATRIUM-10 燃料束當中包含 9 支水棒排列於燃料束中心，其位置示意圖如圖 11 深藍色部分所示。

(3) 衰變熱

本研究利用 TRACE 中 POWER 的組件來模擬用過核子燃料的衰變熱。將衰變熱的值輸入至 POWER 組件中再將其連結至 CHAN 組件，其相關參數設定示意圖如圖 12 所示。

爐心用過核子燃料相較於貯存於用過燃料池的用過核子燃料有較高的衰變熱，隨著停機時間增加而降低。本研究針對停機 7 天、30 天、60 天、90 天、180 天及 365 天後用過核子燃料的衰變熱進行靈敏度分析，其衰變熱的值參考核二廠除役計畫書並列於表 1。

(4) 初始條件設定

初始條件將壓力設為 1 大氣壓，其設定頁面如圖 13 所示。初始水溫設定為 60°C，初始用過核子燃料護套溫度則設定為 80°C，其溫度設定頁面如圖 14 及圖 15 所示。

表 1 爐心用過核子燃料衰變熱[5]

停機天 數 (d)	7	30	60	90	180	365
衰變熱 (MW)	9.1141	5.0586	3.5043	2.8115	1.8215	1.026

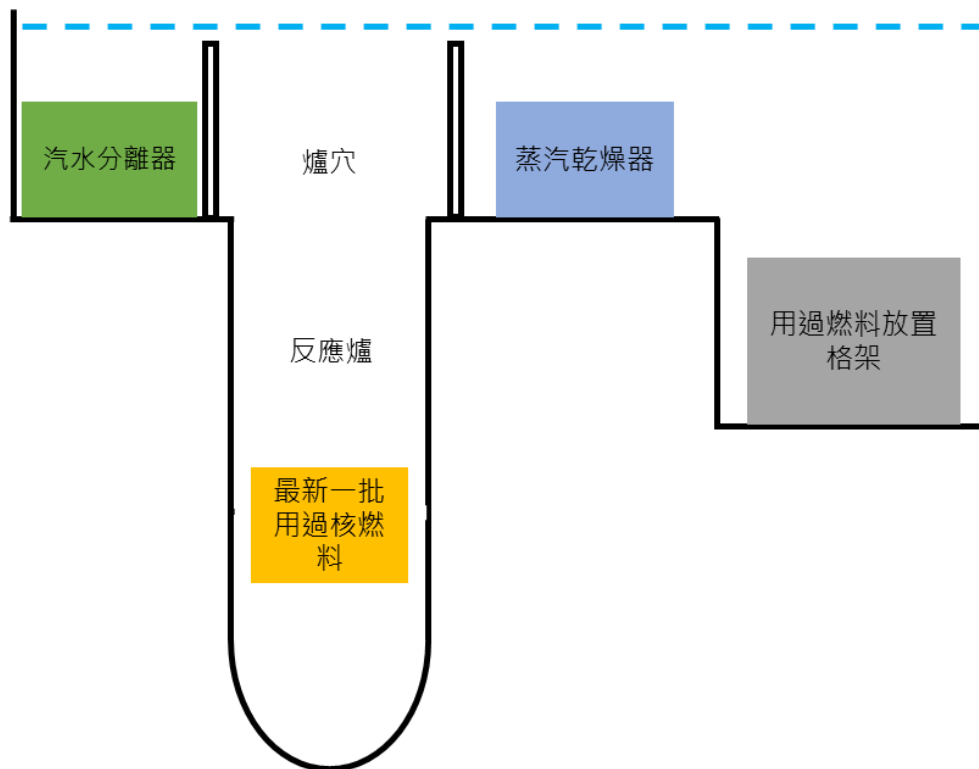


圖 1 核二廠除役過渡階段開蓋模式示意圖

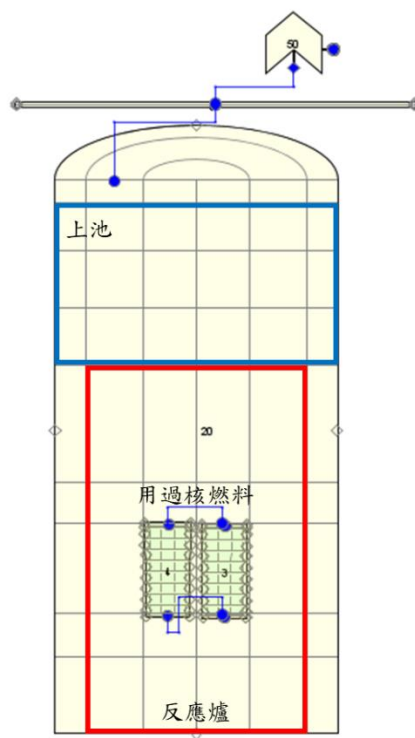


圖 2 核二廠除役過渡階段開蓋模式 TRACE 安全分析模式

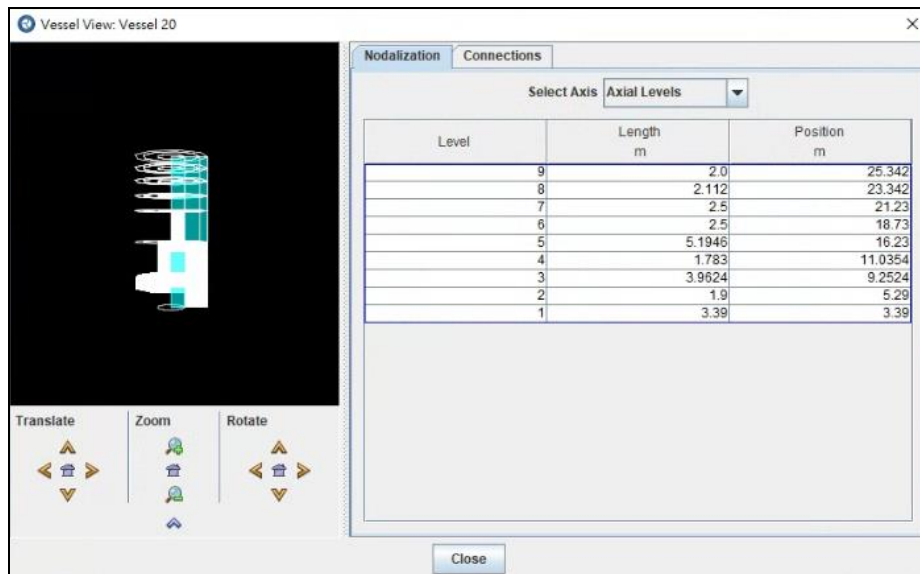


圖 3 爐心與上池縱向設定頁面

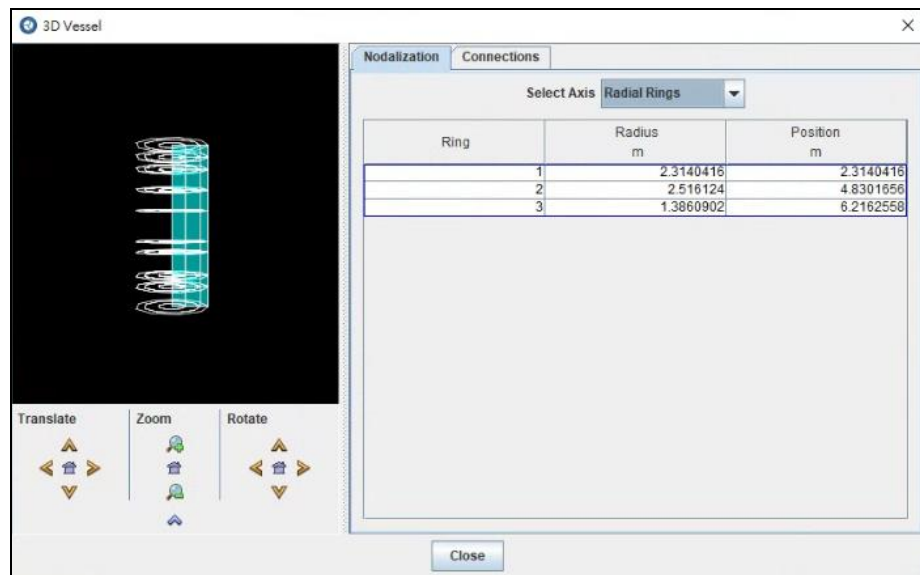


圖 4 爐心與上池徑向設定頁面

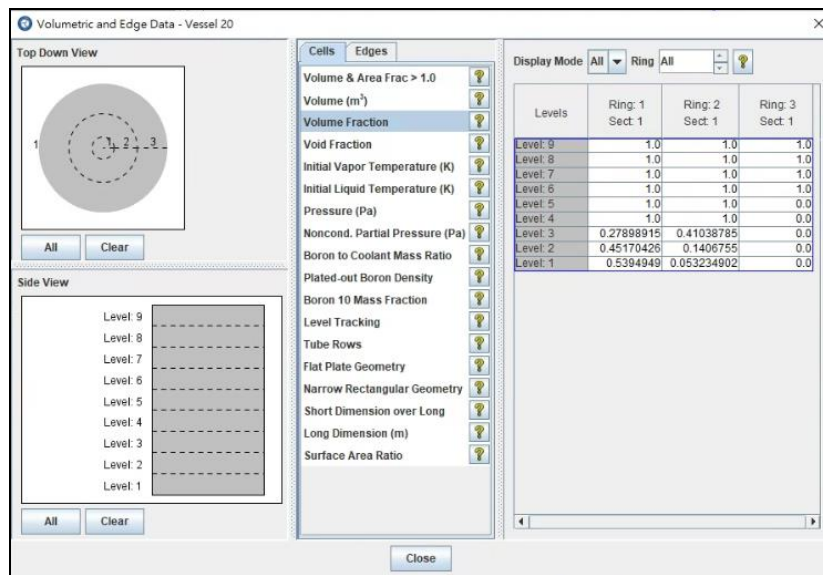


圖 5 爐心與上池體積分率設定頁面

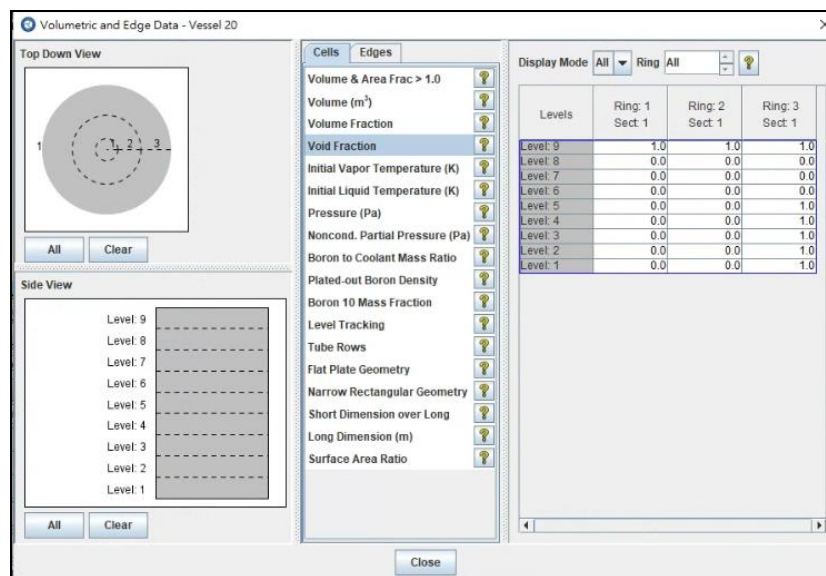


圖 6 爐心與上池空泡分率設定頁面

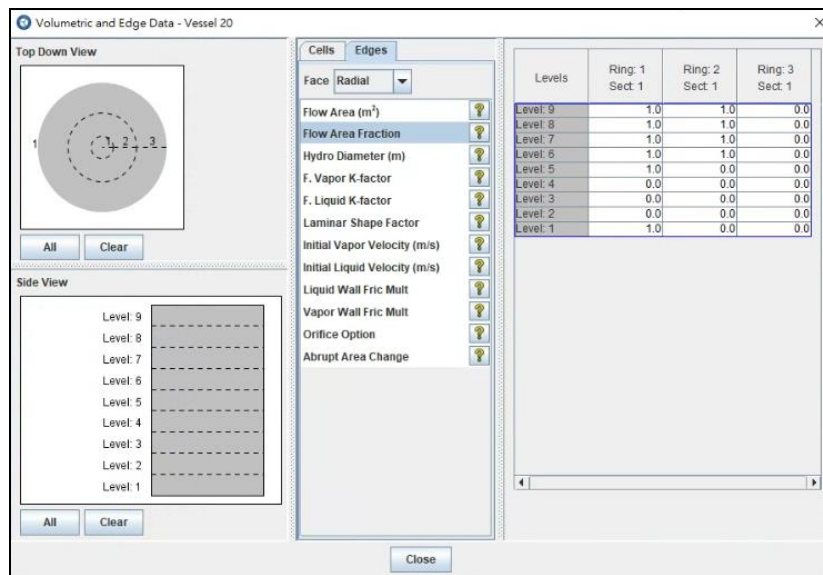


圖 7 爐心與上池流動面積分率設定頁面

Channel 4 - Properties View

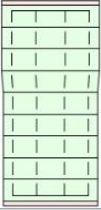
Channel 4

Component Geometry	Cells: 11	E		
Initial Conditions	[Valid Conditions]	E		
Friction	Kfac (0.0, 0.0, 0.0, 0.0, 0.0, 0.0, 0...	E		
Wall Roughness	0.0 (m)			
Inlet	Vessel 20 Cell 1, 1, 2 Positive Axial	E		
Outlet	Vessel 20 Cell 1, 1, 4 Negative Axi...	E		
Cross Flow Connections	[0] Connections	E		
Leak Paths	[0] Leak Paths	E		
Axial Heatstructure Properties	[9] Fuel Nodes, [2] Rods, [1] Wat...	E		
Liquid HTC	0.0 (W/m ² /K)			
Vapor HTC	0.0 (W/m ² /K)			
Outside Liquid Temp.	353.0 (K)			
Outside Vapor Temp	353.0 (K)			
Advanced BWR Design	☒ True ☐ False			
Rod Symmetry	[0] Constant Pitch-to-Diameter			
Surface Rays	0			
Fuel Bundles	312			
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		E		
Water Rods	[1] Water Rods	E		
Fine Mesh Reflood	☐ True ☒ False			
Radiation Model	[0] On			
Anisotropic Calculation	[0] On			
Enable Mixed Numerics	☐ True ☒ False			

Close

圖 8CHAN 組件基本設定頁面

Geometry - Channel 3



Row Order: Automatic

Cell Number	Volume (m³)	Length (m)	Vol. Avg. Flow Area (m²)	DZ (m)	2D Drawing Pivot
11	8.381133E-4	0.0832	0.010073477	0.0832	☐
10	4.23086E-3	0.42	0.010073477	0.42	☐
9	4.251007E-3	0.422	0.010073477	0.422	☐
8	4.251007E-3	0.422	0.010073477	0.422	☐
7	4.16175E-3	0.422	9.861968E-3	0.422	☐
6	3.983236E-3	0.422	9.438949E-3	0.422	☐
5	3.983236E-3	0.422	9.438949E-3	0.422	☐
4	3.983236E-3	0.422	9.438949E-3	0.422	☐
3	3.983236E-3	0.422	9.438949E-3	0.422	☐
2	3.983236E-3	0.422	9.438949E-3	0.422	☐
1	7.853206E-4	0.0832	9.438949E-3	0.0832	☐
Total	0.038434242	3.9624	0.10678957	3.9624	

Calculate
☒ Volume ☐ Length ☐ Area

Cells Edges Orientation

Close

圖 9 燃料棒縱向設定頁面

Define Radial Geometry

Mesh Options
☒ Standard Mesh ☐ Finite Element

Material Regions

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

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 10 燃料棒徑向設定頁面

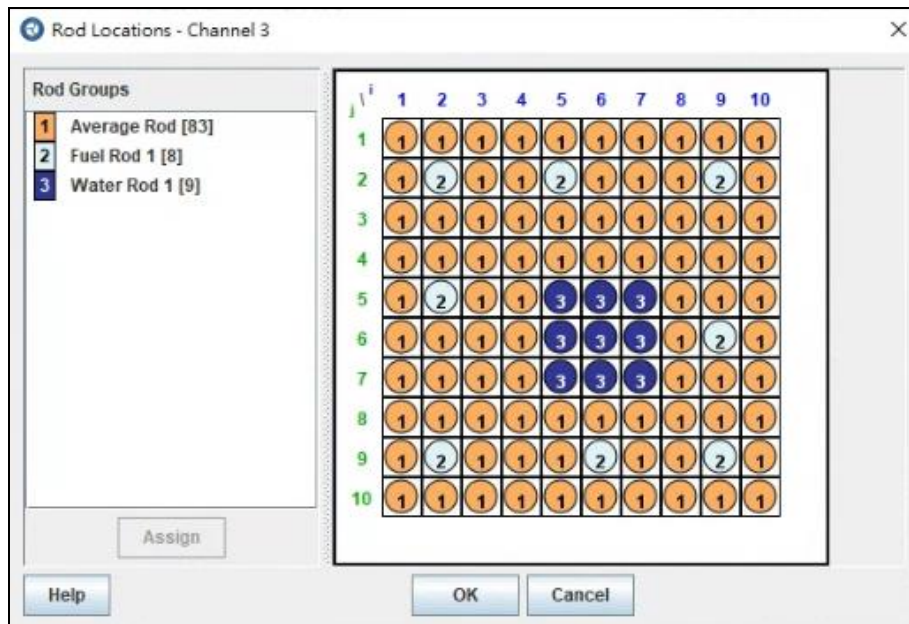


圖 11 燃料棒徑向設定頁面

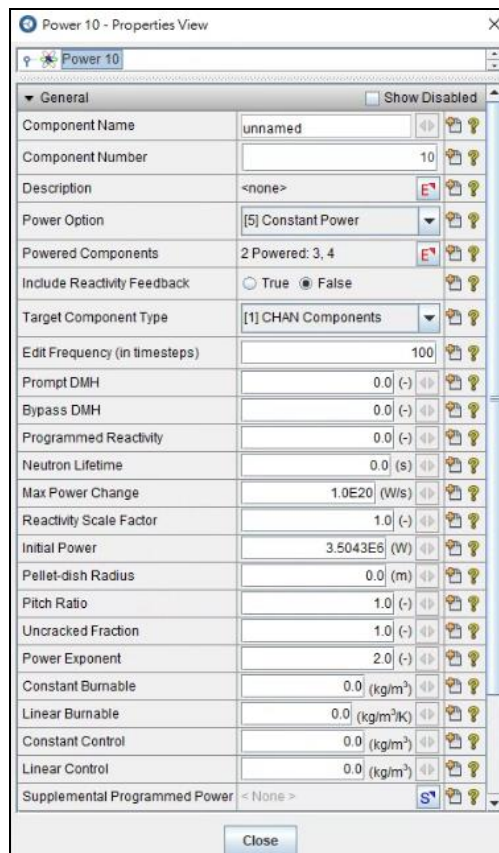


圖 12 POWER 組件設定頁面

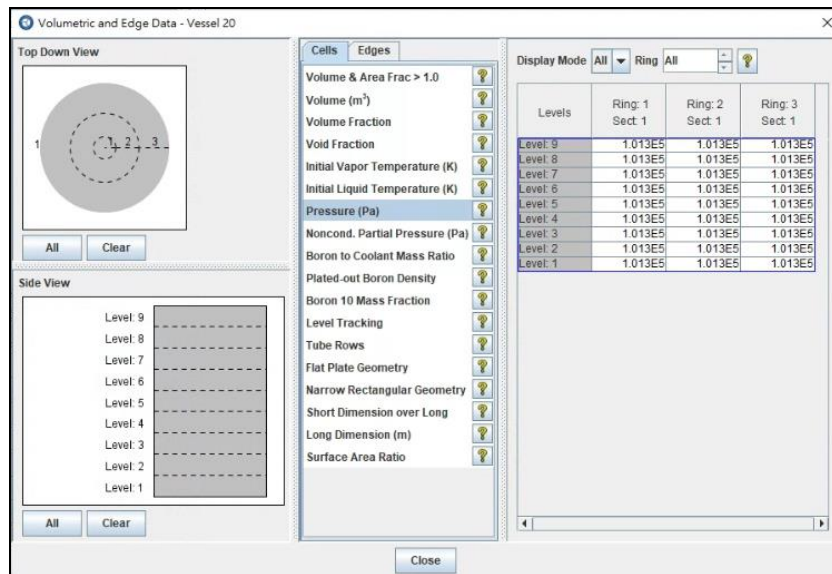


圖 13 反應爐及上池區域初始壓力設定

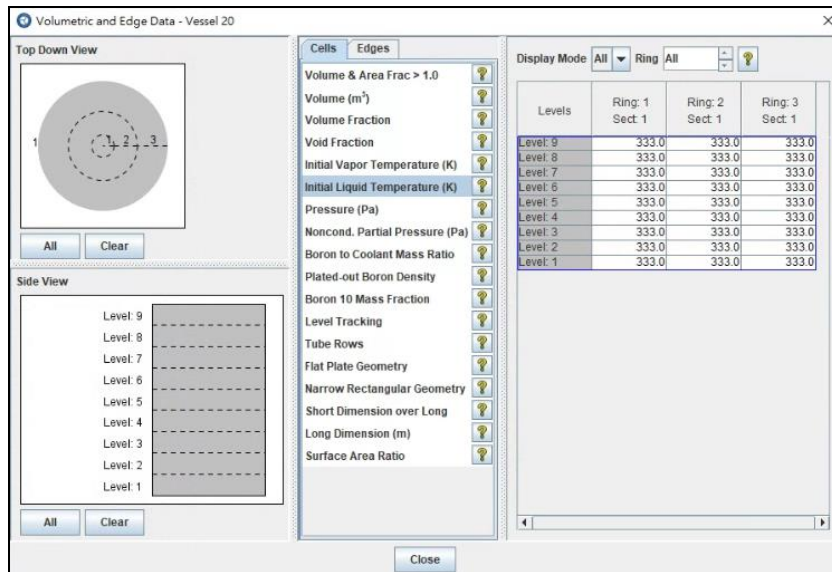
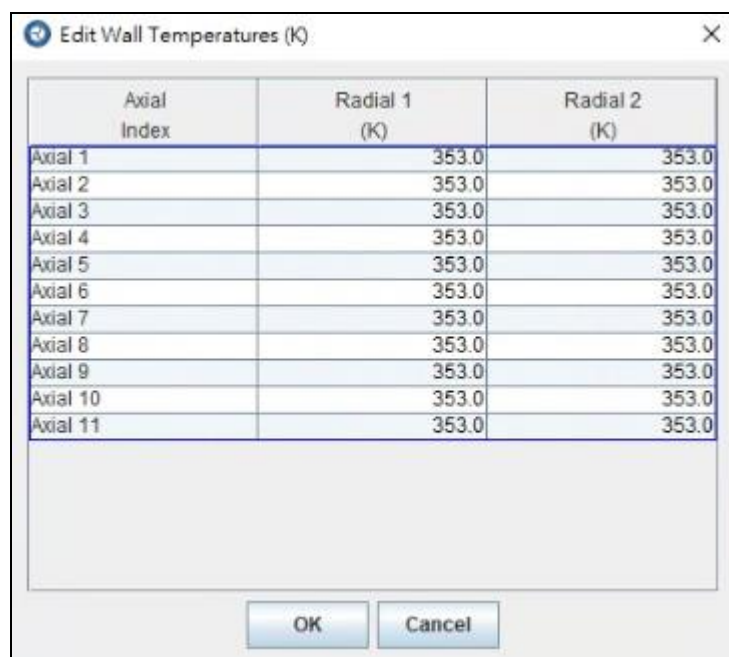


圖 14 反應爐及上池區域初始溫度設定



Axial Index	Radial 1 (K)	Radial 2 (K)
Axial 1	353.0	353.0
Axial 2	353.0	353.0
Axial 3	353.0	353.0
Axial 4	353.0	353.0
Axial 5	353.0	353.0
Axial 6	353.0	353.0
Axial 7	353.0	353.0
Axial 8	353.0	353.0
Axial 9	353.0	353.0
Axial 10	353.0	353.0
Axial 11	353.0	353.0

OK Cancel

圖 15 用過核子燃料溫度初始設定頁面

(二) 開蓋模式下熱流分析發展情境

當核二廠於除役過渡階段時發生電廠全黑事故，失去內部及外部電源導致爐心處冷卻系統失效。事故時，爐心用過核子燃料衰變熱無法順利移除而導致冷卻水水溫升高終致蒸發。在池水溫度上升及池水蒸發的過程中可以分為，水溫上升至飽和溫度、水位下降至燃料頂端及水位低於燃料頂端以致燃料護套溫度上升三個階段來做探討。熱流發展三階段示意圖如圖 16 所示，其時序是以停機 7 天後爐心用過核子燃料衰變熱為 9.1141 MW 的情況下，發生喪失冷卻意外之整個系統的水位變化圖。

階段一：水溫上升至飽和溫度

此階段意指事件初期水溫上升至飽和溫度前的單相升溫。反應爐喪失冷卻能力時，反應爐及上池池水水溫因為用過核子燃料衰變熱釋放，池水溫度升溫至飽和溫度的過程。

在此階段中，池中個點的壓力由於不同深度而有些許不同，由於壓力的不同將導致該點的飽和溫度有所不同。在美國電力研究院 (Electric Power Research Institute, EPRI) 評估報告中[6]，福島第一核電廠用過燃料池頂部與底部相比其飽和溫度可能差異將近 20°C。圖

17 為 TRACE 所計算出不同深度下飽和溫度示意圖，池水表面及反應器底部飽和溫度差異約為 35°C。

在水溫上升的過程中，由於池水的密度會隨著溫度上升而下降，其值從最初 60°C 的 983.27 Kg/m³ 降至 100°C 的 958.01 Kg/m³。在不考慮升溫過程中水量蒸發的情況下，整個系統內水的質量是固定的，故池水體積會膨脹來因應密度的改變，這導致整體系統的水位有小幅上升約莫 0.25 m 的高度。

階段二：池水下降階段

由於池水吸收用過核子燃料所釋放出的衰變熱逐漸達到飽和溫度，達到飽和溫度後在靠近水面處開始沸騰。此階段中用過核子燃料所釋放出的衰變熱轉變成池水蒸發所需的汽化熱，而隨著池水的蒸發導致整個系統的水位開始下降。根據 EPRI 的報告[6]，用過核子燃料束此階段中，其內部水流保持在單相液態相，直到水位下降至用過核子燃料頂端下方 1 公尺處才會開始產生蒸汽。

階段三：池水低於燃料頂部

隨著池水持續蒸發，水位低於用過核子燃料頂端此時燃料開始裸露。在此階段中因為流動區域面積下降，導致爐心水位下降速率

上升。但由於此時用過核子燃料周圍尚有液態水存在，根據熱量傳遞的法則，用過核子燃料所釋放出的衰變熱傳遞給周圍的液態水，導致燃料護套的溫度沒有在第一時間就上升，而是等到水位接近用過核子燃料底端時才開始快速上升。燃料護套溫度上升示意圖如圖 18 所示，其中以停機 7 天後用過核子燃料衰變熱為 9.114 MW 做計算，時序上則以水位低於用過核子燃料頂端開始算起。圖中顯示水位低於燃料頂端後，約經過 5.6 小時溫度來到了 600°C。

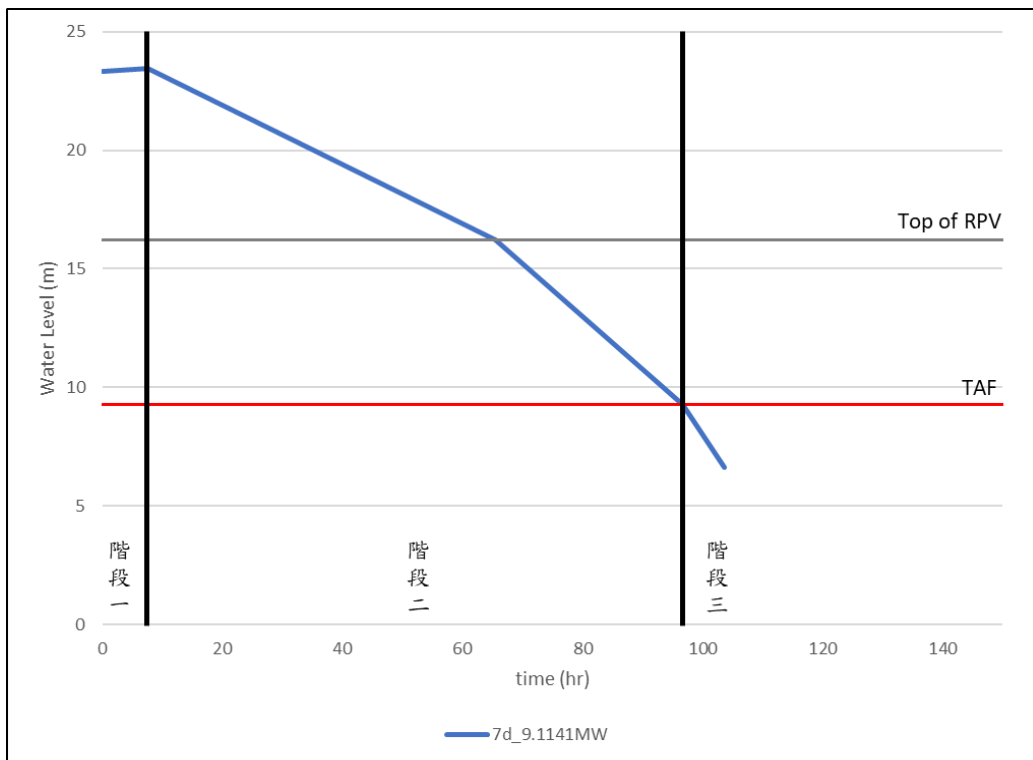


圖 16 核二廠開蓋模式全黑事故下熱流分析發展情境示意圖

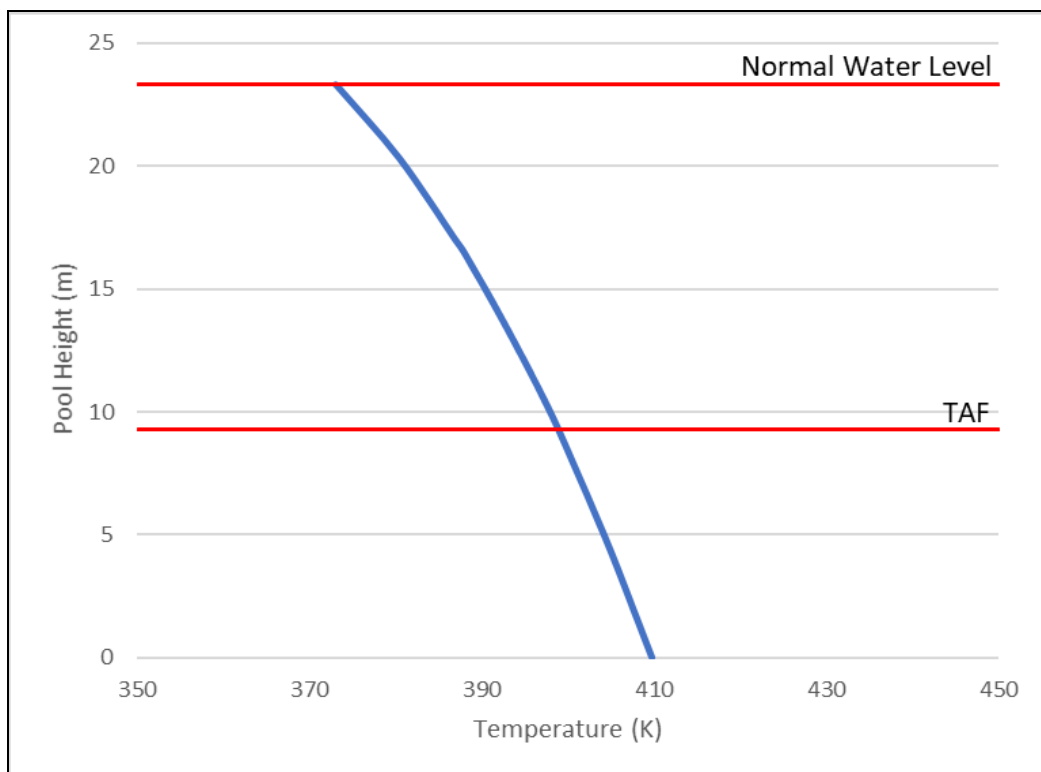


圖 17TRACE 所計算出不同深度下飽和溫度示意圖

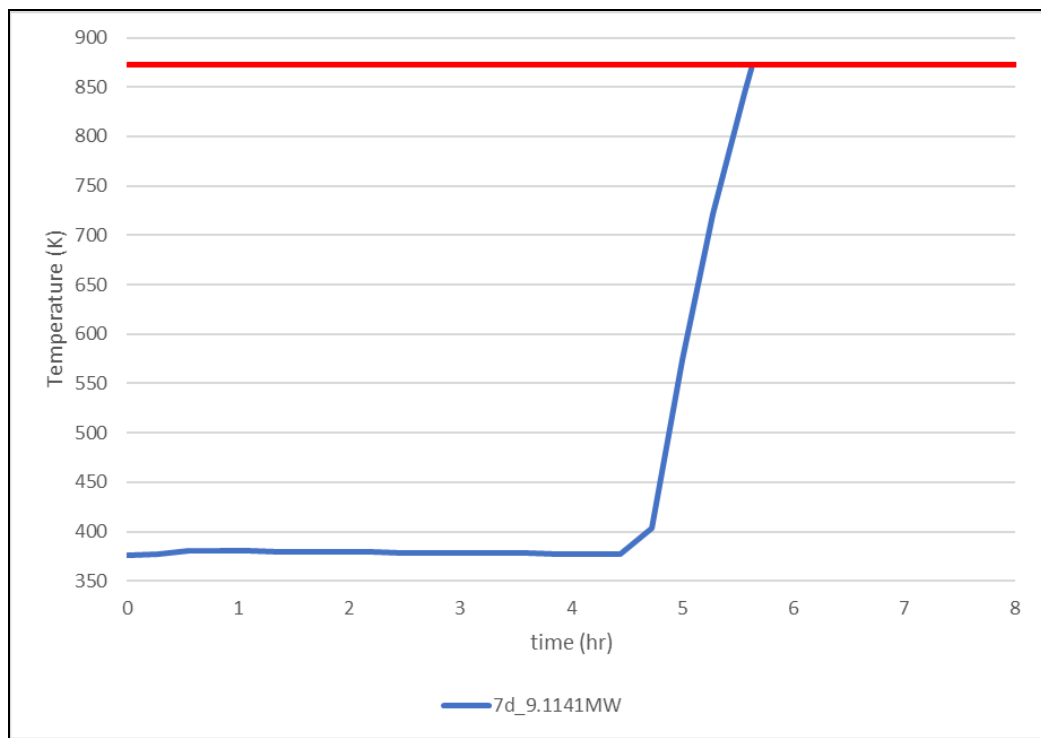


圖 18 燃料護套溫度上升示意圖

(三) 前導計算

由於核二廠除役過渡階段開蓋模式下，系統處於常壓與低溫的條件下，因此可以採用能量守恆關係式進行前導計算，以簡略估算系統水位關鍵時序。

1. 初始條件假設

本研究假設貯存於爐心處的用過核子燃料其衰變熱皆被池水帶走，並利用能量守恆公式來評估開蓋模式下，反應爐與上池池水溫度上升至飽和溫度及水位下降至燃料頂端所需時間。

爐心中用過燃料之衰變熱的數值使用核二廠除役計畫書[5]所提供數據，停機 7 天之衰變熱為 9.1141MW、停機 30 天之衰變熱為 5.0586MW、停機 60 天之衰變熱為 3.5043MW、停機 90 天之衰變熱為 2.8115MW、停機 180 天之衰變熱為 1.8215MW、以及停機 365 天之衰變熱為 1.026MW。

水量估算中，整體反應爐加上上池的池水體積後扣除固體所佔據體積剩餘水量約為 1970 m³。上池的空間包含汽水分離器置放區、蒸汽乾燥器置放區、燃料傳送池區及反應爐爐穴等四個部分，由於汽水分離器置放區的水池與爐穴間有牆體阻隔，僅有牆體上方與其餘水池有聯通。本研究為保守計算全黑事故下的重要時序，將整體汽水分離器置放區的水池體積 413.94 m³ 扣除。整個系統的貯存水量體

積為 1555.715 m^3 ，用過核子燃料頂端以下水量體積為 180.92 m^3 。

本研究假設核二廠除役過渡期間發生意外導致電廠失去內部及外部電源，反應爐喪失冷卻系統導致用過核子燃料衰變熱無法移除開始加熱及蒸發池水。事故過程間因喪失電源，故所有冷卻及救援系統皆不可用。保守假設反應爐及上池初始水溫為 60°C 。

2. 池水溫度升溫計算

整體池水的初始溫度假設為 60°C ，當喪失冷卻事故發生初期池水因為用過核子燃料之衰變熱而上升直到達飽和溫度，在此階段採用能量守恆的觀念，整體系統水溫變化如以下式子 1 所示：

$$Q = ms\Delta T \quad (\text{式 1})$$

Q ：用過核子燃料放出的熱量 (KJ)

m ：水的質量 (Kg)

s ：水的比熱 ($4.184 \text{ KJ}\cdot\text{Kg}/^\circ\text{C}$)

ΔT ：溫度改變 ($^\circ\text{C}$)

將式子 1 中水的質量考量密度與體積的因素進去，用過核子燃

料所釋放出衰變熱的部分以功率的形式帶入，溫度變化以 $100 - T_{init}$ 來代表初始水溫與飽和溫度間的差異，則可以列出式子 2，經過移項後得到式子 3。

$$Pt = V\rho s (100 - T_{init}) \quad (\text{式 2})$$

$$t = \frac{V\rho s(100 - T_{init})}{P} \quad (\text{式 3})$$

P：用過核燃料功率衰變熱 (KJ/s)

t：所需時間 (s)

V：水的體積 (m^3)

ρ ：水的密度 (Kg/m^3)

T_{init} ：初始水溫 ($^{\circ}\text{C}$)

以停機 7 天後用過核子燃料衰變熱為 9.1141MW 為例，總系統貯存水量為 1555.715 m^3 ，並考慮水於 60°C 時的密度為 $983.27 \text{ Kg}/\text{m}^3$ 帶入式子 3 中，可求出所需時間 t 為 28090 秒，經由單位換算後約為 7.8 小時，代表在停機 7 天後發生喪失冷卻的意外事故時，整個

系統的貯存水量約會在事故發生後 7.8 個小時達到飽和溫度，其餘衰變熱計算結果列於表 2 中，升溫趨勢圖如圖 19 所示。

3. 池水下降計算

當水溫達到飽和溫度後，用過核子燃料衰變熱會蒸發池水。在池水下降至用過核子燃料頂端前，池水溫度及用過核子燃料及燃料護套溫度維持在池水的飽和溫度附近。其整體系統水量蒸發可以藉由式子 4 來做計算：

$$Q = mL \quad (\text{式 4})$$

Q：用過核燃料放出的熱量 (KJ)

m：水的質量 (Kg)

L：水的汽化熱 (KJ/Kg)

將式子 4 中水的質量考量密度與體積的因素進去，用過核子燃料所釋放出衰變熱的地方以功率的形式帶入，則可以列出式子 5，經過移項後得到式子 6。

$$P_t = V\rho L \quad (\text{式 5})$$

$$t = \frac{V\rho L}{P} \quad (\text{式 6})$$

P：用過核燃料功率衰變熱 (KJ/s)

t：所需時間 (s)

L：汽化熱 (KJ/Kg)

V：水的體積 (m³)

ρ ：水的密度 (Kg/m³)

在水位下降計算中，分成正常水位至上池底部及上池底部至用過核子燃料頂端兩部分去做計算。以停機 7 天後用過核子燃料衰變熱為 9.1141MW 為例，考慮水的密度為初始水溫 60℃ 時的密度 983.27 Kg/m³ 及水的汽化熱為 2266 KJ/Kg。

第一部分計算將上池貯存水量蒸發所需的時間，上池貯存水量為 863.37 m³ 帶入式子 6 中，可求出所需時間 t 為 211066 秒，經由單位換算後約為 58.63 小時。代表在停機 7 天後發生喪失冷卻的意外事故時，整個系統的水溫達到飽和溫度後，再經過 58.63 小時水位會降到上池底部。

第二部分計算上池底部至用過核子燃料頂端水量蒸發所需的時間，在此區域貯存水量為 511.42 m³ 帶入式子 6 中，可求出 t 為 125025

秒，經由單位換算後約為 34.73 小時。代表當水位降至上池底部後約再經過 34.73 小時水位會降至燃料頂端。

結合水量蒸發兩部分計算結果，以停機 7 天後發生喪失冷卻事故來看，當水溫達到飽和溫度後，約需要 93.36 小時水位會降至燃料頂端，其餘衰變熱結果列於表 3 中。

結合上述結果，以停機 7 天後發生喪失冷卻事故，且沒有救援或補水的相關設施進駐的情況下，整體池水會在 7.8 小時達到飽和溫度，水溫達到飽和溫度後 93.36 小時水位會降至燃料頂端，意即喪失冷卻事故發生約後 101.16 小時燃料會開始裸露，其餘不同停機時間之計算結果彙整於表 4 中，水位下降趨勢圖如圖 20 所示。

表 2 公式計算出不同停機天數下發生喪失冷卻事故整體池水度升至飽和溫度所需時間

停機天數(d)	用過核子燃料衰變熱 (MW) [5]	上升至飽和溫度所需時間 (h)	溫度上升率 (°C/h)
7	9.1141	7.8	5.13
30	5.0586	14.06	2.85
60	3.5043	20.29	1.97
90	2.8115	25.29	1.58
180	1.8215	39.04	1.02
365	1.026	69.31	0.58

表 3 公式計算出不同停機天數下發生喪失冷卻事故池水溫度達到飽和溫度後水位下降至燃料頂端所需時間

停機天數 (d)	用過核子燃料衰變熱 (MW) [5]	水位下降至燃料頂端所需時間 (h)
7	9.1141	93.36
30	5.0586	168.2
60	3.5043	242.81
90	2.8115	302.64
180	1.8215	467.13
365	1.026	829.32

表 4 公式計算出不同停機天數下發生喪失冷卻事故發生後水位降至燃料頂端所需時間

停機天數 (d)	喪失冷卻事故後水位降至燃料頂端所需時間 (h)
7	101.16
30	182.26
60	263.1
90	327.94
180	506.17
365	898.63

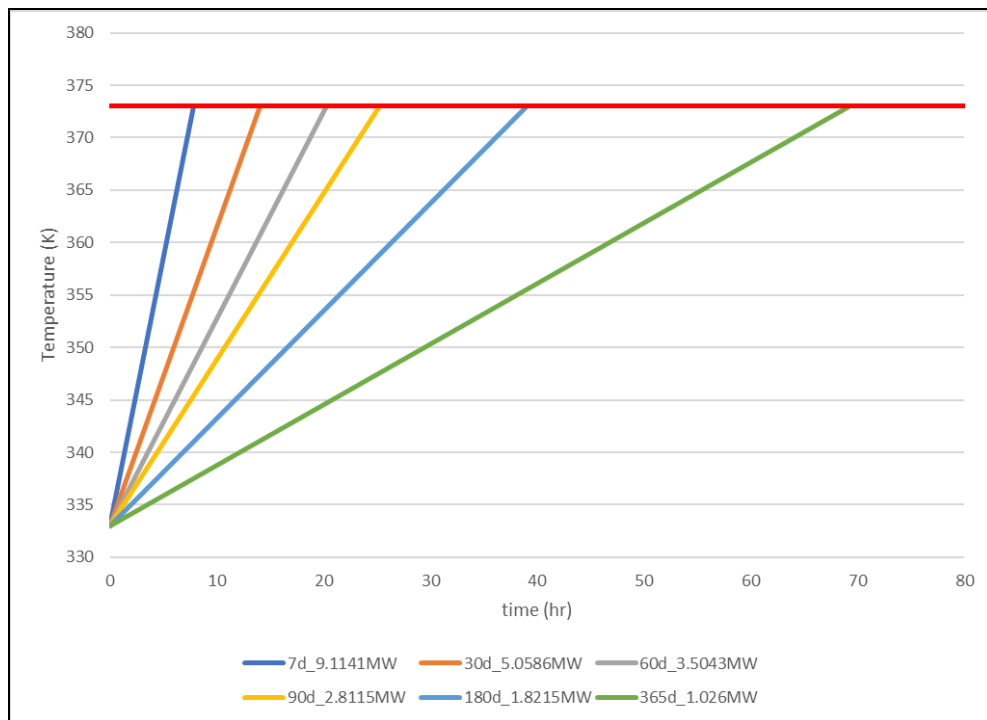


圖 19 公式計算出不同停機天數下發生喪失冷卻事故整體池水溫度上升趨勢圖

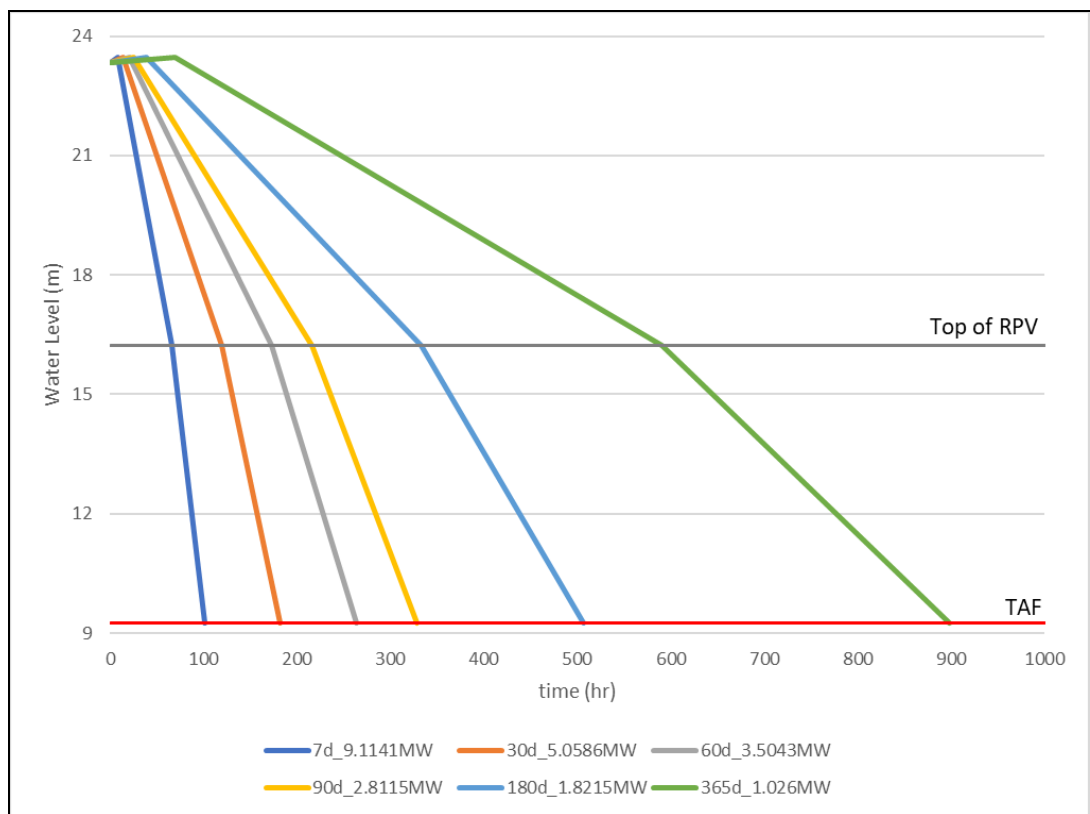


圖 20 公式計算出不同停機天數下發生喪失冷卻事故後水位下降趨勢圖

(四) TRACE 分析結果

在探討 TRACE 分析結果之前，首先須了解 TRACE 程式所考量的計算式，TRACE 程式在計算熱水流暫態變化時，最主要為考量氣體及液體的質量、能量與動量共六項守恒方程式，守恒方程式由 Navier-Stokes 方程式簡化或近似而來，另外也新增兩項方程式，用以追蹤系統當中可能存在的不可壓縮氣體與溶解在液體當中的溶質。然而要解出上述方程式還需要許多額外條件、方程式及大量計算資源，因此 TRACE 程式內建多種經驗公式，先由 TRACE 程式依據當下的流體條件判斷流譜狀態，再依據流譜決定適用的經驗公式求解。總體而言，TRACE 程式包含多維度的流體分析、非均齊 (Non-Homogeneous) 與非平衡 (Non-Equilibrium) 模型、流譜相關組成方程 (Flow-Regime-Dependent Constitutive Equation Package)、全面性的熱傳分析能力、以及組件與功能性模組 (Component and Functional Modularity) 等五大特色。

1. TRACE 程式熱流公式

TRACE 程式在計算熱水流暫態變化時，最主要為考量氣體及液體的質量、能量與動量共六項守恒方程式，整體方程式總整理在以下式子 7-12 中。在這些方程式中，上頭有橫線的代表時間平均值， α 是空間中一點被氣體佔據的比例， Γ 、 E_i 和 $\overline{M_i}$ 分別代表時間平均界

面跳躍 (interface jump) 條件對質量、能量和動量傳遞的總貢獻。 q'

是傳導熱通量， q_d 是直接加熱 (例如放射性衰變)，而 $\mathbf{T}$ 是全應力張量 (stress tensor)。

時間平均質量方程式

$$\frac{\partial [(1-\alpha)\bar{\rho}_l]}{\partial t} + \nabla \cdot [(1-\alpha)\bar{\rho}_l \bar{\vec{V}}_l] = -\bar{\Gamma} \quad (\text{式 7})$$

$$\frac{\partial (\alpha \bar{\rho}_g)}{\partial t} + \nabla \cdot [\alpha \bar{\rho}_g \bar{\vec{V}}_g] = \bar{\Gamma} \quad (\text{式 8})$$

時間平均能量方程式

$$\frac{\partial [(1-\alpha)\bar{\rho}_l(\overline{e_l + V_l^2/2})]}{\partial t} + \nabla \cdot [(1-\alpha)\bar{\rho}_l(\overline{e_l + V_l^2/2})\bar{\vec{V}}_l] \quad (\text{式 9})$$

= -

$$\nabla \cdot [(1-\alpha)\bar{\vec{q}}'_l] + \nabla \cdot [(1-\alpha)(\bar{\mathbf{T}}_l \cdot \bar{\vec{V}}_l)] + (1-\alpha)\bar{\rho}_l \bar{\vec{g}} \cdot \bar{\vec{V}}_l - \bar{E}_i + \bar{q}_{di}$$

$$\frac{\partial [\alpha \bar{\rho}_g(\overline{e_g + V_g^2/2})]}{\partial t} + \nabla \cdot [\alpha \bar{\rho}_g(\overline{e_g + V_g^2/2})\bar{\vec{V}}_g] \quad (\text{式 10})$$

$$= - \nabla \cdot [\alpha \overline{\vec{q}'_g}] +$$

$$\nabla \cdot [\alpha \overline{T_g \cdot \vec{V}_g}] + \alpha \overline{\rho_g \vec{g} \cdot \vec{V}_g} + \overline{E_i} + \overline{q_{dg}}$$

時間平均動量方程式

$$\frac{\partial [(1-\alpha)\overline{\rho_i \vec{V}_i}]}{\partial t} + \nabla \cdot [(1-\alpha)\overline{\rho_i \vec{V}_i \vec{V}_i}] = \nabla \cdot [(1-\alpha)\overline{T_i}] + (1-\alpha)\overline{\rho_i \vec{g}} - \overline{\vec{M}_i}$$

(式 11)

$$\frac{\partial (\alpha \overline{\rho_g \vec{V}_g})}{\partial t} + \nabla \cdot [\alpha \overline{\rho_g \vec{V}_g \vec{V}_g}] = \nabla \cdot [\alpha \overline{T_g}] + \alpha \overline{\rho_g \vec{g}} + \overline{\vec{M}_i}$$

(式 12)

其中符號代表之意義為以下所述：

e ：內能（internal energy）

E_i ：每單位體積跨相界面的能量傳輸速率

$\vec{g}$ ：重力向量（gravity vector）

g ：重力向量的大小

$\vec{M}_i$ ：每單位體積跨相界面的動量傳輸速率

q' ：熱通量 (heat flux)

q_d ：功率直接沉積到氣體或液體中 (無熱傳導過程)

t ：時間

T ：應力張量 (stress tensor)

$\bar{V}$ ：速度向量 (velocity vector)

V ：速度向量的大小

α ：氣體占比分率

Γ ：界面質量傳遞速率 (液態到氣態為正)

ρ ：密度

而在下標符號中：

l ：液體

g ：氣體

d ： r 、 θ 或 z 或 i 、 j 或 k 的通用索引、當與能源 (q) 一起使用表示直接加熱

從 TRACE 解析方程式中，可以清楚知道 TRACE 程式有考量到時間相依之特性、流體密度隨時間之改變、以及流體在空間中之速度向量等，因此計算之結果較符合實際流體之情形。

2. 核二廠全黑事故分析與結果

本研究以 TRACE 程式評估電廠發生全黑意外事故時之重要時序。當今天電廠發生全黑意外事故時，喪失外部電源及內部電源導致爐心冷卻系統失效。在無冷卻系統的情況下無法有效移除用過核子燃料所產生的衰變熱，僅能靠池水升溫及蒸發帶走衰變熱，在此情況下探討該事故下的重要時序。

在用過核子燃料衰變熱部分針對停機 7 天、30 天、60 天、90 天、180 天及 365 天進行靈敏度分析，其分析結果可以分成池水溫度上升、水位下降及燃料護套溫度上升至 600°C 三個部分。

在計算池水升溫至飽和溫度評估中，以停機 7 天後用過核子燃料衰變熱為 9.1141 MW 的情況下，TRACE 程式計算出池水由原先的 60°C 達到 100°C 飽和溫度需要 7.5 小時，如圖 21 所示。而在水位下降評估中，TRACE 程式計算停機 7 天後用過核子燃料衰變熱為 9.1141 MW 的情況下，池水在達到飽和溫度後再經過約 58.5 小時左右會下降到上池底部，水位降至上池底部後再經過約 31.53 小時水位會降至用過核子燃料頂端，如圖 22 所示。在水位降至燃料頂端後，用過核子燃料開始裸露，此時由於 2D 熱傳關係，用過核子燃料的衰變熱會優先傳遞給周圍的冷卻水，等待水位下降至用過核子燃料底端時燃料溫度才會開始顯著上升。燃料護套溫度約在燃料開

始裸露後 6.2 小時上升至可能產生鋁合金火災的 600°C，其燃料護套溫度上升趨勢圖如圖 23 所示。而在水位低於燃料頂端，燃料開始裸露時，注意到燃料棒周圍的冷卻水會開始產生氣泡，TRACE 程式計算出此時的燃料區空泡分率(void fraction)會增加，如圖 24 所示。

圖 25 為 TRACE 程式所計算出整體系統冷卻水的質量變化圖，圖中可以看到約在 7.5 小時水溫達到飽和溫度後，隨著蒸發現象系統冷卻水量逐漸變少，此時系統水量的降低等於池水蒸發的量。

而在事故發展中，以下針對反應器內冷卻水溫度分布情形作一系列之探討。圖 26 為 TRACE 程式分析爐心區 (Level 3) 及爐心上方 (Level 4) 的水溫變化趨勢圖，其中可以看到爐心產生的餘熱經由熱對流傳遞到上方節點(Level 4)，因此 Level 4 的溫度高於 Level 3，其水溫差異約 1°C 左右。圖 27 為爐心區 (Level 3, Ring 1) 與降流區 (Level 3, Ring2) 的水溫變化比較圖，圖中可以看到爐心與降流區兩邊的水溫並無太大的差異。圖 28 為降流區不同高度(Level 3、Level 4 及 Level 5)的水溫變化趨勢圖，三個節點的水溫在數值上有些微的差異(約 0.3°C)，但差距較小在圖中顯示幾乎為同樣的趨勢。

接著針對停機冷卻時間 30 天、60 天、90 天、180 天及 365 天之不同衰變熱條件下進行靈敏度分析，圖 29 為彙整不同停機冷卻時間下池水上升至飽和溫度的趨勢圖，表 5 為彙整不同停機冷卻時間下 TRACE 程式計算出假設爐心喪失冷卻後，池水上升至飽和溫度所需

的時間。圖 30 為停機冷卻時間下池水水位下降趨勢圖，而表 6 為彙整不同停機冷卻時間下 TRACE 程式計算出假設爐心喪失冷卻，池水達到飽和溫度後水位下降至上池底部（反應爐與上池交界）及用過核子燃料頂端所需時間。而在停機冷卻時間下，燃料裸露後護套溫度上升趨勢圖如圖 31 所示，並將其護套溫度上升時序列於表 7 中。

最後彙整 TRACE 程式計算之結果與前導公式所計算之結果做比較，如表 8。

本研究也開發核二廠開蓋模式下 TRACE 動畫模組，如圖 32 所示，動畫模組優點在於可以展現事故分析時序下，系統各不同位置及不同熱流參數的計算數值，而核二廠開蓋模式動畫模組中，建立了包含系統水位、燃料溫度、冷卻水溫度等數值組件與趨勢圖。圖 33 為停機冷卻時間為 7 天時，事故下冷卻水溫度達到飽和溫度之系統參數結果，此時可以看到動畫模組左邊冷卻水溫度達到飽和溫度，並跳出警告提醒。圖 34 為事故下水位低於上池底部之系統參數結果，圖中可以看出系統水位下降的差異。圖 35 為事故下水位低於 TAF 之系統參數結果，可以明顯看到圖中燃料棒溫度已經上升(顏色轉為紅色)。綜合以上所述，核二廠開蓋模式下 TRACE 動畫模組可歸納計算數值，並將分析結果依使用者需求展現於動畫模組中，有益於成果展現與數據比較。

表 5 TRACE 所計算出池水溫度上升至飽和溫度所需時間

停機天數 (d)	用過核子燃料衰 變熱 (MW)	達到飽和溫度所 需時間 (h)	升溫率 (°C/h)
7	9.1141	7.5	5.33
30	5.0586	13.94	2.869
60	3.5043	20.07	1.993
90	2.8115	25.07	1.596
180	1.8215	38.54	1.038
365	1.026	59.06	0.677

表 6 喪失冷卻事故下水位下降至特定高度所需時間

停機天數 (d)	達到飽和溫度 後水位下降至 反應爐頂端所 需時間 (h)	水位至反應爐 頂端下降至燃 料頂端所需時 間 (h)	達到飽和溫度 後水位下降至 燃料頂端所需 時間 (h)	事故發生後水 位降至燃料頂 端所需時間 (h)
7	58.5	31.53	90.03	97.53
30	105.26	60.79	166.05	179.99
60	151.63	78.67	230.3	250.37
90	189.14	95.5	284.64	309.71
180	284.46	159.51	443.97	482.51
365	519.39	252.46	771.85	830.91

表 7 燃料護套在水位低於用過核子燃料頂端後溫度上升至 600°C 所需時間

停機天數 (d)	用過核子燃料衰變熱 (MW)	護套溫度上升至 600°C 所 需時間 (h)
7	9.1141	6.2
30	5.0586	10.72
60	3.5043	15.49
90	2.8115	18.85
180	1.8215	29.68
365	1.026	49.01

表 8 TRACE 程式計算結果與前導公式結果比較

	停機天數 (d)	7	30	60	90	180	365
	衰變熱 (MW)	9.1141	5.0586	3.5043	2.8115	1.8215	1.026
喪失冷卻 後水溫達 到飽和溫 度所需時 間 (h)	公式	7.8	14.06	20.29	25.29	39.04	69.31
	TRACE	7.5	13.94	20.07	25.07	38.54	68.06
	差異	3.85%	0.85%	1.08%	0.87%	1.28%	1.80%
喪失冷卻 後水位降 至上池反 應爐交界 所需時間 (h)	公式	66.43	119.69	172.78	215.35	332.4	590.13
	TRACE	66	119.2	171.70	214.21	323	578.45
	差異	0.65%	0.41%	0.63%	0.53%	2.83%	1.98%
喪失冷卻 後水位降 至 TAF 所 需時間 (h)	公式	101.16	182.26	263.1	327.94	506.17	898.63
	TRACE	97.53	179.99	250.37	309.71	428.51	830.91
	差異	3.59%	1.25%	4.84%	5.56%	4.67%	7.54%
水位到達 TAF 後護套 溫度到達 873K 所需 時間 (h)		6.2	10.72	15.49	18.85	29.68	49.01

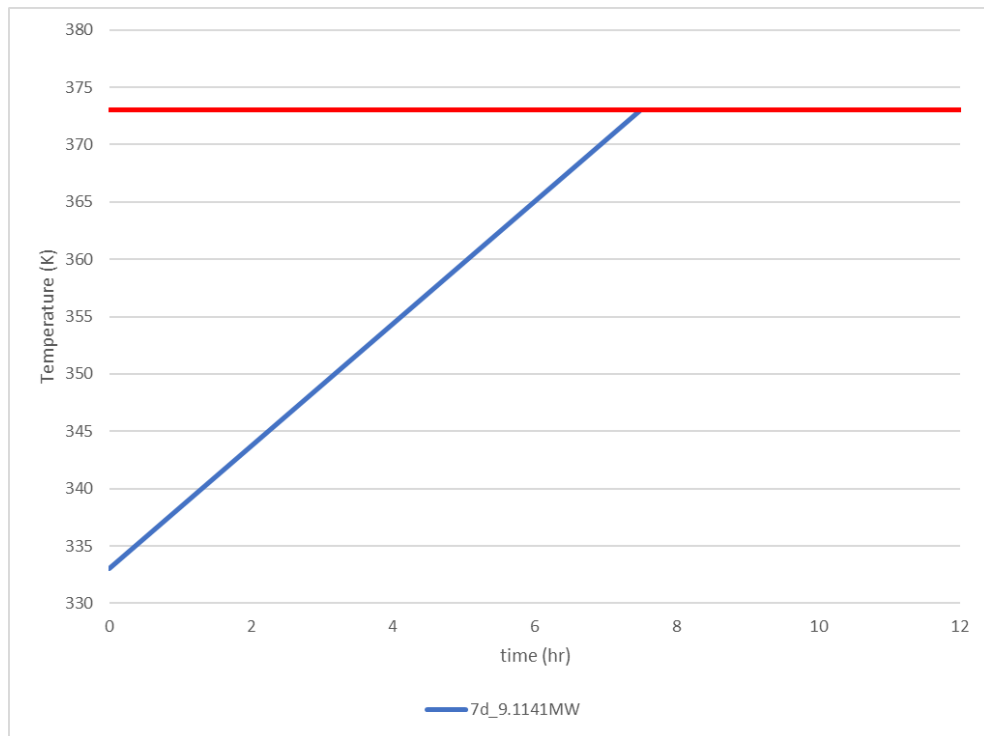


圖 21 停機 7 天發生喪失冷卻事故水溫上升趨勢圖

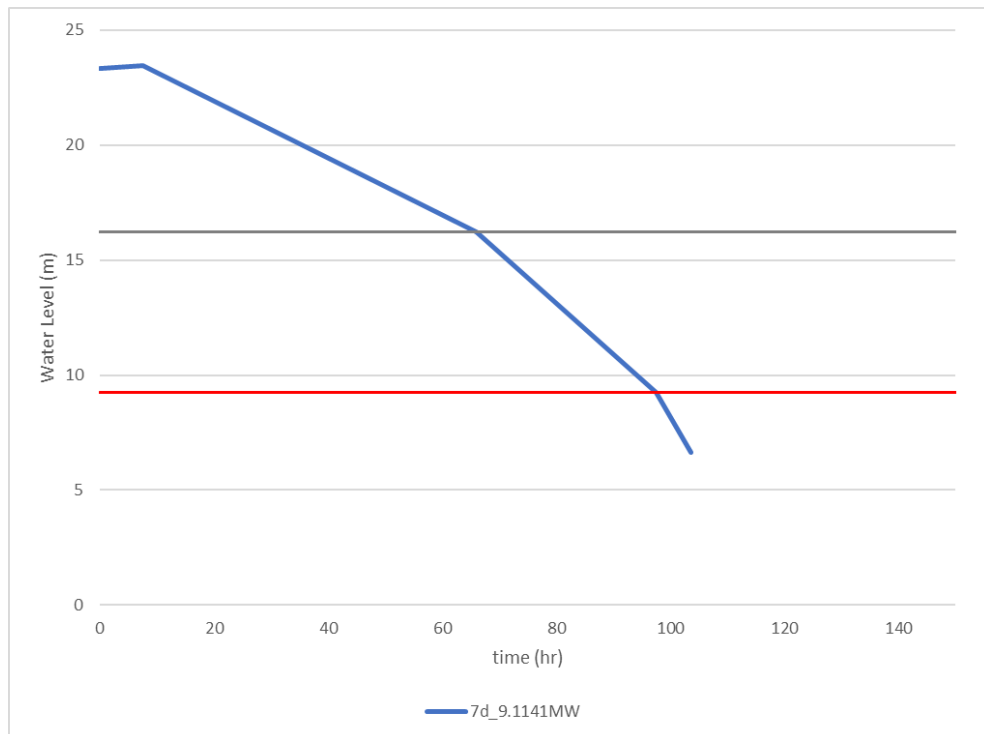


圖 22 停機 7 天發生喪失冷卻事故水位下降趨勢圖

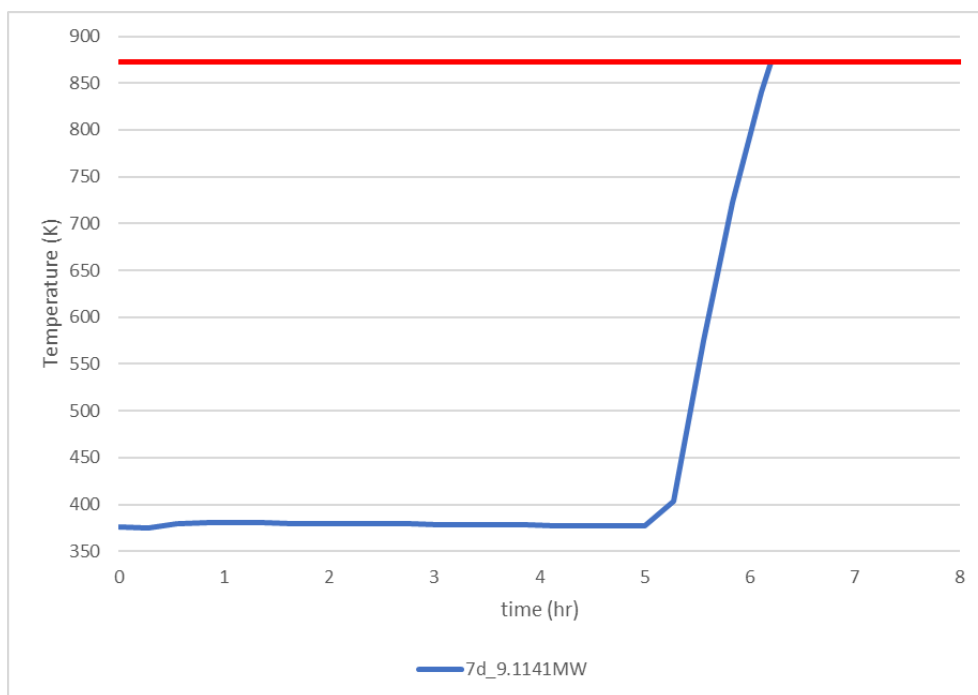


圖 23 水位低於 TAF 後燃料護套溫度上升趨勢圖

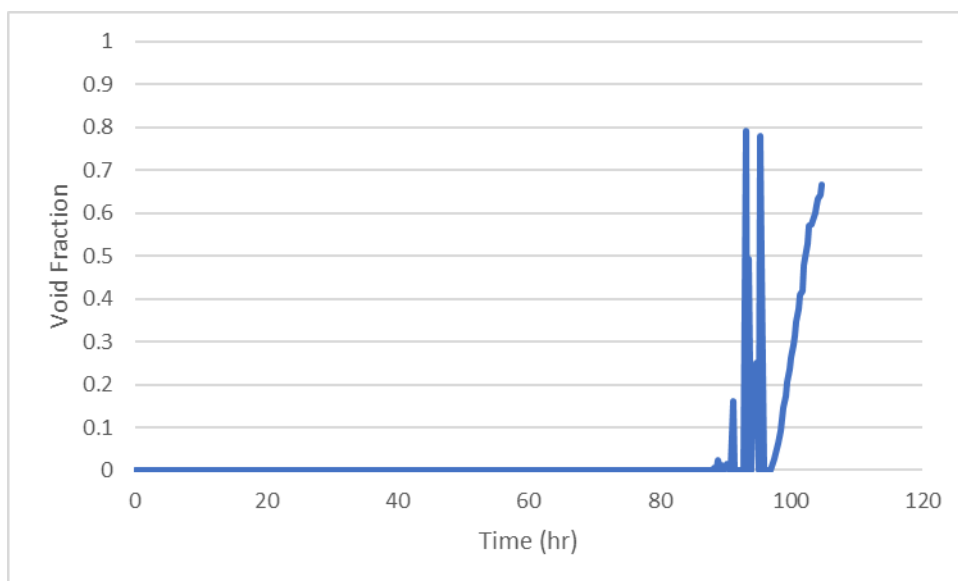


圖 24 爐心區域（Level 3）空泡分率趨勢圖

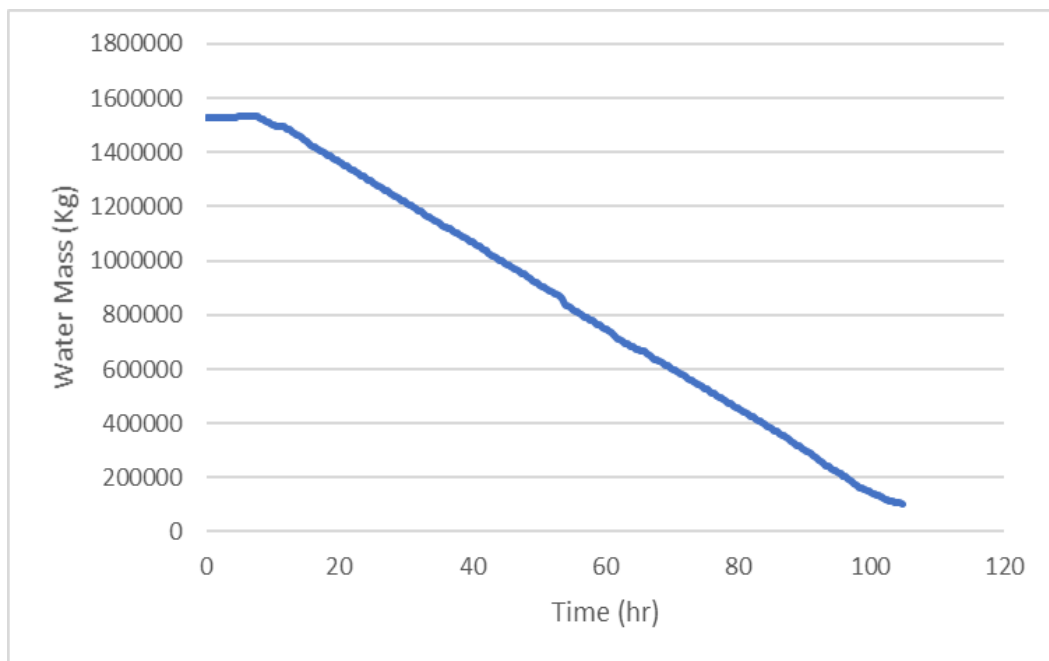


圖 25 系統水量變化趨勢圖

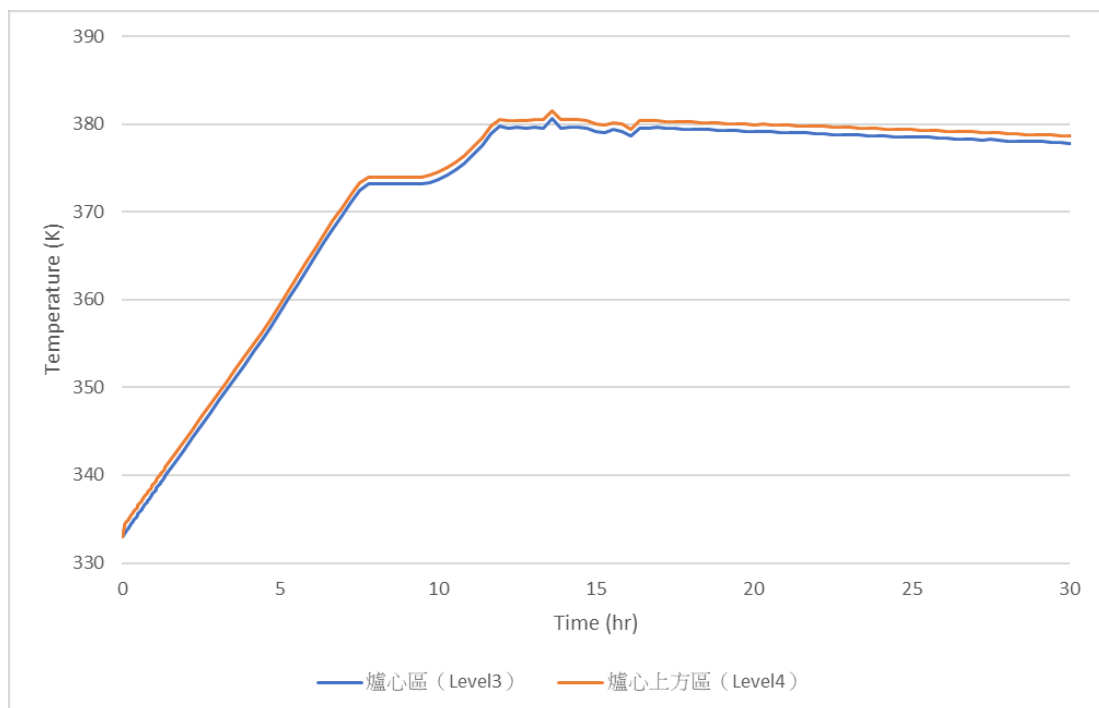


圖 26 爐心區域及爐心上方區水溫之比較

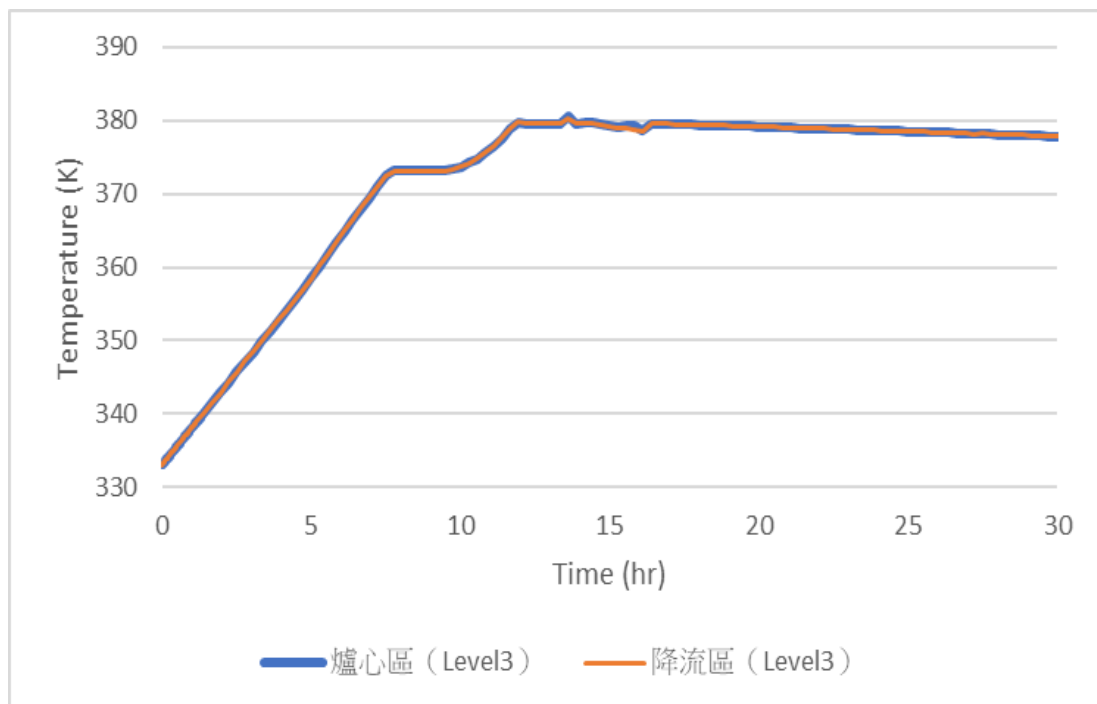


圖 27 爐心區及降流區水溫之比較

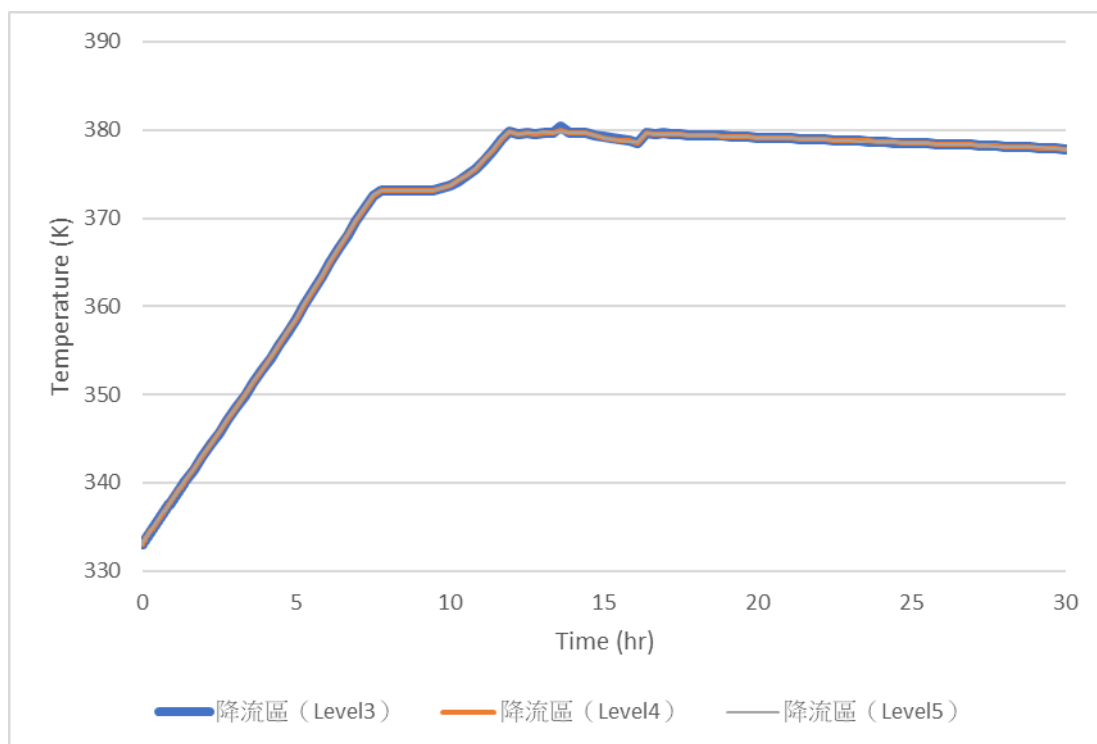


圖 28 降流區不同高度下之水溫比較

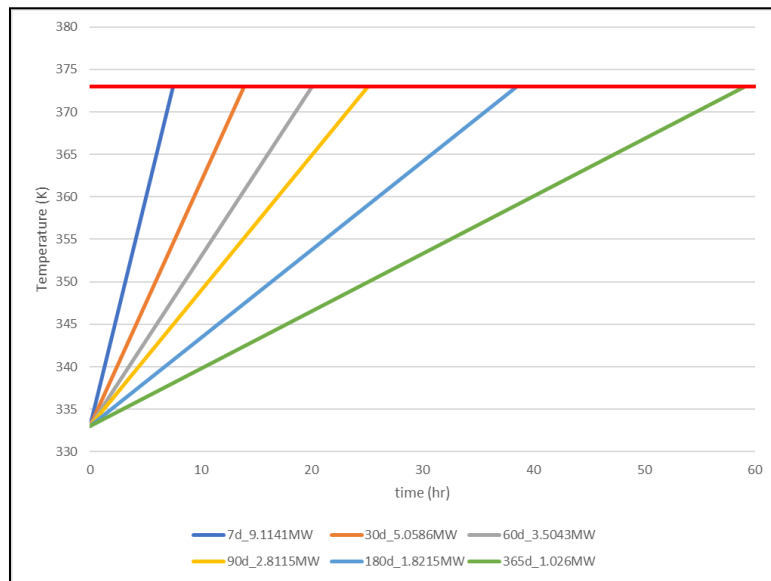


圖 29 TRACE 所計算出池水溫度上升至飽和溫度趨勢圖

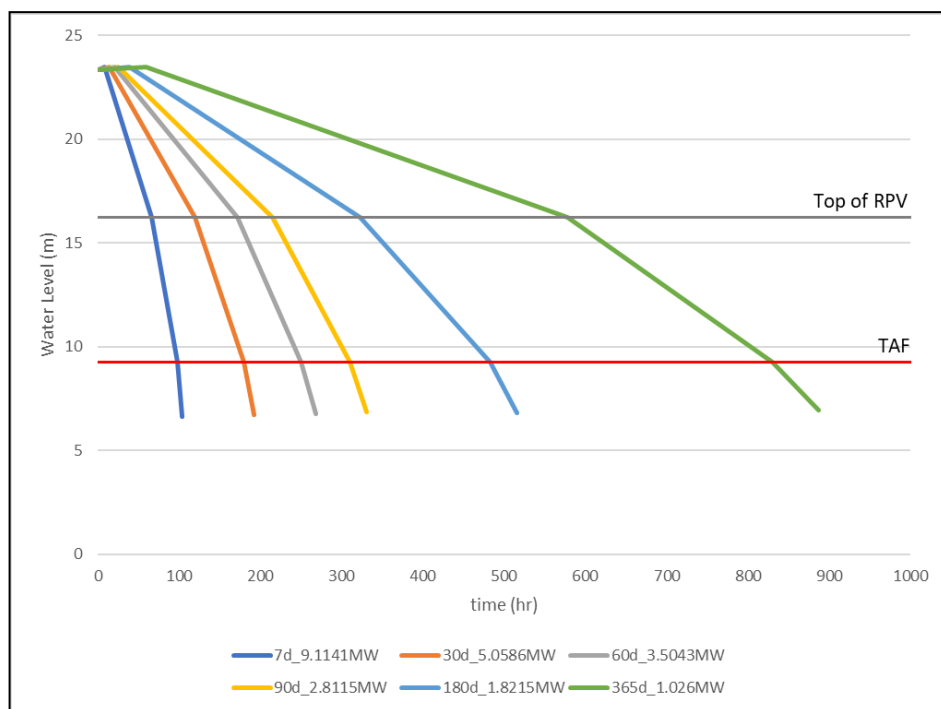


圖 30 水位下降趨勢圖

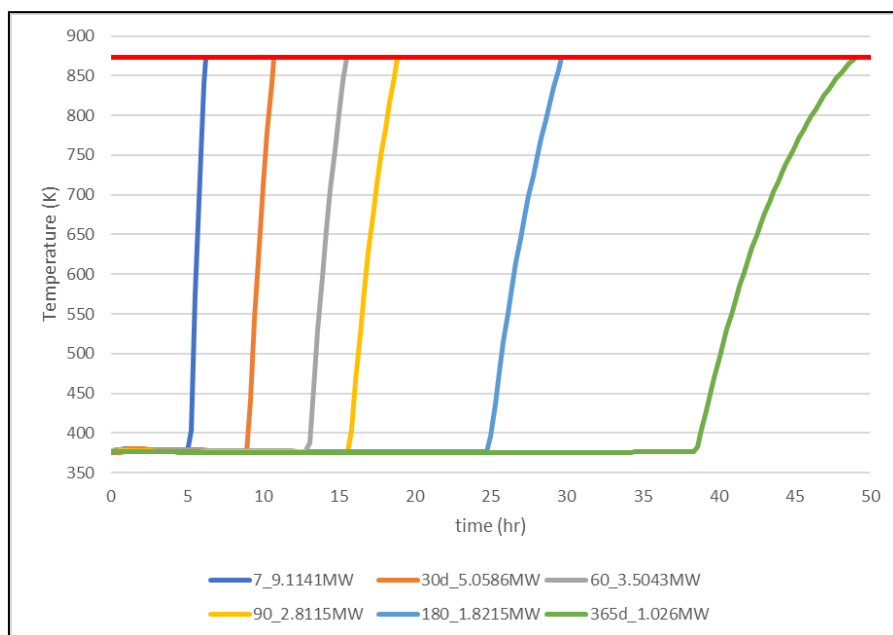


圖 31 燃料護套在水位低於用過核子燃料頂端後溫度上升趨勢圖

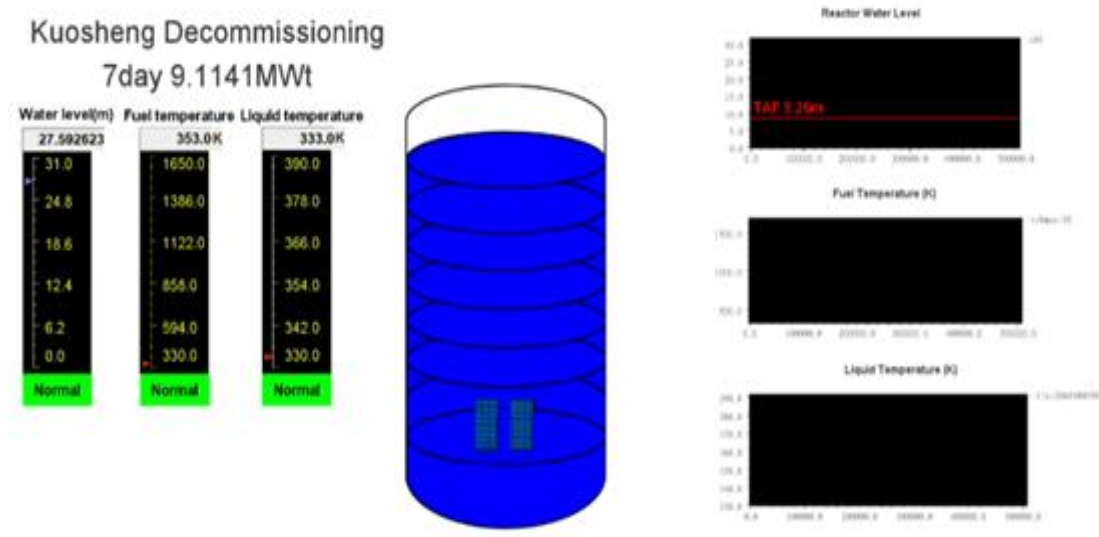


圖 32 核二廠開蓋模式下分析模式動畫模組

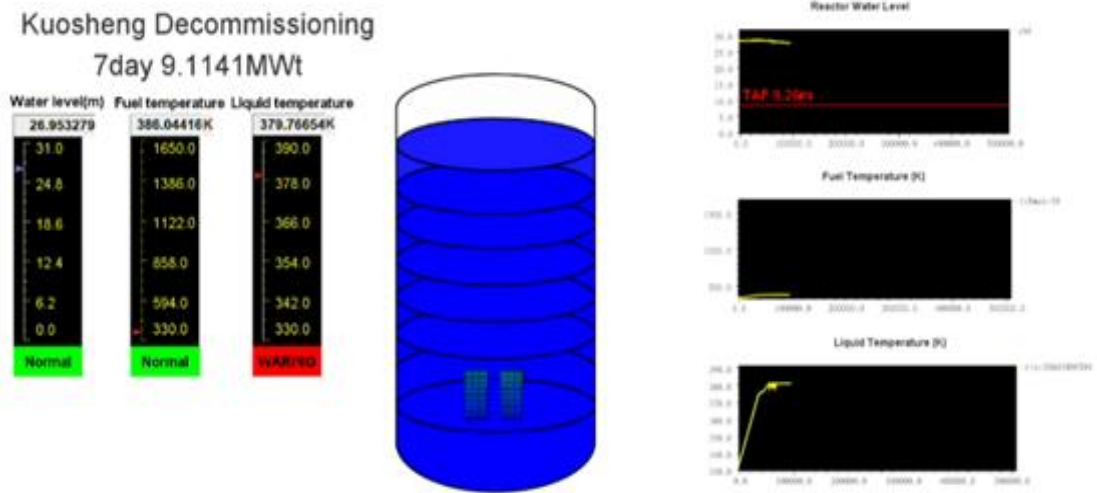


圖 33 事故下冷卻水溫度達到飽和溫度之系統參數結果

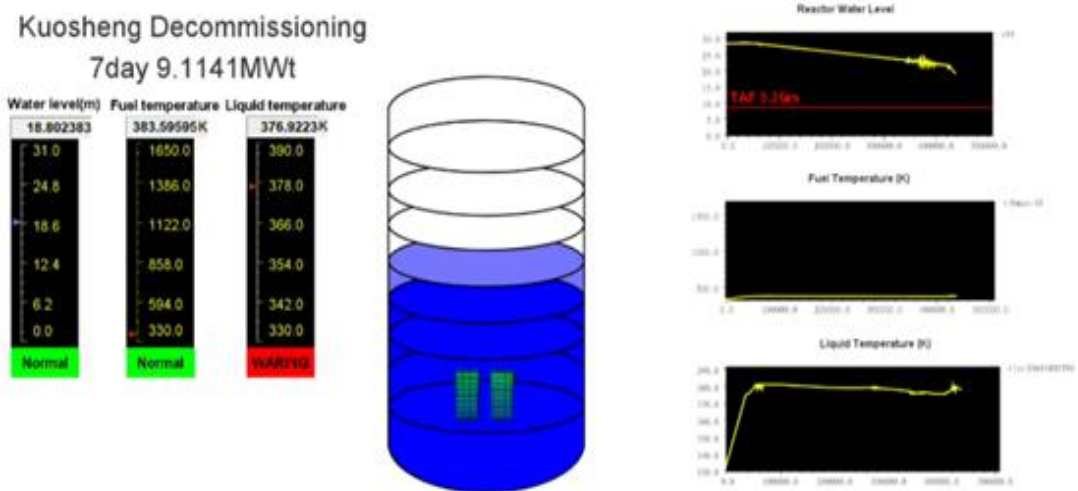


圖 34 事故下水位低於上池底部之系統參數結果

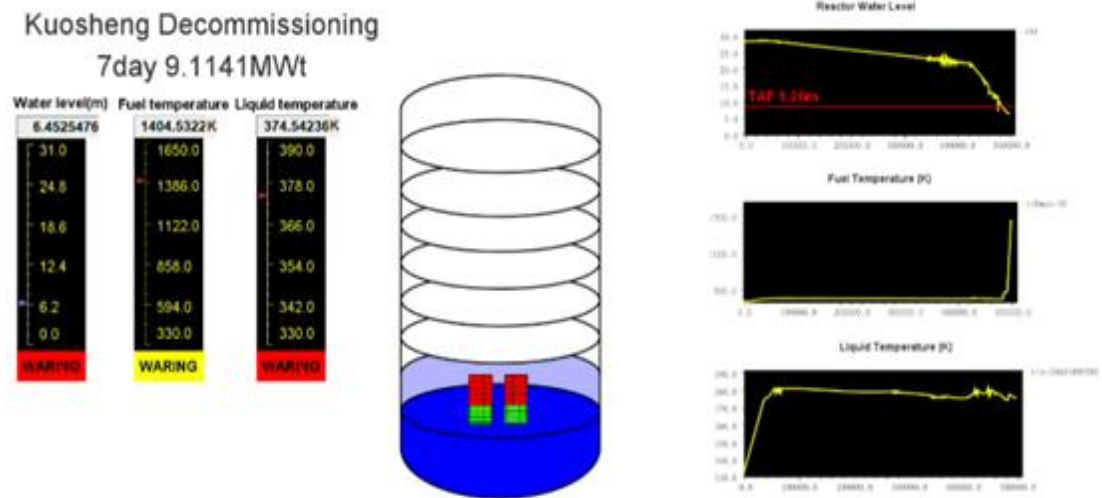


圖 35 事故下水位低於 TAF 之系統參數結果

3. 救援備用水源-考量汽水分離器置放區之水量

本節探討假設由於電廠發生嚴重意外事故，導致所有廠內外救援水源短期內無法進入的情況下，是否能將汽水分離器置放區之水源作為緊急救援備用水源，以爭取更多救援時間來備妥長期冷卻設備。因此本章節評估若以虹吸現象等不用電的方式抽取汽水分離器置放區的貯存冷卻水灌注至反應爐中，分析其重要時序以及計算可延長燃料發生裸露之時間。

在本次事故假設中，由於多了汽水分離器置放區的 413.94 m^3 的水量，此時總系統貯存水量係 1970 m^3 ，而位於用過核子燃料頂端以下的水量為 180.92 m^3 。事故初始假設池水溫度為 60°C ，邊界假設條件與前面幾個章節是一致的。在此研究中一樣針對停機後 7 天、30 天、60 天、90 天、180 天及 365 天後用過核子燃料擁有不同的衰變熱的情況下做靈敏度分析。

下表 9 中為考量汽水分離器置放區水池貯存水量的情況下，以 TRACE 程式計算出池水溫度上升至飽和溫度及水位下降至用過核子燃料頂端的重要時序表。以 7 天為例在反應爐喪失冷卻後約 9.87 小時水溫會達到飽和溫度，在池水溫度達到飽和溫度後再經過 118.32 小時後水位會因為蒸發降至用過核子燃料頂端。在此情況下從事故開始至燃料裸露共需 128.19 小時，比不考量汽水分離器置放區的水

池貯存水量的情況下多了約 30 小時的時間，亦即若採取汽水分離器置放區的水源，將可延緩事故並提供約 30 小時的時間以清理事故及備妥救援設備與注水管線，其溫度上升及水位下降趨勢圖如圖 36 及圖 37 所示。

表 9 喪失冷卻事故時考量汽水分離器置放區水池的分析重要時序

停機天數 (d)	用過核子燃料衰 變熱 (MW)	喪失冷卻後池水達到 飽和溫度時間 (h)	喪失冷卻後池水降至 用過核子燃料頂端時 間 (h)
7	9.1141	9.87	128.19
30	5.0586	17.65	226.79
60	3.5043	25.02	340.05
90	2.8115	31.27	419.67
180	1.8215	47.64	618.53
365	1.026	80.56	1100.3

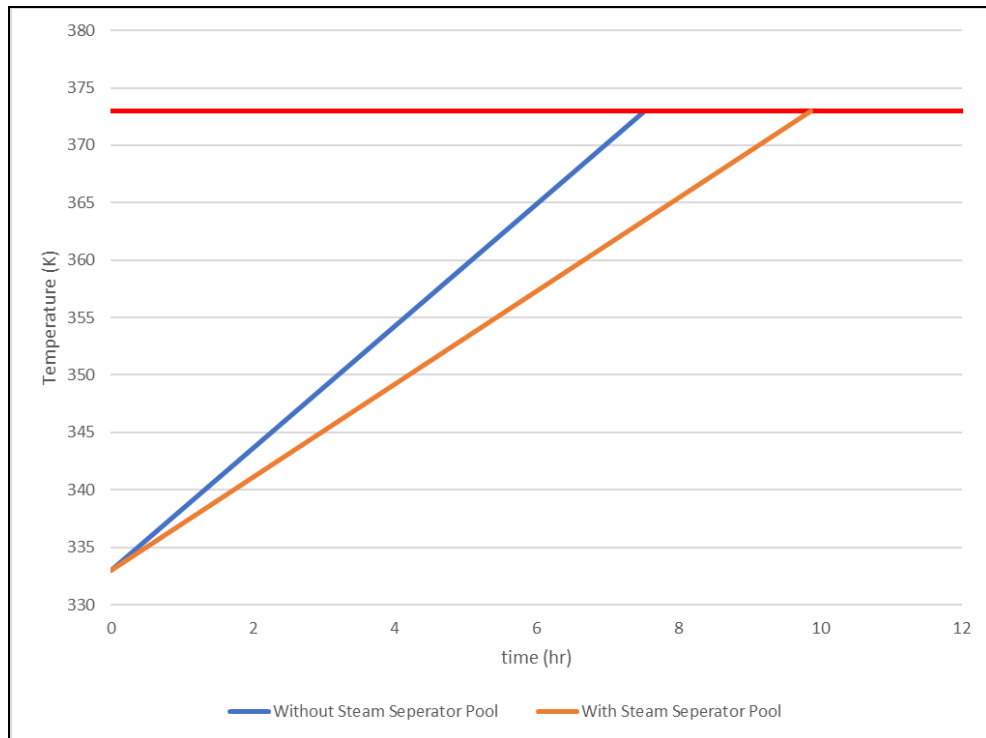


圖 36 有無考量汽水分離器置放區水池時溫度上升趨勢圖

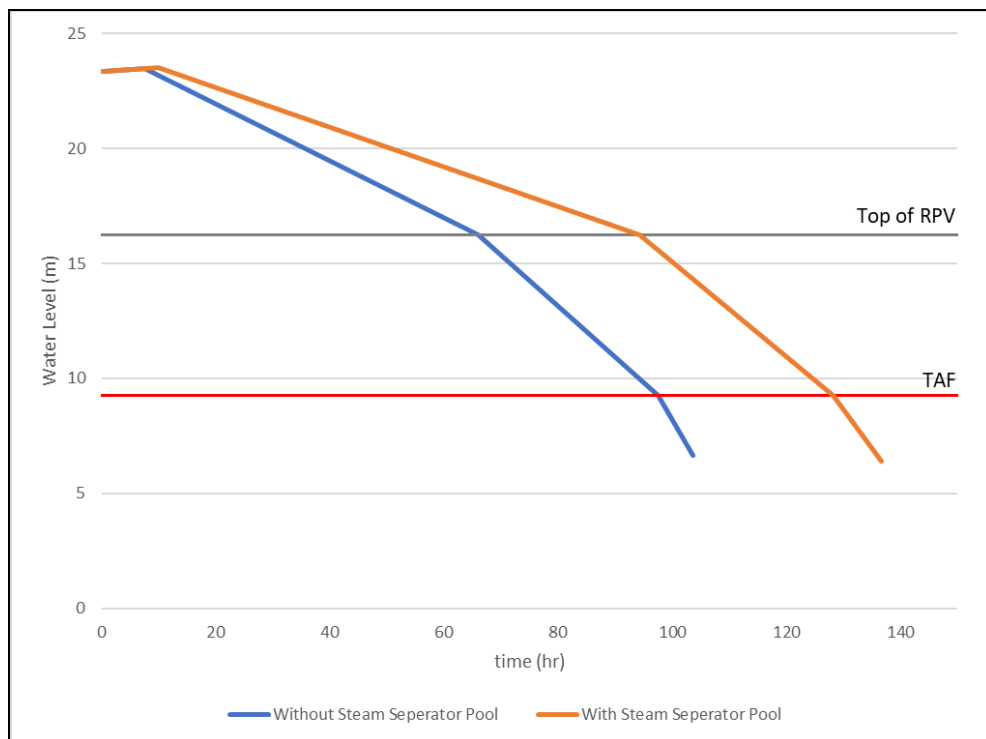


圖 37 有無考量汽水分離器置放區水池時水位下降趨勢圖

二、蒐集與彙整 2021 年 CAMP 會議之相關資訊

本計畫為台美合作案之一環，透過 CAMP 組織並參與國際合作，藉由蒐集與彙整 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，進而從中知悉他國核管單位對於驗證技術強化與監管任務之經驗。本計畫也持續取得美國核管會釋出之最新分析程式版本，以精進國內核電廠分析模式，強化國內管制單位分析驗證技術與監管能量。

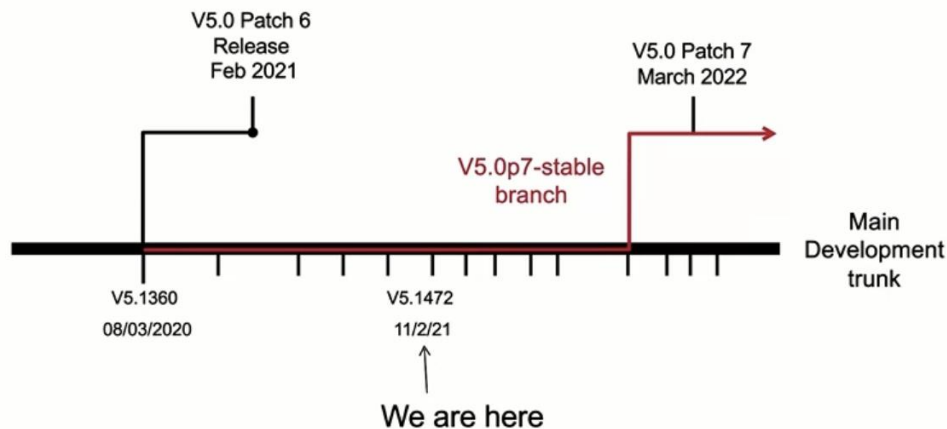
(一) CAMP 相關程式版本更新動態

根據美國核管會發布之資訊，最新釋出的熱水流分析程式 TRACE 執行檔版本為 2021 年 2 月發布的 Version 5, Patch6 版本，目前 TRACE 程式發展動態如圖 38 所示，下一個版本 Patch 7 預計於 2022 年 03 月發布。美國核管會不定期會舉辦分析程式教育訓練課程，供 CAMP 組織會員國報名參與，以提昇參與者之程式分析技術能力與技術交流之目的，美國核管會規畫於今年進行線上訓練課程，並徵尋會員國是否有興趣之主題或課程，如圖 39。美國核管會並再次宣告希望各會員國將研究重心轉移至 TRACE 上，以及各應用領域的建議指引，包含利用 ECI 建模、測試新的功能參數、增加實驗測試、研究用與實驗用之反應器應用、以及最近新導入的人工智慧(AI)及機器學習(ML)，如圖 40。

而在 SNAP 程式更新動態中，SNAP 版本最新為 2021 年 10 月發布的 4.0.1 版本，主要是進行支援程式的優化，如圖 41，以及不準度掛件程式之更新為 1.7.5 版，如圖 42。APTPlot 繪圖程式將整合進 SNAP 介面，往後不需要進行二次安裝，直接安裝 SNAP 即可，另優化程式在組件的查找流程與方式，如圖 43。值得一提的是，美國核管會目前正在開發新的許可金鑰系統給 TRACE、RELAP5 和 PARCS 分析程式，未來將可以申請某一個特定版本的金鑰，如圖 44，預計於 2021/11 月開始。美國核管會從去年起就開始導入程式金鑰系統，目的為管制核管程式之使用，使用者必須簽屬協定文件申請金鑰後，才能執行美國核管會之分析程式。

TRACE Roadmap

V5.0 Patch 6 has been released



2

圖 38 TRACE 程式發展動態示意圖

Training Plans

- Training courses for 2021
 - Basic training
 - NRC staff topics
- Migrating beginner level content to an on-demand self-study platform
- What topics/approaches would you like to see?

7

圖 39 美國核管會不定期之舉辦教育訓練



TRACE is the NRC's Thermal Hydraulics Systems Analysis Tool

- NRC would like CAMP members to focus their assessments on TRACE.
- Suggested Areas:
 - Modeling using the Exterior Communications Interface
 - Testing of new features (e.g., higher order numerics, fully conservative energy equation, droplet fields)
 - Additional Integral Tests
 - Research and Test Reactor Applications
 - Artificial Intelligence (AI) & Machine Learning (ML)

10

圖 40 美國核管會建議會員國研究之領域

SNAP Development Overview

- SNAP Status - Version 4.0.1 Released 10/2021
 - APT Plot Integration
 - Global Find Dialog
- GIT Plug-in Updates
- TRACE Plug-in Updates
- MELCOR Plug-in Updates
- AWS Support
- On-going Work
 - TRACE Merge/Diff
 - TRACE Python Bindings
- Future Development Work

2

圖 41 SNAP 程式發展總攬

Uncertainty Plug-in Update

- Version 1.7.5 Released 5/21/2021
- Python bindings for UQ were updated to support platforms which use remote locations for intermediate files (e.g. AWS Batch)
- The Python API files for UQ streams were updated
- The UQ Report generation logic was updated to resolve an issue including lognormal distributions, or when all the sample cases fail.

圖 42 不準度程式掛件更新動態

APTPlot Integration

- APTPlot is now packaged directly with SNAP 4.0.x as an optional feature set along with the ACS plug-in and PyPost.
- This simplifies configuration, eliminates the need to install these applications separately and reduces disk space requirements since only a single bundled JVM is installed.
- APTPlot python, PyPost python and SNAP python files are now unified under in a single directory.
 - “<SNAP>/python” is all that needs to be included in the PYTHONPATH environment variable.

圖 43 APTPlot 繪圖程式更新動態



NRCCodes License Key Server

- New License Key Server is in development
- Includes functionality to:
 - Download license request file generators for TRACE, RELAP5 and PARCS.
 - Upload license request files for TRACE, RELAP5 and PARCS.
 - Single or multiple license request files.
 - Request license keys for specific code versions.
 - Automatically email license keys once approved.
 - Can also log in and manually download license keys.
 - Report issues with existing license keys.
- Server will be accessible from NRCCodes.com
 - Anticipated to be available in November 2021.

18

圖 44 美國核管會分析程式綁定金鑰說明

(二) 國際 CAMP 組織研究發展動態重點節錄

本研究主要蒐集與彙整 CAMP 會員國及相關組織發展動態與實際國際應用情形，本節包含今年 NUREG/IA 發表文件，國際發展動態、與技術發展經驗吸取等進行重點摘錄。

1. NUREG/IA 技術報告發表動態

自從今年 5 月 CAMP 春季會議過後，美國核管會後續接受三篇 NUREG/IA 技術報告發表，如圖 45，分別為：

- NUREG/IA-0525, TRACE VVER-1000/V-320 Model Cross-Code Validation (Ukraine).
- NUREG/IA-0526, Simulation of Total Loss of Feedwater LOFT LP-FW-1 Test using Relap5/Mod3.3 (Slovenia).
- NUREG/IA-0527, Analysis of Main Steam Line Break Accident for 3-Loop PER with Relpa5/Mod3.3 Code (Taiwan, ROC).

另外目前有 7 篇待審核之 NUREG / IA 技術報告，提供之國家分別為匈牙利、波蘭、台灣、德國(3 篇)及西班牙，如圖 46 所示，最後整理自從 2009 年至 2021 年間，美國核管會 NUREG / IA 技術報告已出版總數共 161 篇，如圖 47 所示，台灣累計發表共 31 篇 NUREG / IA 技術報告，顯示台灣在 CAMP 國際合作案上之貢獻與努力。

2. 技術發展經驗吸取

核管單位在執行審查任務時，針對業主送審之核電廠安全分析報告有時會採用平行驗證之方式，以證明業主送審之安全分析報告可信度。而美國核管會發展先進熱水流分析程式 TRACE 意旨為建立獨立的核管分析程式，以協助核管單位進行獨立之驗證評估，因此，簽訂 CAMP 國際合作計畫之會員國紛紛發展與建立該國核設施之 TRACE 評估模式，以協助該國核管單位進行審查作業之執行。

烏克蘭國家核監管監察局（SNRIU）於 2014 年起，與美國核管會簽署了熱流規範應用和維護實施協議（CAMP），2015 年開始，烏克蘭 SSTC NRS 開始使用 TRACE 程式，對烏克蘭核電廠執行的安全分析結果進行評估。首先將原有的 VVER 440 SNRIU/SSTC NRS RELAP5 模式轉換為 TRACE 模式，並對烏克蘭核電廠實際發生的幾個事件進行分析以證明 TRACE 模式能夠充分模擬暫態期間的電廠反應情況。該研究於今年發表於美國核管會 NUREG/IA 中，編號為 NUREG/IA-0524[7]，標題為：TRACE VVER-440/V-213 Model Cross-Code Validation。

TRACE VVER-440 模式建立並調整穩態計算後，接著進行以下 8 個暫態案例計算，並且用來模擬 Rivne 核電廠實際發生的事故，接著將計算結果與電廠測量數據進行比較，但由於下列 1~4 暫態案例並未涵蓋事故分析的所有重要現象，因此增加擴展模擬了以

全功率運行的基準設計事故(Design Basis Accident, DBA)事件項目 5~8 案例。評估過程中，若無電廠實際數據可供對比的案例，則將 RELAP5 程式與 TRACE 程式使用相同之初始和邊界條件。

案例 1. 混凝土板掉落到廠房負載運轉供電變壓器的連接線上所引起的反應爐急停

案例 2. 由 6 kV 開關短路引發的反應爐急停

案例 3. 無預警的反應爐急停

案例 4. 主蒸汽管集箱 (Main Steam Header, MSH) 斷裂

案例 5. 汽輪機冷凝器真空喪失

案例 6. 6 個再循環冷卻水泵(Reactor Coolant Pump, RCP)中的 4 個跳脫

案例 7. 控制棒組失控抽出

案例 8. 調壓槽(Pressurizer, PRZ)管線破裂

其中針對主蒸汽管集箱 (MSH) 斷裂案例評估結果進行說明(案例 4)。該案例起始事件假設直徑為 $465 \times 16 \text{ mm}$ 的主蒸汽集管發生斷裂情況，導致二次迴路蒸汽排放量急劇增加。主蒸汽管集箱破裂後，主蒸汽集管內出現突然的壓降。在 0.3 秒內，由於主蒸汽管集箱 semi-headers 中的壓力降低，渦輪機的停止閥關閉，兩個渦輪機都跳脫，並且由於最後運行的渦輪機的 2/4 停止閥關閉，反應

爐在 0.74 秒時產生急停事故，如圖 48。

根據該案例，假設正常電源的喪失導致所有再循環冷卻系統(RCP)、主飼水(MFW)泵和調壓槽電加熱器跳脫的急停同時發生。在 1.03 秒(延遲 1.0 秒)時，由於主蒸汽管集箱中的壓降率增加，形成「主蒸汽管集箱中斷」信號，在高壓注水系統(High Pressure Injection System, HPIS)管線處產生截止閥信號，並關閉所有主蒸汽隔離閥(Main Steam Isolation Valve, MSIV)，包括主蒸汽管集箱和主蒸汽管的信號。

在所有主蒸汽隔離閥關閉後，二次側冷卻水停止流失，由於高壓注水系統注入和再循環冷卻系統冷卻水升溫，圖 49，使得系統主壓力在事故發生 180.0 秒時增加到 136.0 kgf/cm^2 ，如圖 50，調壓槽水位也跟著上升，如圖 51。二次側散熱不足會導致二次迴路壓力增加，從而導致所有蒸汽產生器(SG)的控制安全釋壓閥(Safety Relief Valve, SRV)在約 400.0 秒時開啟，如圖 52。模擬結果中，達到的二次側最大壓力為 57.0 kgf/cm^2 ，反應器急停後護套最高溫度為 309.0°C (TRACE 計算)以及 301.0°C (RELAP5 計算)，如圖 53。

而在調壓槽 Surge Line 破口案例中(案例 8)，事件假設為連接在再循環冷卻系統 1 號迴路與調壓槽熱端管路 277mm 大小的沖放管線發生斷裂。斷裂產生的大破口喪失冷卻水事故(Large Break Loss of Coolant Accident, LBLOCA)導致再循環冷卻系統壓力和調壓槽水位

快速下降，如圖 54 與圖 55，當壓力到 95 kgf/cm² 左右，約在 2.0 秒 (TRACE 計算)/3.0 秒(RELAP 計算)時產生緊急信號。

在失去正常電源後，渦輪機停止閥關閉，導致蒸汽產生器壓力暫時增加，如圖 56，在 25 秒(TRACE 計算)/20 秒(RELAP5 計算)時達到最大值。而在再循環冷卻系統壓力降至 60 kgf/cm² 以下時，儲水池(Hydroaccumulators, HA)開始注入反應爐，圖 57。

在事故發生的 250.0 秒(TRACE 計算)/425.0 秒(RELAP5 計算)時，再循環冷卻系統壓力降低到低壓注水系統(LPIS)水泵關閉壓力以下，並且開始向主迴路注入低壓注水系統。高壓注水系統和低壓注水系統水泵的組合運行通過中斷補償冷卻水損失，並且在 600 秒的計算中，大多數一次迴路和二次迴路參數穩定，如圖 58。通過加熱由低壓注水系統和高壓注水系統注入的低溫冷卻水以及通過中斷產生的能量損失來移除衰變熱。由於蒸汽產生器被一次迴路冷卻，二次迴路壓力因此降低。在事故期間，觀察到護套最高溫度從正常運轉時的初始值穩定下降到約 125°C，如圖 59。

透過模擬烏克蘭核電廠發生的幾個運轉事件來驗證 TRACE VVER-440/V-213 熱流分析模式後，並且與 RELAP5 程式結果相互比對，結果顯示 TRACE 和 RELAP5 模式在應用範圍、節點化、組件幾何形狀和設備特性等各方面幾乎相同。而 TRACE 分析模式和 RELAP5 分析模式分析的結果雖然存在一些差異，這是因為源於

兩個分析程式的調壓槽組件以及熱結構組件建模方法的不相同，儘管如此，這些差異並沒有過於影響一次側和二次側迴路主要參數的整體趨勢，因此 TRACE 程式在和 RELAP5 程式交叉比對與驗證計算的結果顯示，應用 TRACE 程式建立的 VVER-440/V213 分析模式能夠充分再現核電廠的暫態事故的反應，且 TRACE 分析結果在和 RELAP5 分析結果比較有相當良好的一致性。

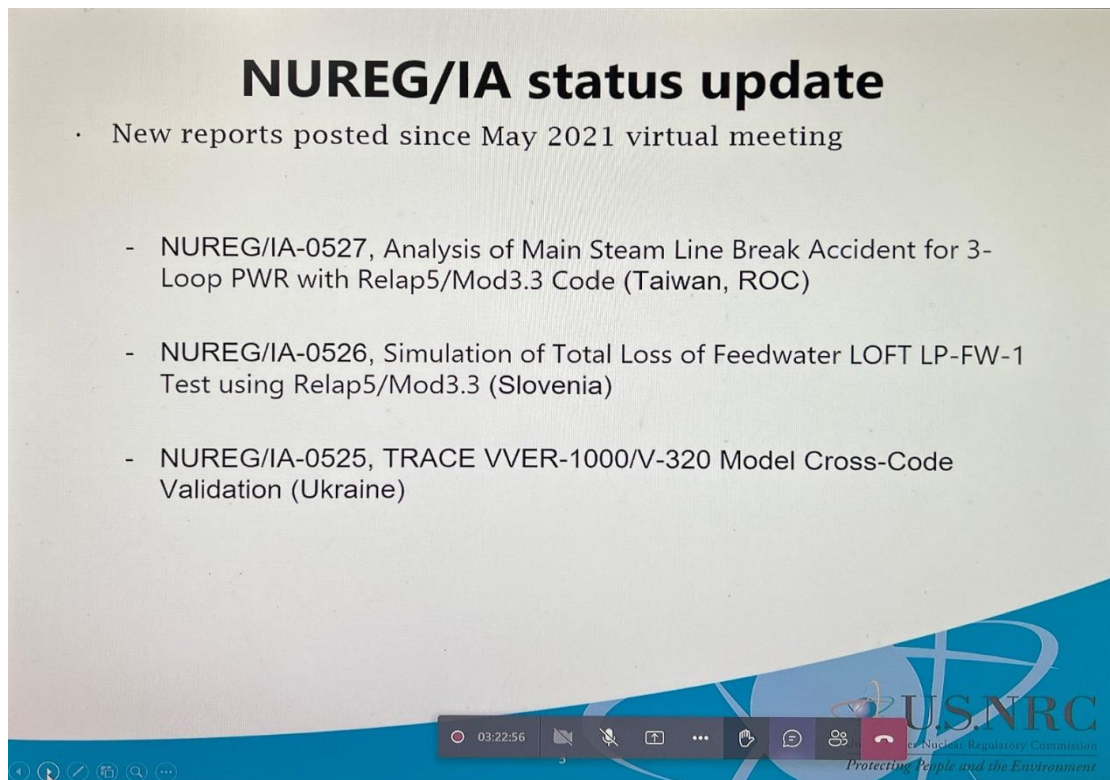


圖 45 新發表之 NUREG/IA 報告

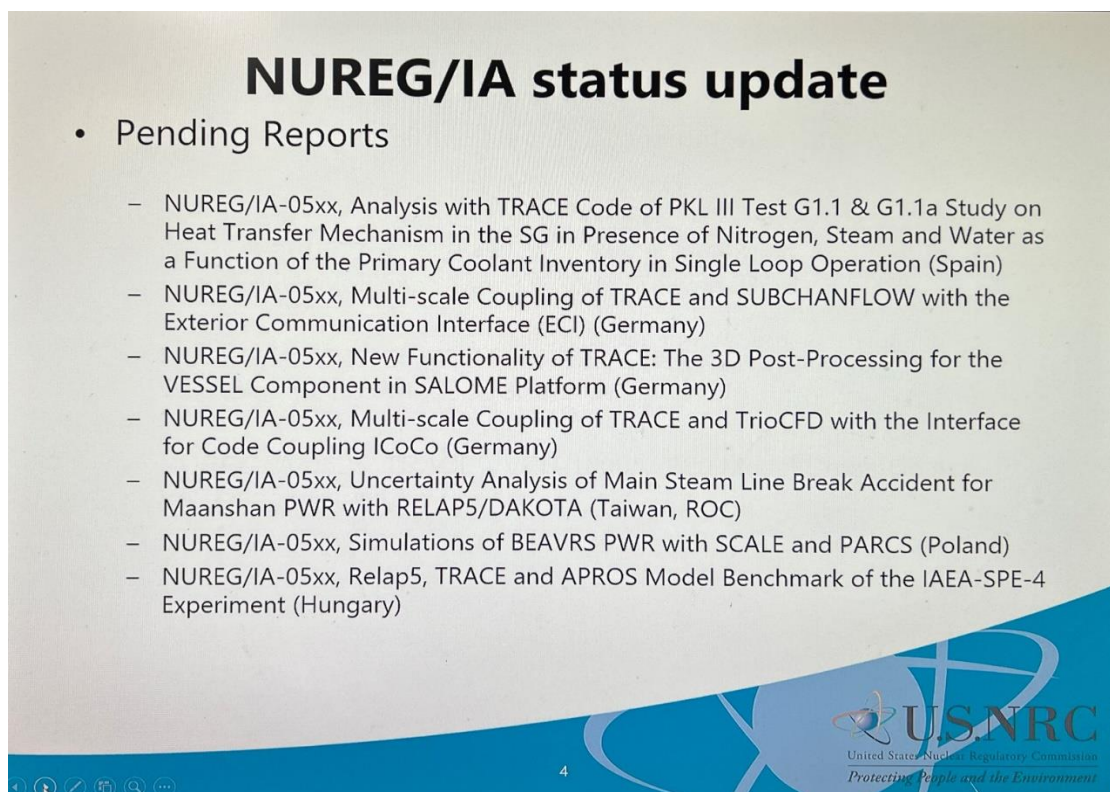


圖 46 正在審核之 NUREG/IA 報告

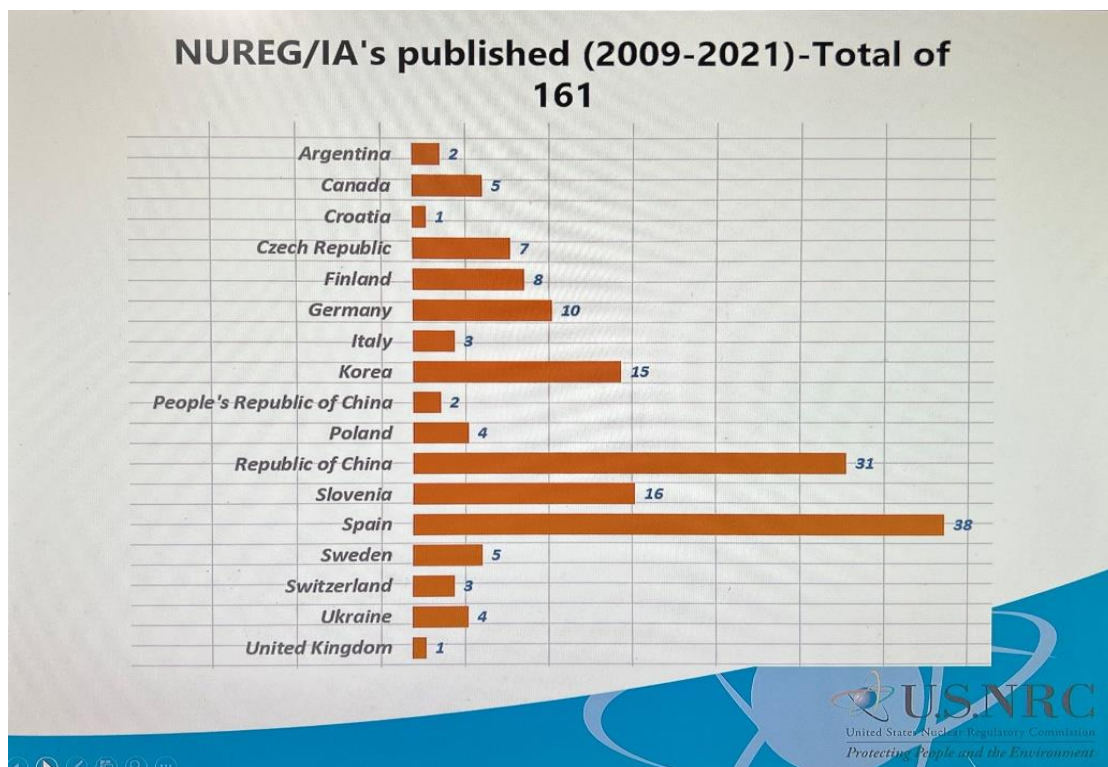


圖 47 從 2009 年以來累計之 NUREG/IA 報告數量

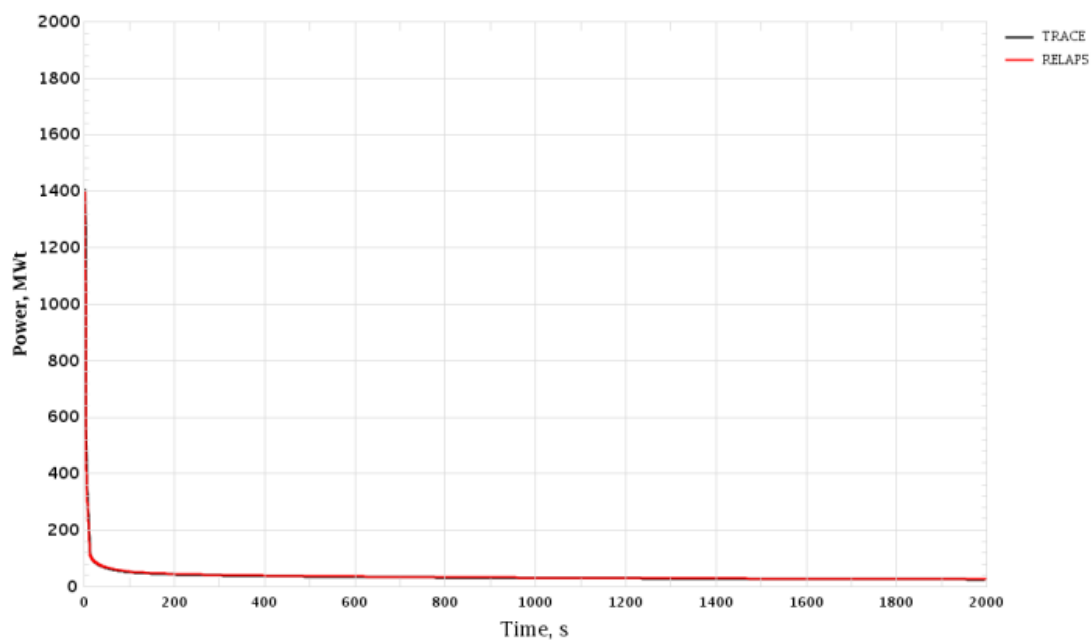


圖 48 MSH Break- 爐心熱功率

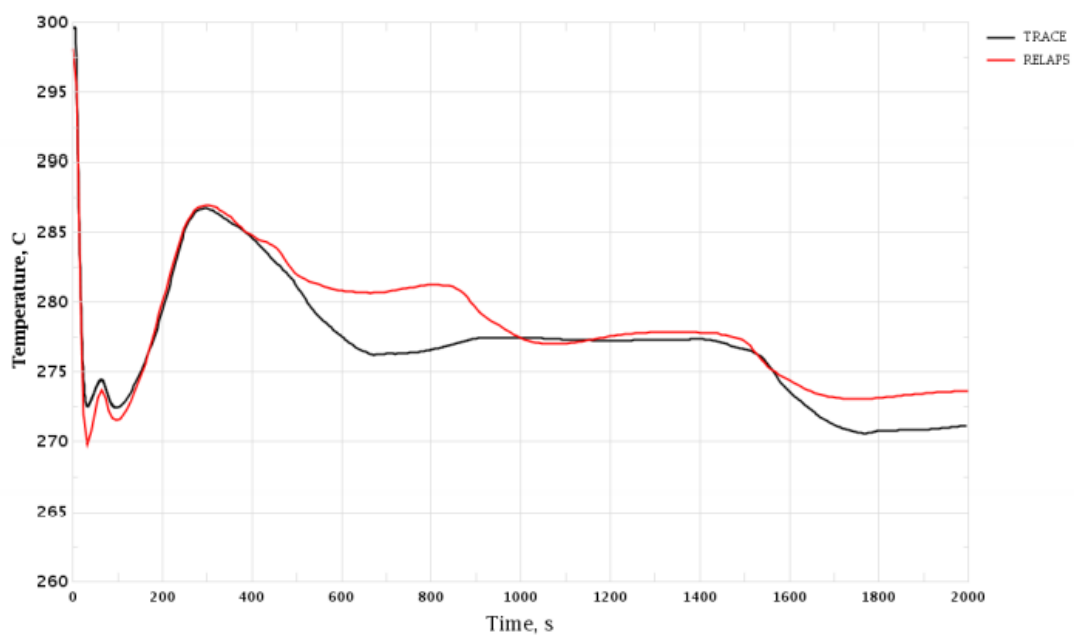


圖 49 MSH Break- HL 冷卻水溫度, Loop 1

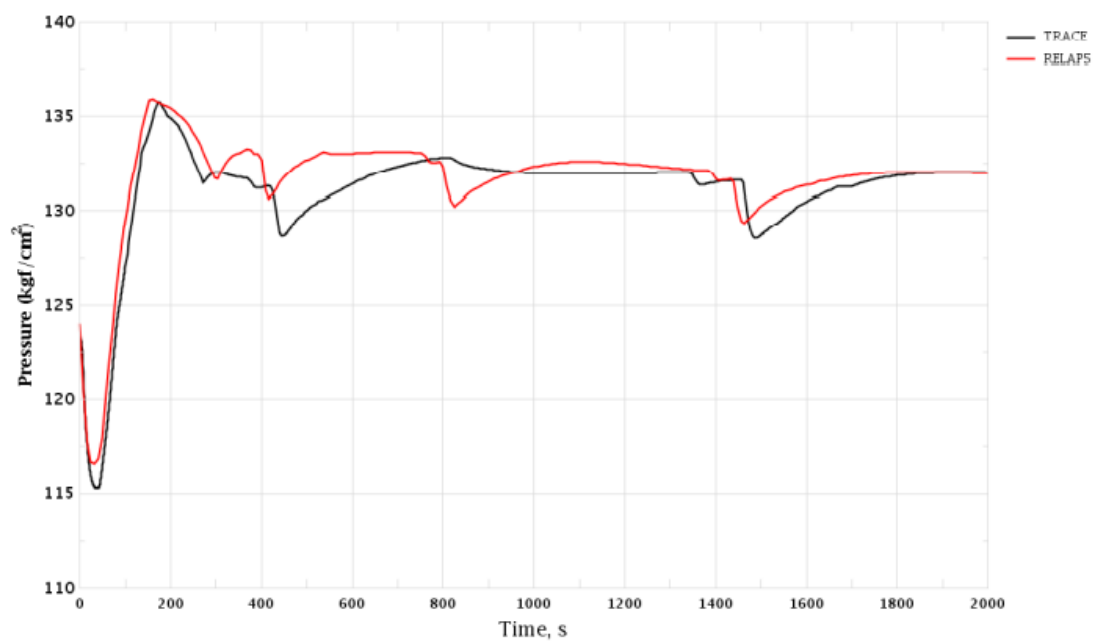


圖 50 MSH Break- RCS 壓力

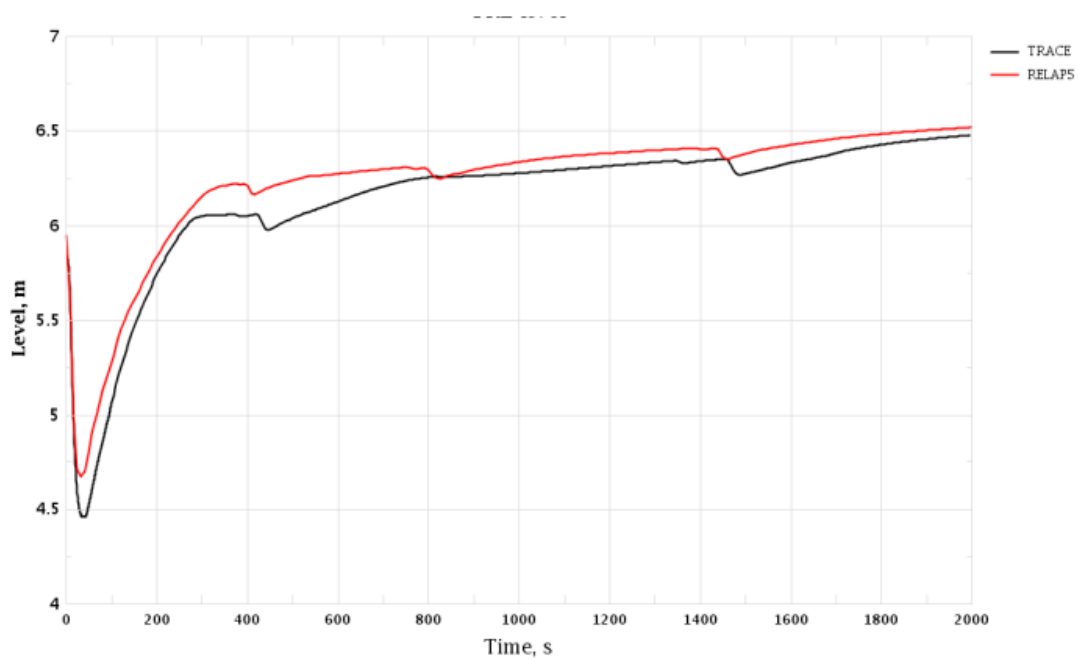


圖 51 MSH Break- PRZ 水位高度

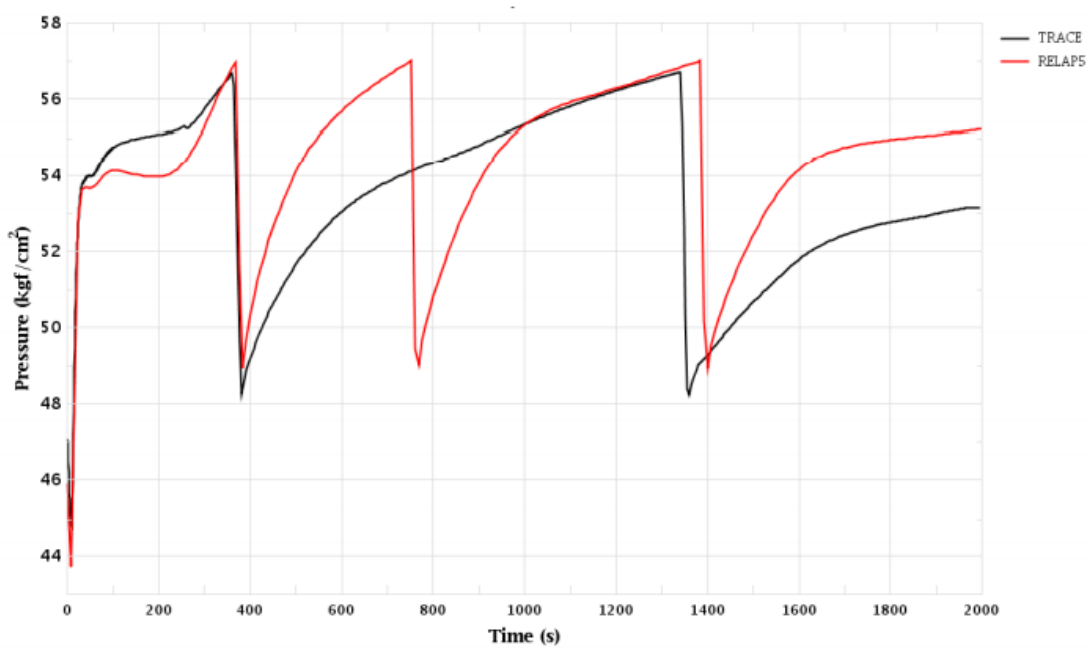


圖 52 MSH Break- SG-1 壓力

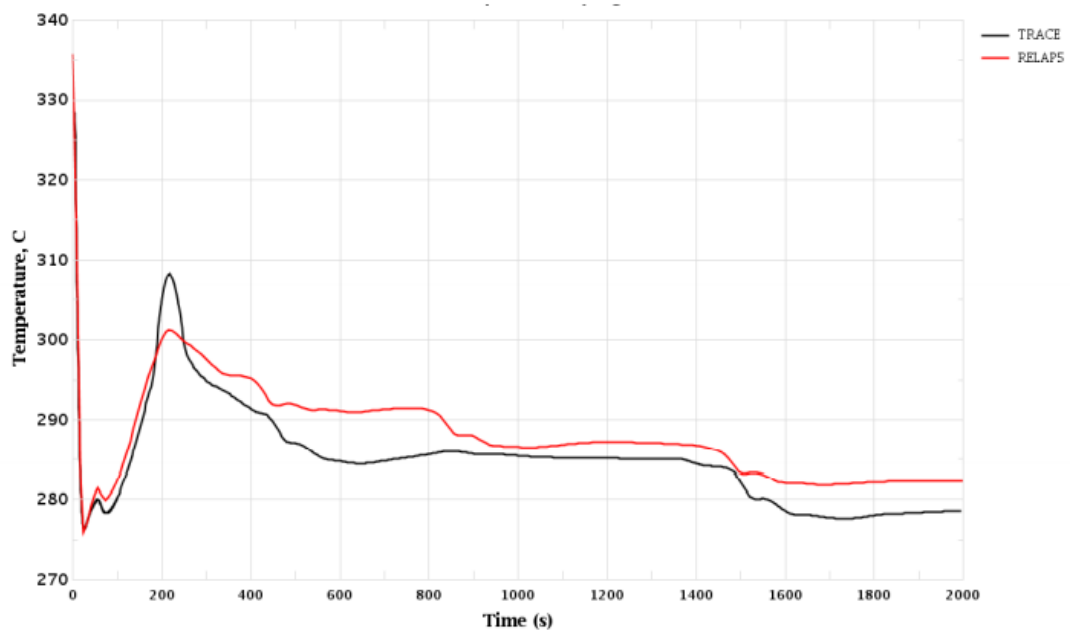


圖 53 MSH Break- 護套最高溫度

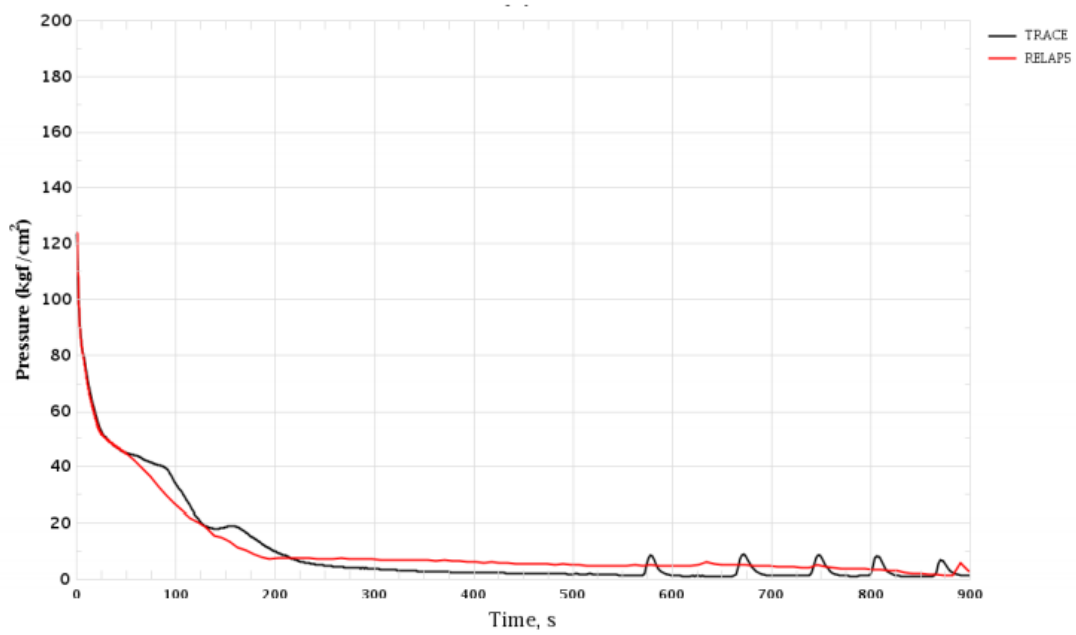


圖 54 PRZ Surge Line- 破裂. RCS 壓力

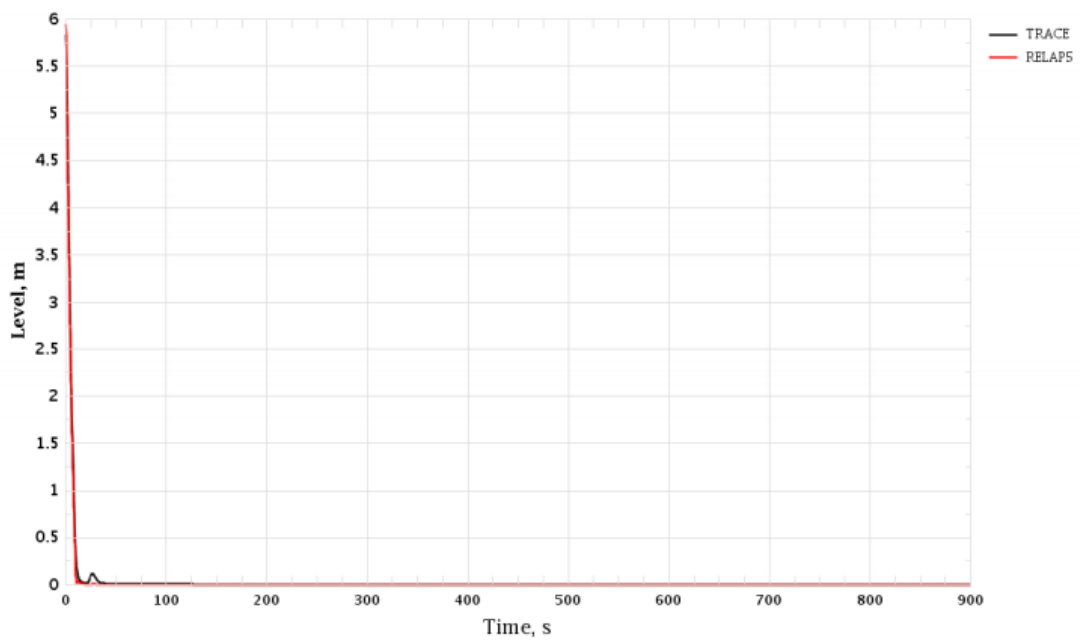


圖 55 PRZ Surge Line 破裂. Pressurizer 高度

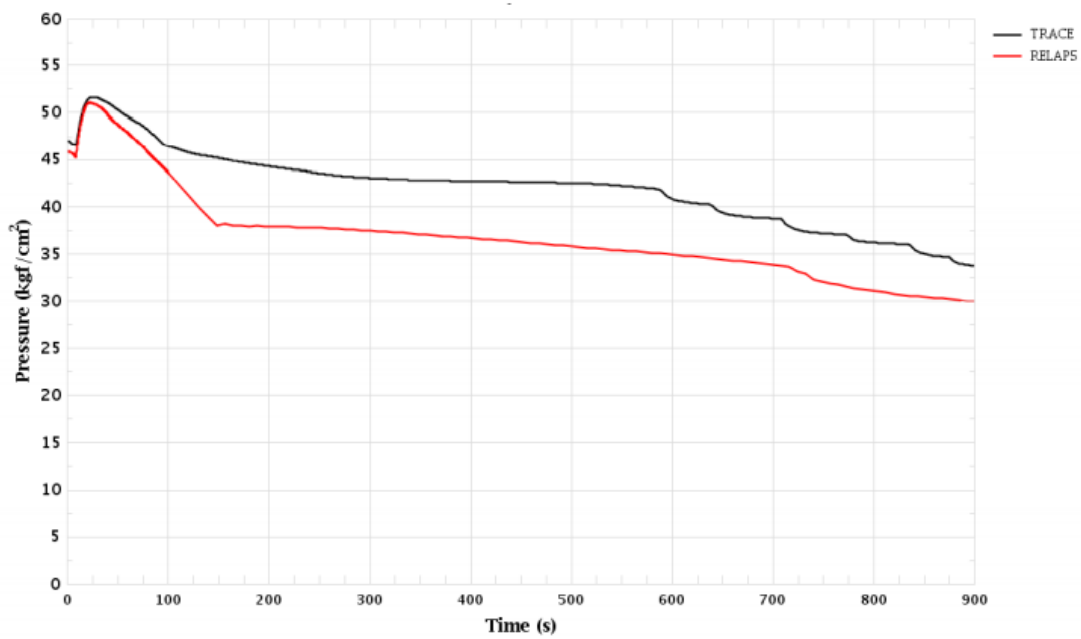


圖 56 PRZ Surge Line Break. SG-1 壓力

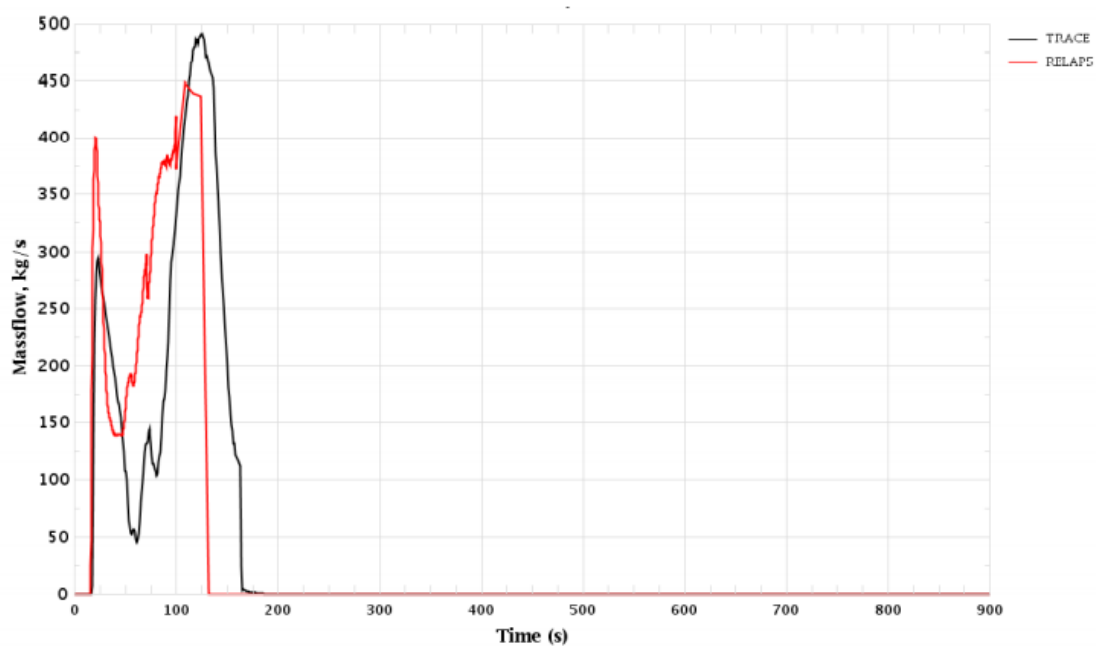


圖 57 PRZ Surge Line Break. HA-1 質量流率

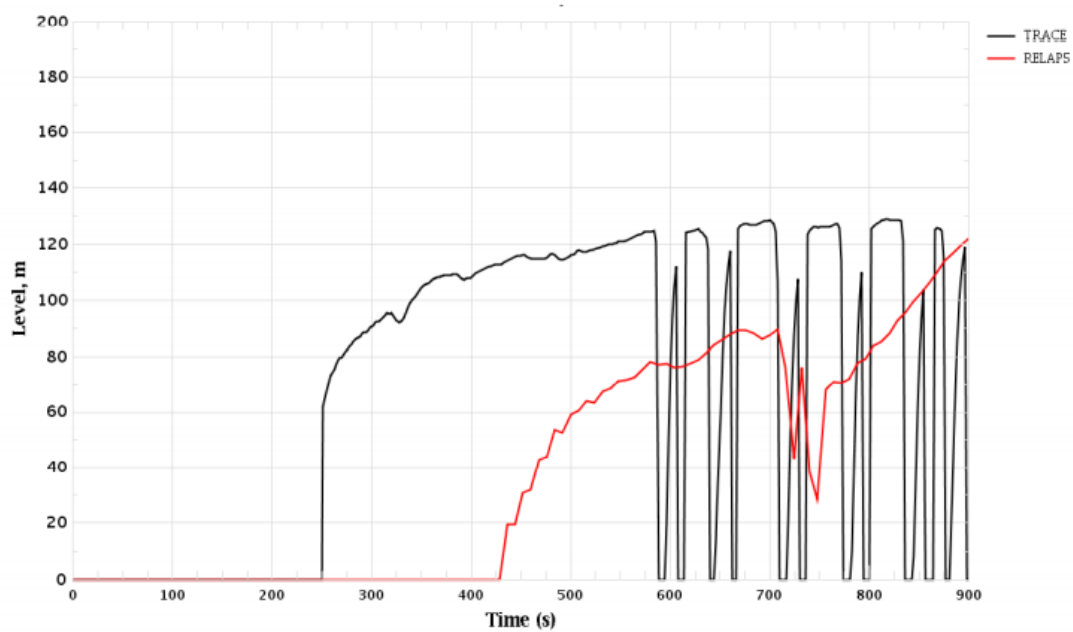


圖 58 PRZ Surge Line Break. HPIS-3 質量流率

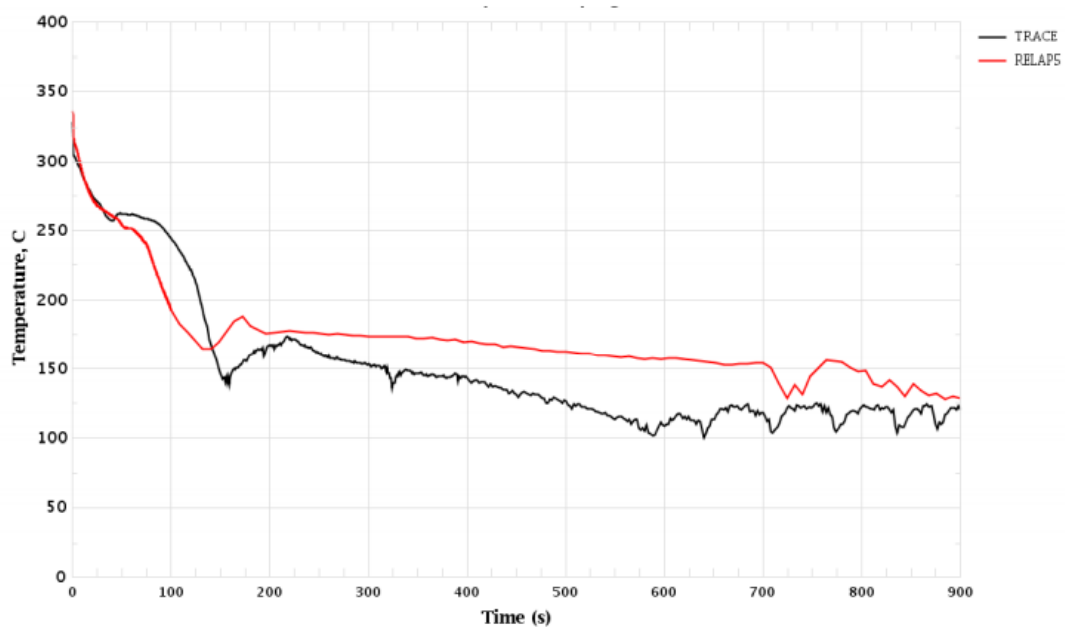


圖 59 PRZ Surge Line Break. 護套最高溫度

三、撰寫 NUREG-IA 技術報告

本研究計畫完成撰寫 NUREG/IA 技術報告「Development of TRACE Evaluation Model for BWR/4 in Decommissioning Transition Phase」一篇，其詳細內文請參考附件 1。

四、研究成果與結論

本研究計畫含括兩大部分:台美合作案 CAMP 計畫執行與建立國內核管自主分析模式，以強化除役電廠安全管制技術。隨著核二廠執照屆期，反應器機組將永久停機並進入除役過渡階段，因此有必要建立核二廠除役階段開蓋分析模式，以進行相關機組安全評估。當核二廠於除役過渡階段時發生電廠全黑事故，失去內部及外部電源導致爐心處冷卻系統失效時，爐心用過核子燃料衰變熱無法順利移除而導致冷卻水溫升高到飽和溫度終致蒸發。在池水溫度上升及池水蒸發的過程中可以分為，水溫上升至飽和溫度、水位下降至燃料頂端及水位低於燃料頂端之下以致燃料護套溫度上升三個階段來做探討。在核二廠開蓋模式下，水位高度維持在上池正常水位，與用過燃料池不同的地方在於其淨水壓的影響，事故下水面及反應器底部飽和溫度差異約為 35°C ，用過燃料池頂部與底部相比其飽和溫度可能差異約 20°C 。而在階段一池水升溫時，由於冷卻水密度隨著水溫增高而降低，故池水體積會膨脹來因應密度的改變，這導致整體系統的水位有小幅上升約莫 0.25 m 的高度。而在階段二冷卻水因為達到飽和溫度，此階段中爐心所釋放出的衰變熱轉變成池水蒸發所需的汽化熱，因此水位開始下降。其中以本研究計算停機 7 天後用過核子燃料衰變熱為 9.114 MW 為案例，顯示水位於到達飽和溫

度後，約 93.36 小時左右水位會下降至爐心燃料頂端。隨著池水持續蒸發，水位低於用過核子燃料頂端此時燃料開始裸露，進入階段三，由於此時用過核子燃料周圍尚有液態水存在，根據熱量傳遞的法則，用過核子燃料所釋放出的衰變熱傳遞給周圍的液態水，導致燃料護套的溫度沒有在第一時間就上升，而是等到水位接近用過核子燃料底端時才開始快速上升，其中以本研究計算停機 7 天後用過核子燃料衰變熱為 9.114 MW 為案例，顯示水位低於燃料頂端後，約經過 5.6 小時溫度來到 600°C。本研究也針對不同停機冷卻時間，採用 7 天、30 天、60 天、90 天、180 天、以及 365 天之衰變熱進行評估，TRACE 分析結果之關鍵時序也彙整於成果表中，以建立事故發展關鍵時序資料庫。

在 CAMP 國際合作彙整與研析工作中，已蒐集並取得美國核管會最新釋出之程式版本，並且參與今年度春季會議以及秋季會議，彙整相關程式發展動態以及技術發展經驗。核管單位在執行審查任務時，針對業主送審之核電廠安全分析報告有時會採用平行驗證之方式，以證明業主送審之安全分析報告可信度。而美國核管會發展先進熱水流分析程式 TRACE 意旨為建立獨立的核管分析程式，以協助核管單位進行獨立之驗證評估，因此，簽訂 CAMP 國際合作計畫之會員國紛紛發展與建立該國核設施之 TRACE 評估模式，以協

助該國核管單位進行審查作業之執行。從國際文獻彙整資料來看，大部分研究團隊會先將原有的 RELAP5 分析模式轉換為 TRACE 分析模式，並針對核電廠實際發生的事件或實驗數據進行分析比對與驗證，以證明 TRACE 分析模式能夠充分模擬暫態期間的電廠反應情況。

本計畫研究成果包括研蒐國際 CAMP 會議資料、取得最新版本熱水流分析程式、了解國際 CAMP 會員組織研究技術發展動態、建立國內熱水流分析技術模式與強化分析能力等，有助於提昇台灣與美方程式發展、技術開發、與研究合作，其研究成果更有助於強化我國核能安全管制，協助核二廠除役過渡階段熱水流安全評估作業審查與提出相關管制建議。

肆、參考文獻

1. TRACE V5.0 USER'S MANUAL, USNRC, 2018.
2. The Fukushima Daiichi Accident Technical Volume 1/5, IAEA, 2015.
3. Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition-Auxiliary Systems Branch, NUREG-0800, Chapter 9, USNRC, 1981.
4. General Electric Systems Technology Manual Chapter 2.8, USNRC, 2011.
5. 核二廠除役計畫書，行政院原子能委員會，2021。
6. 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, 2012.
7. NUREG/IA-0524, TRACE VVER-440/V-213 Model Cross-Code Validation, International Agreement Report, 2021.

附件 1、NUREG/IA 技術報告

請參閱電子檔。

行政院原子能委員會

委託研究計畫研究報告

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

**2021 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：110B012

受委託機關(構)：國立清華大學

計畫主持人：曾永信

聯絡電話：03-5742858

E-mail address：ystseng@mx.nthu.edu.tw

協同主持人：陳詩奎、楊融華

研究期程：中華民國 110 年 5 月至 110 年 12 月

研究經費：新臺幣 345 萬元

核研所聯絡人員：黃智麟

報告日期：110 年 12 月 7 日

目 錄

目 錄	i
圖目錄	ii
表目錄	v
中文摘要	1
ABSTRACT	2
壹、計畫緣起與目的	3
貳、研究方法與過程	7
一、SRB 與 SOB 菌株活化與培養.....	9
二、實驗系統設置與試片製備.....	13
參、主要發現與結論	7
一、SRB 菌	
(一)腐蝕速率.....	18
(二)電化學量測分析.....	20
(三)表面形貌.....	28
二、SOB 菌	
(一)腐蝕速率.....	38
(二)電化學量測分析.....	41
(三)表面形貌.....	47
肆、研究發現與管制建議回饋.....	53
伍、參考文獻	54

圖目錄

圖 1、研究中所選擇之菌種生物資訊	6
圖 2、實驗作業流程圖	8
圖 3、由 BCRC 取得之 SOB 菌株	11
圖 4、SOB 菌所需之培養基	11
圖 5、電化學分析槽	15
圖 6、碳鋼試片重量變化（含實驗組與對照組）	19
圖 7、304 不銹鋼試片的重量變化與腐蝕速率(含實驗組與對照組)..	20
圖 8、碳鋼在 SRB 菌培養基中的極化曲線	24
圖 9、碳鋼試片在 SRB 菌培養基(對照組)的 EIS 分析圖	26
圖 10、碳鋼試片在 SRB 菌培養基(實驗組)的 EIS 分析圖	28
圖 11、經 30 天測試後(30 °C)，碳鋼與 304 不銹鋼表面 SEM 圖	30
圖 12、經 30 天測試後(30 °C)，碳鋼(實驗組)表面 SEM 與 EDX 圖 ..	31
圖 13、經 90 天測試後，碳鋼與 304 不銹鋼表面 SEM 圖	32
圖 14、經 90 天測試後，碳鋼表面生物膜	34
圖 15、經 180 天測試後，去除腐蝕產物的碳鋼與 304 不銹鋼表面 SEM	36
圖 16、SOB 菌培養基在接菌是否的外觀差別	38
圖 17、生物膜異質性 ^[5]	41
圖 18、碳鋼在 SOB 菌培養基中(對照組)的極化曲線	44
圖 19、碳鋼試片在 SOB 菌培養基(對照組)的 EIS 分析圖	46
圖 20、碳鋼(實驗組)SEM 與 SEI 結果	49
圖 21、304 不銹鋼(實驗組) SEM 圖	49
圖 22、碳鋼(對照組)的表面型態與氧化物	50
圖 23、碳鋼與 304 不銹鋼(實驗組)去除生物膜後試片表面 SEM	51
圖 24、碳鋼(對照組)試片表面狀況	51
圖 25、304 不銹鋼(對照組)表面生物膜形態及試片表面狀況	52

表目錄

表 1、核一廠於不同熱水流狀態下對於 SRB 菌之生長合適性[3]	4
表 2、核一廠於不同熱水流狀態下對於 SOB 菌之生長合適性[3]	4
表 3、 POSTGATE Medium	12
表 4、 Acidithiobacillus thiooxidans medium	12
表 5、碳鋼與 304 不銹鋼的化學成分表(wt %)	13
表 6、 PBS 溶液成分	17
表 7、碳鋼試片的重量變化與腐蝕速率（含實驗組與對照組）	19
表 8、304 不銹鋼試片的重量變化與腐蝕速率（含實驗組與對照組）	19
表 9、碳鋼試片在 SRB 菌培養基中的電化學參數	24
表 10、碳鋼試片在 SRB 菌培養基(對照組)的 EIS 數據	26
表 11、碳鋼試片在 SRB 菌培養基(實驗組)的 EIS 數據	28
表 12、碳鋼與 304 不銹鋼試片的重量變化與腐蝕速率（含實驗組與 對照組）	40
表 13、碳鋼試片在 SOB 菌培養基中(對照組)的電化學參數	44
表 14、碳鋼試片在 SOB 菌培養基(對照組)的 EIS 數據	46

中文摘要

本研究利用實驗方法探討碳鋼與 304 不銹鋼於核一廠機組除役過渡階段可能存在之溫度區間下，其材料在 SRB 菌與 SOB 菌之微生物腐蝕機制影響下，是否造成組件之腐蝕。研究中採用同時採用重量測定、電化學阻抗譜分析、電子顯微鏡與能量色散 X 射線光譜技術進行材料損失重量、表面腐蝕狀況與材料極化特性。研究結果顯示，經過 6 個月的加速實驗得知，SRB 與 SOB 菌對不銹鋼皆無孔蝕 (Pitting Corrosion) 或是一般腐蝕 (General Corrosion) 的狀況，而碳鋼在 SRB 菌與 SOB 菌環境下則分別潛在孔蝕與均勻腐蝕之狀況。而進一步之研究亦指出，透過水質管理、溫度控制預期將有助於確保除役過渡階段之冷卻水邊界完整性

關鍵字：微生物腐蝕、除役過渡階段、碳鋼、不銹鋼。

Abstract

This study uses experimental methods to investigate carbon steel and 304 stainless steel corrosion behaviors caused by the microbiological corrosion mechanism of SRB bacteria and SOB bacteria. The temperature range of several components (e.g., cavity, spent fuel pool and core) during the decommissioning transition stage are considered to establish the environment of experimentation. In the study, weight measurement, electrochemical impedance spectroscopy, electron microscopy and energy dispersive X-ray spectroscopy techniques were used to carry out material weight loss, surface corrosion status, and material polarization characteristics. The research results show that after 6 months of accelerated experiment, SRB and SOB bacteria have no Pitting Corrosion or General Corrosion on stainless steel, while carbon steel has Pitting Corrosion or General Corrosion as the environment rich in SRB bacteria and SOB bacteria. Further results also pointed out that water quality management and temperature control are expected to help ensure the integrity of the cooling water boundary during the transitional phase of decommissioning.

Keywords: microbial corrosion, transitional phase of decommissioning, carbon steel, stainless steel

壹、計畫緣起與目的

核一廠兩座機組經原子能委員會審查並核准其除役計畫書後，目前係處於除役過渡階段。於此階段下，因燃料池與爐心內的燃料未能移除之故，而使上述區域及其連通的系統組件選擇與大修期間類似之開放模式，令爐心與燃料池內的用過核子燃料得以持續冷卻。也由於爐心與燃料池採開放式冷卻型式，使得原先用於運轉期間的水質控制方式及所具有之熱流以及輻射特性，將與目前除役過渡階段不同。

由於冷卻水系統的水質將決定用過燃料及相關組件的結構完整性，並作為管制機關評估是否要求電廠著重維運程序之依據。研究團隊基於 107-108 年所執行的熱水流及水化學研析工作[1-3]得知，在停機過渡階段冷卻水的流速與水溫皆將因為衰變熱的持續減低以及因應移熱所需冷卻模式的改變，預期將朝向逐漸降溫與減低流速之情境發展。團隊於 109 年的研究[3]指出雖然長時間停機下的爐心燃料還是會有少量的中子與伽馬射線產生，進而引起輻射分解效應；但研析結果亦指出，除役過渡階段之用過核子燃料所具有的輻射強度以及釋出之熱源，並無法讓停機過渡階段之各區域達到抑制微生物生長之條件。此部分可以透過檢視國際間數個濕式儲存設施，如 Savannah River、Oak Ridge、Hanford 或是 INEL(Idaho National Engineering Laboratory)等資訊獲得確認。是故在綜合機組各區處之輻射與熱流特性後獲得如表 1 與表 2 所載之硫酸鹽還原菌(Sulfate-Reducing Bacteria, SRB)與硫氧化菌(Sulfur-oxidizing bacteria, SOB)所合適生長範圍。

表 1、核一廠於不同熱水流狀態下對於 SRB 菌之生長合適性
[3]

		區域			
		二次側 循環水	用 過 燃 料 池	爐 心	爐 穴
機 組 狀 態	除役 過渡	>30°C	~40°C	<45°C	<45°C
	大修 (開蓋)	>30°C	~45°C	<56°C	<50°C
	運轉	~35°C	~40°C	~300°C	40°C

表 2、核一廠於不同熱水流狀態下對於 SOB 菌之生長合適性
[3]

		區域			
		二次側 循環水	用 過 燃 料 池	爐 心	爐 穴
機 組 狀 態	除役 過渡	>30°C	~40°C	<45°C	<45°C
	大修 (開蓋)	>30°C	~45°C	<56°C	<50°C
	運轉	~35°C	~45°C	~300°C	40°C

註¹：綠色表示最適生長 藍色為可生長 黃色為不利生長 紅色為無法生長；

註²：考量除役過渡階段水溫可能持續減低之故，仍將目前水溫略為偏高之狀況判定為不利生長而非無法生長。

註³：爐穴於運轉中雖然處於 40°C，但此處並無液態水，故仍標示為紅色。

上述研析的結果指出，除役過渡階段的冷卻水系統提供了潛在微生物繁殖的條件，並且可能透過原水補充、空氣流動或是移入水下組件的行動而導入微生物。上述微生物在冷卻水系統中因為活動與繁殖可能產生具腐蝕性的代謝產物，並進一步造成水迴路相關組件的腐蝕(Microbiologically-influenced Corrosion, MIC)，甚至部分微生物具有形成生物膜(Biofilm)的特性，而導致具熱源(如燃料組件)或應有熱傳效果(如熱交換器)等處，因為其生成的生物膜而影響組件表面熱傳效果。

上述所提的微生物腐蝕為核電廠組件局部腐蝕的機制之一，當 304 不銹鋼表面因微生物催化而產生化學反應，導致氯化物或硫化物的累積和濃縮，即可能對生物膜下方的材料造成孔蝕現象。此時，即使環境條件發生改變，其腐蝕機制仍可能持續發展。是故當環境中存在有利於微生物生長的污染物時，就會出現生物腐蝕或是微生物引發腐蝕(MIC)，並透過生物膜(Biofilm)的生長機制導致微環境的變化並造成局部腐蝕。

綜合以上各項對 MIC 之初步研析，本研究擬選用如圖 1 所示之硫酸鹽還原菌(SRB)與硫氧化細菌(SOB)進行腐蝕實驗。考量培養所需之恆溫箱數量有限，研究中將於核一廠機組可能存在的溫度範圍(30-55°C)之間擇一合適微生物生長之溫度作為本年度之實驗條件，並於下一年度再以本年度之實驗參數組合進行細部溫度評估。預期透過本年度微生物培養與試片加速腐蝕實驗之記錄，分析生物腐蝕或是微生物引發腐蝕(MIC)對於組件材料可能產生的腐蝕行為模式，後續可以協助主管機關瞭解除役過渡期間微生物腐蝕對燃料池各項組件之影響。


BCRC
 Strain Collection Catalog
 & Shopping cart

[Login](#) |
 [My Shopping Cart](#) (0 items) |
 [Contact Us](#) |
 [BCRC Home](#)

[Home](#)
[Reference Search](#)
[Medium Search](#)
[New Resources](#)

Reference Strain

Bacteria

BCRC Number: 14424
Organism: *Desulfotomaculum nigrificans*
Author: (Werkman and Weaver) Campbell and Postgate
History: << DSMZ << F. Hollaus << NCIMB << K. R. Butlin (*Desulfovibrio desulfuricans* << R. L. Starkey Delft74
Other Collection No.: ATCC 19858; ATCC 19998; DSM 574; NCIMB 8395
Category: anaerobe
Growth Conditions: 55°C
Biosafety Level: 1
Oxygen Requirement: Anaerobic
Type Strain: YES
Reference: B1
Shipping/Field/Price: Freeze-Dried for all

[Order this item](#)

[Related information](#)
[Research Article](#)
[Taxonomy](#)
[Citation](#)


BCRC
 Strain Collection Catalog
 & Shopping cart

[Login](#)

[Home](#)
[Reference Search](#)
[Medium Search](#)
[New Resources](#)

Home / [Keyword Search](#) / [BCRC Content](#)

Bacteria

BCRC Number: 80191
Organism: *Acidithiobacillus thiooxidans*
Synonym: *Thiobacillus thiooxidans*
Author: (Waksman and Joffe) Kelly and Wood
History: << NBRC << IFO << ATCC << R. L. Starkey
Other Collection No.: NBRC 13701; IFO 13701; ATCC 8085; NCIMB 9112; CCUG 2083; DSM 504; JCM 3866; KCTC 2505; NCIMB 9112
Growth Conditions: 30°C
Biosafety Level: 1
Shipping/Field/Price: Frozen Vial for all NTD\$ 5000

[Order this item](#)

圖 1、研究中所選擇之菌種生物資訊

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，透過圖 2 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皆進行完善的規劃以提供研究成果之資訊。

本研究取得菌株後即依照其建議的培養基進行菌株活化，培養容器需經過滅菌程序以供後續實驗使用。為了辨別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）。其後再將試片於恆溫箱中依據好氧或厭氧的特性要求進行通氣以進行浸沒實驗。

試片完成浸沒實驗後，試片取出後進行重量測量，包含確認有無生物膜的重量變化。試片進行重量測量前需經依需求進行不同的前處理，表面生物膜及其表面代謝生成物進行分析前需將試片進行乾燥，後續再使用超音波清洗機配合化學藥劑去除生物膜。去除生物膜前後會以掃描式電子顯微鏡(Scanning Electron Microscope, SEM)進行拍攝，並輔以能量散射 X 射線光譜(Energy-dispersive X-ray spectroscopy, EDS)進行 Scanning Electron Image (SEI)，以確認生物膜、腐蝕產物或是表面腐蝕狀況。

以下將就整體實驗流程所需的各項設備以及其用途與規劃重點逐一加以說明。

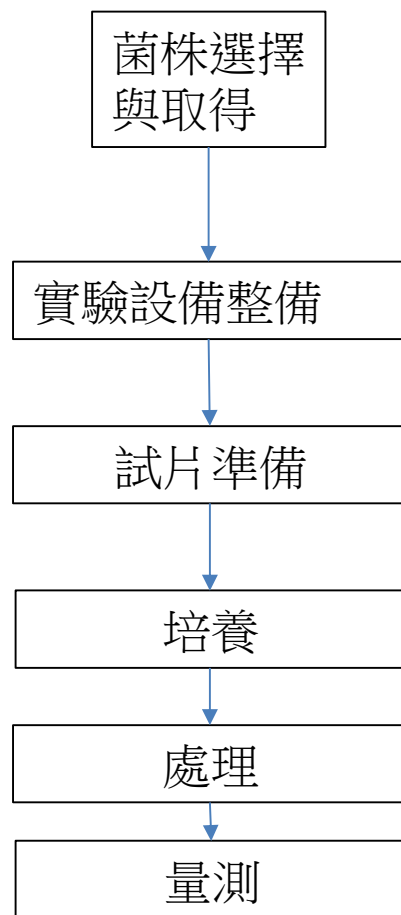


圖 2、實驗作業流程圖

一、SRB 與 SOB 菌株活化與培養

本研究所選定之菌株(圖 1)分別為生物資源保存及研究中心(Bioresource Collection and Research Center, BCRC)所供應的 14424 號 SRB 菌株以及 80191 號 SOB 菌株。由於菌株(圖 3)之生物安全等級(Biosafety Level)等級為 1 級，故僅需在符合該安全等級(含以上)的實驗室進行活化以供後續實驗使用。

培養基的製備是依據 BCRC 所提供的配方與程序進行，其中所選用的 SRB 為 *Desulfotomaculum nigrificans* (ATCC 7946)，屬脫硫腸狀菌屬，採用 DSMZ 63. Desulfovibrio (Postgate) Medium 進行培養，培養基成分如表 3 所示。培養基配製程序為先將 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，並以 NaOH 調整 pH 至 7.8，之後分裝至血清瓶或試管中以高溫高壓(121°C 15min)滅菌後備用。配製培養基及操作 SRB 試驗期間，使用的器具容器皆須預先充以氮氣來隔絕氧氣，培養基中添加的厭氧指示劑 Resazurin solution 厭氧狀態下為藍色，有氧狀態轉為粉紅色，可協助判斷是否維持在厭氧的培養環境下。

本研究選用的 SOB 為 *Thiobacillus thiooxidans* (ATCC 8085)，屬於氧化硫硫桿菌屬的菌種，故以 *Acidithiobacillus thiooxidans* medium 為其培養基，培養基成分如表 4 所示。培養基配製完成後利用 HCl 將 pH 調整至 4.0~4.6，再經高溫高壓(121°C/15min)滅菌後分裝於測試容器內，並且等比例加入經 Co-60 照射廠(10 kGy)進行滅菌的硫粉；實驗操作過程中需注意的是，上述滅菌硫粉置入後必須維持漂浮於溶液表面之狀況，不可呈現濕潤狀態並沈澱於試管底部之狀況。

培養基配妥後再進行菌株解凍活化，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，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，滴入內管將菌體洗下。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生長。

SOB 培養基配置完成後，可將 SOB 冷凍保存管於 -20°C 取出，在無菌環境下進行解凍活化，程序如下：

1. 準備 37°C 的水浴槽，將冷凍管從低溫保存條件中取出，套上塑膠袋後置於 37°C 水浴槽進行隔水解凍。
2. 可輕微搖動以促進冷凍管內結冰融化至完全解凍為止(約需 2 分鐘)。
3. 儘快吸取 50 μ L (或 1~2 滴) 的回溫菌液加入 5~10 mL SOB 培養基內進行培養，當培養基呈現黃色即代表活化完成。

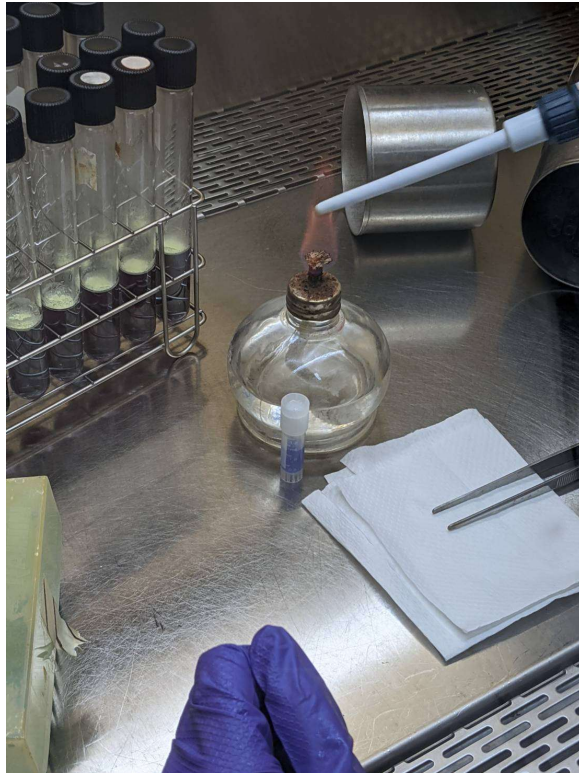


圖 3、由 BCRC 取得之 SOB 菌株



圖 4、SOB 菌所需之培養基

表 3、 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		

表 4、 Acidithiobacillus thiooxidans medium

(NH ₄) ₂ SO ₄	2.0 g
KH ₂ PO ₄	3.0 g
CaCl ₂ · 2H ₂ O	0.25 g
FeSO ₄ · 7H ₂ O	10 mg
Sulfur (powder)	1.0 g
Bromophenol blue	10 mg
Distilled water	1 L

二、實驗系統設置與試片製備

(一) 試片製備

試片選用核電廠冷卻水系統管件常用的材料，包含碳鋼與 304 不銹鋼，材料的化學成分（質量百分率，%）如表 5 所示，浸沒實驗的試片大小為 10 mm×10 mm，厚度為 1 mm，電化學測量的試片大小為 10 mm×10 mm，厚度同為 1 mm，試片背面以 304 SS 導線進行點焊。試片表面以 80 ~1200 號砂紙進行研磨，再以去離子水沖洗，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 5、碳鋼與304不銹鋼的化學成分表(wt %)

%wt	C	S	P	Mn	Si	Cr	Ni	Fe
CS	0.02	0.05	0.04	0.9	-	-	-	balance
304SS	0.08	0.03	0.04	1.65	0.02	18.25	9.45	balance

(二) 浸沒實驗

為研究 *SRB* 菌(*Desulfotomaculum nigrificans*, *D.n.*)生物膜對碳鋼與 304SS 表面可能造成的腐蝕行為，採用浸沒實驗進行研究。將碳鋼與 304 不銹鋼試片放入 *SRB* 培養基中，再經高溫高壓滅菌。之後將試片分別置入含有 *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以供後續測試之用，進行為期 30、60、90、120、150 與 180 天的浸沒實驗。*SRB* 研究進行的溫度為 40°C，於恆溫烘箱中進行。*SOB* 菌株(*Thiobacillus thiooxidans*, *T.t.*)的浸沒實驗則於 30°C進行，測試時間為 15 天，分為實驗組與對照組。

(三) 電化學量測分析

採用電化學阻抗頻譜法(Electrochemistry Impedance Spectroscopy, EIS)來分析材料因微生物腐蝕產生的電化學特性，以了解其腐蝕行為，EIS 又稱交流阻抗法。本項研究是將試片置入不同厭氧瓶中經高溫高壓滅菌，置於 40°C烘箱進行恆溫培養，實驗進行至不同測試天數後將試片由測試瓶中取出，置入電化學分析槽進行開路電位(OCP)、動態極化掃描與電化學阻抗譜分析，電化學實驗以 CS-1130 電化學工作站進行測定。實驗設備如圖 5 所示，係以三極系統進行分析，採用飽和甘汞電極(Saturated Calomel Electrode, SCE)作為參考電極，鹽橋半透膜與工作電極距離約 2~3 mm，輔助電極為大面積 Pt 片，電解質為磷酸鹽緩衝生理鹽水(Phosphate Buffered Saline, PBS)，測量前均先通入氮氣去除氧氣以避免干擾。極化掃描範圍為 $E_{ocp} \pm 0.2V$ ，EIS 採用 10 mV 的正弦波，頻率範圍為 $10^{-2} \sim 10^5$ Hz，測量結果以 ZsimpWin 軟體進行擬合。



圖 5、電化學分析槽

(四) 試片分析

浸沒實驗的試片處理係將試片進行固定與脫水處理，後續再以 SEM 進行生物膜觀察，處理程序是以含 3%戊二醛的 PBS 溶液固化 3 小時後，依序採用 PBS 溶液與去離子水進行清洗，再依次以 25%、50%、75%、99%酒精進行脫水處理，每次處理為 10 分鐘，脫水結束後利用氮氣迅速吹乾。電化學分析槽內溶液也是採用 PBS，PBS 配方如表 6 所示，配置完成後利用 NaOH 調整 pH 至 7.4，高溫高壓滅菌後冷藏保存備用。

為觀察試片因 MIC 腐蝕的形貌，依照美國材料與試驗協會 (American Society for Testing and Materials, ASTM) 所公佈之 ASTM G1-03 標準方法[4] 去除生物膜，碳鋼試片的條件是在常溫 6N HCl 500 ml + 1.75 g 六亞甲基四胺(Methenamine)的溶液下浸泡 10 分鐘，而 304 SS 試片是在 60°C的 6N HNO₃ 浸泡 20 分鐘，之後清洗以無水酒精進行，吹乾後以微量天秤進行秤重，紀錄試片於浸沒實驗前後的重量改變並計算其腐蝕速率。

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

表 6、PBS溶液成分

NaCl	4.0 g
KCl	0.1 g
Na ₂ HPO ₄ · 2H ₂ O	0.9 g
KH ₂ PO ₄	0.13 g
Distilled water	500 ml

基於以上所述的研究規畫與測試步驟，本分項計畫可完成以下工作項目：

1. 進行浸沒測試，分析試片受菌種腐蝕所造成的質量變化，計算微生物腐蝕速率。
2. 進行電化學量測分析，評估試片受菌種腐蝕所造成的電化學參數變化。
3. 透過 SEM 進行試片表面因微生物腐蝕而導致的表面狀態，分析表面結構與組成；
4. 管制建議，以供主管機關參考。

參、主要發現與結論

一、SRB 菌

109 年研究計畫曾評估除役過渡階段時的冷卻水溫度範圍約在 30°C~55°C，原先浸沒實驗的測試溫度選擇較低溫的 30°C 進行，但經測試一個月後因 SRB 菌生長狀態不理想，因此第二個月將測試溫度提高至 55°C 進行測試。

(一) 腐蝕速率

圖 6 與圖 7 為浸沒實驗中碳鋼隨著測試時間的重量變化與腐蝕速率結果，測試時間包含 30、60、90、120、150 與 180 天測試。實驗結果顯示，隨著測試時間的增加，碳鋼試片呈現質量損失的現象，除了 90 天測試的結果呈現質量增加的結果，可能是測試過程有異，會再重新確認。SRB 的存在比僅有培養基對於碳鋼造成腐蝕程度較大，呈現較高的質量損失，腐蝕速率也較高，顯示 SRB 的活動確實對碳鋼造成腐蝕。另外，隨著測試時間的增加，腐蝕速率逐漸趨緩，主要是因為長時間的測試過程中並未更換培養基，SRB 可能因養分的缺乏而使其活動力減弱。此發現可以證實 109 年研究報告中所提及的水質管制措施是建議控制水質並減少如磷酸鹽等養分供應時，將能有效減少微生物腐蝕之影響。

圖 7 與表 8 為不銹鋼試片隨著測試時間的重量變化與腐蝕速率結果，測試時間包含 30、60、90、120、150 與 180 天測試。不銹鋼試片在 SRB 與其培養基存在的環境下呈現質量增加的現象，相較於碳鋼試片的結果，其腐蝕速率相對非常低，顯示不銹鋼試片在此環境下的腐蝕程度微弱。但因部分試片因為培養基中之鹽類(如磷酸鹽)附

著於表面，經清洗程序後仍有極少量殘留而造成誤差。目前的實驗結果顯示不銹鋼試片在目前的測試環境下所呈現腐蝕速率很低。

表 7、碳鋼試片的重量變化與腐蝕速率（含實驗組與對照組）

Carbon Steel		30 days	60 days	90 days	120 days	150 days	180 days
重量改變 (mg/cm ²)	有接菌	-11.71	-2.75	2.58	-2.82	-2.91	-3.46
	未接菌	-11.72	-1.5	4.01	-1.58	-1.34	-2.1
腐蝕速率 (mm/yr)	有接菌	0.18149	0.02131	-0.01333	0.01093	0.00902	0.00894
	未接菌	0.18165	0.01162	-0.02072	0.00612	0.00415	0.00542

*(density: 7.85 g/cm³)

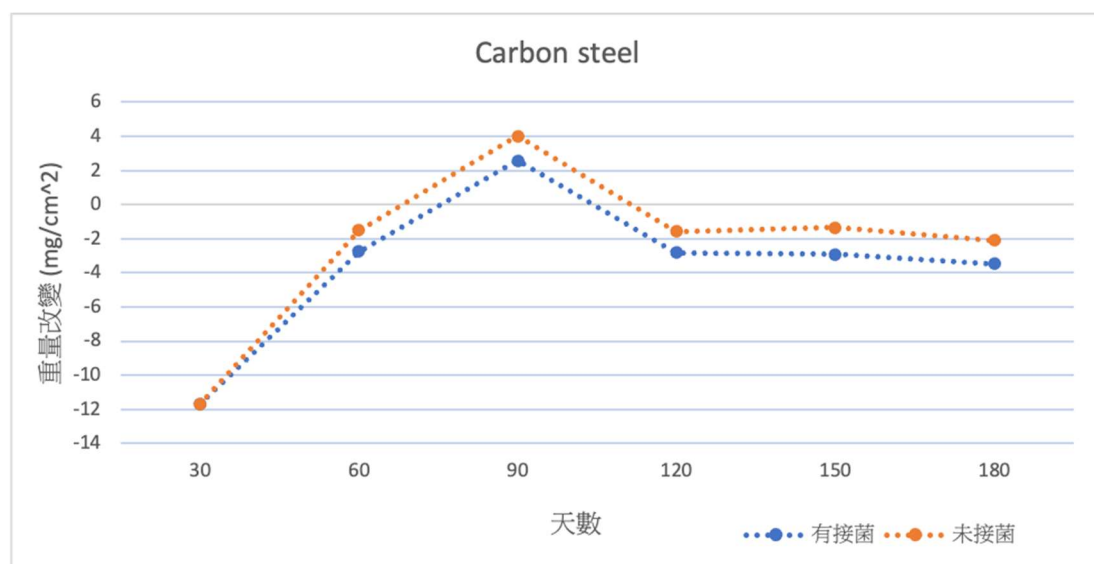


圖 6、碳鋼試片重量變化（含實驗組與對照組）

表 8、304 不銹鋼試片的重量變化與腐蝕速率（含實驗組與對照組）

304 Stainless Steel		30 days	60 days	90 days	120 days	150 days	180 days
重量改變 (mg/cm ²)	有接菌	1.09	0.73	-3.19	0.23	-0.23	-0.13
	未接菌	1.15	0.94	-4.89	0.4	-0.11	0.11

腐蝕速率	有接菌	-0.01672	-0.00560	0.01631	-0.00088	0.00071	0.00033
(mm/yr)	未接菌	-0.01764	-0.00721	0.02501	-0.00153	0.00034	-0.00028

* (density: 7.93 g/cm³)

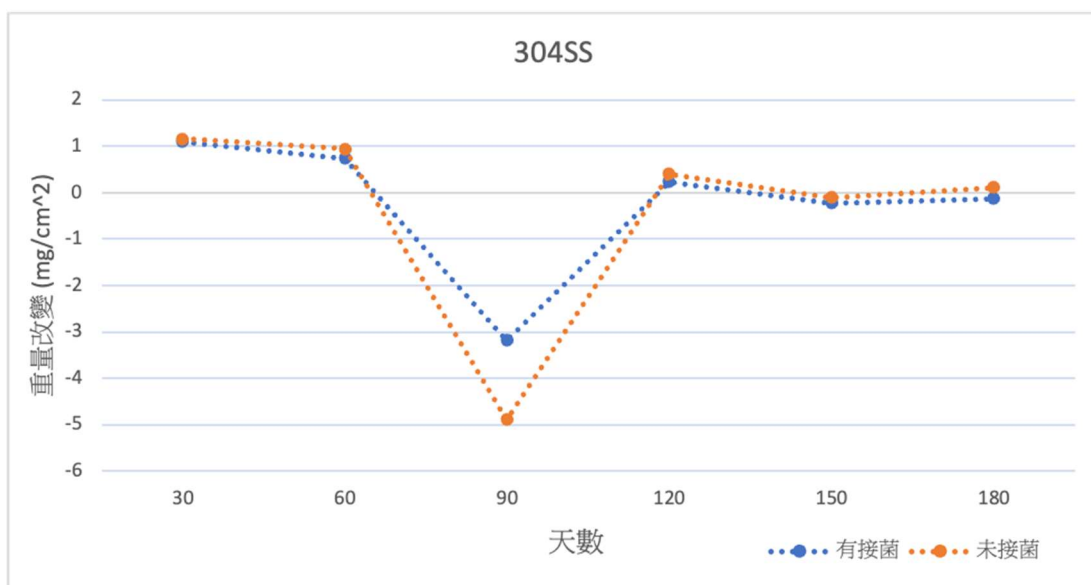


圖 7、304 不銹鋼試片的重量變化與腐蝕速率(含實驗組與對照組)

(二) 電化學量測分析

在 SRB 菌的浸沒實驗中，304 不銹鋼並未有顯著的腐蝕現象，因此電化學量測主要著重於碳鋼試片的分析，以瞭解 SRB 菌及其培養基對於碳鋼試片的影響。

如圖 8 與表 9 所示，對照組的實驗結果顯示碳鋼極化曲線 E_{corr} 與 i_{corr} 在不同的時間點下數值相近，可得知未接菌的 SRB 培養基對於碳鋼的腐蝕影響並不明顯。在實驗組的部分，SRB 的存在使得碳鋼受到影響，第一天測試時其 E_{corr} 比對照組的碳鋼試片低且 i_{corr} 變小，顯示試片表面的生物膜開始生成，代表腐蝕過程陽極反應增加的幅度比陰極反應大。與第一天實驗組的結果相比，第五天之後可以觀察實驗組的 E_{corr} 與 i_{corr} 同時增加，顯示陰極反應增加的幅度比陽極反

應大，因為表面有腐蝕產物覆蓋，使得金屬與腐蝕產物間的反應速率減緩。第二十四天之後，實驗組的 E_{corr} 與 i_{corr} 相對於對照組同時增加，碳鋼試片的腐蝕電流密度增加顯示腐蝕速率增加，此結果顯示 SRB 對於碳鋼試片表面已 MIC 在逐漸發生。

電化學阻抗譜(EIS)為瞬態測量方法，藉由施加微小偏壓，分析電極過程微小擾動而作出的響應，可以在不嚴重影響電極反應下獲得反應各個子過程或是反應步驟的動力學信息，因此是研究電極過程與界面現象的強力方法。圖 9 與圖 10 分別為碳鋼試片浸泡在有無添加 SRB 培養基中各經 1、5、10、18、24 天的 EIS 結果。由圖 9(a)Nyquist 圖可見，隨著實驗進行，容抗弧半徑並沒有顯著增加，且僅有一個容抗弧，代表在對照組中碳鋼並沒有顯著的腐蝕行為改變。將不同浸沒天數的阻抗譜擬合後得到的等效電路如圖 9 (c)所示， R_s 為溶液電阻； R_{ct} 為電荷轉移電阻，反應了電極反應難易程度； CPE_{dl} 為電雙層常相位角元件(Constant Phase Angle Element)，由於電極表面存在彌散效應，所測得的電雙層電容並會隨著交流信號頻率與震幅而發生改變。彌散效應的發生主要與電極表面電流分布不均有關，其電路解析為：

$$Z = \frac{1}{T \cdot (i\omega)^P}$$

CPE 所表現的阻抗即由 T 與 P 這兩個參數來定義。

對於有 SRB 菌存在的實驗組，前十天的容抗弧半徑隨著浸沒時間增加而增加，可能原因與 FeS 層吸附有關，當 CS 置入培養基內並且接菌後，SRB 會先以浮游細胞的形式附著於表面，並在表面定殖後形成菌落，這階段 SRB 雖不與 CS 直接作用，但仍會持續將培養基內 SO_4^{2-} 還原成 S^{2-} ，而硫離子接觸到碳鋼會形成 FeS 並附著於表

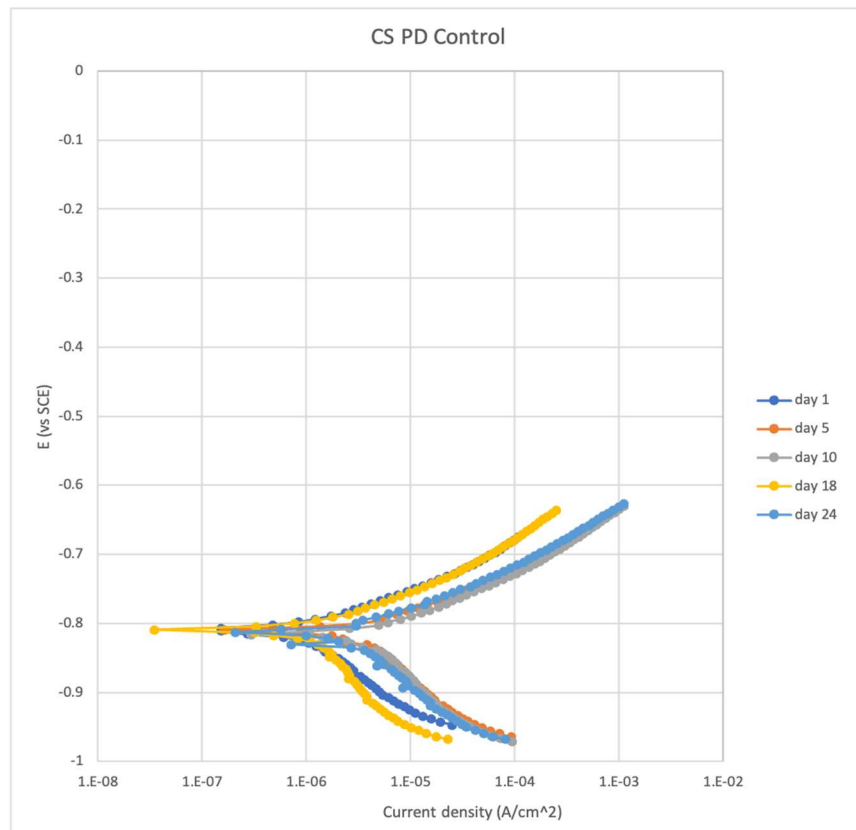
面，並隨著時間增加所形成的 FeS 層逐漸增厚。此時擬合的等效電路如圖 10 (c)表示，各等效電路中的等效元件數據如表 11 所示。

隨著實驗進行，第十天後附著於表面的菌落逐漸發展而形成生物膜，當生物膜成熟後由於質傳阻礙，在生物膜底層的 SRB 逐漸開始利用元素鐵作為能量來源，因此開始產生典型的 MIC 局部腐蝕特徵，由於 FeS 層具有半導體特性，SRB 可以不接觸金屬便可獲取電子，但隨著環境中營養物質的減少與代謝壓力，為了更有效率的氧化鐵，SRB 會破壞 FeS 層使局部厚度減薄以方便快速氧化鐵，因此在阻抗譜上出現容抗弧半徑下降。另外，由於生物膜具有電容特性，會隨著生物膜逐漸覆蓋完全與成熟增厚，電容特性也逐漸明顯，於圖 10 (d)等效電路中以 CPE_b 表示，此時 R_s 表示為溶液電阻與生物膜電阻串聯。

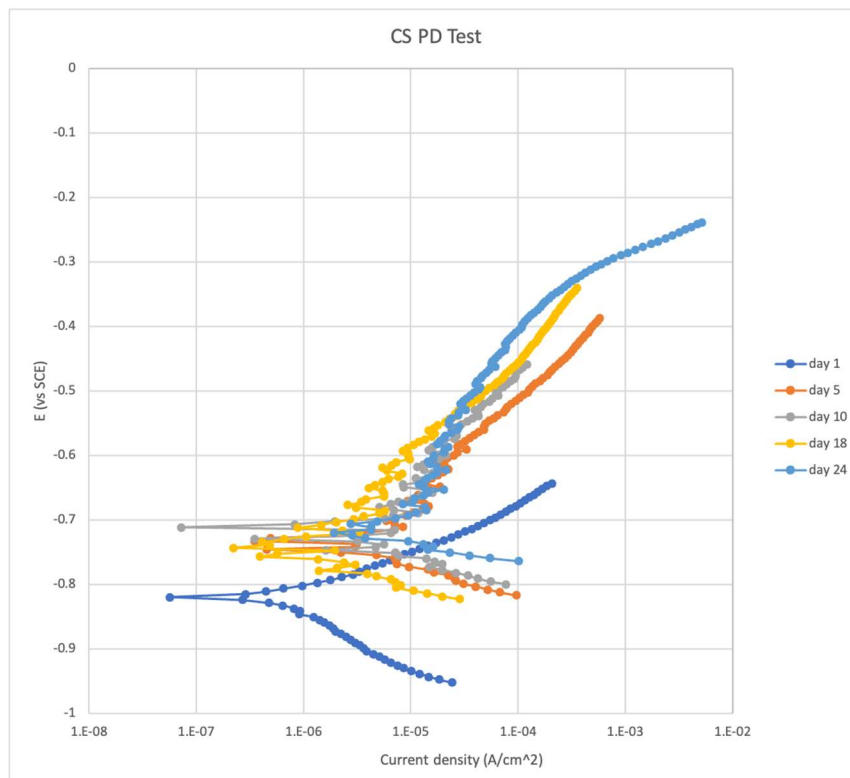
當實驗進行至第 24 天時，從圖 10 (b) Bode 圖可以看到在中低頻時出現了兩個特徵頻率，這是因為在 18~24 天中，生物膜底層的 FeS 被 SRB 破壞而有部分元素鐵與 SRB 直接接觸，此時整個金屬表面由兩部分組成：大部分的表面由 FeS 層完整覆蓋，這部分可以用 R_f 表示；另一個是在 FeS 層已經穿透且面積很小的局部區域與生物膜直接接觸，除了 SRB 直接攻擊外，EPS(細胞外聚合物)的酸性環境也會促使局部腐蝕加劇。這個過程的法拉第阻抗 Z_F 等效電路由陽極溶解過程的電荷轉移電阻 R_{ct} 與由等效電容 C_1 及 R_f 並聯而成的負荷元件串連電路，因此整體的等效電路如圖 10 (e)所示。而各等效電路中等效元件的數據如表 11。

整體而言，接菌後進行浸沒實驗的初期，由於浮游型態的 SRB 菌代謝產生的硫離子逐漸與碳鋼形成 FeS 層而使得整體腐蝕速率下

降，並附著於表面而生成菌落。隨著菌落成熟，各個微生物群落相互連結在表面形成完整生物膜，金屬與生物膜交界處底層 SRB 菌開始攻擊金屬表面使 FeS 層局部變薄甚至破壞，進而引發更嚴重的局部腐蝕。



(a)對照組

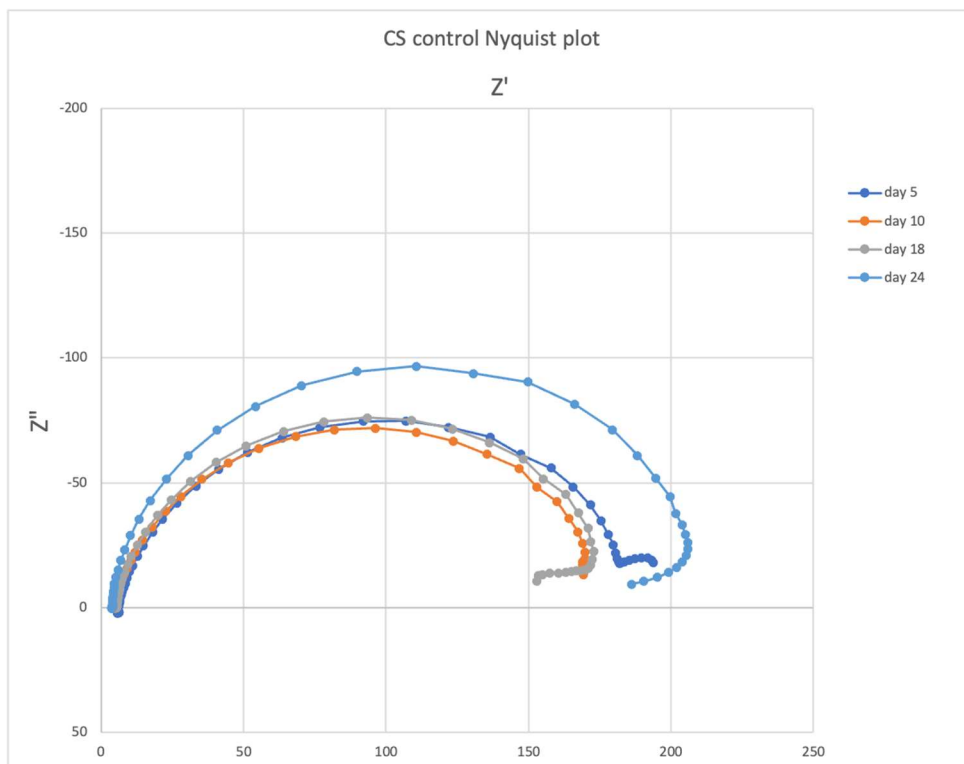


(b)實驗組

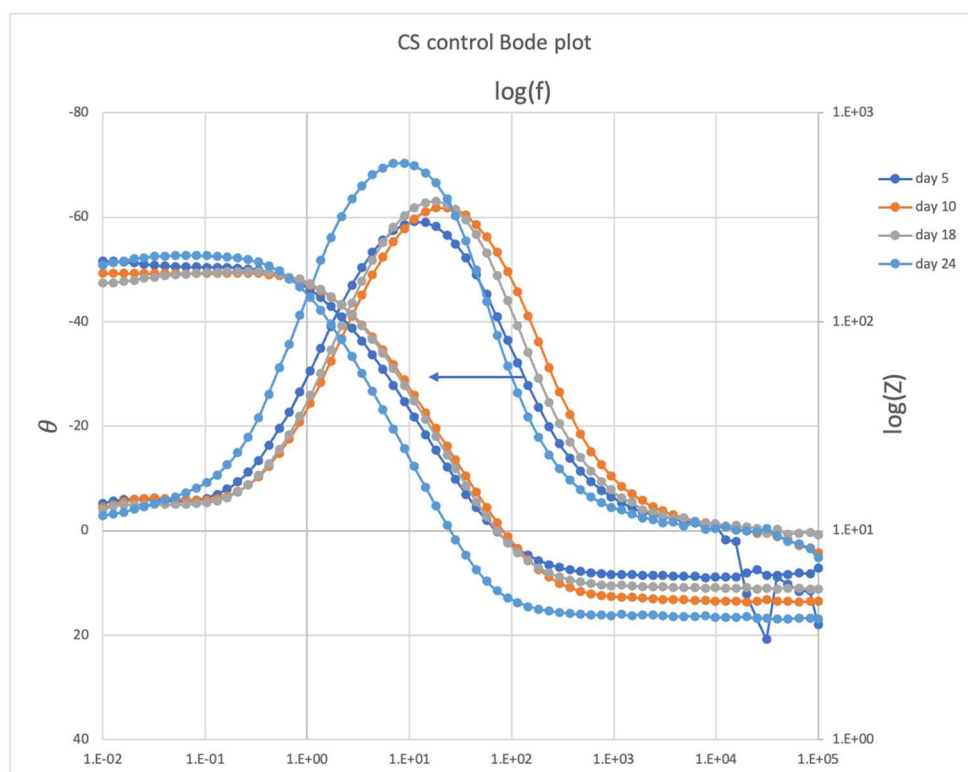
圖 8、碳鋼在 SRB 菌培養基中的極化曲線

表 9、碳鋼試片在 SRB 菌培養基中的電化學參數

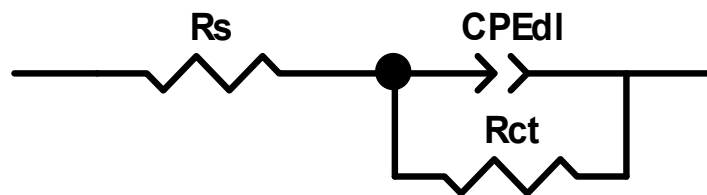
CS(對照組)	Day 1	Day 5	Day 10	Day 18	Day 24
E_{corr} (V vs SCE)	-0.808	-0.80985	-0.81595	-0.8049	-0.8089
i_{corr} (A/cm ²)	8.62×10^{-7}	3.09×10^{-6}	3.90×10^{-6}	1.08×10^{-6}	2.05×10^{-6}
CS(實驗組)	Day 1	Day 5	Day 10	Day 18	Day 24
E_{corr} (V vs SCE)	-0.8224	-0.7509	-0.7415	-0.7629	-0.7374
i_{corr} (A/cm ²)	6.81×10^{-7}	4.06×10^{-6}	3.01×10^{-6}	1.05×10^{-6}	5.24×10^{-6}



(a) Nyquist 圖



(b) Bode 圖

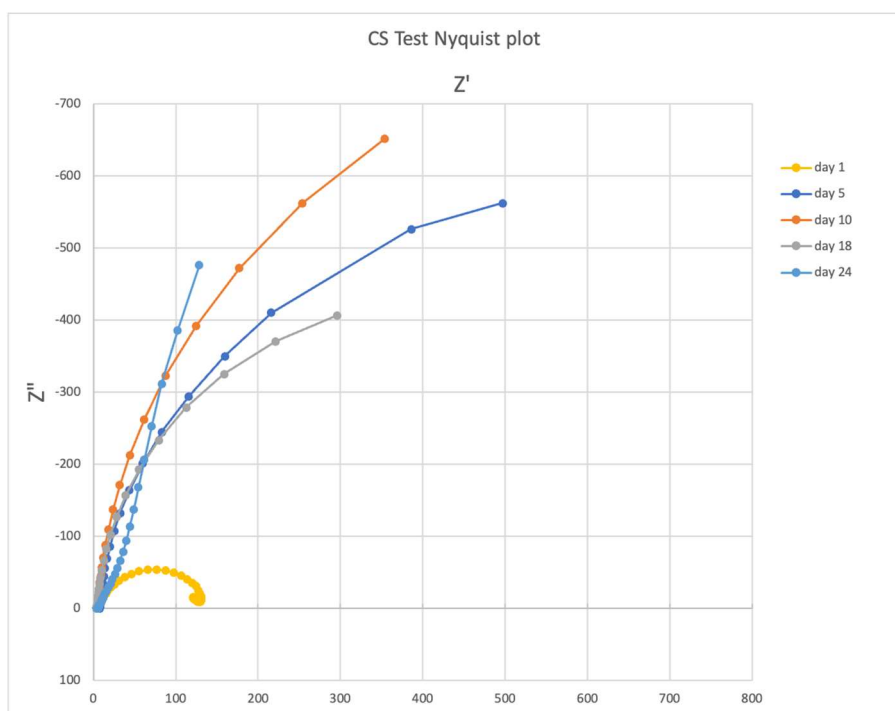


(c) 擬合等效電路圖

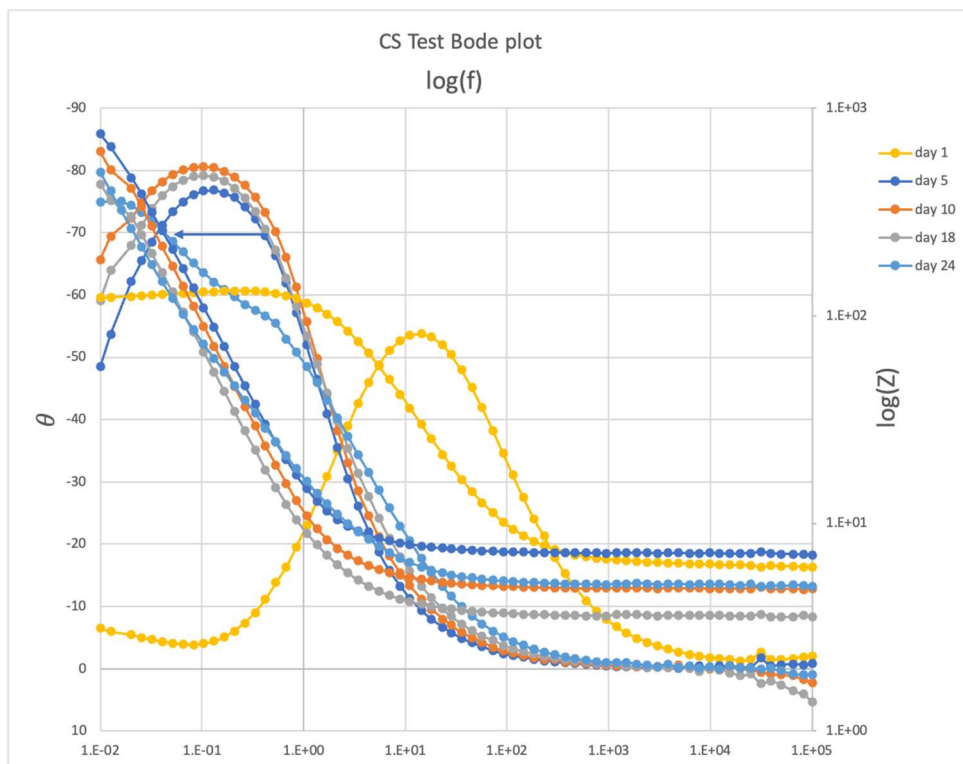
圖 9、碳鋼試片在 SRB 菌培養基(對照組)的 EIS 分析圖

表 10、碳鋼試片在 SRB 菌培養基(對照組)的 EIS 數據

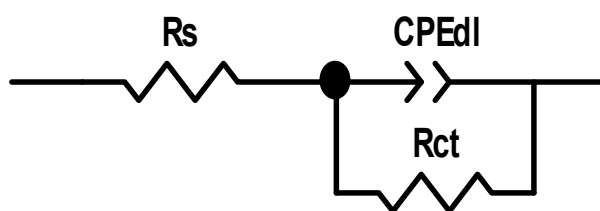
	R_s	CPEdl -T	CPEdl-P	R_{ct}
day 1				
day 5	6.079	0.00073983	0.87	182.2
day 10	4.568	0.00053268	0.87495	175.3
day 18	5.274	0.00052562	0.90126	176.4
day 24	3.878	0.00093146	0.94961	209.3



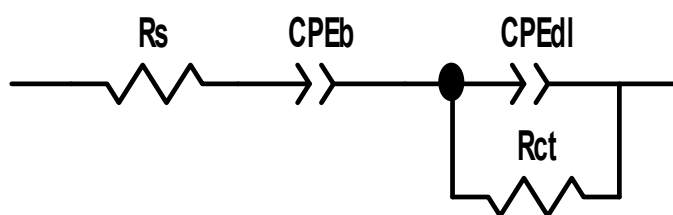
(a) Nyquist 圖



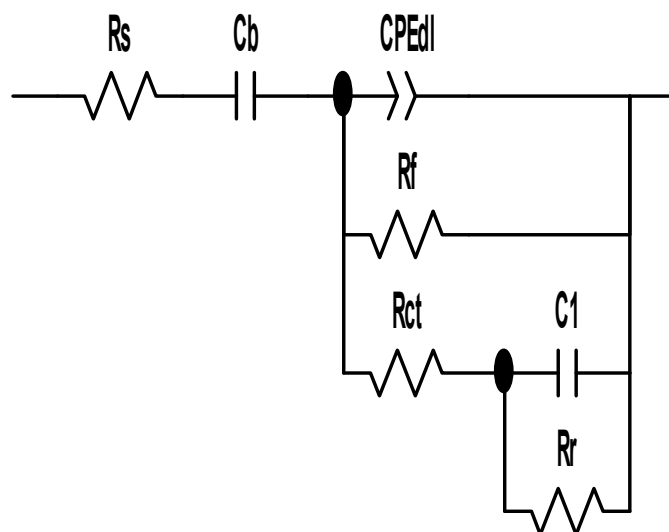
(b) Bode 圖



(c) 第 1、5、10 天等效電路



(d) 第 18 天等效電路



(e) 第 24 天等效電路

圖 10、碳鋼試片在 SRB 菌培養基(實驗組)的 EIS 分析圖

表 11、碳鋼試片在 SRB 菌培養基(實驗組)的 EIS 數據

	Rs	CPEdl -T	CPEdl-P	Rct	CPEb-T	CPEb-P	Cb	Rf	C1	Rr
day 1	6.353	0.00080575	0.8345	135.2						
day 5	7.323	0.013772	0.93732	1284						
day 10	4.803	0.017971	0.98685	1557	0.3367	0.37696				
day 18	3.546	0.025067	0.98824	872.7	0.19823	0.3712				
day 24	5.2	0.023306	0.06989	225.2			0.056579	1600	0.013798	29054

(三) 表面形貌

圖 11 為碳鋼與 304 不銹鋼試片在 SRB 實驗組與對照組溶液中進行 30 天浸沒實驗後的 SEM 圖，附著於碳鋼表面的腐蝕產物鬆散且觀察不到 SRB 菌體，在不銹鋼的表面僅有零星且明顯較少的腐蝕產物附著於表面。圖 12 為碳鋼(實驗組)表面的 EDS 結果，主要的

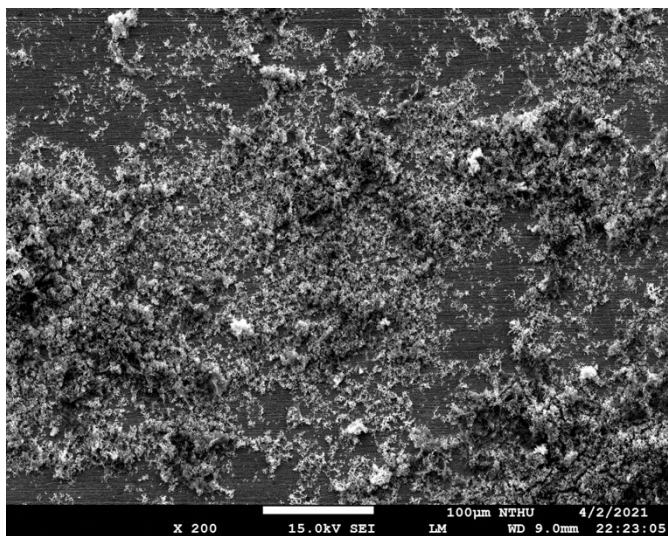
腐蝕產物為磷酸鹽化合物，來自於培養基的成分，EDS 結果並未測出硫元素，因為硫(S)是 SRB 代謝過程呈現的特徵，可得知 SRB 在 30°C/30 天的測試過程是處於非活化狀態，並未於材料表面形成生物膜。此結果可以進一步驗證表 1 中所載的結果，30°C 溫度範圍附近屬於非 SRB 菌可活躍生長的區間。不銹鋼試片的結果也顯示在 30°C 環境下確實會使 SRB 菌生長受限，且生物膜的生成不若碳鋼試片明顯且量少。

依據以上的推論，可以預期機組隨著停機過渡階段的時間推展，機組因衰變熱逐漸降低、燃料的移除或透過餘熱移除系統熱交換器的運轉模式切換，冷卻水溫度降至 30°C 左右時，或可將 SRB 菌造成的微生物腐蝕行為加以排除。為能進一步獲取 SRB 所造成的微生物腐蝕影響，本研究後續的研究考慮將提高測試的溫度以確認 SRB 主要活躍的溫度範圍。

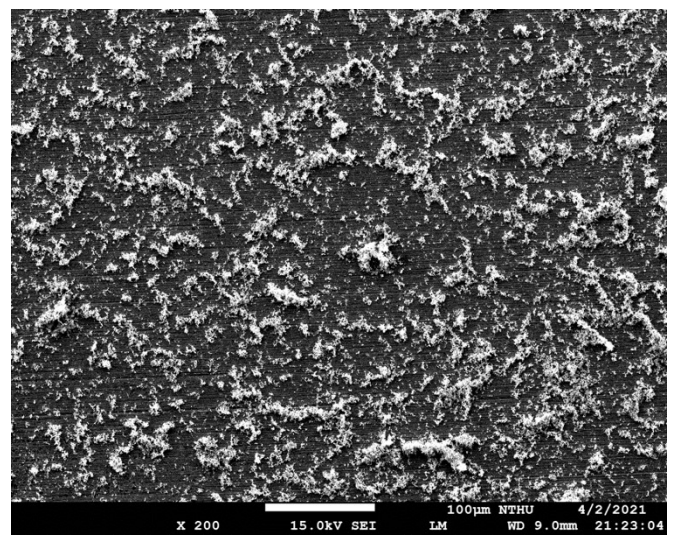
圖 13(a)與圖 13(c)為在 40°C 環境下培養 90 天的碳鋼與 304 不銹鋼之 SEM 圖，可看出有接菌的碳鋼與不銹鋼試片表面形成厚實的腐蝕產物。試片進行 EDS 分析則可發現圖 14 的腐蝕產物包含大量硫元素的訊號，並觀察到 SRB 菌落，應為 SRB D.n 形成的生物膜。而對照組與先前 30 天結果相同，僅觀察到少量的腐蝕產物附著於表面。

圖 15 為 180 天測試後的碳鋼表面 SEM，圖中可看出生物膜於碳鋼表面的型態，原本生物膜均勻覆蓋於表面，但在脫水乾燥過程中部分生物膜脫落，連同一部分的 FeS 層脫落，並且在碳鋼試片的金屬表面可以觀察到典型 MIC 的孔蝕特徵，顯示 SRB 在這種測試環境下確實會對材料產生特定的腐蝕行為。

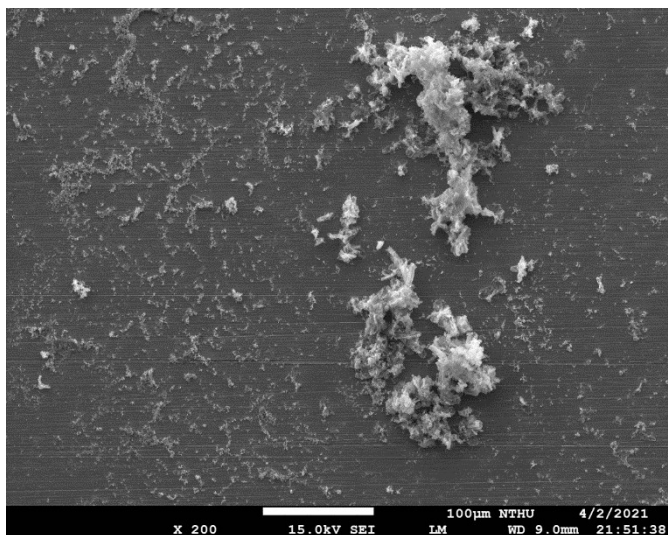
圖 15 為去除生物膜後直接觀查碳鋼金屬表面的結果，可以看出 SRB 存在的實驗組(圖 15(b))，碳鋼表面出現較深的孔蝕，且伴隨著較為密集的腐蝕區域；而對照組的碳鋼表面則無明顯的孔蝕出現。不銹鋼試片的表面在含有 SRB 菌環境下，表面的腐蝕現象與孔蝕並不明顯，SRB 造成的孔蝕行為在不銹鋼試片上的結果尚待更多數據證明。



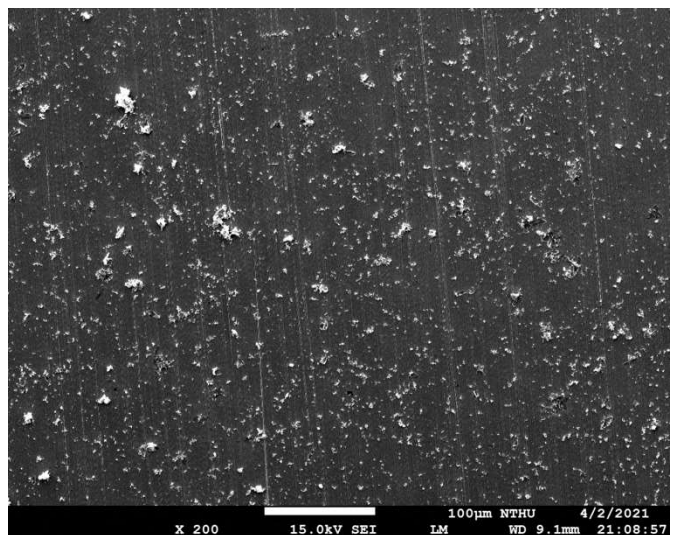
(a)碳鋼(實驗組)



(b)碳鋼(對照組)



(c)不銹鋼(實驗組)



(d)不銹鋼(對照組)

圖 11、經 30 天測試後(30 °C)，碳鋼與 304 不銹鋼表面 SEM 圖

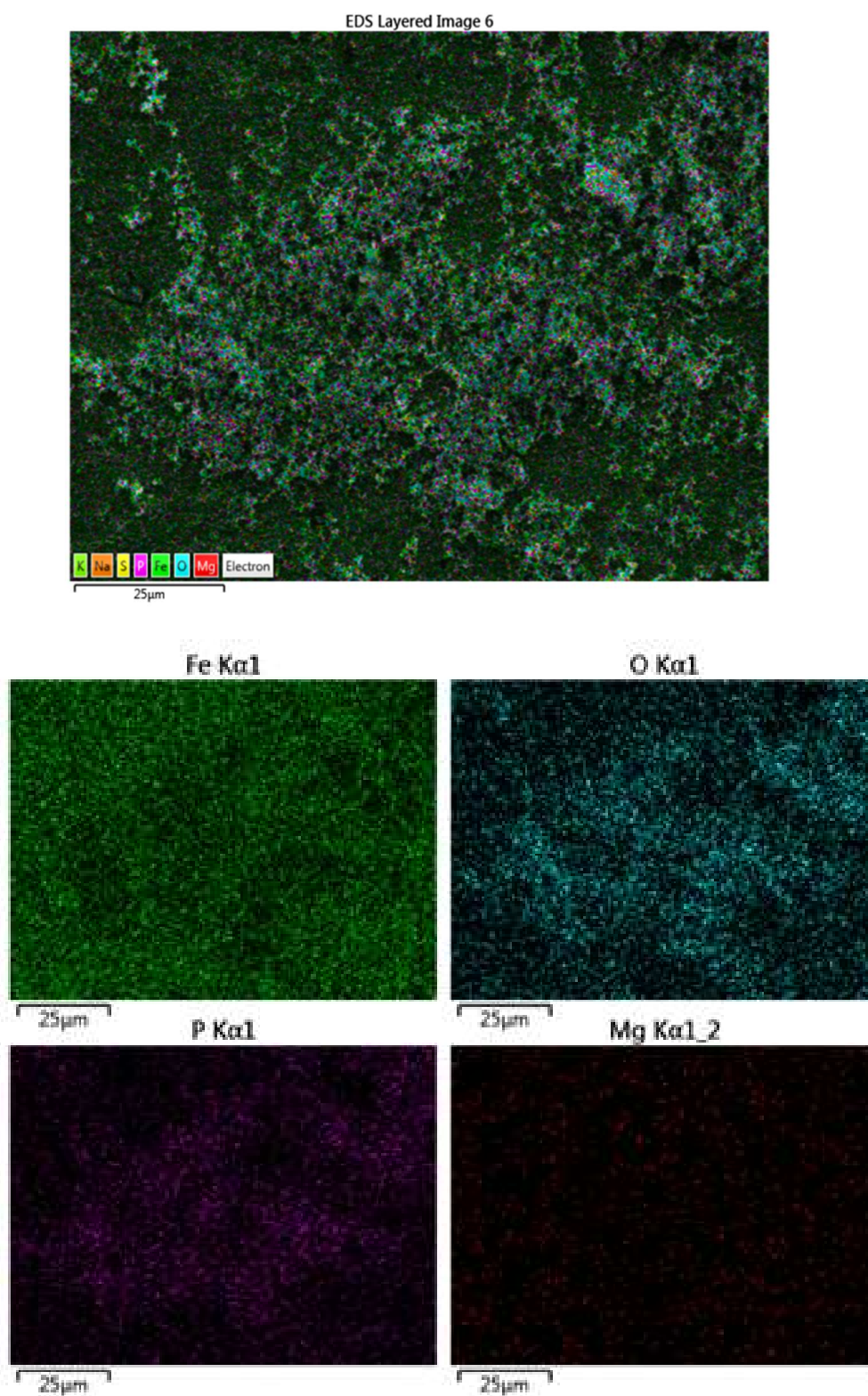
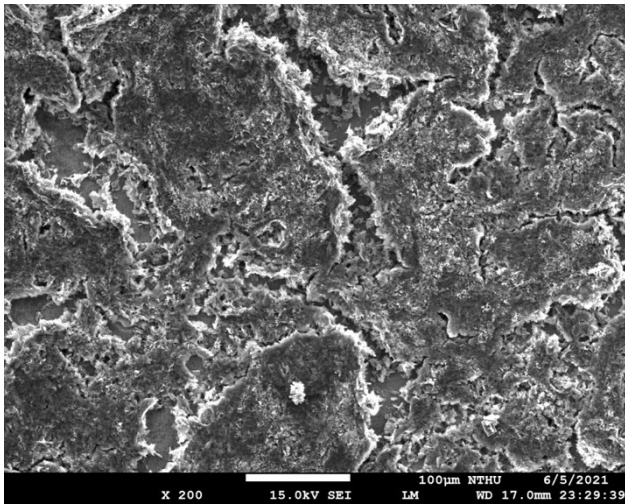
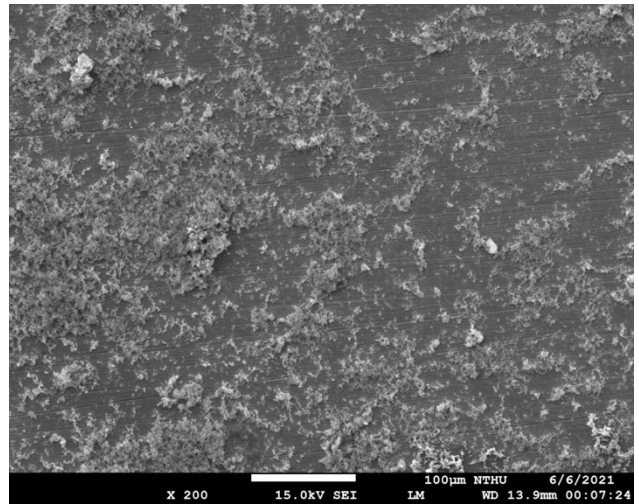


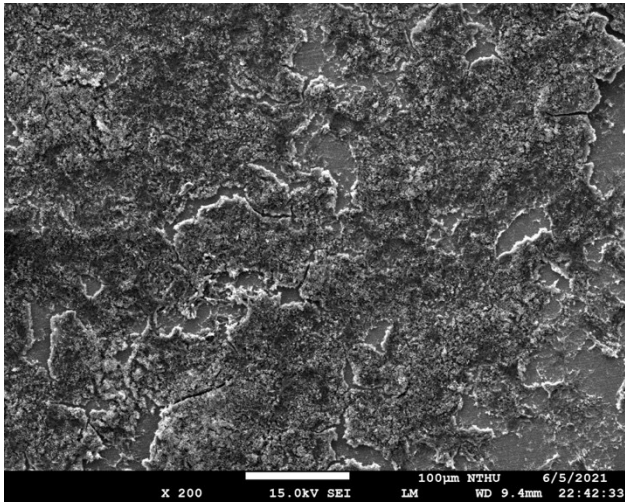
圖 12、經 30 天測試後(30 °C)，碳鋼(實驗組)表面 SEM 與 EDX 圖



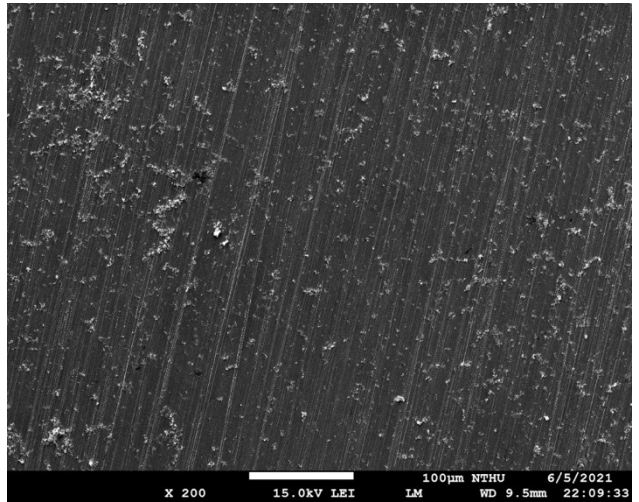
(a)碳鋼(實驗組)



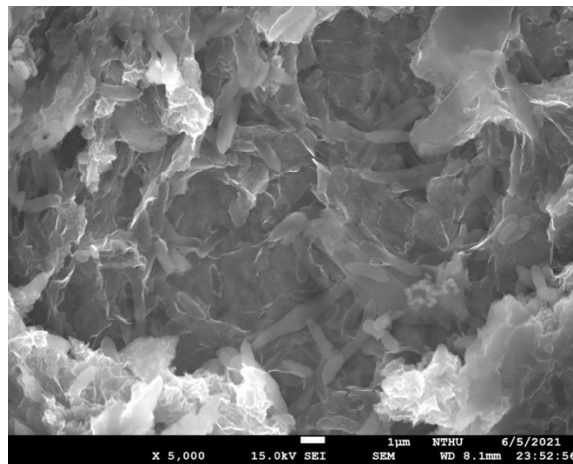
(b)碳鋼(對照組)



(c)不銹鋼(實驗組)

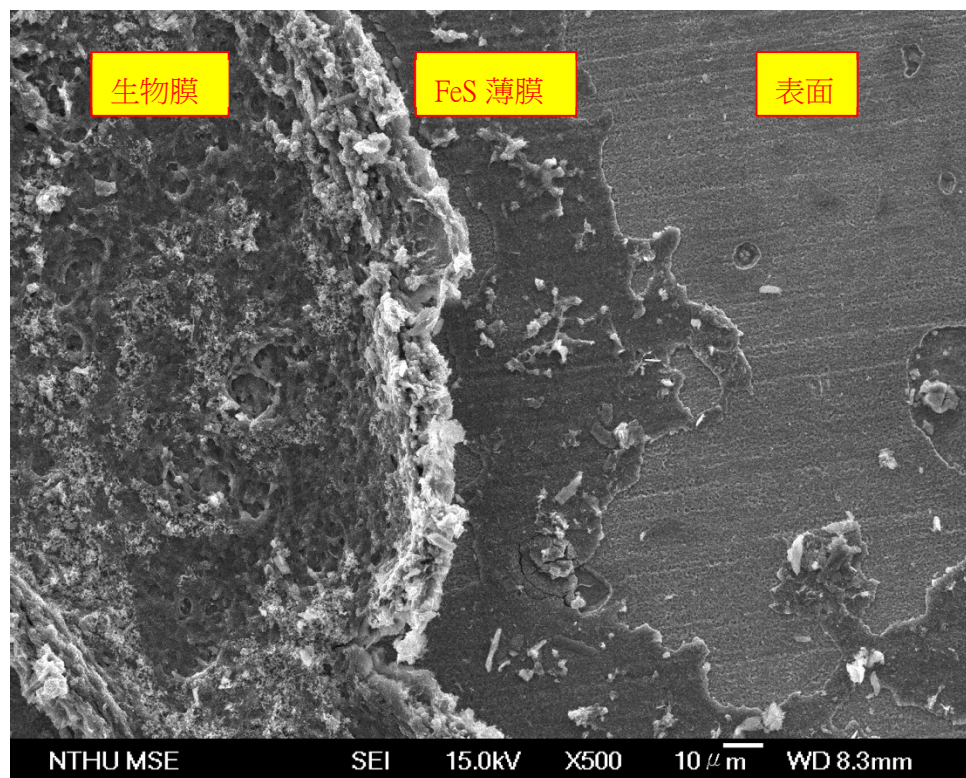


(d)不銹鋼(對照組)

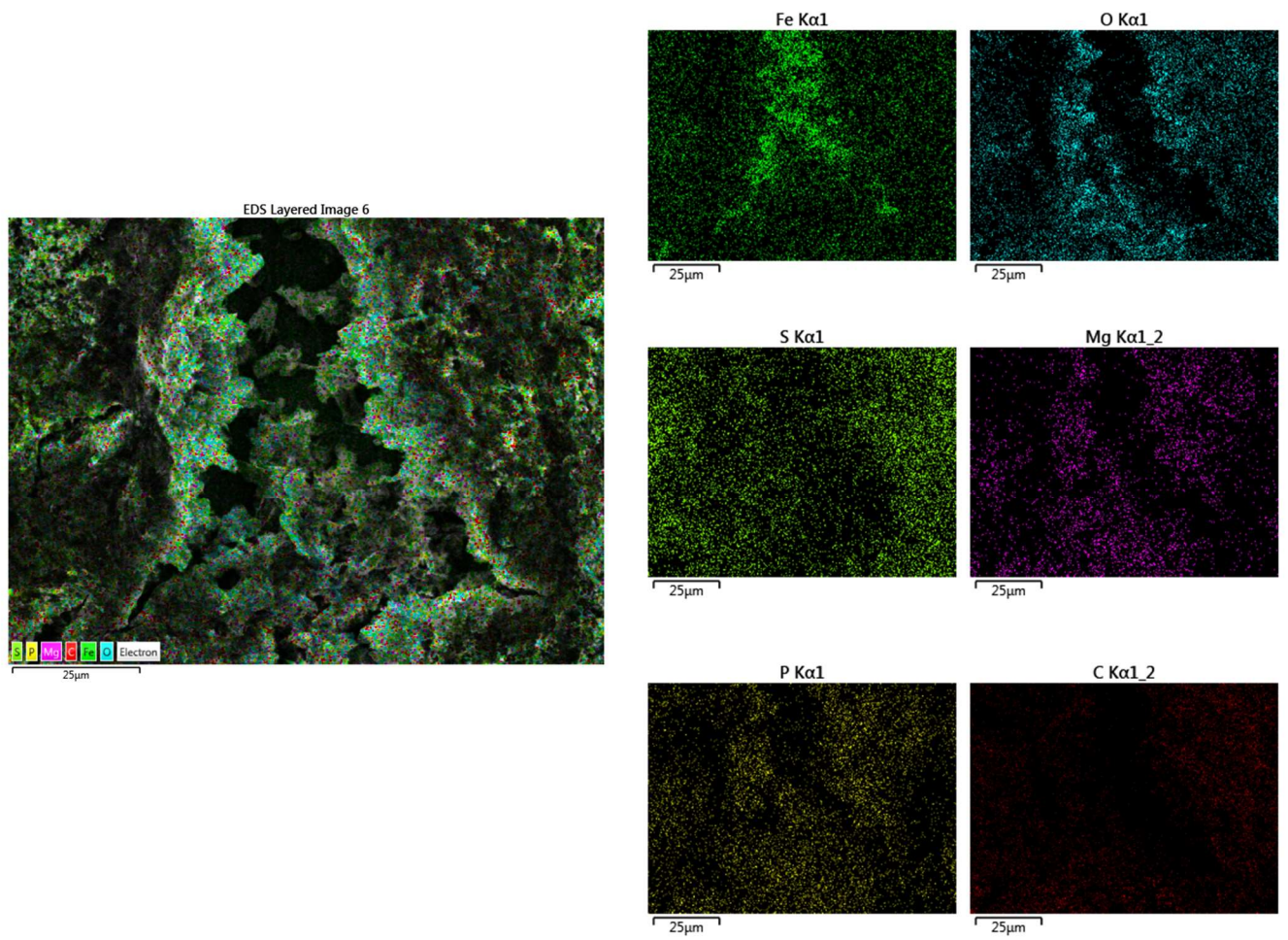


(e) 碳鋼表面形成的 SRB 菌落

圖 13、經 90 天測試後，碳鋼與 304 不銹鋼表面 SEM 圖



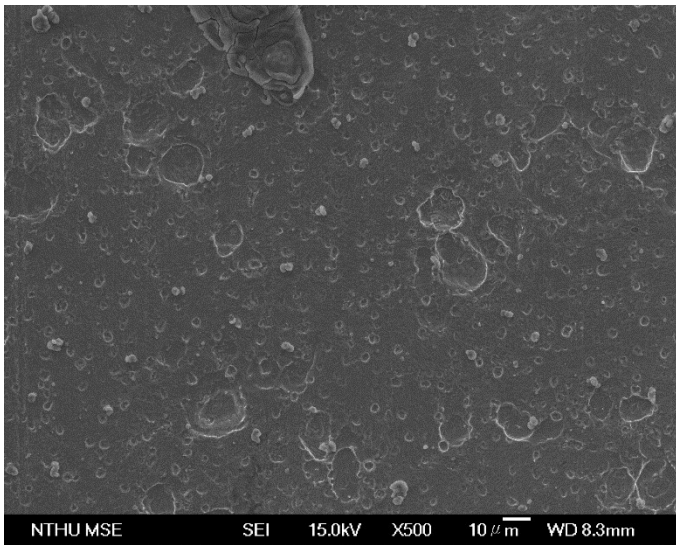
(a) SEM



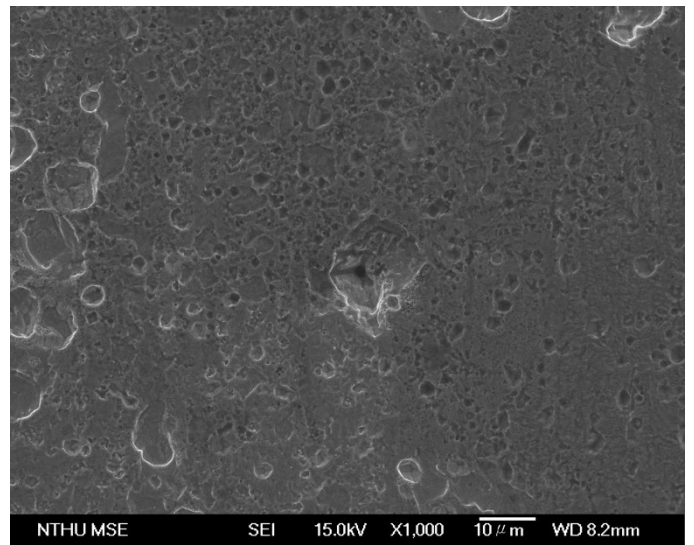
(b) EDX

圖 14、經 90 天測試後，碳鋼表面生物膜

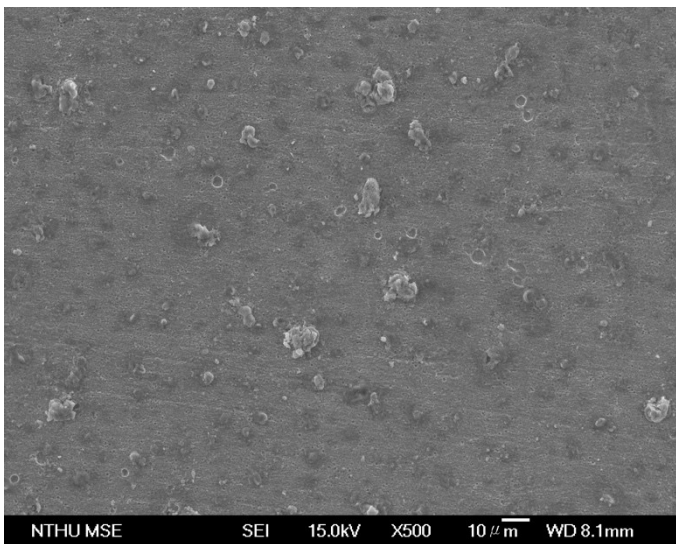
(b)



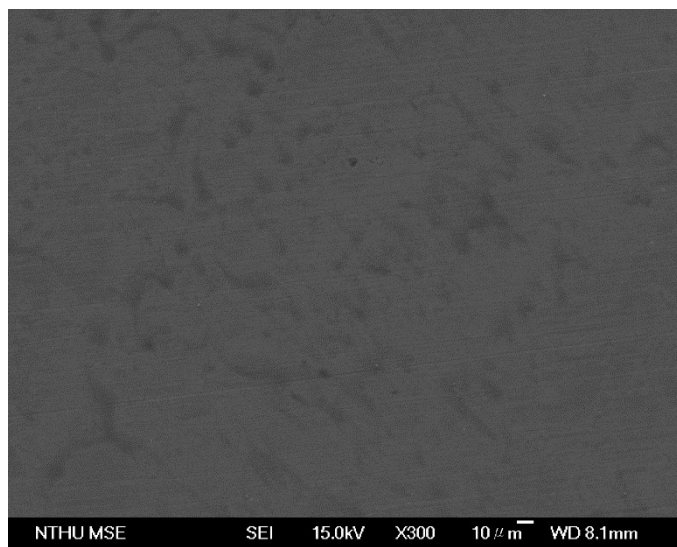
(a)碳鋼(實驗組)



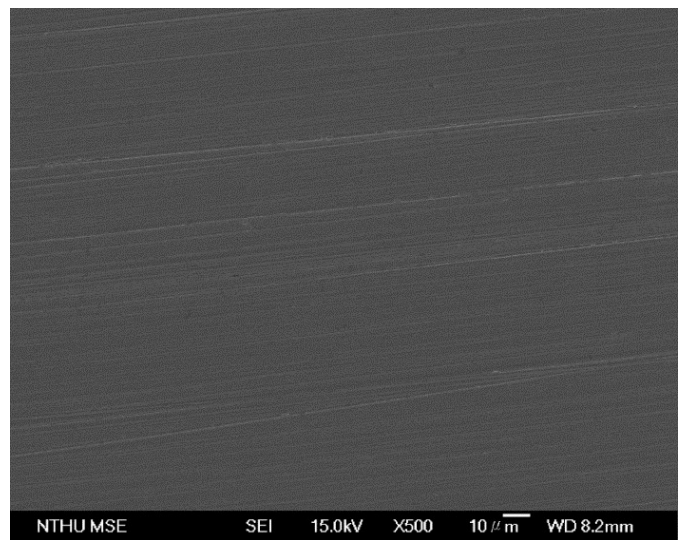
(b)碳鋼(實驗組)孔蝕



(c)碳鋼(對照組)



(d)不銹鋼(實驗組)

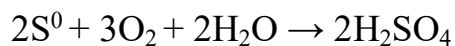
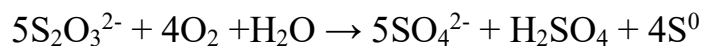
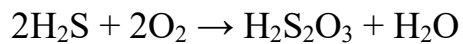


(e)不銹鋼(對照組)

圖 15、經 180 天測試後，去除腐蝕產物的碳鋼與 304 不銹鋼表面 SEM

二、 SOB 菌

SOB 菌屬於好氧的硫化菌，並非好氧型鐵氧化菌(IOB)，其附著於碳鋼表面的生物膜生長主要是藉由培養基獲取需要之養份。值得注意的是，SOB 培養基完成配製後的 pH 值為 4.2，但在置入試片並加入菌株後則呈現如圖 16 所示顏色上的差異。主要是實驗組的部分因為 SOB 的存在將硫粉還原成硫酸而使 pH 值下降，SOB 將培養基裡的元素硫及還原性硫化物氧化而生成硫酸，其反應過程如下：



而在對照組的容器內，因培養基與鐵反應而生成大量的黑色硫鐵化合物，在實驗過程中逐漸遮蔽住 pH 指示劑的藍色，並且使得培養基的 pH 上升至 10。

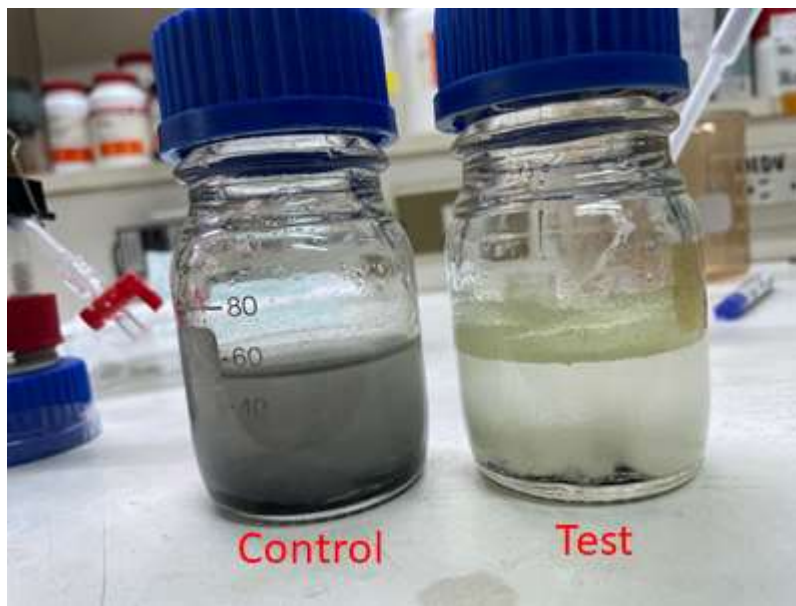


圖 16、SOB 菌培養基在接菌是否的外觀差別

(一) 腐蝕速率

SOB 菌是以將元素硫及還原性硫化物氧化而生成硫酸的反應為主，因此碳鋼表面因為 SOB 活動產生的代謝產物均勻的覆蓋於試片表面，主要形成 FeS 、 Fe_2O_3 等化合物，因具有緻密的特性形成屏蔽，降低腐蝕的程度。表 12 顯示碳鋼與 304 不銹鋼試片經 30°C 及 15 天測試下的重量變化與腐蝕速率，將有無接菌之兩組腐蝕速率相除可知在 SOB 培養基的環境下，因 SOB 存在的關係，碳鋼的重量損失降低為原本的 $1/5$ 。304 SS 試片的結果顯示 SOB 菌對不銹鋼試片造成的影響並不顯著，其重量變化可能受到表面生物膜與代謝產物的殘留物影響。

此外，碳鋼分別在含有 SRB 或 SOB 環境下的腐蝕結果中可以發現，似乎在 SOB 環境下碳鋼的腐蝕速率(表 12)比 SRB 環境下的腐蝕速率(表 7)快，主要原因是因為 SOB 實驗處於有氧環境下，並且 SOB 使用含硫粉的培養基亦是原因之一。在未加入 SRB 菌的環境下，SRB 所使用的培養基於碳鋼試片置入後 10 天仍觀察到試片表面的金屬光澤，因為除氧環境下，碳鋼的腐蝕速率較低，其培養基的 pH 值約為 7.8。但處在 SOB 的實驗環境，除了可能因為氧對鐵所造成的氧化外，培養基中的硫粉亦會與碳鋼接觸形成硫化鐵，同時生成的 HS⁻會使 pH 上升($\text{H}_2\text{O} + \text{S}^{2-} \rightarrow \text{HS}^- + \text{OH}^-$)，是以在碳鋼試片置入後 10 天已觀查不出試片原有金屬光澤。因此，可以確認 SOB 測試的條件對於碳鋼腐蝕程度比 SRB 測試的條件高。

實驗條件為加速測試材料的腐蝕程度，會與實際環境具有差異，可知實際環境並不會出現實驗環境所使用的單質硫，通常只有 SO₄²⁻、PO₄³⁻來誘導附著的微生物形成生物膜，因此實驗中 SOB 對於材料造成的腐蝕程度於實際情況並不存在。

整體而言，SRB/NRB/ Methanogens (硫酸鹽還原菌/硝酸鹽還原菌/產甲烷菌)在實際環境中仍是最主要關注的 MIC 菌種，在厭氧環境中皆有能力直接氧化金屬造成孔蝕。生物膜具有生物異質性，如圖 17 所示，而 IOB/IRB/SOB/APB(鐵氧化菌/鐵還原菌/硫氧化菌/產酸菌)等好氧菌的作用是在生物膜創造厭氧環境與低 pH 環境，並相

互分工完成磷硫鐵循環，實際上最值得注意的 MIC 微生物應以 SRB 菌等為主。

表 12、碳鋼與 304 不銹鋼試片的重量變化與腐蝕速率（含實驗組與對照組）

SOB 菌實驗	實驗組 (pH:4.85)		對照組(pH:10.00)	
	CS	304	CS	304
重量變化 (mg/cm ²)	-11.52	0.4	-55.78	1.1
腐蝕速率 (mm/yr)	0.35710	-0.01227	1.72906	-0.03375

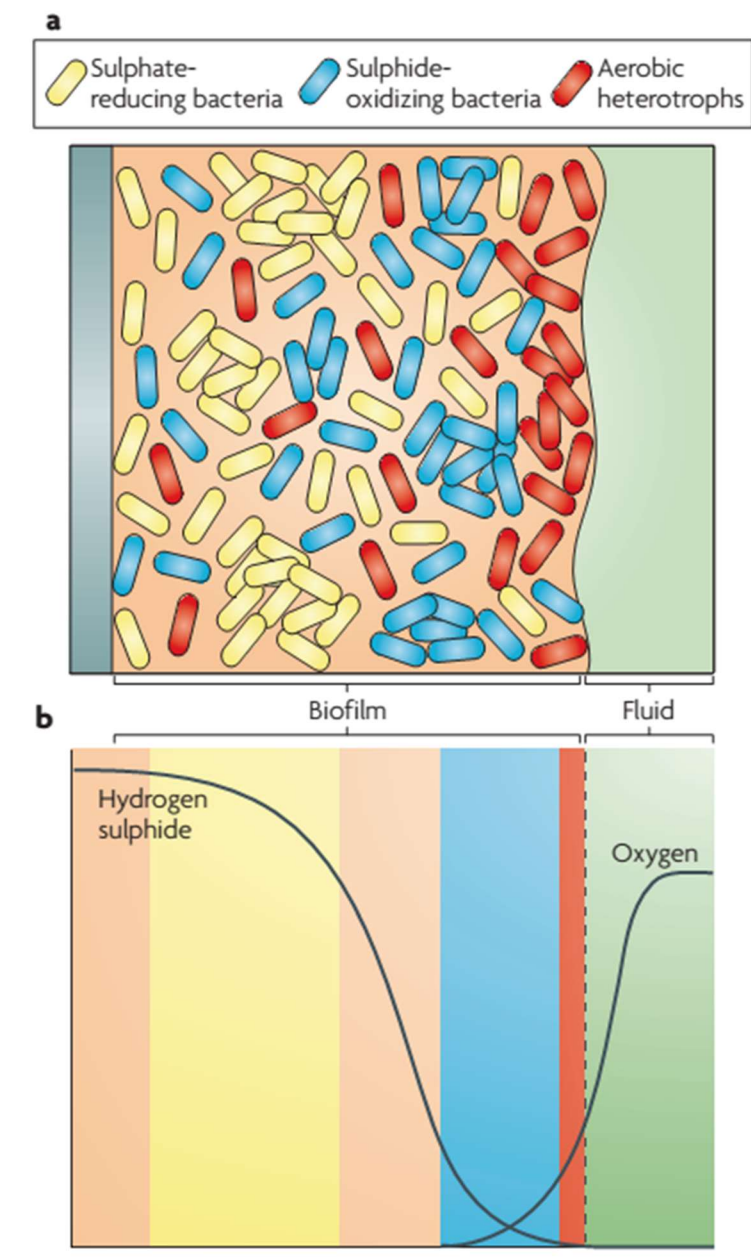


圖 17、生物膜異質性^[5]

(二) 電化學量測分析

SOB 菌之浸沒實驗試片，在經重量分析後得知碳鋼於未接菌的培養基下，經過 15 天後表面出現大量的硫鐵化物，圖 18 與表 13 為碳鋼極化曲線的結果。從極化曲線可看出，隨著測試時間增加，腐蝕

電流密度 i_{corr} 下降，同時腐蝕電位 E_{corr} 逐步上升，代表陽極反應受到的抑制作用大於陰極反應，這是典型鈍化膜形成時會觀察到的現象，表示碳鋼浸沒於 SOB 培養基時，會在表面形成磷酸鐵層使之鈍化，造成腐蝕速率下降。之後由於高 pH 造成磷鐵層不穩定使其厚度開始變薄，陽極的抑制作用減弱， E_{corr} 開始下降。

碳鋼試片置入 SOB 培養基一天之後，圖 19(a)Nyquist 圖顯示在中低頻出現感抗，出現感抗有很多原因，最有可能的原因為產生了還原性吸附或是在碳鋼表面發生另外的反應而其中間產物具有感抗成分。這階段的鐵作為陽極被氧化，溶液中氫離子被還原，造成溶液中 pH 值上升，同時被氧化的鐵與溶液中的磷酸根反應，於碳鋼表面形成較為緻密的磷化層 ($\text{FePO}_4\text{-H}_3\text{PO}_4\text{-4H}_2\text{O}$)，此機制反應了在未加入 SOB 菌的培養基中呈現高 pH 值的結果，等效電路如圖 19(c)所示， CPE_f 與 R_f 代表著磷化鐵所造成的電容效應與阻抗， $R_{\text{ct},a}$ 與 $R_{\text{ct},c}$ 代表著陽極與陰極的反應電阻，而 $L_{\text{ct},a}$ 為陽極中間產物造成的感抗所擬合的等效電感。

測試第三天之後，感抗弧消失，代表著磷化層已均勻覆蓋於表面，並呈現出一大一小的容抗弧，在高頻範圍中小的容抗弧代表著電極反應，而低頻半徑較大的容抗弧為表面附著物產生的阻抗，並隨著時間增加。低頻範圍代表附著物的容抗弧半徑逐漸增大，代表形成的磷化層逐漸增厚，進一步防止鐵與溶液中腐蝕性離子接觸，使其發生氧

化的難易度上昇。進入到第十二天，低頻容抗弧代表的表面附著物的阻抗下降，代表著該磷化層逐漸變薄使其降低對於金屬的保護性，可能原因為磷鐵層在鹼性環境中變的較為不穩定而溶回溶液中，等效電路擬合結果如圖 22(d)，各等效元件參數如表 12 所示。

與重量變化結果不同的是，電化學分析中碳鋼表面並非產生大量的硫鐵化合物使培養基呈現灰色，原因為電化學實驗中試片為垂直放置，硫粉沉澱後不會直接碰觸並停留於試片表面，不會被還原成 S^{2-} 後與鐵生成硫鐵化合物，進而形成緻密的磷酸鐵層並覆蓋表面而導致腐蝕速率下降，因此在電化學槽中的碳鋼試片表面不會形成疏鬆的硫鐵化合物使碳鋼持續進行腐蝕。

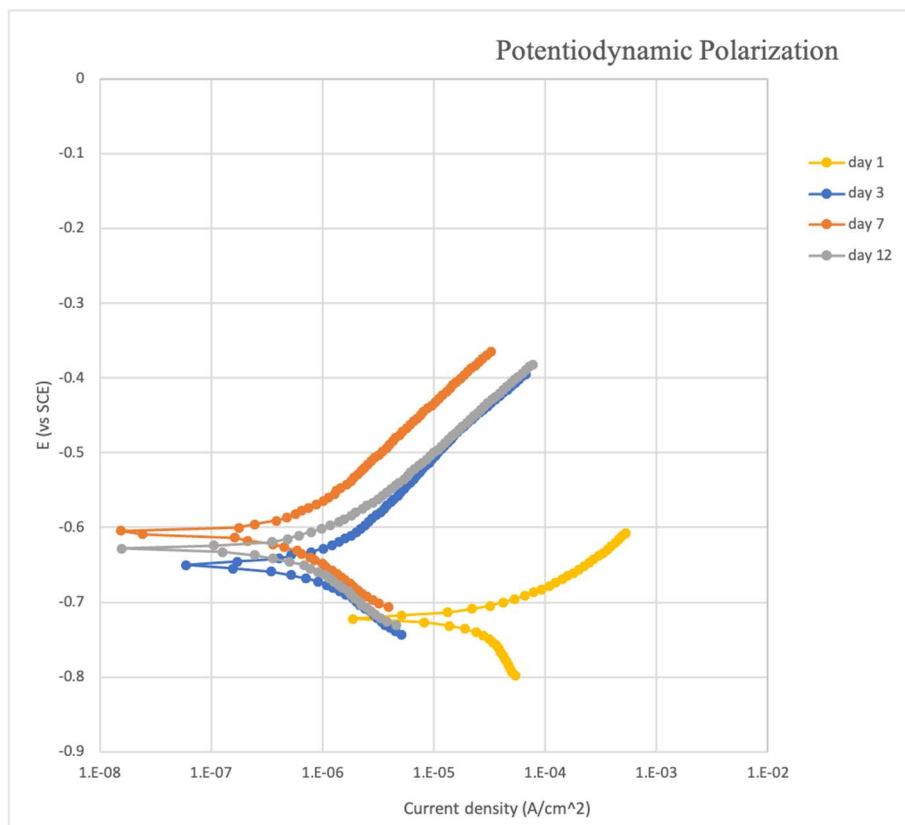
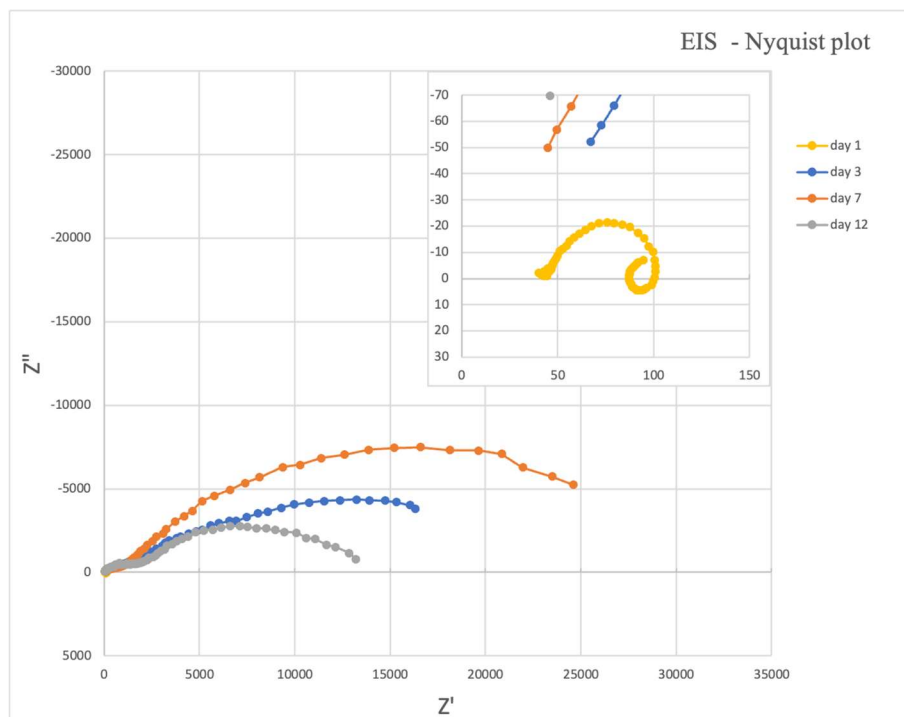


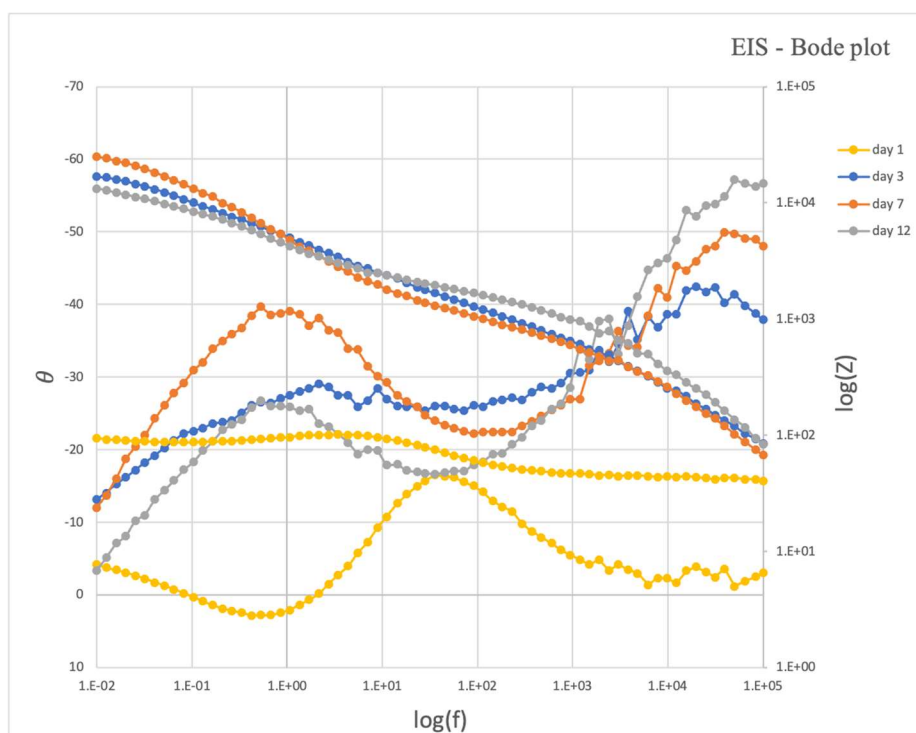
圖 18、碳鋼在 SOB 菌培養基中(對照組)的極化曲線

表 13、碳鋼試片在 SOB 菌培養基中(對照組)的電化學參數

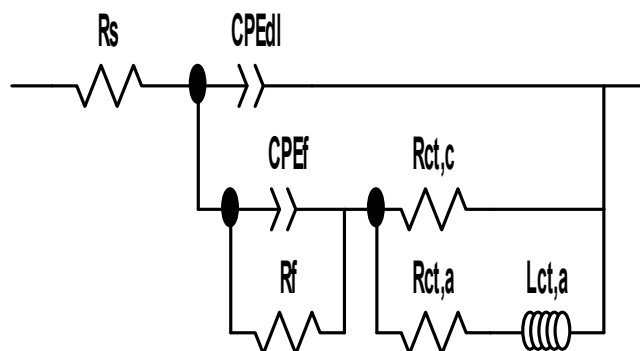
CS(對照組)	Day1	Day3	Day7	Day12
E_{corr} (V vs SCE)	-0.73135	-0.66278	-0.60874	-0.63038
i_{corr} (A/cm ²)	2.865E-5	9.5726E-7	4.3771E-7	6.106E-7



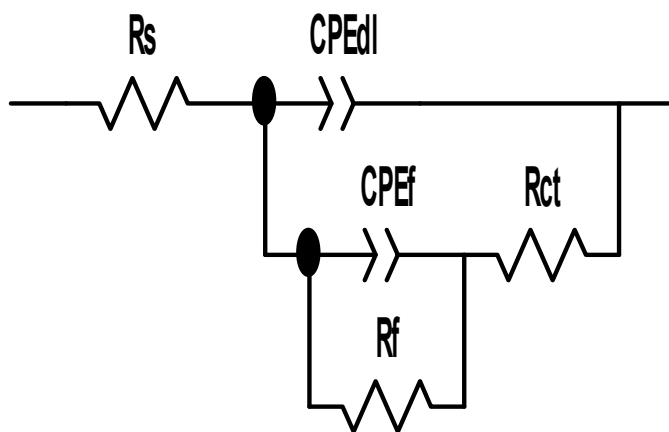
(a) Nyquist 圖



(b) Bode 圖



(c) 第 1 天之等效電路



(d) 第 3、7、12 天之等效電路

圖 19、碳鋼試片在 SOB 菌培養基(對照組)的 EIS 分析圖

表 14、碳鋼試片在 SOB 菌培養基(對照組)的 EIS 數據

	R_s	CPEdl-T	CPEdl-P	CPEf-T	CPEf-P	R_f	R_{ct}	$R_{ct,c}$	$R_{ct,a}$	$L_{ct,a}$
day 1	44.4	0.00026478	0.79638	9.67E-05	0.60059	14.22		60.56	151.6	35.74
day 3	21.62	4.86E-06	0.59353	8.39E-05	0.42047	25386	909.7			
day 7	1.883	4.59E-06	0.60021	7.06E-05	0.60109	29276	1062			
day 12	6.18	2.13E-06	0.64104	9.67E-05	0.60059	11777	1838			

(三) 表面形貌

圖 20 為碳鋼試片在 SOB 菌作用下進行實驗所得的 SEM 結果，圖中 SOB 生物膜除了因乾燥脫水而產生的裂紋外，原本係均勻且緻密的覆蓋於試片表面，與 SRB 菌透過拓殖而產生的菌絲狀生物膜略有不同。透過 EDS 進行表面特性元素分析後可以發現裂紋處的鐵元素，以及 SOB 菌的生物代謝與培養基反應所產生的 Fe, S, O 等元素混合層。

圖 21 為 SOB 於 304 不銹鋼表面作用的結果，與碳鋼試片表面相比，可以發現 SOB 在 304 不銹鋼表面所形成的生物膜較為鬆散且分布不均，明顯和碳鋼表面不相同。兩者差異主要來自於不銹鋼未與 SOB 菌培養基作用並產生腐蝕產物累積(如圖 22 所示)。因此，304 不銹鋼表面可以在生物膜未覆蓋得基材處發現 SOB 菌的樣貌。

此外，磷酸鹽對於微生物來說是必要元素，除了核酸與蛋白質合成需要磷，亦會將磷合成為 ATP 用以攜帶呼吸作用產生的能量供細胞使用，除了微生物體內，被細菌利用過的磷會以核酸形式分佈於 EPS 中。在腐蝕初期 SOB 除了會降低 pH 外，產生的強腐蝕性硫酸根離子將鐵溶解變成溶液中的離子，經過 10 天測試後 SOB 逐漸因營養不足而減少 SO_4^{2-} 產生，但此時堆積的腐蝕產物將含有磷的生物膜覆蓋而無法使用 EDS 偵測。這也間接說明未接菌的碳鋼與 304 不

銹鋼表面由於沒有 SOB 的存在， PO_4^{3-} 、 HPO_4^{2-} 等磷酸鹽仍大量存在於培養基中，故在實驗過程或乾燥脫水過程中形成磷酸鐵結晶。

圖 23 與圖 24 為碳鋼與 304 不銹鋼試片表面的之生物膜或是腐蝕產物除去後獲得的 SEM 影像。可以明顯觀察到碳鋼在 SOB 菌存在的環境下受到微生物與培養基所造成的均勻腐蝕，不銹鋼表面則未見到明顯的腐蝕現象。比較圖 23 與圖 24 的結果，碳鋼在有無 SOB 菌存在的環境中，試片表面的腐蝕狀況皆為均勻腐蝕。試片表面分析的結果顯現 SOB 菌的代謝產物使得試片表面產生緻密的氧化層，確實使得試片腐蝕速率降低，與浸沒實驗中計算的試片腐蝕速率降低的趨勢一致。

圖 25 為 304 SS 表面的沉積物，去除外層物質後的 SEM 顯示表面相當平滑，代表沉積物僅是附著於表面，型態也較為鬆散，並未產生明顯腐蝕。EDS 結果顯示除了含有鐵元素外，部分試片表面也有方形的磷化鐵結晶形成。其主要原因為：

1. 15 kV 加速電壓下，EDS 作用深度為 $1\ \mu\text{m}$ ，在生物膜比較薄的部分打到 304 基材；
2. 培養基內含有的微量鐵元素在 SOB 作用下固定於生物膜內；
3. SO_4^{2-} 腐蝕碳鋼後將 Fe^{2+} 與 Fe^{3+} 會溶入於培養基中，進而影響 304 結果。

由 304 試片表面觀察可以得知，不論是 SOB 或是培養基，皆未對 304 不銹鋼本身產生顯著的影響。

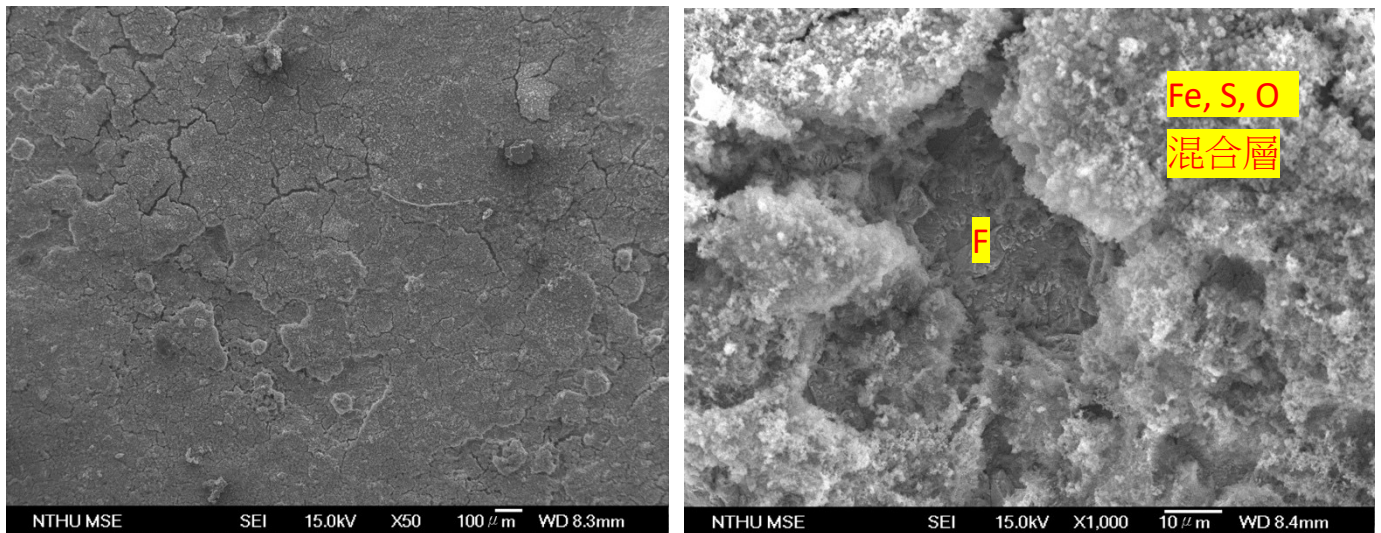


圖 20、碳鋼(實驗組)SEM 與 SEI 結果

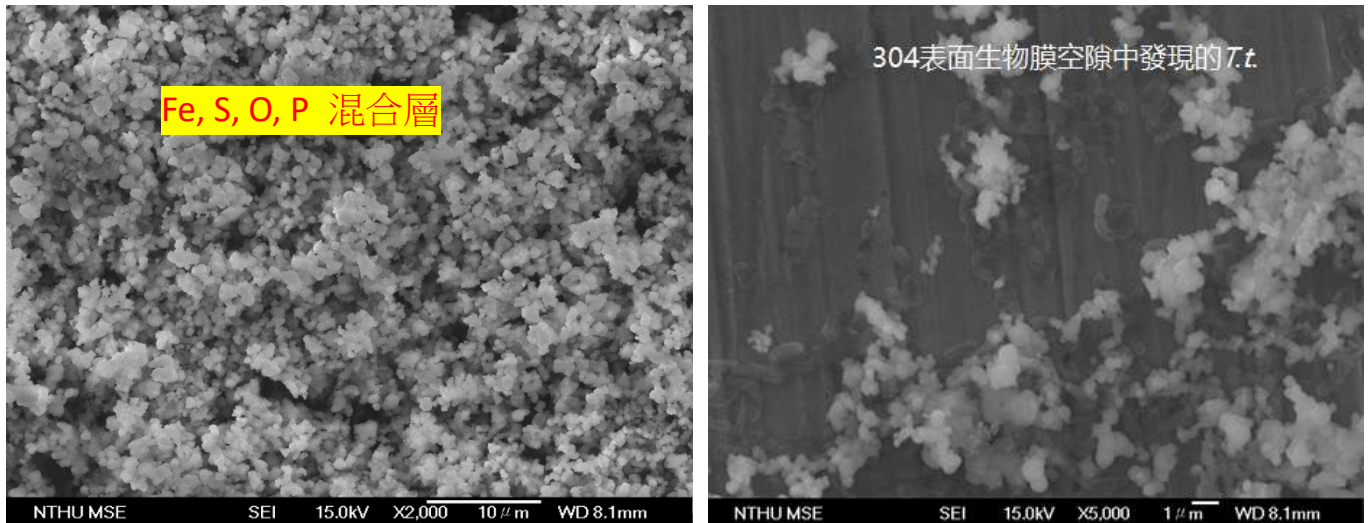
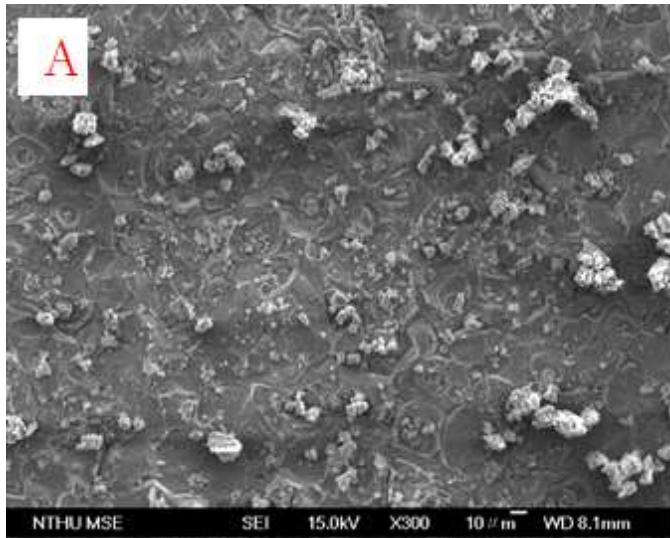
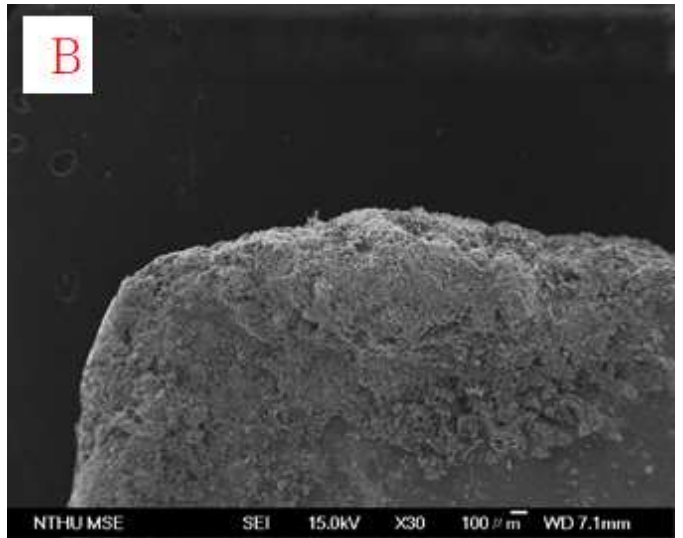


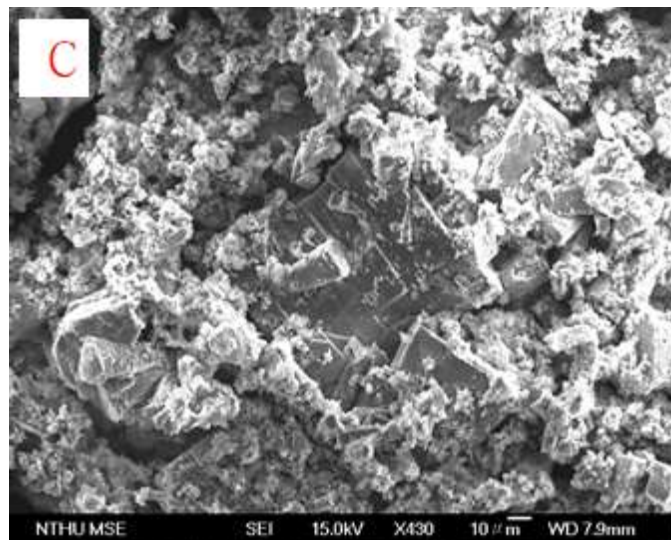
圖 21、304 不銹鋼(實驗組) SEM 圖



(a)表面型態

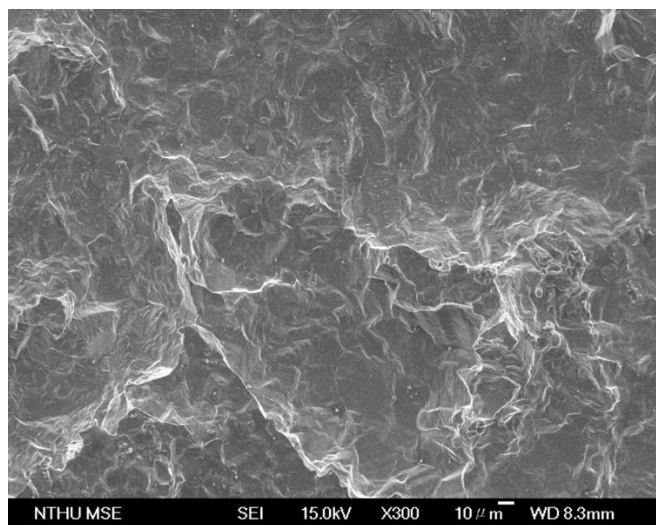


(b)表面黑色沉積物

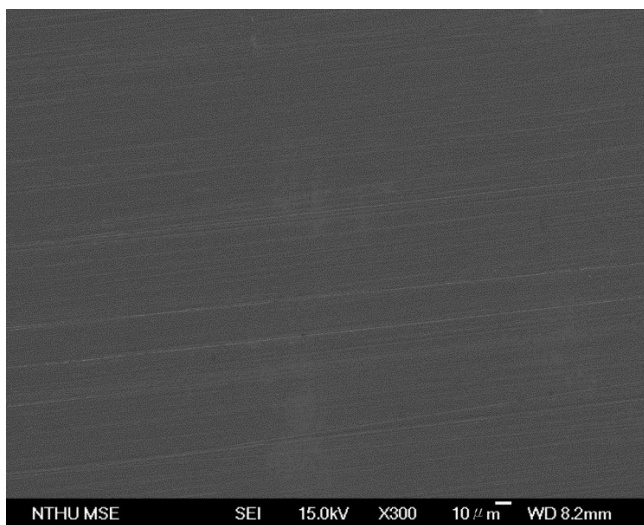


(c)方形結晶狀 FePO_4

圖 22、碳鋼(對照組)的表面型態與氧化物



(a)碳鋼



(b)304 不銹鋼

圖 23、碳鋼與 304 不銹鋼(實驗組)去除生物膜後試片表面 SEM

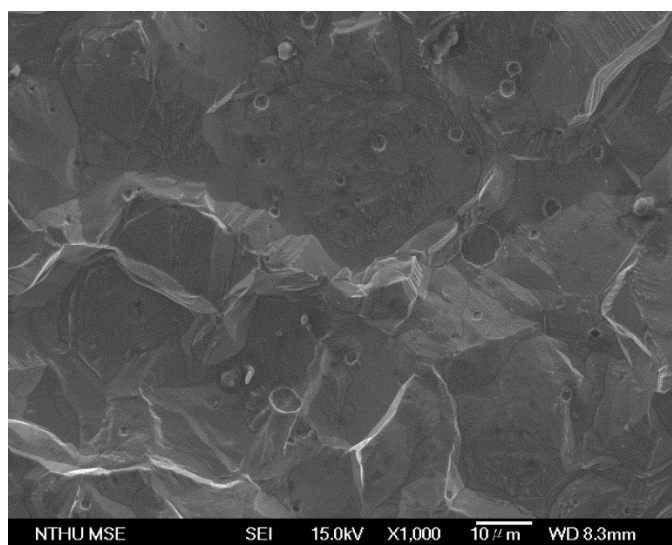
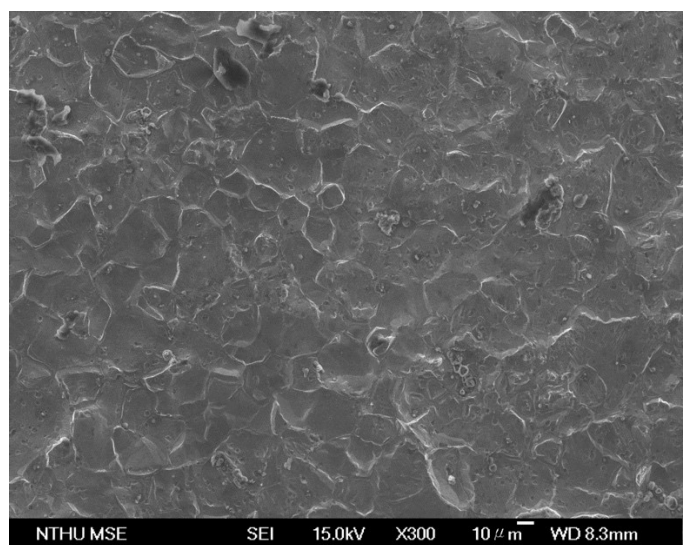


圖 24、碳鋼(對照組)試片表面狀況

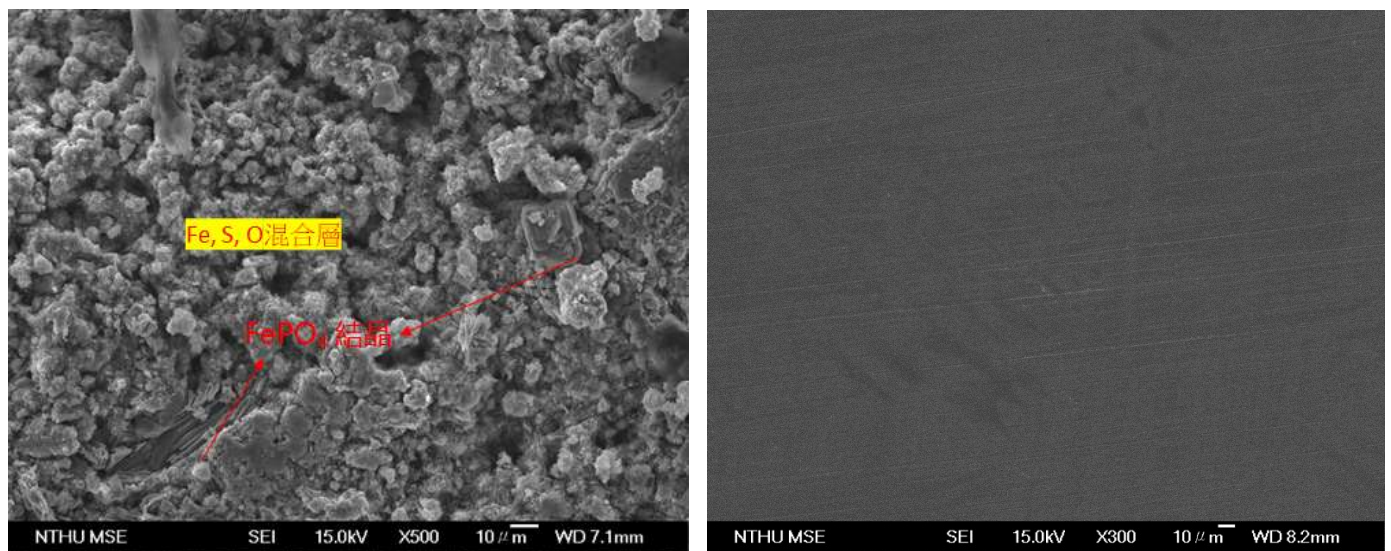


圖 25、304 不銹鋼(對照組)表面生物膜形態及試片表面狀況

肆、研究發現與管制建議回饋

本研究經計畫執行期間所建構之實驗設備與流程，順利地針對所選兩種菌株(SRB 與 SOB)於機組除役期間之可能冷卻水溫度進行加速腐蝕實驗。研究期間係於溫度測試後針對菌株最合適之環境溫度進行探討，以充份探討其可能最大腐蝕速率，並獲得菌株活動與培養基對於試片之影響。分析所得之試片經一連串之 SEM、EDS 與 EIS 分析後，可將各項重要發現歸納如以下管制建議供參：

- 1． SRB 菌於生長時將需較高的環境溫度；因此對於冷卻水管路或是機組中熱源減少(不論是衰變熱降低或部分燃料移除)而令水溫進一步降低時至接近 30°C，其活動將會減緩。因此預期微生物腐蝕之影響隨著除役過渡階段執行的時間拉長與溫度的下降而減緩其活動。
- 2． 由實驗結果可知，不銹鋼對於微生物腐蝕具有一定程度之抵抗能力，故於除役過渡階段下機組中不銹鋼製之組件，暫無需顧慮微生物腐蝕之影響。
- 3． 碳鋼因 SRB 菌透過生物膜的效應而產生孔蝕，對於組件的完整性而言確實較需進行關注。
- 4． SOB 菌非鐵氧化菌，雖在實驗中因為含硫培養基之作用而有較為顯著之腐蝕速率。但在考慮實際環境含硫條件後，預期其所造成的均勻腐蝕將不若 SRB 菌之孔蝕嚴重。

伍、參考文獻

- [1] 曾永信等人，“107 年核能安全管制及安全度評估技術能力建立-核電廠於除役過渡期之爐心狀態評估研究，”期末報告，NL1070525，中華民國 107 年 12 月。
- [2] 曾永信等人，“108 年核能安全管制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。
- [3] 曾永信等人，“109 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，109B006，中華民國 109 年 12 月。
- [4] ASTM, “Standard Practice for Preparing, Cleaning, and Evaluating Corrosion Test Specimens,” G1-03(2017)e1.
- [5] Stewart, P.S. and M.J. Franklin, Physiological heterogeneity in biofilms. *Nature Reviews Microbiology*, 2008. 6(3): p. 199-210

行政院原子能委員會
委託研究計畫研究報告

**110 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
役期間機組共用系統之安全管理及危害評估技術研究**

**2021 Thermal-Hydraulic Safety Analysis and Regulation
Technical Improvement for Nuclear Power Plant - Study for the
Shared Systems Safety Management and Hazard Assessment of
Nuclear Power Plant**

計畫編號：110B012

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：楊融華、陳詩奎

研究期程：中華民國 110 年 5 月至 110 年 12 月

研究經費：新臺幣 345 萬元

核研所聯絡人員：黃智麟

報告日期：110 年 12 月 07 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.....	v
Abstract.....	vi
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、 核電廠除役期間機組共用系統之安全管制技術研究	20
三、 核電廠除役期間之非輻射危害評估	61
參、主要發現與結論.....	81
一、 主要發現.....	81
二、 結論與建議.....	82
肆、參考文獻.....	87
附錄 A 核電廠除役期間機組共用系統之定量評估	
附件一 工作內容與本報告章節之對應表	
附件二 期末報告審查意見與答覆	

圖目錄

圖 2-1. 非輻射危害之風險矩陣	4
圖 2-2. 典型危害減少評估程序	9
圖 2-3. 除役期間危害評估與控制分析流程	11
圖 2-4. ECCS 容器拆除示意圖	16
圖 2-5. 核二廠 1 號機汽機廠房底樓配置圖	46
圖 2-6. 核二廠控制廠房底樓配置圖	47
圖 2-7. 核電廠除役期間非輻射危害分析流程	77
圖 3-1. RG 1.174 風險可接受準則圖	85

表目錄

表 2-1. 除役過渡階段安全相關共用系統分析評估說明	25
表 2-2. 主控制室緊急冷卻系統「測試/維護」對 2 號機之影響評估說明	28
表 2-3. 開關室緊急冷卻系統「測試/維護」對 2 號機之影響評估說明	30
表 2-4. 通風系統設備室通風系統「測試/維護」對 2 號機之影響評估說明	31
表 2-5. 一次圍阻體氫氣再結合系統「測試/維護」對 2 號機之影響評估說明	32
表 2-6. 緊急循環水系統「測試/維護」對 2 號機之影響評估說明	33
表 2-7. 安全相關共用系統「測試/維護」之影響評估彙整	34
表 2-8. 1 號機非安全相關系統影響 2 號機運轉之評估說明	41
表 2-9. 1 號機非安全相關系統可能影響 2 號機運轉風險之系統列表	45
表 2-10. 安全相關共用系統設計或運轉變更評估結果	53
表 2-11. 核二廠除役過渡階 1 號機系統不可用靈敏度分析表	55
表 2-12. HAZOP 小組組成(範例)	62
表 2-13. 辨識危害與後果之參考範例	69
表 2-14. 防護措施之參考範例	70
表 2-15. 嚴重度之分析基準(範例).....	72
表 2-16. 可能性之分級基準(範例).....	73
表 2-17. 4 × 4 風險矩陣表	73

表 2-18. 風險控制規劃之參考範例	74
表 2-19. 核電廠除役期間之非輻射危害評估分析表(案例分析) ..	79

中文摘要

本計畫包含兩個主題「核電廠除役期間機組共用系統之安全管理技術研究」與「核電廠除役期間危害評估技術研究」。第 1 個主題進行核二廠 1 號機共用系統設計或運轉變更對於運轉中 2 號機之安全度評估，並根據定性與定量結果，提出建議或注意事項，供管制單位之參考。第 2 個主題為先導研究，主要為蒐集相關文獻，了解並建立核電廠除役期間非輻射危害之評估方法。

本計畫之主要結論為：(1) 完成核二廠 1 號機共用系統設計或運轉變更對於運轉中 2 號機之影響評估，分析結果顯示其風險影響微小，符合 RG 1.174 可接受之區域 III。(2) 建立核電廠除役期間之非輻射危害評估方法，並完成案例分析。

Abstract

This project consists of two themes: "Study for the Shared Systems Safety Management during Decommissioning of Nuclear Power Plants" and "Hazard Assessment Technology during Decommissioning of Nuclear Power Plants". The first theme is to evaluate the risk impact of the shared systems design or operation change of Kuosheng Nuclear Power Plant (KSNPP) unit #1 on unit #2, and to propose recommendations or precautions based on qualitative and quantitative results that may help the regulatory policy for domestic regulatory agency. The second theme is a pilot study to collect relevant literatures to understand and establish the assessment method of non-radiation hazards during decommissioning of nuclear power plants.

The main conclusions of this project include (1) Accomplished the risk impacts of the design or operation change of the shared systems of KSNPP unit #1 on the unit 2, and the results show that the risk impact is minimal and complied with acceptable region III of RG 1.174. (2) Established the method of non-radiation hazard assessment during the decommissioning of the nuclear power plant and conducted the case study.

壹、計畫緣起與目的

我國核二廠兩部機組的運轉執照到期時間不同，分別為 110 年 12 月 27 日與 112 年 03 月 14 日，因此，當一號機運轉執照到期時，二號機仍在運轉。依據核二廠設計，部分系統(包括安全與非安全系統)為兩部機共用系統。安全相關系統如循環水與外部循環水、一次圍阻體氬氣再結合系統、緊急循環水等；非安全相關系統如 125 psig 儀用空氣系統、汽機廠房冷卻水系統 (位於同樓層、同區域內)。對於核二廠除役過渡階段(針對爐心仍有燃料期間與用過核子燃料池島區整備期間)兩部機共用系統，在一號機進入除役期間且二號機仍在運轉時，運用失效模式與影響分析(Failure Mode and Effect Analysis, FMEA)與系統化評估方法，找出可能之潛在安全顧慮及其可能之影響程度，並提出注意或建議事項。例如 125 psig 儀用空氣系統不可用屬於肇始事件，此系統 4 台空氣壓縮機(KA-0K-1A/B/C/D)，壓縮機 KA-0K-1A 由一號機核機冷卻水(NCCW)冷卻、KA-0K-1C 由二號機 NCCW 冷卻，而 KA-0K-1B、KA-0K-1D 可由一號機、或二號機的汽機廠房冷卻水(TPCCW)冷卻；藉由 FMEA 方法，探討當 1 號機冷卻水不可用(不再維持可用)，對 2 號機可能之影響(例如跳機)或安全疑慮，並提出注意或建議事項。又例如 TPCCW 之冷卻水由外部循環水(External Circulating Water, ExCW)系統冷卻，當 1 號機 ExCW 停用(不可用)對 2 號機 TPCCW 系統之操作影響。本研究包括 2 個主題，以上為第 1 個主題--核電廠除役期間機組共用系統之安全管制技術研究。

第 2 個主題--核電廠除役期間之非輻射危害評估，為先導研究。根據 IAEA 安全報告 No.77 「除役安全評估(Safety Assessment for Decommissioning)^[1]，以下簡稱 IAEA SR No.77」，應確認/找出除役期

間(目前或未來)包括輻射與非輻射之潛在危害。非輻射危害相關之議題包括(1)可燃性物質(Combustible and flammable materials)、(2)有毒和其他危險物質(Toxic and otherwise hazards materials)、(3)電氣危害(Electrical hazards)、(4)物理上的危害、(5)自然危害。此外，除役期間的安全評估與運轉期間相比有許多不同，這是因為除役涉及拆除安全設施與其他設計上的安全屏障；而這些安全屏障是運轉期間的安全基礎，且隨著除役工作推展電廠條件和配置會不斷變化。除役安全評估的過程提供了一個基礎，透過評估潛在的危害後果並確定減輕危害的方式，來確保工作人員與公眾的安全，從而使相關的殘餘風險(residual risk)符合合理抑低(as low as reasonably achievable, ALARA)原則。IAEA SR No.77 主要著重在輻射相關之危害評估，本計畫則為參考其分析概念，及國際上之相關非輻射危害評估相關文獻，進行核一廠除役期間(主要為除役過渡階段與除役拆除階段)之非輻射危害之風險評估。

透過此計畫之研究成果，瞭解除役期間電廠可能之潛在風險，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讀摘要；第貳章第二節為核電廠除役期間機組共用系統之安全管制技術研究，進行核二廠除役過渡階段共用系統設計或運轉變更對二號機運轉之影響風險評估；第貳章第三節為核電廠除役期間之非輻射危害評估，運用危害與可操作性分析(Hazard and Operability study, HAZOP)及風險矩陣，評估核一廠除役期間之非輻射危害評估。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

本研究蒐集國際上核能電廠除役之危害評估(hazard assessment)相關文獻計 3 篇，這幾篇文獻之摘要內容說明如下：

(一) Risk assessment on hazards for decommissioning safety of a nuclear facility (2010) ^[2]

本篇為 2010 年 7 月由韓國原子能研究所除役技術發展部 (Decommissioning Technology Development Division, Korea Atomic Energy Research Institute) Kwan-Seong Jeong、Kune-Woo Lee 等人發表於 Annals of Nuclear Energy 期刊之論文。主要內容為針對核能電廠除役期間，相關除役作業(即除污與拆除((decontamination and dismantling, D & D))其潛在之輻射與非輻射危害提出評估方法，摘要說明如下。

因除役作業中可能出現輻射與非輻射危害，故除役計畫之安全評估應包含鑑別潛在之輻射與非輻射危害和風險。除役期間工作人員除了輻射危害，拆除過程中，工作人員遭受之非輻射或工業危害可能大於運轉期間所遭受的非放射或工業危害，故應該消除或減少除役日常工作或意外事故可能出現之輻射或非輻射危害以保護工作人員。此研究利用風險矩陣和模糊推理邏輯(fuzzy inference logic)開發了風險評估方法，評估輻射與非輻射危害。最後，並開發了一種綜合風險評估方法，通過同時組合輻射與非輻射危害，對除役任務的輻射與非輻射危害的風險等級進行排序，並考慮除役任務的風險等級。

非放射性危害包括火災（因潛在可燃物累積合併切割時之

火焰導致之火災為最常見之風險），爆炸（源自產生的粉塵），有毒物質（尤其是在不再允許使用該物質的老舊設施中）（例如，可能存在石棉）以及電氣和物理危害（例如，噪音，密閉空間風險，掉落物體造成的砸傷等）。

一般而言，根據標準 MIL-STD-882D^[3]（美國能源部，2000年），結果和可能性的分類取決於活動的類型或所涉及過程的細節。這是用每個代表特定風險類別的單元格(cell)構成平面矩陣的基礎。有時，對於簡化的風險評估，可以用 3×3 單元格矩陣；而 5×5 單元格矩陣也很常見。對於不同分析標的，根據統計數據，分析者也可以建立像是 7×4 或其他組合矩陣。此論文對於非輻射危害評估採 5×5 之風險矩陣，可能性與後果均分為 5 個等級，可能性分為「<10%」、「<25%」、「25%~50%」、「50%~75%」、及「75%>」；後果分為「無人受傷(no injury)」、「休養 1 周至 1 個月(1week~1month)」、「休養 1 至 3 個月(1~3 month)」、「休養 3 個月至 1 年(3 month~1 year)」、「休養 1 年以上或死亡(> 1year or one death)」，故得一 5×5 之風險矩陣，如圖 2-1 所示。

Level of consequence	Injury period	X	Level of likelihood	Likelihood	=	Likelihood					
1	No injury		1	< 10%		5	5	10	15	20	25
2	1week ~ 1month		2	10% ~ 25%		4	4	8	12	16	20
3	1month ~ 3month		3	25% ~ 50 %		3	3	6	9	12	15
4	3month ~ 1year		4	50% ~ 75 %		2	2	4	6	8	10
5	>1year or death		5	75 % >		1	1	2	3	4	5
						Consequence					
						1	2	3	4	5	

除反應器爐心(Removal of the reactor cor)」、「移除反應器之水平與垂直熱柱(Removal of the horizontal and vertical thermal column)」、「移除旋轉樣品架(Removal of the rotary specimen rack)」)中可能之輻射與非輻射危害，以及風險評估結果。(註：本研究著重於非輻射危害部分)相關內容摘要說明如下：

1. 移除反應器爐心：移除爐心與相關設備

(1) 主要危害包括：

- A. 在反應器上方工作，人員或物件掉進反應爐。
- B. 不正確的起重方式對人員造成傷害。
- C. 工作人員之輻射劑量。

(2) 管理/管制措施包括：

- A. 只有需要從事除役工作的人員才能進入管制區域。
- B. 必須提供手工搬運評估和適當的起重工具。
- C. 所有操作都必須通過工作許可證進行管制。
- D. 所有在反應器上方工作的人員必須佩戴安全繩。

(3) 改進拆除作法

- A. 監視反應器上部(up section)，以手動液壓剪切工具縮小尺寸。
- B. 使用帶有鉤子的搬運工具，嚙合連接在下部的吊板孔，即可以藉由垂直提升來移除中央頂針(central thimble)。(在拆除的過程中監控下部。如有必要，縮小尺寸，並作為低放射性廢物處理)
- C. 使用手工操作的液壓剪切工具，切斷固定在爐心的離

子室(ion chambers)支撐架。

2. 移除反應器之水平與垂直熱柱

水平熱柱在反應器池子底部的屏蔽層中佔據了一大空間。水平熱力中心線在爐心中線以上 1 英寸。其基本的整體尺寸是橫截面約 4×4 英尺，長 11 英尺。垂直熱柱位於空腔(hohlraum)正上方的屏蔽內。

(1) 主要危害包括：

- A. 不正確的起重方式對人員造成傷害。
- B. 從高處墜落。
- C. 工作人員之輻射劑量。

(2) 管理/管制措施與「移除反應器爐心」相似，不再重複贅述。

(3) 改進拆除做法

- A. 使用拆卸工具，將石墨從熱柱中移除。
- B. 將拆卸後的石墨塊以聚乙烯包覆。
- C. 將石墨塊放在有輪子的轉向架上，以便搬移到裝卸箱(container)中。

3. 移除旋轉樣品架(rotary specimen rack, RSR)

(1) 主要危害包括：

- A. 在反應器上方工作，人員或物件可能掉進反應爐。
- B. 不正確的起重方式對人員造成傷害。
- C. 在反應廠房走廊內移動旋轉樣品架拆除設備。

(2) 管理/管制措施與「移除反應器爐心」相似，不再重複贅

述。

(3) 改進拆除做法

A. 使用起重機，提升中央橋，並將其置於反應爐大廳的地板上。

B. 將拆卸後的石墨塊以聚乙烯包覆。

C. 將石墨塊放在有輪子的轉向架上，以便搬移到裝卸箱(container)中。

結論，對於非輻射危害部分，針對上述 3 項除役工作，評估結果顯示，在風險矩陣中，風險數字為“25”的有「在反應器上方工作，人員或物件掉進反應爐」、「在反應廠房走廊內移動旋轉樣品架拆除設備」、及「不正確的起重方式對人員造成傷害」，在非輻射危害部分排名第 1；相對於輻射危害，則僅次於「工作人員之輻射劑量」。最後，作者提到此篇僅為初步方法，未來將提出更具定量性之機率評估方法。

(二) Establishment of the Hazard Reduction Methodology to be Taken into Account for Safety Assessment During Decommissioning of Nuclear Facilities ^[4]

此篇論文 2015 年由韓國原子能研究所 Kwan-Seong Jeong、Byung Seon Choi 等人發表於 Annals of Nuclear Energy，主要內容為核子設施除役期間危害減少(hazard reduction)之方法，內包含危害減少方法之文獻回顧、核子設施除役期間安全評估之考量、及建立除役期間危害減少之優先次序，摘要說明如下。

本文旨在建立核設施除役危害減少的方法。根據危害評估

和製程安全的文獻回顧，對減少危害的方法特點進行了評估。藉由對安全性的審查，擬定了核子設施除役過程中減少危險的要求。危害是一種物理或化學狀況，可能對人、財產或環境造成傷害。危害評估是一種有系統的評估，以辨識與分析某一作業或活動之相關危害顯著性。危害評估通常側重於偶發事件的潛在原因和後果，例如火災、爆炸和危險物質的意外洩漏；同時，危害評估還聚焦於設備故障、軟體問題、人為誤失和外部因素可能導致火災、爆炸和有毒物質外洩的方式。適當的危害評估目標取決於幾個因素，包括進行危害評估時項目所處的生命週期階段。隨著項目的發展，所調查的危害的類型也會發生變化，從基本的化學反應到詳細的製程和設備問題。例如，最初的研究發展階段，應辨識/確認化學反應是否可能出現失控反應(runaway reaction)、或引起火災、爆炸；正常運轉階段，應辨識/確認設備不可用所造成的危險；除役階段，應辨識/確認除役工作是否可能影響鄰近的機組。

理論上，系統設計的目標為設計出沒有任何危害的系統，但實際上絕大部分複雜的系統，實務上不可能做到零危害。隨著危害分析的進行，需要解決的危害將被確認。系統安全的優先順序定義了滿足系統安全要求和降低風險所要遵循的順序。對消除特定危害或控制其相關風險的替代方案應進行評估，以便採用可接受的方式來降低危害風險。滿足系統安全規範和解決已發現的危害的優先順序如下圖 2-2，依序為「設計上消除危害(Design to eliminate hazards)」、其次「設計上控制危害(Design to control hazards)」，若本質上無法完全去除危害則設計上考慮失

效保護(fail-safe)機制或採取多重防禦」、第三層則是「提供安全裝置(Provide safety devices)，利用安全裝置將危害造成的風險降低至可接受範圍」、第四層為「提供警報設備(Provide warning devices)，採用視覺或聽覺警告裝置(如火警鈴響)，以便及時偵知危險並進行應對」、第五層為「提供特定程序書或訓練(Provide special procedure or training)」，最後，應有決策會議討論是否接受減低後之系統風險，並記錄說明原因。

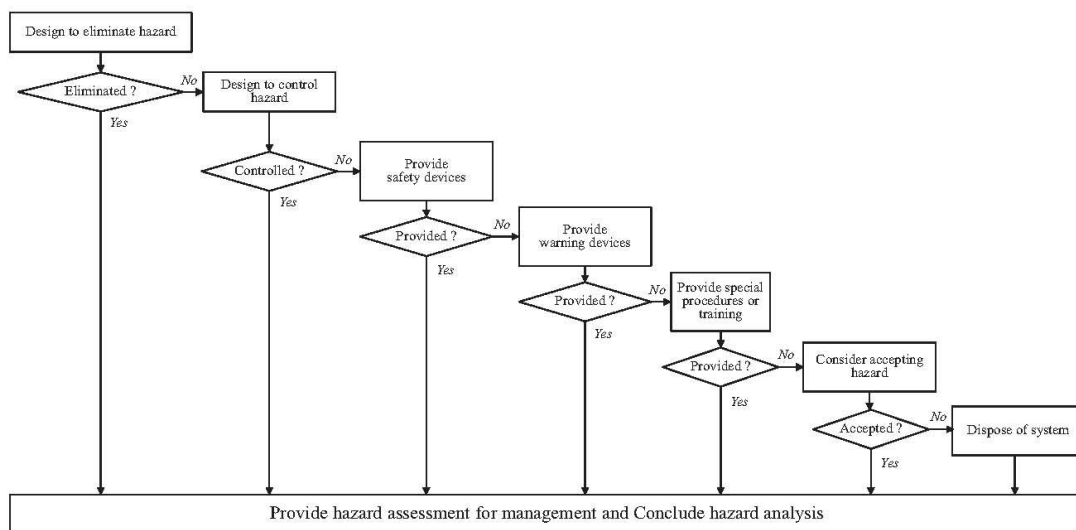


圖 2-2. 典型危害減少評估程序

除役的各個方面通常包括規劃除役、開展除役作業和終止除役授權。在永久關閉和授權開始除役行動之間可能會有一個過渡期。核子設施除役期間常見的非輻射危害有：

1. 「易燃與可燃物質(Combustible and flammable materials)」：設施除役過程中，火災是最常見的危險。用來拆除設備 (如熱切割工具)或表面除污(如侵蝕性除污溶劑)的方法是常見引起火災的原因。此外，在拆除活動進行時，可燃材料和廢棄物 (如

塑膠和棉花)的臨時堆積很常見，因此增加了該區塊發生火災(臨時火源(transient fires))的可能性。此外，如果有易燃性粉塵，在特定條件下也可能發生粉塵爆炸。

2. 「有毒和其他危險物質 (Toxic and otherwise hazardous materials)」：再設施拆除的過程中可能會發現一些現在已經禁用的材料，由於其有毒或其他危險特性，故需採取特別措施。例如，在隔熱材料或防火屏障中發現石棉，在油漆、平衡錘(counterweight)和屏蔽物中發現鉛，在油和電氣絕緣中發現多氯聯苯，這些都是很常見的。此外，在除役過程中使用的一些材料，如除污化學品，可能是有毒或有害的。
3. 「電氣危害(Electrical hazards)」：在除役過程中使用電源和電氣設備會給工作人員帶來常見的電氣危害，在除役作業活動中使用的臨時電氣設備會增加這種潛在的危險。
4. 「物理上的危害(Physical hazards)」：在除役工作中，存在著通常與拆除作業或臨時設施的建設和使用有關的物理性危害，例如，結構倒塌、重物墜落、尖銳物體的傷害、在使用材料處理設備過程中發生的異常事件以及從高處墜落造成的危險。
5. 「天然災害(Natural hazards)」：有些危害，例如洪水，在除役的某些階段，可能比運轉期間的風險更高。

核設施除役期間的安全評估是一個決策過程，包括對放射性和非放射性危害的評估和控制，如圖 2-3 所示，確定控制措施可將危害減少到可接受的水準。

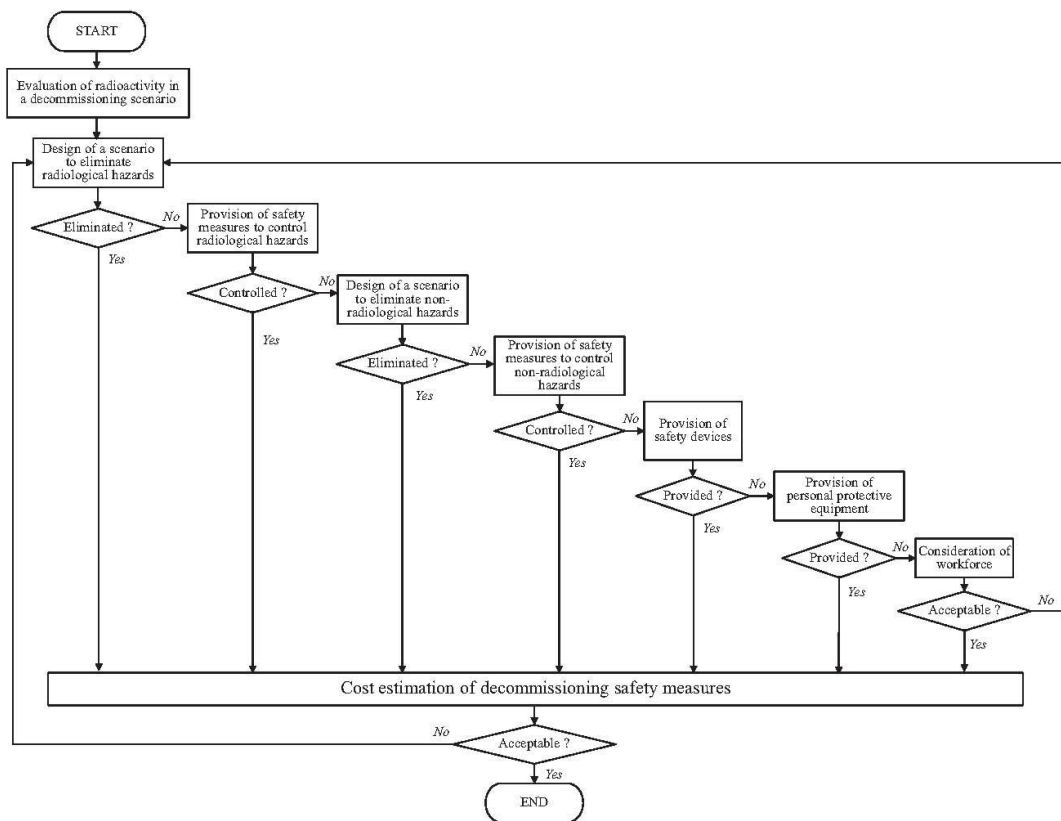


圖 2-3. 除役期間危害評估與控制分析流程

分析流程說明如下：

1. 評估除役項目中之輻射危害(Evaluation of radioactivity in a decommissioning scenario)：選定除役物件和情境後，就應評估除役情境的放射性危害。
2. 設計一個方法來消除輻射危害(Design of a scenario to eliminate radiological hazards)：如果除役方案中存在放射性危害，如輻射暴露、放射性污水，設法從設計上來消除這些危害。
3. 提供控制輻射危害的安全措施(Provision of safety measures to control radiological hazards)：如果輻射危害無法完全消除，應提供安全措施以控制輻射危害在可接受之安全範圍內。

4. 設計一個方法來消除非輻射危害(Design of a scenario to eliminate non-radiological hazards)：非輻射危害，例如火災、坍塌、墜落等，設法從設計上來消除這些危害。
5. 提供控制非輻射危害的安全措施(Provision of safety measures to control nonradiological hazards)：如果非輻射危害無法完全消除，應提供安全措施以控制非輻射危害在可接受之安全範圍內。
6. 提供安全裝置(Provision of safety devices)：如果設計上或安全措施無法有效控制危害，則應提供適當的安全裝置，以降低危害。
7. 提供個人保護設備(Provision personal protective equipment)：如果上述 1~6 項之方法都無法有效控制危害，則工作人員應配戴/穿著個人保護設備。
8. 考慮工作人員(Consideration of workforce)：提供特定程序書或訓練給工作人員，或是調整人員工時；如果不能接受，則回到第 1 項，重新進行評估。
9. 除役安全措施之成本評估 (Cost estimation of decommissioning safety measures)：完成了上述方法，應估算和評估所提供的安全措施的成本，若成本過高無法接受，則回到第 1 項，重新進行評估。

採取安全措施以降低危害所需之成本之計算方式為

$$TC = CRH + CNH + CSD + PPE$$

其中

TC 為總成本。

CRH 為控制輻射危害(即上述分析流程之第 3 項)所需

之成本。

CNH 為控制非輻射危害(即上述分析流程之第 5 項)所需之成本。

CSD 為所需安全裝置(即上述分析流程之第 6 項)之成本。

PPE 為個人保護設備(即上述分析流程之第 7 項)之成本

此篇文獻之結論為，考慮到核設施除役的特點和要求，提出系統性之危害降低方法，並加入安全措施之成本估算；此方法可達成合理抑低(as low as reasonably achievable, ALARA)之要求。

(三)HAZOP application for the nuclear power plants decommissioning projects^[5]

此篇論文 2016 年由立陶宛能源研究所(Lithuanian Energy Institute) Sigitas Rimkevicius, Mindaugas Vaišnoras 等人發表於 Annals of Nuclear Energy，主要內容為介紹危害與可操作性分析(HAZOP)方法應用於核電廠除役計畫，並以 Ignalina 核電廠廠房(建築物)117/1 和 V1 裡的設備之除污與拆除(decontamination and dismantling, D & D)為例說明評估結果。內容摘要說明如下。

核子設施除役會牽涉到許多不同的作業、工具、設備和系統。各階段的除役工作對工作人員、環境，均潛藏著輻射危害與非輻射危害(工業危害)。在操作大型設備的移動、吊掛的過程中，由於涉及許多不同的操作，因此可能發生意外事故。另外，尺寸縮減和除污過程中也可能發生危險。制定除役作業(活動)安全評估的第一步是確定除役作業中可能影響工作人員、公眾

和環境的危險，然後確定工程和行政控制措施，以防止、消除或減輕這些危險及其後果。此文主要聚焦於 HAZOP 技術用於識別 Ignalina 核電廠除污與拆除(D & D)作業引起之危險的應用。

除役安全評估的主要步驟如下：

- 1.安全評估架構(Safety assessment framework.)
- 2.描述設施和除役活動 (Description of facility and decommissioning activities.)
- 3.危害分析：辨識與篩濾(Hazard analysis: identification and screening.)
- 4.危害分析：評估(Hazard analysis: evaluation.)
- 5.評估結果與安全管制措施 (Evaluation of results and identification of safety control measures.)

安全分析應辨識所有除役作業或意外事故引起的可能情況，以便篩選出潛在危害。作為建立安全分析的一部分，識別所有合理可預見的失效是基本要求。危害識別是一個「全面的過程，系統地應用於識別和審查一個設施或操作可能的危害，並考慮由於這些危害可能對工作人員、公眾和環境造成的風險」。

伊格納利納核電廠(Ignalina Nuclear Power Plant, INPP)自 1983 年以來一直是立陶宛能源部門的重要組成部分(1 號機組於 1983 年開始運轉，2 號機組於 1987 年開始運轉，1 號機組的設計壽命至 2013 年，2 號機組至 2017 年)。由於作為歐盟擴大前的政治對話，立陶宛同意其核電廠提前退役。INPP 1 號機組於 2004 年底永久停止運轉，而 2 號機組則於 2009 年底永久停止運轉。

根據 INPP 最終除役計畫，INPP 除役過程被分成幾個拆除

和除污(D & D)項目。每個D&D項目涵蓋一個特定的活動領域，例如，一次側迴路的設備之除污或拆除採用「逐個房間」或「逐個系統」的方式進行。

伊格納利納核電站 D&D 工程項目的目標是制定一個最佳化的設備拆除和除污策略，並準備實施該策略所需的所有文件。

117/1 號廠房的功能是容納緊急爐心冷卻系統的壓力槽(Pressurized Tanks)、氦儲存設施以及輔助系統和設備。在伊格納利納核電廠 1 號機組反應爐停機後，位於 117/1 號廠房裡的緊急爐心冷卻系統(Emergency Core Cooling System, ECCS)的高壓部分設備和氦氣補給站已成為多餘的，不再需要，既不安全也不用於操作，因此予以拆除。

117/1 號廠房內設備的除污和拆除工作主要是基於歐洲類似項目的經驗。為了實施整個 117/1 號廠房的拆除和除污過程，需要以下工具和裝置：

- (1) 工作間(車間)設施(Workshop facility)
- (2) 消除污染的設備(Equipment for decontamination)
- (3) 電動橋式起重機(Electric overhead crane)
- (4) 容器切割設備(Vessel cutting equipment)
- (5) 管路切割設備(Pipe cutting equipment)
- (6) 搬運設備(Handling equipment)
- (7) 通風設備和移動式過濾裝置(Ventilation equipment & mobile filter unit)
- (8) 監測設備(Monitoring equipment)

為了使最後的尺寸縮小和除污過程能夠在最小的放射物質

外釋和污染擴散風險下進行，在 117/1 號樓內建造了一個新的密封結構，以容納尺寸縮小、除污車間和監測區。

根據 117/1 號廠房的 D&D 方法，其主要特點包括，(1)原地縮小尺寸，然後進行除污處理。(2)用氧-乙炔切割 ECCS 容器。(3)以 "工具包" 技術進行大型管道/閥門切割。(4)以「工具包」技術切割小型管道/部件。(5)藉由手動的真空噴砂進行除污。

ECCS 容器的切割過程的細節如圖 2-4 所示。ECCS 容器的上部和下部盤狀端部是手工切割並逐件拆除的，而圓柱形槽體部分的切割是使用遙控火炬/拖拉機系統(remotely controlled torch/tractor system)進行的。幾個環形截面按相同的順序依次被切斷。

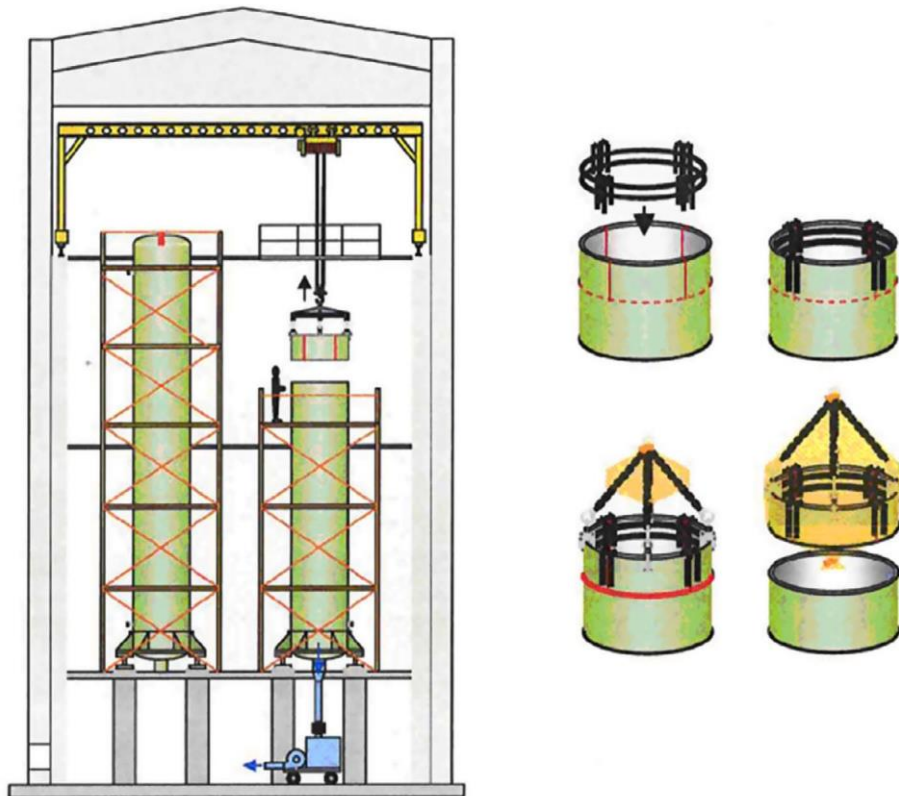


圖 2-4. ECCS 容器拆除示意圖

INPP 建築物的除役涉及不同類型的活動、工具、設備和系

統。在這些建築物除役計畫的各個階段，有可能出現廣泛的放射性和非放射性危害，給工作人員和環境帶來風險。由於許多不同的操作涉及到大型設備和污染物品的移動和處理，因此有可能發生危害。此外，縮小尺寸和除污過程也能產生危害。要拆除的設備的主要部分屬於 ECCS 容器，幾乎位於 117/1 號廠房的一個區域；另外，INPP 的 V1 號廠房是一個複雜的設施，有 200 多個房間，容納了 1 號機組的數個輔助系統。

伊格納利納核電廠 117/1 號和 V1 建築物之 D & D 採用了 HAZOP 方法，以確認 D & D 過程中所有的緊急情況都進行了辨識，並對可能的後果進行分析。HAZOP 研究的主要目標包括(1)危害識別。(2)找出解決危害之可能的管理策略。(3)識別需要解決的可操作性問題。

HAZOP 分析對於可能對人員和設備構成風險的潛在危害進行系統性、全面性的檢討。與 INPP D & D 活動相關的可預期的危險和情境都被考慮和確定。V1 和 117/1 號建築物的評估是通過將廠房和設備分為功能節點(functional nodes)來進行的，每個節點均包含了共通的 D & D 策略。然後，通過對每個節點應用一組關鍵字，依序對這些節點進行分析。這些節點例如「移除小物件和小口徑的管路」、「拆除大型物件(容器)和管路，及管路上之閥門」、「移除過濾介質」、「縮減大型管路或儲槽的尺寸」、「廠房/房間除污」、或「將廢料移出廠房」等。除役活動(非輻射)常用的 HAZOP 關鍵字包括火災、爆炸或過壓、腐蝕和侵蝕、化學和有毒物質、廢液或廢氣、吊掛操作、掉落或撞擊等等。利用 HAZOP 分析，發現 INPP 第 117/1 與 V1 建

築物之除役作業可能導致嚴重後果的主要危害如下：

- (1) 掉落的重物造成結構性破壞的風險，空浮輻射外洩，工人受傷或死亡等。
- (2) 掉落高度污染的物品，如過濾器、廢料桶，導致污染釋放到空氣中。
- (3) 喪失通風。移動過濾裝置（Mobile Filtering Units, MFU）和排煙裝置（Fume Extract Units, FEU）的目的是在 D&D 作業期間，在局部密封區保持安全的工作環境，清除燃燒氣體，儘量減少空氣中的污染擴散。失去通風會導致操作人員窒息(氧氣不足)，超過空氣中有毒物質的安全濃度限制，增加輻射劑量和污染擴散的可能性。
- (4) 喪失圍阻體、圍阻體局部損壞，在管路和容器切割的過程中沒有配置臨時覆蓋物。
- (5) 建築物通風系統的故障/失靈會導致建築物超壓，並有可能通過建築物的結構性洩漏將空氣中的輻射物質未受控制地釋放到相鄰的設施和環境中。
- (6) 火災/爆炸。使用熱切割方法可能會帶來火災/爆炸危險。

為了符合 ALARA 原則，117/1 與 V1 建築物之 D & D 作業的安全措施如下：

- (1) 封蓋開放的管線，以避免任何可能的污染水從管道中漏露。
- (2) 改善管路隧道內現有隔板的密封性，以儘量減少空氣中的輻射濃度，及控制污染的擴散。
- (3) 利用聚乙烯和膠布來密封設備/組件的開口，以避免污染擴

散。

- (4)通風系統提供了必要的換氣，以減少高濃度的有毒氣體、金屬煙塵和空浮的風險。帶有 HEPA 過濾的局部移動式通風設備被用來強化現有的 117/1 和 V1 的通風系統。
- (5)使用具有警報功的個人劑量計、可攜式區域伽馬警報器和可攜式空氣監測裝置等。
- (6)適當使用個人保護設備(呼吸器和保護面部和手部的安全措施)。
- (7)保護切割區的帶電電纜和操作系統，防止損壞。
- (8)管理設備、工具和廢料容器，確保它們經過認證、測試和適當的識別。
- (9)所有活動都是在工作主管的直接管理下，按照核可的程序進行。

因工業意外、人為誤失和組織失誤而產生的危害(但未導致輻射危害)，可藉由適當的程序/工作規劃可加以控制和減輕。

二、核電廠除役期間機組共用系統之安全管制技術研究

為了解 1 號機除役過渡階段之除役規劃對運轉中之 2 號機可能之影響，因此對兩部機之共用系統進行安全評估。

核二廠兩部機安全與非安全相關均有共用系統，依據「核二廠除役計畫--第五章 除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件及其運轉方式」^[6]，兩部機安全相關之共用系統包括一次圍阻體氬氣再結合系統、主控制室緊急冷卻系統、開關室緊急冷卻系統、通風系統設備室通風系統、第五台柴油發電機、循環水與外部循環水、及緊急循環水等七個系統；另根據核二廠功率運轉 PRA 模式更新報告^[7] (以下簡稱核二 PRASA 報告)、程序書、訓練教材等資料，共用之非安全相關系統包括 125 psig 儀用空氣系統、汽機廠房冷卻水系統、核機冷卻水系統、以及正常冷凍水系統 (位於同樓層、同區域內)，詳請參閱第二、(二)節所述。

安全評估之分析包括 (1) 瞭解核二廠除役計畫於除役過渡階段有關共用系統之運轉規劃。(2) 研析除役規劃系統設計或運轉變更對 2 號機功率運轉期風險之影響，並探討程序書測試/維護對於 2 號機之影響、或運轉員誤失機率之影響等。(3) 進行前述系統「設計、運轉變更」或「停用(或假設不可用)」對二號機運轉之影響評估，包括是否造成跳機、功率運轉狀態下之風險(如爐心受損頻率(Core Damage Frequency, CDF)、早期輻射大量外釋頻率(Large Early Release Frequency, LERF)變化(即 ΔCDF 與 $\Delta LERF$)等。

風險評估以核二廠 PRASA 版之功率運轉 PRA 模式為基礎，考慮前述一號機除役規劃對系統運轉操作之影響，進行分析模式修訂(如故障樹或人因失效數據更新)，後續則依此修訂後之模式進

行安全度評估及系統不可用之靈敏度分析。

(一) 安全相關共用系統之評估

根據核二廠除役計畫第五章、三、(二)節，安全相關共用系統計有：一次圍阻體氫氣再結合系統、主控制室緊急冷卻系統、開關室緊急冷卻系統、通風系統設備室通風系統、第五台柴油發電機、循環水與外部循環水、及緊急循環水等七個系統。依除役規劃，涉及「設計或運轉變更」者為「一次圍阻體氫氣再結合系統」及「循環水與外部循環水系統」，除定性評估外，亦需進行定量評估，評估說明如表 2-1 所示。

另外，根據技術規範(LCO 3.7.4)主控制室緊急冷卻系統、技術規範(LCO 3.7.10)開關室緊急冷卻系統、技術規範(LCO 3.7.13)通風系統設備室通風系統，此三個一號機系統於二號機運轉處於 MODE 1、MODE 2 及 MODE 3 時維持為可用狀態，因此不需評估「設計變更」對 2 號機功率運轉期間可能產生之影響，但仍針對測試、或維護(即檢視程序書 600、700)，檢視探討是否有影響 2 號機運轉之疑慮，評估結果說明如下：

1.主控制室緊急冷卻系統：系統程序書編號為 341，測試相關程序書有「617.2.1、617.2.2、617.2.4.1、617.2.4.2、617.2.4.3、617.2.5、及 617.2.6」共計七個。依程序書內容及 P&ID 圖 M-0094 sh.1~3，此系統雖有集管，但兩部機沒有共用設備，1 號機測試不影響 2 號機運轉；測試程序書之研析檢視說明如表 2-2。

另外，根據核二 PRASA 報告—肇始事件分析，此系統不可用不會造成跳機。

2.開關室緊急冷卻系統：系統程序書編號為 341，測試相關程序

書有「617.2.4.2、617.2.4.3、617.6.2、及 617.6.9」共計 4 個。依程序書內容及 P&ID 圖 M-0094 sh.3~4，此系統雖有集管，但兩部機沒有共用設備，1 號機測試不影響 2 號機運轉；測試程序書之研析檢視說明如表 2-3。另外，根據核二 PRASA 報告—肇始事件分析，此系統不可用不會造成跳機。

3.通風系統設備室通風系統：系統程序書編號為 341，測試/維護相關程序書有「617.6.5、711.6、744.1、及 814.1」共計 4 個。依程序書內容及 P&ID 圖 M-0093 sh.1，此系統排氣扇 1VC8A、1VC8B 由 1 號機供電，送風扇 2VC7A、2VC7B 由 2 號機供電。正常運轉狀態下，一台送風扇 2VC7A(或 2VC7B)及一台排氣扇 1VC8A(或 1VC8B)在運轉中，另外一台送風扇 2VC7B(或 2VC7A)及排氣扇 1VC8B (或 1VC8A)在備用狀態，測試時為查驗備用狀態之風扇。1 號機不可用則喪失此系統之設計功能，但由於此系統不可用主要為影響人員之適居性，短時間內不會影響設備之運轉，且根據核二廠 PRASA 報告—肇始事件分析附錄 A.4 節，喪失此系統不會導致肇始事件；再者，此系統之設備亦非 PRA 設備，因此判定系統不可用不影響 2 號機運轉。測試/維護程序書之研析檢視說明如表 2-4，測試時為查驗備用狀態之風扇，1 號機不可用則喪失此系統設計功能，但由於此系統不可用主要為影響人員之適居性，短時間內不會影響設備之運轉，但長時間仍可能影響緊急冷凍水室之設備運轉。

除上述 3 個系統，另外 4 個系統分別說明如下：

1. 一次圍阻體氫氣再結合系統

系統程序書編號為 347。根據除役規畫，在二號機於

MODE 1 或 MODE 2 運轉時，透過設計變更程序，將一號機氫氣再結合器(設備編號為 1S-75)，配置到二號機預留的氫氣再結合器空間，依據核二廠技術規範技術基準之要求，具備獨立電源。因此，修訂核二廠 PRA 模式故障樹 HRS (Hydrogen Recombine System)，增加 1 套氫氣再結合器，並比較變更前、後二號機之風險差異，詳細評估過程請參閱附錄 A.1；測試/維護程序書之研析檢視說明如表 2-5。另外，本研究同時也進行 1 號機爐心還有燃料期間，移除 1 號機氫氣再結合器之適切性的靈敏度分析。

2. 第五台柴油發電機

系統程序書編號為 301。根據除役計畫第五章、三、(二)節第 5 項，核二廠第五台柴油發電機將於不再支援二號機安全相關系統運轉後，變更為非安全相關系統，並做為兩部機用過核子燃料池島區之備用電源。由於此系統原設計即為兩部機共用，在兩部機爐心皆尚有燃料時，此系統仍維持原設計功能，因此，本研究不需評估「設計變更」或「停用」時對 2 號機運轉狀態可能產生之影響，亦不討論測試/維護之影響。

3. 循環水與外部循環水

系統程序書編號為 351 與 352。根據除役計畫第五章、三、(二)節第 6 項，當一號機運轉執照屆期後，將停用其所屬循環水與外部循環水系統，並以二號機循環水與外部循環水系統提供一號機在除役期間所需熱沉。由於外部循環水為提供海水至汽機廠房冷卻水(Turbine Plant Closed Cooling Water,

TPCCW) 熱交換器、核機冷卻水(Nuclear Component Closed Cooling Water, NCCCW) 熱交換器、及正常冷凍水(Normal Chilled Water, NChW)系統冷凝器，且喪失外部循環水系統會導致自動或手動跳機，因此，需評估此運轉方式之變更，對二號機運轉風險可能之影響，包括定性與定量風險之影響；詳細評估過程請參閱附錄 A.2。此系統平常就在運轉中，因此沒有測試程序書。

4. 緊急循環水

系統程序書編號為 353。根據除役計畫第五章、三、(二)節第 7 項，一號機緊急循環水系統將於所有熱負載消失後停用，二號機緊急循環水系統則於所有設計熱負載停用後變更為非安全相關系統，並經由設計變更於廠區除役階段後期，兩部機組除役作業所需海水量可由緊急循環水系統提供時，接替循環水與外部循環水系統，提供廠區所需海水。本研究為針對除役過渡階段，故不需評估一號機緊急循環水「設計變更」或「停用」對 2 號機運轉狀態可能產生之影響。測試/維護程序書之研析檢視說明如表 2-6，此系統為備用狀態，且兩部機沒有共用管路、設備，測試/維護不影響 2 號機之運轉安全。

上述安全相關共用系統測試/維護程序書之研析檢視結果彙整如表 2-7 所示，評估結果測試/維護不影響 2 號機之運轉。

表 2-1. 除役過渡階段安全相關共用系統分析評估說明(3 之 1)

項次	系統	操作程序書	說明	機組運轉執照屆期後燃料退出爐心系統狀態 ^a	設計或運轉變更 ^b
1	一次圍阻體氫氣再結合系統	347	依除役計畫，透過設計變更將 1 號機氫氣再結合器(設備編號為 1S-75)，配置到 2 號機預留的氫氣再結合器空間。	留用	是
2	主控制室緊急冷卻系統	341	依除役計畫，當一號機機組停機後 60 d 且所有用過核子燃料退出爐心，而二號機仍需於 MODE 1、MODE 2 或 MODE 3 運轉時，維持一號機主控制室緊急冷卻系統及相關支援系統於可用狀態。	持續接受管制	否
3	開關室緊急冷卻系統	341	依除役計畫，當一號機機組停機後 60 d 且所有用過核子燃料退出爐心，而二號機仍需於 MODE 1、MODE 2 或 MODE 3 運轉時，維持一號機主控制室緊急冷卻系統及相關支援系統於可用狀態。	持續接受管制	否

表 2-1. 除役過渡階段安全相關共用系統分析評估說明(3 之 2)

項次	系統	操作程序書	說明	機組運轉執照屆期後燃料退出爐心系統狀態 ^a	設計或運轉變更 ^b
4	通風系統設備室通風系統	341	依除役計畫，當一號機機組停機後 180 d 且 RHR 系統停用後，而二號機仍需於 MODE 1、MODE 2 或 MODE 3 運轉時，通風系統設備室通風系統運轉方式為維持一號機通風系統設備室通風系統及電力供應系統於可用狀態。	持續接受管制	否
5	第五台柴油發電機	301	依除役計畫，第五台柴油發電機將於不再支援二號機安全相關系統運轉後，變更為非安全相關系統，並做為兩部機用過核子燃料池島區之備用電源。 在兩部機爐心皆尚有燃料時，此系統維持原設計功能，因此，本研究不需評估「停用」或「設計變更」時對 2 號機運轉狀態可能產生之影響。	持續接受管制	否

表 2-1. 除役過渡階段安全相關共用系統分析評估說明(3 之 3)

項次	系統	操作程序書	說明	機組運轉執照屆期後燃料退出爐心系統狀態 ^a	設計或運轉變更 ^b
6	循環水與外部循環水	351、352	依除役計畫，當一號機運轉執照屆期後，將停用其所屬循環水與外部循環水系統，並以二號機循環水與外部循環水系統提供一號機在除役期間所需熱沉。 僅外部循環水有共用之管路、設備。	持續接受管制	是
7	緊急循環水	353	根據除役規劃第五章第三、(二)節，一號機緊急循環水系統將於所有熱負載消失後停用，並經由設計變更於廠區除役階段後期，兩部機組除役作業所需海水量可由緊急循環水系統提供時，接替循環水與外部循環水系統，提供廠區所需海水。	持續接受管制 (第三區停用)	否
^a 資料來源「第二核能發電廠除役計畫(109 年 9 月公開版)--第五章附錄 5.B」					
^b 「是」代表需進行定性及定量風險評估、「否」代表應進行測試/維護可能之影響(定性)評估。					

表 2-2. 主控制室緊急冷卻系統「測試/維護」對 2 號機之影響評估說明(2 之 1)

項次	測試/維護 程序書	名稱	評估結果	說明	P&ID 圖號
1	617.2.1	控制室緊急通風過濾,冷卻加壓系統每月 10 小時流量測試	否	測試設備 1VC1A、1VC2A (1VC1B、1VC2B)、1HV-302A (1HV-301A)、1HV-302B (1HV-301B)、1HV-451A (1HV-452A)、1HV-451B (1HV-452B), 正常為關閉,測試時開啟;測試設備 "不可用"或"誤開/誤關"均不影響 2 號機運轉。	M-0094 sh.1~2
2	617.2.2	18 個月或檢修、火災、化學物質洩漏後控制室緊急冷卻過濾和加壓系統測試	否	同前項	M-0094 sh.1~2
3	617.2.4.1	控制室緊急通風過濾冷卻加壓系統 18 個月檢查(壓力降)	否	同前項	M-0094 sh.1~2
4	617.2.4.2	控制室和開關室緊急冷卻系統 18 個月例行測試	否	測試設備 1VC1A、1VC2A (1VC1B、1VC2B), 正常為關閉,測試時開啟;測試設備 "不可用"或"誤開/誤關"均不影響 2 號機運轉。	M-0094 sh.1
5	617.2.4.3	控制室緊急過濾器冷卻和加壓系統加熱器測試	否	同第 4 項	M-0094 sh.1

表 2-2. 主控制室緊急冷卻系統「測試/維護」對 2 號機之影響評估說明(2 之 2)

項次	測試/維護 程序書	名稱	評估結果	說明	P&ID 圖號
6	617.2.5	主控制室緊急過濾冷卻及加壓系統高效率微粒過濾器(HEPA) 效能測試	否	同第 4 項	M-0094 sh.1
7	617.2.6	主控制室緊急過濾冷卻及加壓系統活性碳吸附床(HECA)冷媒試驗	否	同第 4 項	M-0094 sh.1
註：「否」代表不影響 2 號機之運轉					

表 2-3. 開關室緊急冷卻系統「測試/維護」對 2 號機之影響評估說明

項次	測試/維護 程序書	名稱	評估結果	說明	P&ID 圖號
1	617.2.4.2	控制室和開關室緊急冷卻系統 18 個月例行測試	否	測試設備為 1VC5A、1VC5B，正常為關閉(不再運轉中)，測試時開啟；測試設備 "不可用"或"誤開/誤關"均不影響 2 號機運轉。	M-0094 sh.3~4
2	617.6.2	開關設備室緊急冷卻系統運轉能力試驗	否	同前項	M-0094 sh.3~4
3	617.6.9	開關室緊急冷卻系統 18 個月風量試驗	否	同前項	M-0094 sh.3~4
註：「否」代表不影響 2 號機之運轉					

表 2-4. 通風系統設備室通風系統「測試/維護」對 2 號機之影響評估說明

項次	測試/維護 程序書	名稱	評估結果	說明	P&ID 圖號
1	617.6.5	控制廠房 HVAC 設備室通風系統 可用性試驗	否	測試備用狀態之 2VC7A(B)、 1VC8A(B)。測試設備不可用將影響設備 室之人員適居性，但不影響 2 號機運轉。	M-0093 sh.1
2	711.6	空調系統風管及附件維修程序書	否	維修時隔離掛卡為針對故障設備，本研 究評估之系統之設備維修不可用不影 響 2 號機運轉。	N/A
3	744.1	通風系統電動風門檢修程序書	否	維修時隔離掛卡為針對故障設備，本研 究評估之系統之設備維修不可用不影 響 2 號機運轉。	N/A
4	814.1	通風系統活性碳床更換程序書	否	維修時隔離掛卡為針對故障設備，本研 究評估之系統之設備維修不可用不影 響 2 號機運轉。	N/A
註：「否」代表不影響 2 號機之運轉					

表 2-5. 一次圍阻體氫氣再結合系統「測試/維護」對 2 號機之影響評估說明

項次	測試/維護 程序書	名稱	評估結果	說明	P&ID 圖號
1	616.6.1	氫氣再結合器系統功能測試	否	每 18 個月測試一次、測試設備為氫氣再結合器(含加熱器、鼓風機等)。1、2 號機分別測試，測試設備 "不可用"不影響另一部機之運轉。	M-0089 sh.4
2	657.1	氫氣點火系統定期(6 個月)偵測試 驗程序書	否	每 6 個月測試一次氫氣點火系統(點火器)。1、2 號機分別測試，測試設備 "不可用"不影響另一部機之運轉。	M-0089 sh.4
3	657.2	氫氣點火系統定期(18 個月)偵測 試驗程序書	否	每 18 個月測試一次氫氣點火系統(點火器)。1、2 號機分別測試，測試設備 "不可用"不影響另一部機之運轉。	M-0089 sh.4
註：「否」代表不影響 2 號機之運轉					

表 2-6. 緊急循環水系統「測試/維護」對 2 號機之影響評估說明

項次	測試/維護 程序書	名稱	評估結果	說明	P&ID 圖號
1	617.1.1-IST	緊急循環水系統	否	緊急循環水系統可運轉性。 至少每個月証實各迴路流程的閥沒有 被閉鎖，封閉或其他固定位置，而必須 在正確位置。 每 18 個月一次驗證 ECW 泵之自動起動 功能正常。 每三個月執行緊急循環水泵及閥開關 測試。	M-0061 sh.1~2
2	709	緊急循環水泵浦維修	否	每兩次機組大修泵浦檢修一次。 檢修時設備經掛卡隔離。	—
3	709.2	緊急循環水攔污柵沖洗泵浦維護 程序書	否	每兩次機組大修期間執行一次。	—
4	709.4	緊急循環水系統迴轉攔污柵維護 程序書	否	每次機組大修期間執行一次。	—
5	709.6	緊急循環水及其支援冷卻系統密 封迴路維護程序書	否	每次機組大修期間執行一次。	—
註：「否」代表不影響 2 號機之運轉					

表 2-7. 安全相關共用系統「測試/維護」之影響評估彙整(3 之 1)

項次	系統	操作程序書	測試/維護程序書	說明	定性評估結果
1	一次圍阻體氫氣再結合系統	347	616.6.1	兩部機沒有共用管路或設備。	否
2	主控制室緊急冷卻系統	341	617.2.1、617.2.2、 617.2.4.1、617.2.4.2、 617.2.4.3、617.2.5、 617.2.6	兩部機雖有集管，但沒有共用設備，1 號機測試不影響 2 號機運轉。	否
3	開關室緊急冷卻系統	341	617.2.4.2、617.6.2、 617.6.9	兩部機雖有集管，但沒有共用設備，1 號機測試不影響 2 號機運轉。	否

表 2-7. 安全相關共用系統「測試/維護」之影響評估彙整(3 之 2)

項次	系統	操作程序書	測試/維護程序書	說明	定性評估結果
4	通風系統設備室通風系統	341	617.6.3、617.6.5、711.6、744.1、814.1	排氣扇 1VC8A、1VC8B 由 1 號機供電，送風扇 2VC7A、2VC7B 由 2 號機供電。正常運轉狀態下，一台送風扇 2VC7A(或 2VC7B)及一台排氣扇 1VC8A(或 1VC8B)在運轉中，另外一台送風扇 2VC7B(或 2VC7A)及排氣扇 1VC8B (或 1VC8A)在備用狀態。測試時為查驗備用狀態之風扇。 1 號機不可用則喪失此系統設計功能，但由於此系統不可用主要為影響人員之適居性，短時間內不會影響設備之運轉；另外，根據核二廠 PRASA 報告附錄 A.4 節，喪失此系統不會導致肇始事件。	否 ^b
5	第五台柴油發電機	301	618.2.8 618.2.9；756.2.1、756.2.2、756.2.3、773.35	原設計即為兩部機共用，在兩部機爐心皆尚有燃料時，此系統維持原設計功能，因此，本研究不再評估測試/維護之影響。	N/A

表 2-7. 安全相關共用系統「測試/維護」之影響評估彙整(3 之 3)

項次	系統	操作程序書	測試/維護程序書	說明	定性評估結果
6	循環水與外部循環水	351、352	無測試之相關程序書(平常就在運轉中)； 7.2.6	僅外部循環水有共用之管路、設備。	否
7	緊急循環水	353	617.1.1-IST；709、 709.2、709.4、709.6	兩部機沒有共用管路或設備。	否
^a 雖然不影響 2 號機之正常運轉，但長時間仍可能影響緊急冷凍水室之設備運轉。					

(二) 非安全相關共用系統之評估

本研究以核二廠功率運轉 PRASA 報告為主，並根據核二廠程序書、訓練教材等資料，篩濾 1 號機可能響 2 號機運轉(亦即 2 號機功率運轉期風險)之非安全相關系統。共篩選 12 個與運轉風險相關之非安全相關系統，分析結果計有 4 個系統，即汽機廠房冷卻水、核機冷卻水、125psig 儀用空氣系統以及正常冷凍水系統屬於共用系統，分析結果如下表 2-8，說明如下。

1. 功率轉換系統(Power Conversion System, PCS)：PRA 模式中可作為安全救援之支系統有：(1) 主蒸汽系統、(2) 汽機旁通系統、(3) 主冷凝器、(4) 主冷凝器抽氣系統、(5) 主冷凝器循環水系統、及(6) 凝結水與飼水系統。由於 PCS 系統兩機組間沒有共用之設備、管路，且依除役規劃，1 號機停止運轉後停用此系統，故不會影響 2 號機運轉。
2. 汽機廠房冷卻水(TPCCW)：根據程序書 393 及 P&ID M-65-1~3，正常運轉中，備用熱交換器 EB-0E-14 為兩部機組所共用之備用熱交換器，TPCCW 之熱交換器使用前，須查證一、二號機的連通閥是在關閉位置後，才可以開始使用 TPCCW 熱交換器，以防止兩部機組 TPCCW 系統連通。當某一機組喪失 ExCW 時，即須執行此項切換作業，此時備用熱交換器 EB-0E-14，須改由另一機組之 ExCW 連通供給。另外，此系統主要設備位於同一區域內(汽機廠房底樓，如圖 2-5 所示)，依除役規劃，1 號機停止運轉後此系統留用，由於此系統為 125psig 儀用空氣系統之支援系統，故後續需進行定量評估；又喪失所有 TPCCW 為肇始事件，除廠內事件外，也需考慮廠內水災、廠內火災事

件。

3.正常冷凍水(Normal Chilled Water, NChW)：根據程序書 348 及 P&ID M-87 sh.1~2，兩機組互為獨立，沒有共用之設備、管路。依除役規劃，1 號機停止運轉後此系統留用，此系統兩部機之主要設備(如冷凍機、冷凍水泵等)均位於控制廠房底樓，同一區域內，如圖 2-6 所示，因互為獨立，沒有共用之設備、管路，故不需考慮功率運轉廠內事件；然而由於位於同一區域內，故應考慮廠內水災、廠內火災事件，說明如下：

(1)對於廠內水災事件：由於原 PRA 分析已考慮兩部機之水災危害，在無新增水源或管長的條件下，運轉方式變更並不影響廠內水災事件之分析。

(2)對於廠內火災事件：廠內火災事件與廠內水災相似，在無新增可燃物(火源)的條件下，運轉方式變更並不影響廠內火災事件之分析。

(3)若於 1 號機除役過渡階段此 3 系統主要設備之區域內，有新增可燃物或臨時性可燃物、或需暫時停用消防設施，則須評估其火災風險並加強巡視或動火管制等行政措施，以降低與管控 2 號機之風險。同理，若有新增水源或臨時水槽，則需評估其水災風險並加強管理措施。

4.凝結水儲存及傳送系統(Condensate Storage and Transfer, CSTXR)：依除役規劃，於 1 號機運轉執照屆期後持續接受管制。凝結水儲存及傳送(CSTXR)系統是用以提供貯備補水到用過燃料池(Spent Fuel Pool)及做為爐心隔離冷卻 (Reactor Core Isolation Cooling, RCIC)系統和高壓爐心噴灑(High Pressure

Core Spray, HPCS)系統以及控制棒驅動(Control Rod Drive, CRD)泵，廢料處理系統的供水來源，與運轉無關。兩部機於冷凝水至廢料廠房隔離閥(117BB01 正常為開啟)與隔離閥(267BB01 正常為關閉)之後為共管。CSTXR 在功率運轉 PRA 模式中主要做為爐心之低壓替代補水，因此，綜合上述，1 號機系統停用或不可用不影響 2 號之運轉。

5.核機冷卻水(NCCCW)：根據程序書 392 及 P&ID M-62，兩部機共用的備用熱交換器 EG-0E-13 (EG-1E-13 為一號機組所正常專用、EG-2E-13 為二號機組所正常專用)，其海水側及淡水側，兩部機組均有管路相連，此外，兩部機之主要設備位於同一區域內(汽機廠房底樓，如圖 2-5 所示)；依除役規劃，1 號機停止運轉後此系統持續接受管制，又喪失所有 NCCW 為肇始事件，故後續需進行定量評估，除廠內事件外，也需考慮廠內水災、廠內火災事件。

6.消防水(Fire Water)：根據程序書 396.1 及 P&ID M-68 sh.1，「消防水水源(山上蓄水池)」與「廠房外環狀主給水管」為兩部機共用，其餘管、閥各自獨立。1 號機消防水停用或不可用，不影響 2 號機運轉，若因 1 號機除役工作/活動需暫時停用消防水，仍需避免因誤操作導致 2 號機亦無消防水可用。

7.反應爐廠房正常排氣系統：根據程序書 344 及 P&ID M-89 sh.1~3，兩機組間沒有共用之設備、管路，因此，1 號機停用或不可用不影響 2 號之運轉。

8.反應爐廠房正常充氣系統：根據程序書 344 及 P&ID M-89 sh.1~3，兩機組間沒有共用之設備、管路，因此，1 號機停用

或不可用不影響 2 號之運轉。

9. 氫氣沖淡系統：根據程序書 347 及 P&ID M-10 sh.6，兩機組間沒有共用之設備、管路，因此，1 號機停用或不可用不影響 2 號之運轉。

10. 抑壓池補水系統(SPMS)：根據程序書 336.2--反應爐廠房上池系統，PRA 模式中為自上池補水至抑壓池。兩機組間沒有共用之設備、管路，因此，1 號機停用或不可用不影響 2 號之運轉。

11. 可燃氣體控制系統：根據程序書 347 及 P&ID M-10 sh.6，兩機組間沒有共用之設備、管路，因此，1 號機停用或不可用不影響 2 號之運轉。

12. 125 psig 儀用空氣系統：根據程序書 315.3 與 391，以及 P&ID M-72 sh.1, -2, -3, -4, -6, -8，廠用空氣正常由 4 台廠外空壓機供氣 ((KA-0K-1E/F/G/H)) 提供，4 台廠內空氣壓縮機 (KA-0K-1A/B/C/D) 則專供 125 psig 儀用空氣使用。廠用空氣與儀用空氣皆為兩部機共用，唯喪失廠用空氣不影響機組運轉，但喪失儀用空氣則為肇始事件。

前述第 2、3、及 5 項受循環水與外部循環水系統運轉變更之影響需一併考慮；第 12 項則因與第 2、5 項有關，因此需修訂模式故障樹後，進行定量風險評估，詳細評估過程請參閱附錄 A.2

綜合上述，非安全相關系統可能影響 2 號機運轉風險之定性判定結果彙整如表 2-9 所示，量化分析評估結果如下第貳、二、(三)節所述。

表 2-8.1 號機非安全相關系統影響 2 號機運轉之評估說明(4 之 1)

項次	PRA 模式非安全相關(機械)系統	說明	機組運轉執照屆期後燃料退出爐心系統狀態 ^a	進行定量評估
1	功率轉換系統(PCS)	PRA 模式中可作為安全救援後備之支系統有： (1) 主蒸汽系統、(2) 汽機旁通系統、(3) 主冷凝器、(4) 主冷凝器抽氣系統、(5) 主冷凝器循環水系統、及(6) 凝結水與飼水系統。PCS 系統兩機組間沒有共用之設備、管路。	停用	否
2	汽機廠房冷卻水(TPCCW)	備用熱交換器 EB-0E-14 則為兩部機組所共用之備用熱交換器， TPCCW 之熱交換器使用前，須查證一、二號機的連通閥是在關閉位置後，才可以開始使用 TPCCW 熱交換器，以防止兩部機組 TPCCW 系統連通。當某一機組喪失 ExCW 時，即須執行此項切換作，此時備用熱交換器 EB-0E-14，即須改由另一機組之 ExCW 連通供給。主要設備位於同一區域內。喪所有 TPCCW 為肇始事件。	留用	是

表 2-8.1 號機非安全相關系統影響 2 號機運轉之評估說明(4 之 2)

項次	PRA 模式非安全相關(機械)系統	說明	機組運轉執照屆期後燃料退出爐心系統狀態 ^a	進行定量評估
3	正常冷凍水(NChW)	兩機組互為獨立，沒有共用之設備、管路，但兩部機之主要設備(如冷凍機、冷凍水泵等)均位於控制廠房底樓，同一區域內。	留用	是
4	凝結水儲存及傳送系統(CSTXR)	兩部機於冷凝水至廢料廠房隔離閥(117BB01 正常為開啟)與隔離閥(267BB01 正常為關閉)之後為共管。CSTXR 在功率運轉 PRA 模式中主要做為爐心之低壓替代補水，此部分 1 號機不影響 2 號之運轉。	持續接受管制	否
5	核機冷卻水(NCCW)	兩部機共用的備用熱交換器 EG-0E-13 (EG-1E-13 為一號機組所正常專用、EG-2E-13 為二號機組所正常專用)，其海水側及淡水側，兩部機組均有管路相連。	持續接受管制	是

表 2-8.1 號機非安全相關系統影響 2 號機運轉之評估說明(4 之 3)

項次	PRA 模式非安全相關(機械)系統	說明	機組運轉執照屆期後燃料退出爐心系統狀態 ^a	進行定量評估
6	消防水	「消防水水源(山上蓄水池)」與「廠房外環狀主給水管」為兩部機共用，其餘管、閥各自獨立。 1 號機消防水停用或不可用，不影響 2 號機運轉	持續接受管制	否
7	反應爐廠房正常排氣系統	兩機組間沒有共用之設備、管路。	留用	否
8	反應爐廠房正常充氣系統	兩機組間沒有共用之設備、管路。	留用	否
9	氫氣沖淡系統	兩機組間沒有共用之設備、管路。	留用	否
10	抑壓池補水系統(SPMS)	兩機組間沒有共用之設備、管路。 反應爐廠房上池系統，PRA 模式中為自上池補水至抑壓池。	停用	否
11	可燃氣體控制系統	兩機組間沒有共用之設備、管路。	留用	否

表 2-8.1 號機非安全相關系統影響 2 號機運轉之評估說明(4 之 4)

項次	PRA 模式非安全相關(機械)系統	說明	機組運轉執照屆期後燃料退出爐心系統狀態 ^a	進行定量評估
12	125psig 儀用空氣系統	廠用空氣正常由 4 台廠外空壓機供氣((KA-0K-1E/F/G/H))提供，4 台廠內空氣壓縮機(KA-0K-1A/B/C/D)則專供 125 psig 儀用空氣使用。廠用空氣與儀用空氣皆為兩部機共用，唯喪失廠用空氣不影響機組運轉，但喪失儀用空氣則為肇始事件。	持續接受管制	是
^a 資料來源「第二核能發電廠除役計畫(109 年 9 月公開版)--第五章附錄 5.B」				

表 2-9.1 號機非安全相關系統可能影響 2 號機運轉風險之系統列表

項次	共用系統	操作程序書	測試/維護程序書	說明
1	汽機廠房冷卻水	393	無測試之相關程序書； 709.3, 720.2.4, 773.6	熱交換器(EB-0E-14)為兩部機組所共用之備用熱交換器，且主要設備(如水泵)位於同一區域內。
2	正常冷凍水	348	無測試之相關程序書； 711.1~711.3	兩機組互為獨立，沒有共用之設備、管路，但兩部機之主要設備(如冷凍機、冷凍水泵等)均位於控制廠房底樓，同一區域內。
3	核機冷卻水	392	無測試之相關程序書； 709.3, 733, 773.21	兩部機共用的備用熱交換器 EG-0E-13 (EG-1E-13 為一號機組所正常專用、EG-2E-13 為二號機組所正常專用)，其海水側及淡水側，兩部機組均有管路相連，且主要設備(如水泵)位於同一區域內。
4	125 psig 儀用空氣系統	391	無測試之相關程序書； 712, 712.1~712.3, 736.1	125 psig 儀用空氣系統(4 台廠內空氣壓縮機(KA-0K-1A/B/C/D))為一、二號機所共用。另外，廠用空氣正常由 4 台廠外空壓機供氣((KA-0K-1E/F/G/H))提供，同樣為一、二號機所共用，但喪失廠用空氣不影響機組運轉。



機組： 1 名稱： 汽機廠房底樓 EL. (-)40'-0" THRU (-)47'-6"

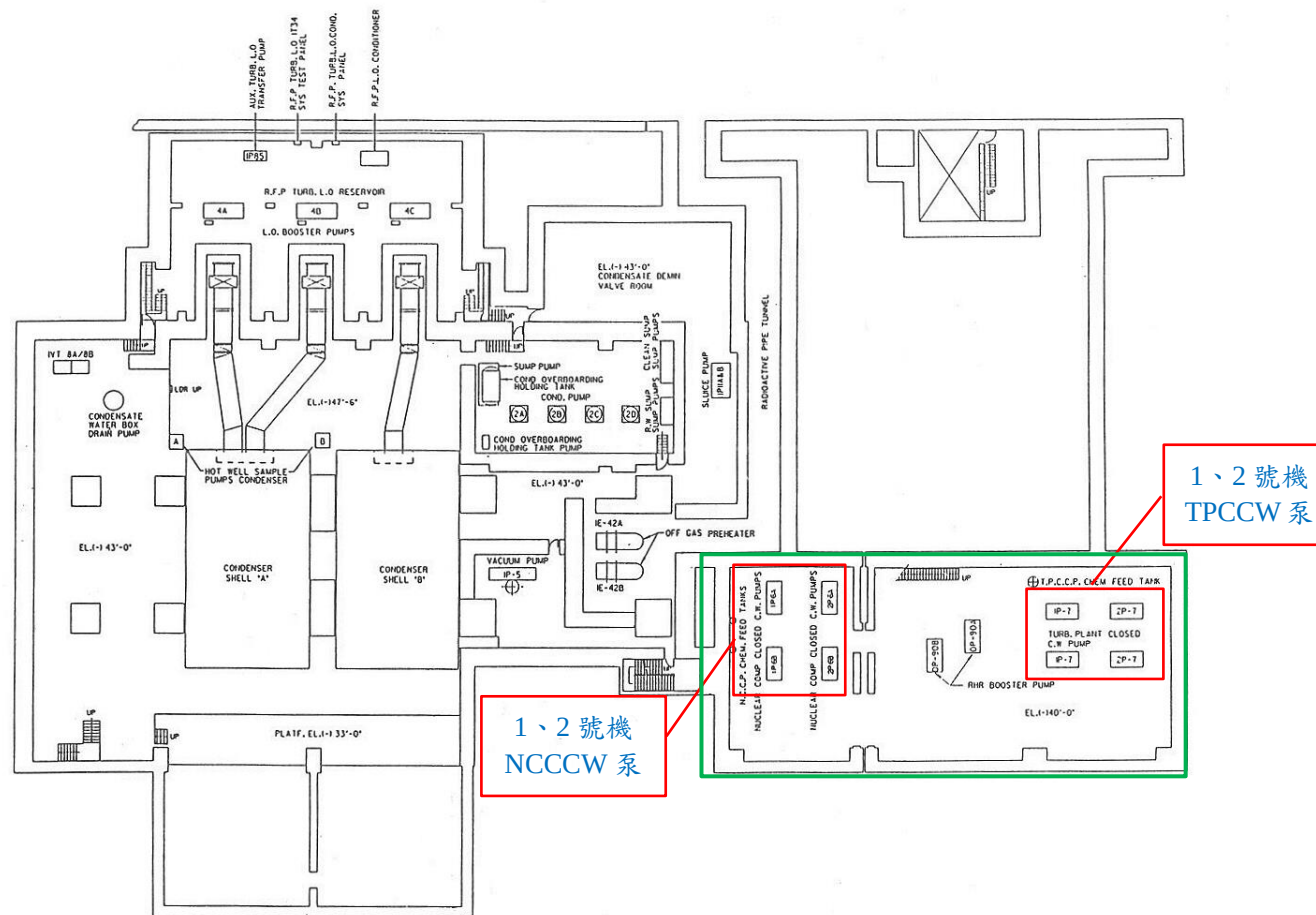


圖 2-5. 核二廠 1 號機汽機廠房底樓配置圖



機組： 0 名稱： 控制廠房底樓 (EL. (-)40'-0")

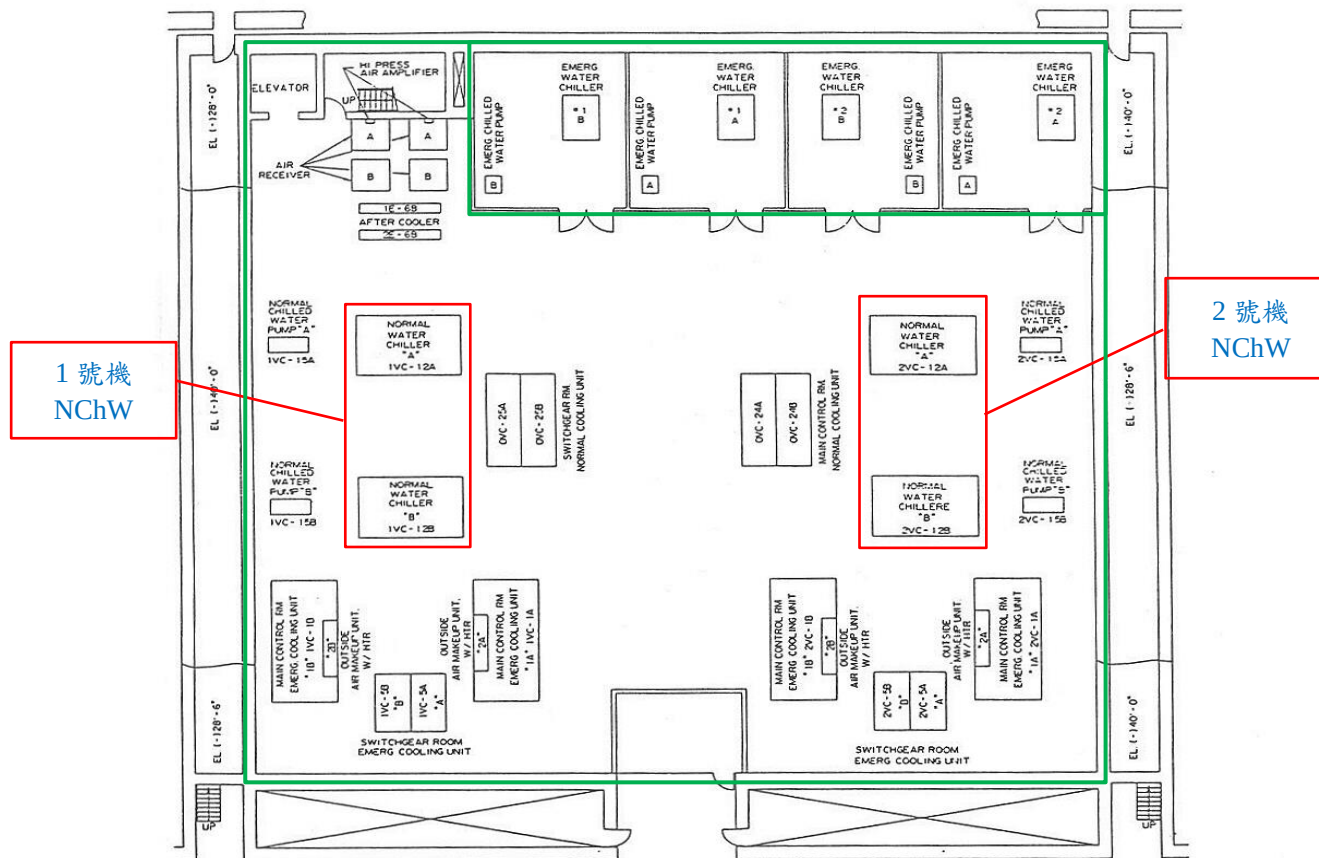


圖 2-6. 核二廠控制廠房底樓配置圖

(本頁空白)

(三) 評估結果彙整

如前第貳、二、(一)節所述，安全相關共用系統「一次圍阻體氫氣再結合系統」與「循環水與外部循環水」涉及「設計或運轉變更」，因此進行定量風險評估，分析結果說明如下：

1. 一次圍阻體氫氣再結合系統

依核二廠除役計畫，經由設計變更，將一號機氫氣再結合器(設備編號為 1S-75)，配置到二號機預留的氫氣再結合器空間。PRA 評估方法為修訂模式故障樹 HRS，並進行 LERF 定量分析；原模式考慮二號機 2S-75 為後備，修訂後模式則為刪除後備救援失敗之人因事件(HR-HRSBKUP)。由於氫氣再結合器屬於圍阻體易燃氣體(氫氣)控制系統之一，因此進行 LERF 評估。評估結果，對於二號機，設計變更前/後之 LERF 值均為 $1.0\text{E}-06$ /ry ($\Delta\text{LERF} < 1.0\text{E}-08$ /ry)，顯示此變更並無明顯效益。

另外，由靈敏度分析結果可知(詳如第貳、二、(四)節所述)，對於 1 號機在爐心尚有用過燃料時，此系統移除(不可用)雖不影響機組運轉風險，但可燃物(氫氣)控制系統少了氫氣再結合器之功能，即定性層面來說，少了一層深度防禦。由前段之定量分析結果可知，此設計變更對 2 號機並無明顯效益，因此建議考慮在 1 號機爐心尚有用過燃料期間，仍維持原設計。

2. 循環水與外部循環水系統

依核二廠除役計畫，「當一號機運轉執照屆期後，將停用其所屬循環水與外部循環水系統，並以二號機循環水與外部

循環水系統提供一號機在除役期間所需熱沉」。本研究評估時假設二號機循環水與外部循環水系統之移熱能力足以負擔二號機及永久停止運轉後之一號機系統。

參考核二程序書 352 第 7.F 節(一號機外部循環水改由二號機供給)，並考慮此系統供給海水來冷卻核機冷卻水(NCCCW)熱交換器、汽機廠房冷卻水(TPCCW)熱交換器、及正常冷凍水(NChW)系統冷凝器，因此，PRA 模式對應之修訂說明如下：

- (1) 125 psig 儀用空氣系統故障樹之空氣壓縮機 0K-1B 和 0K-1D 之冷卻水改由二號機的 TPCCW 供給。
- (2) NCCCW、TPCCW、與 NChW 系統之熱沉改由 2 號機外部循環水系統(EXCW2)提供。

循環水與外部循環水運轉方式變更(含上述 4 個非安全相關共用系統)對於 2 號機功率運轉期廠內事件之風險影響，評估結果顯示，變更前、後爐心受損頻率(CDF)均為 $1.07\text{E-}05/\text{ry}$ ($\Delta\text{CDF}<1.0\text{E-}07$)。因此，循環水與外部循環水運轉方式變更(亦即 1 號機循環水與外部循環水停用)對於 2 號機功率運轉期廠內事件之風險影響甚微。雖然就定量的觀點(於本研究之分析假設條件下)，對風險(CDF)的影響甚微；但就定性而言，對於 2 號機，仍是少了一層深度防禦(即少了 1 號機之支援)。

除了上述廠內事件外，由於 TPCCW、NCCCW 與 NChW 系統主要設備(即 pump、chiller)位於同一區域(防水區、防火區)內，因此還需考慮廠內水災及廠內火災事件可能之影響，說明如下：

- (1) 原廠內水災事件 PRA 評估時已考慮防水區內之所有水源

及其管長(即兩部機之水災危害均已考慮)，在無新增水源或管長的條件下，運轉方式變更並不影響廠內水災事件之分析結果。

(2) 原廠內火災事件 PRA 評估時已考慮防火區內之所有火源，在無新增可燃物(火源)、或臨時火源(transient fire)的條件下，運轉方式變更並不影響廠內火災事件之分析結果。

(3) 如果於 1 號機除役過渡階段，此 3 個非安全相關系統主要設備之區域內，因除役活動而有新增可燃物或臨時性可燃物、或涉及區劃變更、暫時停用消防設施等，則須評估其火災風險並加強巡視或動火管制等行政措施，以降低與管控 2 號機之風險。同理，若有新增水源、臨時水槽(tank)、臨時管路等，則需評估其水災風險並加強管理措施。

綜合上述，「一次圍阻體氫氣再結合系統」與「循環水與外部循環水」設計或運轉變更之評估結果彙整如表 2-10 所示。

(本頁空白)

表 2-10. 安全相關共用系統設計或運轉變更評估結果

項次	系統	說明	定量分析		定性分析	建議或注意事項
			廠內事件	廠內水/火災事件		
1	一次圍阻體氫氣再結合系統	將一號機氫氣再結合器(設備編號為1S-75)，配置到二號機預留的氫氣再結合器空間。	影響甚微 $\Delta\text{LERF}<1.0\text{E}-08$	不影響	對降低2號機之LERF風險並無明顯助益；對於1號機在爐心尚有燃料時，則可燃物(氫氣)控制系統少了氫氣再結合器之功能，即少了一層深度防禦。	在1號機爐心尚有燃料之狀態，建議維持原設計。
2	循環水與外部循環水(含4個非安全相關系統)	當一號機運轉執照屆期後，將停用其所屬循環水與外部循環水系統，並以二號機循環水與外部循環水系統提供一號機在除役期間所需熱沉。	影響甚微 $\Delta\text{CDF}<1.0\text{E}-07$	不影響	1號機停止運轉雖然對CDF之影響甚微，但停用後，對2號機而言，仍是少了一層深度防禦。(無法支援#2機)	1、2號機對應之程序書分開撰寫，且標示不同顏色以利區別，避免誤用。

(本頁空白)

(四) 靈敏度分析

本研究之靈敏度分析共有三種情境：(1) 情境一：評估將 1 號機氫氣再結合器(設備編號為 1S-75)配置到二號機，對 1 號機爐心仍有用過燃料時之風險影響；(2) 情境二：1 號機核機冷卻水系統不可用，對 2 號機功率運轉期之風險影響；及(3) 情境三：1 號機汽機廠房冷卻水系統不可用，對 2 號機功率運轉期之風險影響，分別進行靈敏度分析如表 2-11，其爐心熔損頻率之定量分析結果如下：

表 2-11. 核二廠除役過渡階 1 號機系統不可用靈敏度分析表

應用模式 代碼	不可用系統 名稱	說明	結果 ^a
SEN1	氫氣再結合器	1 號機氫氣再結合器(設備編號為 1S-75)配置到二號機，對 1 號機爐心仍有燃料時之風險影響。	影響甚微 ($\Delta CDF < 1.0E-07$)
SEN2	NCCCW	1 號機核機冷卻水系統不可用，對 2 號機功率運轉期之風險影響。 PMAEG-P6ABCCF12 為 logic 1。	影響甚微 ($\Delta CDF < 1.0E-07$)
SEN3	TPCCW	1 號機汽機廠房冷卻水系統不可用，對 2 號機功率運轉期之風險影響。 PMAEB-P7ABCCF12 為 logic 1。	影響甚微 ($\Delta CDF < 1.0E-07$)

各靈敏度分析之應用模式，其建立方法為：(1) 複製基本模式：複製基本模式至各應用模式對應之資料夾；(2) 製備各應用模式之數據檔：所有不可用之系統(或串)，均挑選具代表性之基本事件，並設為 Logic 1，如表 2-11 說明欄所示；(3) 各.BCL 檔

之修改：在各.BCL 檔內最後一行後，加上此應用模式之數據檔 SENX (X = 1 ~ 3)；及(4) 執行各.IN 檔：各應用模式之定量。

(1) 應用模式 SEN1 之靈敏度分析結果

主要探討將 1 號機氫氣再結合器(設備編號為 1S-75)配置到二號機，對 1 號機爐心仍有燃料時之風險影響。評估條件 1 號機為除役過渡階段，但由於沒有核二廠除役 PRA 模式，故以功率運轉 PRA 為假設條件，進行定量分析。分析結果變更前、後之 LERF 值均為 $1.0\text{E-}06$ /ry ($\Delta\text{LERF} < 1.0\text{E-}08$ /ry)，因此判定，除役過渡階段將 1 號機氫氣再結合器配置到二號機，對 1 號機爐心仍有燃料時之風險影響甚微。儘管定量風險之結果影響甚微，但對於電廠深度防禦設計理念而言，可燃物(氫氣)控制系統少了氫氣再結合器之功能，對於圍阻體氫氣控制仍是少了一層深度防禦。

(2) 應用模式 SEN2 之靈敏度分析結果

主要探討除役過渡階段(假設此時 1 號機外部循環水以停用並改以 2 號機外部循環水供給海水)，若 1 號機核機冷卻水系統不可用，對 2 號機功率運轉期之風險影響。分析結果 1 號機 NCCCW 不可用之 CDF 值為與原分析結果相同($\Delta\text{CDF} < 1.0\text{E-}07$ /ry)，故其風險影響甚微。

(3) 應用模式 SEN3 之靈敏度分析結果

主要探討除役過渡階段(假設此時 1 號機外部循環水以停用並改以 2 號機外部循環水供給海水)，若 1 號機汽機廠房冷卻水系統不可用，對 2 號機功率運轉期之風險影

響。分析結果 1 號機 TPCCW 不可用之 CDF 值為與原分析結果相同($\Delta\text{CDF}<1.0\text{E}-07$ /ry)，故其風險影響甚微。

(本頁空白)

(五) 建議或注意事項

綜合第貳、二、(一)節至貳、二、(四)節之評估結果，對於核二廠除役過渡階段機組共用系統之安全管制，本研究提出以下建議或注意事項。

- 1.建議在 1 號機爐心尚有用過燃料時，維持原設計，將 1 號機氫氣再結合器(設備編號為 1S-75)保留配置給 1 號機使用。
- 2.運轉執照屆期後停用 1 號機循環水與外部循環水系統，有關此項運轉變更，提出以下建議或注意事項：

- (1) 建議程序書 392 (核機冷卻水系統)第 15、20 頁之「注意之第 1 項--熱交換器換組操作時，不可將熱交換器 **OE-13** 海水側閥進口閥 ODA-HV-240 與 ODA-HV-241 同時開啟，造成#1 和#2 機外部循環水連通，引起嚴重暫態。」應進行修訂。
- (2) 建議另外撰寫 2 號機循環水與外部循環水之程序書 351、352，而 1 號機之對應程序書於外觀及內文處以不同顏色標示，以利區別，並免誤用。
- (3) 於 1 號機除役過渡階段，NCCCW、TPCCW、及 NChW 等 3 個非安全相關系統，由於兩部機主要之設備位於同一區域內，若因除役作業(活動)而有新增可燃物或臨時性可燃物、或涉及區劃變更、暫時停用消防設施等變更時，則須評估其廠內火災風險、並加強巡視或動火管制等行政措施，以降低與管控 2 號機之風險。
- (4) 同前項，於 1 號機除役過渡階段，NCCCW、TPCCW、及 NChW 等 3 個非安全相關系統主要設備之區域內若有新增

水源、臨時水槽、臨時管路等，則需評估其廠內水災風險並加強管理措施，以降低與管控 2 號機之風險。

三、核電廠除役期間之非輻射危害評估

(一) 危害與可操作性分析(HAZOP)及風險矩陣概述

1.危害與可操作性分析(HAZOP)簡介

危害與可操作性分析(HAZOP)系以系統化的檢視流程，辨識及評估在製程、或作業流程上可能出現的問題，流程與作業可以是規劃中的，也可以是既有的，所關注的議題對人員、設備或環境所造成的潛在風險，或是影響正常的作業程序、或進度。

危害與可操作性分析最早是用來分析化工廠的製程控制系統，後來延伸到其他類型的系統，也包括複雜系統及軟體系統。危害與可操作性分析是一種以引導詞或關鍵詞(guide-word or key word)配合製程參數(溫度、壓力等)為基礎的定性危害分析技術，一般會由多個部門(或專家)組成團隊(HAZOP 小組)，透過會議進行腦力激盪，找出潛在的危害。在大型的製程中，可能會有許多個危害與可操作性分析會議，可能會依領域不同，團隊中的專家會不同，設計者也可能不同，但一般而言研究負責人及記錄者是固定的。HAZOP 小組組成如下表 2-12 所示。

HAZOP 分析具有下列特性^[8,9]：

- (1) 充分應用腦力激盪。
- (2) 辨識可能造成故障或人員、環境風險之危害。
- (3) 辨識危害可能的原因。
- (4) 必要時需提出改善建議。
- (5) 須記錄評估結果，包括改善建議之說明。

表 2-12. HAZOP 小組組成(範例)

名稱	角色
研究負責人(Study leader)	對危害與可操作性分析有經驗，但沒有參與此項設計的人，以確認有謹慎的依危害與可操作性分析的要求進行。
記錄者(Recorder)	確認問題或潛在危害有記錄下來，相關建議有明確傳達出去。
設計者(Designer)	解釋設計細節，提供進一步資訊。
使用者(User)	考慮使用情形，詢問其操作性，以及發生偏差後的影響。
專家(Specialist)	在此技術領域有專業知識的人。

資料來源：網路維基百科

HAZOP 分析聚焦於製程或作業程序的特定點上，稱之為「研討節點(Study nodes，或簡稱節點(Nodes))」。HAZOP 分析小組以一次一項的方法檢視每個製程區段或作業程序，辨識潛在的危害(或偏離)(例如火災、爆炸、墜落等)。

HAZOP 分析前之準備工作^[7,8]：

(1) 定義分析的目的、目標和範圍

分析的目的、目標和範圍應盡可能明確，目標通常由研究負責人訂定，參與人員(如設計者)應提供適當資料與方向，例如，HAZOP 分析用於決定哪裡建廠可能對公共安全產生最小的衝擊，則在分析過程中會聚焦於對廠外造成影響的危害。

(2) 選擇分析小組成員

HAZOP 小組成員結構如表 2-12 所示，理想狀況尤 5~7 人組成。分析小組太大，分析過程可能難以控制；小組太小，不易確保透徹性、或所需的知識廣度。

(3) 獲得必需的資料

一般的資料包含作業流程說明、流程圖、工法、操作說明、廠區設備佈置圖、操作指引等，重要圖表和資料應該在會議前提供給 HAZOP 小組成員。

(4) 安排必須的會議

當資料、圖表已經蒐集完備，小組長就可以開始規劃評估會議，並藉由製程、作業流程、操作區段、或研討節點的數量估計 HAZOP 會議所需之時間。一般而言，一個製程區段或研討節點大約花費 25~30 分鐘。

2. 辨識危害及其後果^[10]

為利於執行危害辨識，一般可將危害的類型分為：

- (1) 墜落：指人體從建築物、施工架、機械、設備、梯子、斜面等處墜落。
- (2) 跌倒：指人體在近於同一平面上跌倒，即因絆跤或滑溜，以致重心不穩而跌倒之情況。
- (3) 衝撞：指除墜落、滾落、跌倒之外，以人體為主，與靜止物或動態物發生碰撞。
- (4) 物體飛落：指以飛來物、落下物等主體碰撞人體之情況。
- (5) 物體倒塌/崩塌：指堆積物（包含積垛）、施工架、建築物等塌崩、倒塌而碰撞人體之情況。

- (6)被撞：指飛來、落下、崩塌、倒塌外，以物體為主碰撞人體之情況。
- (7)被夾、被捲：指被物體夾入或捲入而被擠壓、撻挫之情況。
- (8)被刺、割、擦傷：指被擦傷之情況，及以被擦的狀況而被刺、割等之情況。
- (9)踩踏/踏穿：指踏穿鐵釘、金屬片之情況而言，包含踏穿地板、石棉瓦等情況。
- (10)溺斃：包含墜落水中而溺斃之情況。
- (11)與高低溫接觸：高溫係指與火焰、電弧、熔融狀態之金屬、開水、水蒸汽等接觸之情況，包含高溫輻射熱等導致中暑之情況；低溫包含暴露於冷凍庫內等低溫環境之情況。
- (12)與有害物等之接觸：包含起因於暴露於輻射線、有害光線之障害、一氧化碳中毒、缺氧症及暴露於高壓、低壓等有害環境下之情況。
- (13)感電：指接觸帶電體或因通電而人體受衝擊之情況。
- (14)火災：指火燒，原料或物質快速的氧化而發出熱與光。
- (15)爆炸：指壓力之急激發生或開放之結果，帶有爆音而引起膨脹之情況。
- (16)物體破裂：指容器、裝置因物理的壓力而破裂之情況，包含壓壞在內。
- (17)不當動作：指起因於身體動作不自然姿勢或動作反彈等，引起扭筋、扭腰及形成類似狀態，如不當抬舉導致肌肉骨骼傷害，或工作台/椅高度不適導致肌肉疲勞等。
- (18)化學品洩漏：指容器或設備之危害性物質外洩，但未造成

人員傷害之事件。

評估單位可由作業清查獲得資訊，並從人員、環境、設備、物料等方面辨識出各項作業所有可能的潛在危害類型，如：

(1)人員—除須考量作業人員本身可能引起的危害，亦須考量周遭人員或其他利害相關者對作業人員可能造成的危害，

例如：

- A. 人員在精神不濟情況下，進行高處作業，易引起墜落危害。
- B. 為節省時間，人員在未斷電情況下清洗機台，易引起捲入、切割等危害
- C. 貨物吊運過程中，因作業員間之協調不足，易引起碰撞、掉落等危害。人員在槽車卸料前未依規定接妥接地設施，易導致卸料過程累積過多的靜電，可能會有火災爆炸之危害。
- D. 人員在槽車卸料前未依規定接妥接地設施，易導致卸料過程累積過多的靜電，可能會有火災爆炸之危害。
- E. 人員誤啟動攪拌槽之攪拌器開關，導致內部清洗人員受到嚴重傷害等。
- F. 工作量、主管的管理方式等因素，是否會影響到員工的心理狀態或壓力，進而導致工作上之傷害或影響其健康狀況。

(2)環境—須考量在不同環境下作業，可能引起的危害，如：

- A. 因輻射劑量問題而限縮作業時間，導致容易出錯。

- B. 長期於噪音環境下作業，容易造成聽力損失。
- C. 在高溫環境下作業，容易引起脫水或中暑等危害。
- D. 在防爆區域內執行動火作業，易引起火災或爆炸。
- E. 在擁擠環境下執行維修保養作業，容易因碰撞或擦撞而受傷。
- F. 局限空間作業，易引起缺氧或中毒等危害。
- G. 高處作業會有墜落的危害。
- H. 在通風不良的作業場所使用或處理化學物質，人員易因吸入化學物質而使健康受到影響等。

(3)機械/設備/工具—須考量所使用、接觸或周遭的機械、設備或工具對作業人員或周遭人員可能造成的危害，如：

- A. 轉動設備、輸送帶等可能會引起捲入危害。
- B. 電氣設備可能會引起感電、火災爆炸等危害。
- C. 反應器、高壓設備等可能會因操作不當而引起高壓破裂的危害。
- D. 在動火管制區使用易產生火花之工具，易導致火災爆炸之危害。
- E. 起重機在吊物過程中會有碰撞或物品掉落等危害
- F. 堆高機在搬貨物過程中，可能會撞傷附近作業人員等。

(4)化學物質—須依據化學物質危害特性鑑別可能引起的危害，如：

- A. 毒性化學物質可能會引起人員中毒危害。
- B. 易燃性物質易引起火災爆炸危害。
- C. 人員接觸腐蝕性物質會有灼傷危害。

- D. 不相容的化學物質接觸後可能會有反應性危害。
- E. 須低溫儲存的化學物質，在處理時須考量溫度升高可能引起的危害。
- F. 化學物質對設備若具有較強的腐蝕性，易導致化學物質外洩，而引起火災、爆炸、或危及人員的安全與健康。
- G. 另須考量化學物質之使用量或儲存量與危害後果嚴重度的關係等。

對於危害可能造成的後果必須辨識出其發生原因，並詳述可能導致後果的情境，例如「人員進入塔槽內部（侷限空間）作業時，可能會因氧氣濃度太低，而發生缺氧窒息」、「人員所穿著的衣物被馬達傳動軸、輸送帶、轉軸或滾輪等捲入而導致失能傷害」等。

表 2-13 為辨識危害與後果之參考範例，須分別列出每一項危害類型，並描述後果發生的情境或過程，以利後續風險等級的判定。

3.防護設施

防護設施係指為預防或降低危害事件發生之可能性，或減輕其後果嚴重度所設置或採取的相關設備及措施，參考範例如表 2-14，包括(但不限於)：

(1)工程控制--係指可避免或降低危害事件發生可能性或後果嚴重度之裝置或設備，例如：

- A. 墜落/滾落：護欄/護圍、安全網、安全母索、安全上下設備、高空作業車、移動式施工架等。
- B. 衝撞：護欄/護圍、接觸預防裝置（包含警報、接觸停止

裝置)等。

C. 被夾、被捲：護欄/護圍、制動裝置、雙手操作式安全裝置、光感式安全裝置、動力遮斷裝置、接觸預防裝置等。

D. 感電：防止電擊裝置、漏電斷路器、接地設施等。

E. 火災/爆炸：防爆電氣設備、火災偵測器、消防設施、高溫自動灑水系統、靜電消除設備（如靜電夾、靜電刷、靜電銅絲、靜電布、增加作業環境濕度等）、冷凍/冷藏儲存等。

F. 化學品洩漏：雙套管、洩漏偵測器、防液堤、承液盤、緊急遮斷閥、灑水系統、沖淋設施、通風排氣裝置等。

(2) 管理控制：係指可降低危害事件發生可能性或後果嚴重度之管理措施，例如：

教育訓練、緊急應變計畫或程序、工作許可、上鎖/掛卡、各種標準作業程序（SOP）（須標註其名稱或編號）、日常巡檢、定期檢查、承攬管理、人員全程監視等。

表 2-13. 辨識危害與後果之參考範例

作業名稱	作業條件			危害辨識及後果		備註
	作業環境	機械設備/工具	化學物質	危害類型	危害可能之後果描述	
塔槽清洗作業	1.局限空間 2.動火管制區 3.高處作業	1.通風設備 2.手工具 3.塔槽	丙酮、甲苯等有機溶劑	與有害物質之接觸	1.槽內氧氣不足，導致人員窒息。 2.危害性化學物質由相連之管線漏入槽內，導致作業人員吸入危害氣體而中毒。	考量在正常作業情況下
				火災/爆炸	危害性化學物質由相連之管線漏入槽內，或槽內危害物質為完全清除，且人員於作業中引起明火而導致火災、爆炸。	
				墜落	人員站立於槽頂，因重心不穩而掉落於槽底。	
				被夾/被捲	因人員誤啟動開關。導致人員在清洗時，因攪拌機突然運轉而導致人員被捲入而受傷。	考量在異常情況下
				與有害物等之接觸	人員未配戴適當救援設備，即進入槽內救人，導致缺氧窒息或中毒	考量在緊急情況下

表 2-14. 防護措施之參考範例

作業名稱	作業條件	危害辨識及後果		防護措施		
		危害類型	危害可能之後果描述	工程控制	管理控制	個人防護具
塔槽清洗作業	(略)	與有害物質接觸	槽內氧氣不足，導致人員窒息。	通風設備	1. 工作許可管理規定，包含氧氣及危害性氣體濃度測定、指派外部監視人員、於作業場所入口顯而易見處所公告應注意之事項等。 2. 置備緊急救援設備（空氣/氧氣呼吸器、捲揚式防墜器/人員吊升三腳架、背負式安全帶、救生索等）。	安全帶

4.風險矩陣(Risk Matrix)

風險矩陣(Risk Matrix)分析，是一種有效的風險管理工具。可應用於分析項目的潛在風險，也可以分析採取某種方法的潛在風險。它可以識別、評估風險，並對風險進行定性或半定量分析，從而更好的制定相應的矯正和預防措施，控制和降低風險水平。風險分析是圍繞「出錯的可能性有多大？後果(嚴重性)是什麼？」來展開工作。是充分理解風險的性質和確定風險的等級的過程。

風險可由危害事件之嚴重度及可能性的組合來判定，因此評估單位須先建立判定等級之相關基準，作為評估風險的依據。評估嚴重度應考量(1)可能受到傷害或影響的部位、傷害人數等；(2) 傷害程度，如死亡、永久失能、暫時性失能、停工時間等。嚴重度分級參考範例如表 2-15 所示。

評估危害事件發生的可能性時，應考量在現有防護設施保護下，仍會導致該後果嚴重度的可能性。表 2-16 為可能性分級基準之參考範例。

表 2-17 為 4 × 4 風險矩陣參考範例，係利用定性方式來評估危害的風險程度及決定是否須採取風險降低控制措施的方法。評估小組可依 D & D 流程、或除役活動之規模及特性選擇採用 3 × 3、5 × 5 等風險矩陣模式，將危害事件之風險作較多程度之分級。除風險矩陣模式外，也可將可能性及嚴重度依不同等級給予不同評分，再以其乘積作為該危害事件之風險值。

對所辨識出的各項危害事件須依所定之風險等級判定基

準，分別評估出其風險等級，如表 2-17 為評估風險之參考範例。

表 2-15. 嚴重度之分析基準(範例)

等級		人員傷亡	危害影響範圍
S4	重大	造成一人以上死亡、三人以上受傷、或是可能發生無法復原之職業病的災害	大量危害物質洩漏；危害影響範圍擴及廠外，對環境及公眾健康有立即及持續衝擊
S3	高度	造成永久失能或可能發生可復原之職業病的災害	中量危害物質洩漏；危害影響範圍除廠內外，對環境及公眾健康有暫時性衝擊
S2	中度	須外送就醫，且造成工時損失之災害或可能發生因職業健康問題造成工時損失之狀況	少量危害物質洩漏；危害影響限於工廠局部區域
S1	輕度	僅須急救處理，或外送就醫，但未造成工時損失之輕度災害或可能發生因職業健康問題造成工作效率降低之現象	微量危害物質洩漏；危害影響限於局部設備附近，或無明顯危害
備註：上述分級基準可須依實際需求予以調整（包含等級之增減）。另外，參考行政院研究發展考核委員會資料，亦可將財務(含停工)損失，納入考量。			

表 2-16. 可能性之分級基準(範例)

等級		預期危害事件發生之可能性
P4	極可能	每年 1 次（含）以上；在製程、或除役活動期間內可能會發生 5 次以上。
P3	較有可能	每 1-10 年 1 次；在製程、或除役活動期間內可能會發生 2~5 次。
P2	有可能	每 10-100 年 1 次；在製程、或除役活動期間內可能會發生 1 次。
P1	不太可能	低於 100 年 1 次；在製程、或除役活動期間內不太會發生。
備註：多數所鑑別出之潛在危害事件，截至風險評估執行前並可能未發生過，要估算該危害事件之可能性有其困難度與不準度，且常因評估人員的主觀判斷而有不同的結果。因此，在評估及審核時，須注意評估結果的一致性。		

表 2-17. 4 × 4 風險矩陣表

		可能性等級			
		P4	P3	P2	P1
嚴重度等級	S4	5	4	4	3
	S3	4	4	3	3
	S2	4	3	3	2
	S1	3	3	2	1

風險評估不僅有助於建立風險控制的優先順序，也有助於決定安全衛生管理工作的順序。評估過程中分析小組須訂定一可接受風險的基準，作為是否要採取控制措施以降低風險的依據。依前述風險分級針對不同的風險程度，擬定須採取的因應對策，如表 2-18 所示。

表 2-18. 風險控制規劃之參考範例

風險等級	風險控制規劃	備註
5—重大風險	須立即採取風險降低設施，在風險降低前不應開始或繼續作業。	不可接受風險，對於重大及高度風險者須建立降低風險之控制設施，將其風險降至中度以下。
4—高度風險	須在一定期限內採取風險控制設施，在風險降低前不允許進行作業。可能需要相當多的資源以降低風險，若現行作業具高度風險，須儘速執行風險降低設施。	
3—中度風險	須致力於風險的降低，例如： 1. 基於成本或財務等考量，宜逐步採取風險降低設施、以逐步降低中度風險之比例。 2. 對於嚴重度為重大或非常重大之中度風險，宜進一步評估發生的可能性，作為改善控制設施的基礎。	
2—低度風險	暫時無須採取風險降低設施，但須確保現有防護設施之有效性。	可接受風險，須落實或強化現有防護設施之維修保養、監督查核及教育訓練等機制
1—輕度風險	不須採取風險降低設施，但須確保現有防護設施之有效性。	

(二) 除役期間之非輻射危害分析

綜合彙整第貳、一節及第貳、三、(一)節之內容，本研究建立核電廠除役期間之非輻射危害分析方法，分析流程如圖 2-7，說明如下：

1. 除役計畫架構

分析評估前應先蒐集相關 D & D 之資料，如除污、拆除之時程規劃、除污/拆除設施基本資料、流程步驟、採用之方法/工法、使用之設備(含切割、通風、搬運、吊掛等)、原料、設備維護/校正、組織與人員訓練、緊急應變計畫等。

2. 將除役活動分為數個節點

排定 D & D 工作後，依整體工作內容，適當將該次除役作業(活動)進行節點(即功能性或作業活動性質)的分析劃分，例如「廠房/房間除污」、「縮減大型管路或儲槽的尺寸」、「大型容器切割」、或「搬運廢料」等。

3. 選擇節點、選擇關鍵字、進行危害辨識、確認防護/救援措施

此步驟從「選擇節點」至「確認防護/救援措施」屬於 HAZOP 分析的範圍，由分析小組進行 HAZOP 分析會議，針對各節點(例如表 2-13 之塔槽清洗)應包含之關鍵字，如火災、爆炸、過壓、腐蝕和侵蝕、感電、墜落、撞擊等，進行危害辨識評估，及確認現有之防護/救援措施之有效性，並記錄危害辨識與後果分析表。

4. 選擇另一個關鍵字

完成一個關鍵字(危害項目)分析後，繼續進行另一個關鍵字，直到完成所有應評估之關鍵字。

5.選擇另一個節點

完成一個節點分析後，重複上述步驟，進行另一個節點分析。

6.整理危害分析

整理、彙整上述各項作業之危害分析結果與防護/救援措施，以利後續風險矩陣之嚴重度評估。

7.風險矩陣分析

依據選用之 $N \times N$ 風險矩陣模式，再跟據上述危害分析結果，評估每個危害事件之嚴重度及其可能性，以獲得危害事件之風險值。再經由風險矩陣表與風險控制規劃，例如表 2-17 與表 2-18，判斷各危害事件之風險高、低，及是否需進一步採取改善措施以降低風險至可接受範圍。

以反應器廠房反應爐拆除為例，參考第貳、一節國外電廠除役 D & D 之經驗，移除爐心與相關設備，雖拆除工法、機具或有不同，但常見之非輻射危害有「墜落」、「重物掉落」、「火災」等事件，其初步之危害分析與防護、管理措施如表 2-19 所示；囿於相關之數據資料有限，本研究非輻射危害風險評估之可能性與嚴重度結果僅供參考。

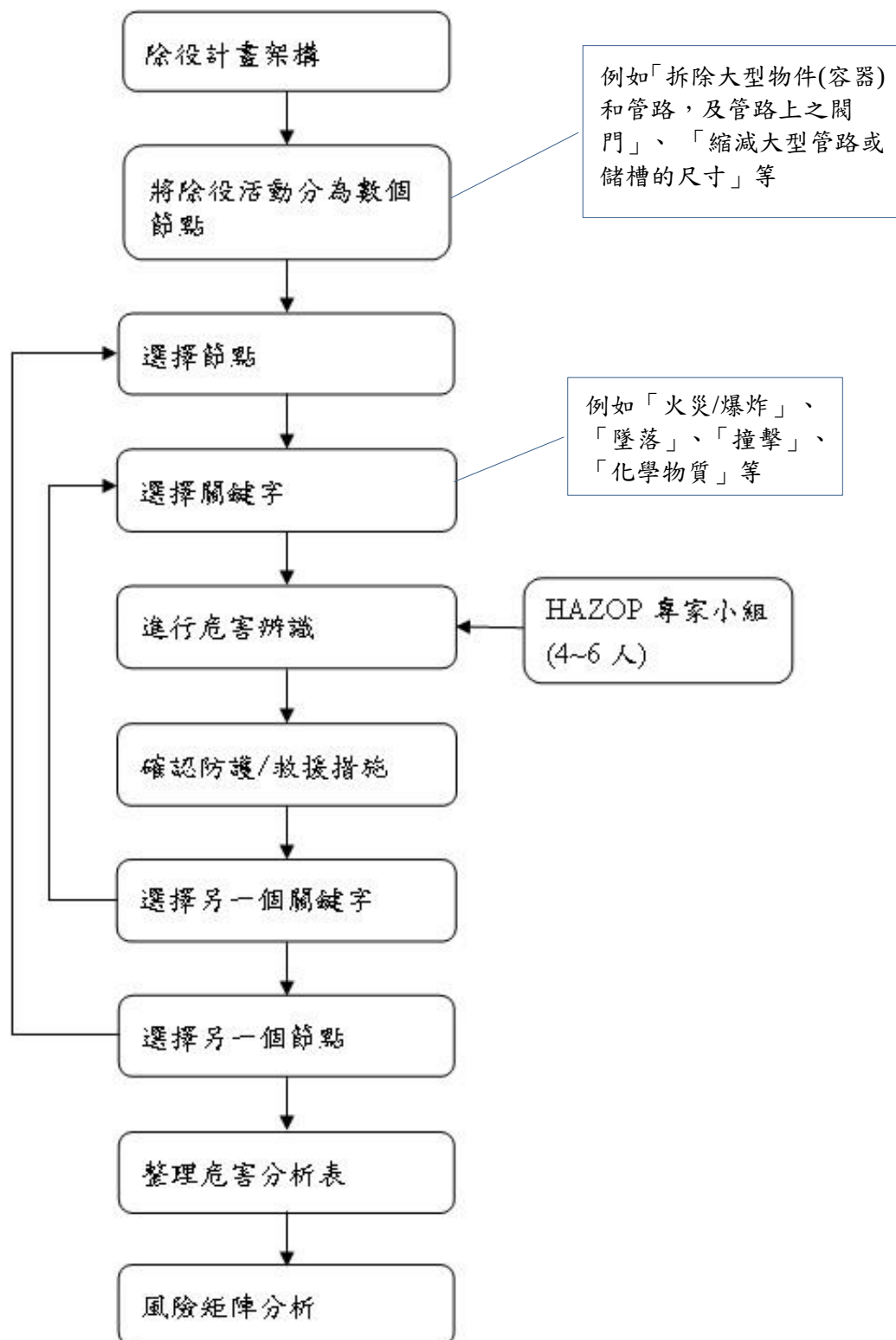


圖 2-7. 核電廠除役期間非輻射危害分析流程

(本頁空白)

表 2-19. 核電廠除役期間之非輻射危害評估分析表(案例分析)

作業名稱	作業條件		危害辨識及後果		防護措施		風險評估			降低風險之措施
	作業環境	機械設備/ 工具	危害類型	危害可能之後果 描述	工程控制	管理控制	可能性	嚴重度	風險 等級	
移除爐心 與相關設備	1.局限空間 2.高處作業	1.液壓剪 2.吊掛設施 3.管路切割設備	墜落	在反應器上方工作，人員因重心不穩或碰撞而掉入爐心。	合格且經過認證之起重、吊掛工具	工作許可管理規定與訓練、劃設安全作業區	P1	S5	3	裝設碰撞偵測設備
			重物掉落	對人員、環境造成傷害。	合格且經過認證之起重、吊掛工具	工作許可管理規定與訓練、劃設安全作業區	P1	S4	3	建立程序書，加強設備檢查、維護
			火災	對人員、環境造成傷害。	防爆設備	動火管制	P2	S3	3	及人員作業訓練

(本頁空白)

參、主要發現與結論

一、主要發現

本計畫根據核二廠除役計畫、電廠程序書、及核二廠 PRASA 等資料，進行 1 號機除役過渡階段包括安全與非安全相關共用系統之安全管制分析，評估結果說明如下：

(一) 安全相關共用系統分析結果

七個安全相關共用系統，其中僅「一次圍阻體氫氣再結合系統」及「循環水與外部循環水系統」涉及設計或運轉變更，因此進行定量風險評估。分析結果其者 $\Delta LERF < 1.0E-08$ /ry，後者 $\Delta CDF < 1.0E-07$ /ry，其風險影響均甚低。依據 RG 1.174^[11]之準則，兩者之設計、運轉變更皆屬於可接受之區域 III—風險微小變化，如圖 3-1 所示。

依據第貳、二、(一)節之評估結果，1 號機此七個系統之測試/維護均不影響 2 號機之運轉安全。考慮深度防禦與安全餘裕，則一次圍阻體氫氣再結合系統之設計變更對於 1 號機在爐心尚有燃料時，其易燃氣體(氫氣)控制系統少了氫氣再結合器之功能，即少了一層深度防禦；循環水與外部循環水系統之運轉變更，對 2 號機而言，最終熱沉亦是少了一層深度防禦(少了 1 號機之支援)。

(二) 非安全相關共用系統分析結果

非安全相關之共用系統計有 4 個，主要皆與循環水與外部循環水系統之運轉變更直接或間接有關(NCCCW、TPCCW、NChW 為直接相關，125 psig 儀用空氣則為間接相關)，相關定量分析與前述之循環水與外部循環水系統運轉變更一併考慮後

進行，因此，定量分析結果與循環水與外部循環水系統之變更相同， $\Delta CDF < 1.0E-07$ /ry，風險影響甚微，屬於 RG 1.174 之可接受之區域 III。

(三) 核電廠除役期間之非輻射危害評估

參考國外電廠經驗，除役 D & D 作業常見之相對高風險等級非輻射危害有「墜落」、「重物掉落」、「火災」等事件，其中火災與重物掉落除對人員造成傷害之外，尚有可能間接引發輻射外釋(或輻射傷害)，值得未來進一步分析探討。

二、結論與建議

於本研究之分析假設條件下，定量分析結果顯示，核二廠除役過渡階段，系統設計或運轉變更，對 2 號機之運轉風險甚微，符合 RG 1.174 可接受之區域 III。

根據研究結果，安全管制建議或注意事項：(1) 當「1 號機循環水與外部循環水系統停用」後，由於運轉變更，2 號機相關之系統程序書應另外撰寫，並與 1 號機之對應程序書於外觀及內文處以不同顏色標示，以利區別，並免誤用。(2) 於 1 號機除役過渡階段，NCCCW、TPCCW、及 NChW 等 3 個非安全相關系統，由於兩部機主要之設備位於同一區域內，因除役活動而有新增可燃物或臨時性可燃物、或涉及區劃變更、暫時停用消防設施等變更時，則須評估其廠內火災風險、並加強巡視或動火管制等行政措施，以降低與管控 2 號機之風險；廠內水災風險亦同，因除役活動而有新增水源、管長等變更時，須評估廠內水災風險、並加強管制措施。(3) 除役計畫第五章、三、(二)節第 6 項所述「當一號機運轉執照屆期後，將停用其所屬循環水與外部循環水系統，並以二

號機循環水與外部循環水系統提供一號機在除役期間所需熱沉」，建議台電公司應補充說明增加之熱負載量以及對 2 號機相關設備容量餘裕之影響。

有關除役期間之非輻射危害，參考國外電廠經驗，除役 D & D 作業期間「火災」為常見之非輻射危害，其原因與較多的動火作業、臨時可燃物等因素有關，對於臨時火源(火災)造成之風險值得未來進一步探討分析。

(本頁空白)

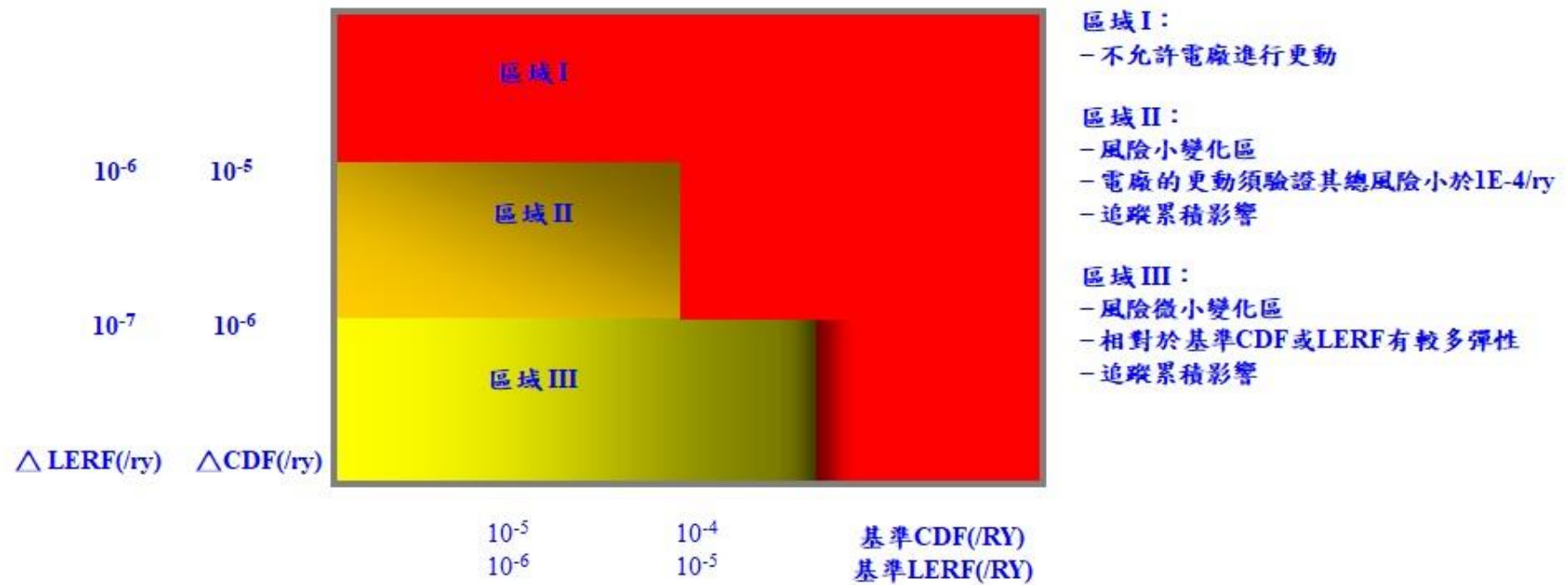


圖 3-1. RG 1.174 風險可接受準則圖

(本頁空白)

肆、參考文獻

1. SAFETY REPORTS SERIES No. 77 “Safety Assessment for Decommissioning,” IAEA, June 2013.
2. Kwan-Seong Jeong, Kune-Woo Lee, Hyeon-Kyo Lim, “Risk assessment on hazards for decommissioning safety of a nuclear facility,” Annals of Nuclear Energy, July 2010.
3. US DOE, “System Safety Program Requirements”, US Department of Defense, MIL-STD-882D, 2000.
4. KwanSeong Jeong, ByungSeon Choi, JeiKwon Moon, Dongjun Hyun, Jonghwan Lee, IkJune Kim, GeunHo Kim, ShinYoung Kang, “Establishment of the Hazard Reduction Methodology to be Taken into Account for Safety Assessment During Decommissioning of Nuclear Facilities,” Annals of Nuclear Energy, August 2015.
5. Sigitas Rimkevičius, Mindaugas Vaišnoras, Egidijus Babilas, Eugenijus Ušpuras, “Estimation on Probability of Radiological Hazards for Nuclear Facilities Decommissioning Based on Fuzzy and Event Tree Method,” Annals of Nuclear Energy, April 2016.
6. 台灣電力公司，「第二核能發電廠除役計畫」，民國 109 年 9 月公開版。
7. 台灣電力公司，「核一、二、三廠安全度評估模式標準化與擴大應用--核二廠 PRA 模式更新報告」，民國 103 年 4 月。
8. 于樹偉，「危害與可操作性分析」，財團法人安全衛生技術中心。
9. 謝錦發，「危害鑑別及風險評估技術介紹」，工安環保報導，經濟部工業局，民國 90 年 6 月。
10. 勞動部職業安全衛生署，「風險評估技術指引」，民國 104 年 12 月。
11. U.S. NRC, " An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in

Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis (Regulatory Guide 1.174, Revision 3)", January 2018.

附錄 A 核電廠除役期間機組共用系統之定量評估

A.1 一次圍阻體氫氣再結合系統

依據核二廠除役計畫第五章第三、(二)節第 1 項，「一次圍阻體氫氣再結合系統為反應器廠房空調系統的子系統之一，當機組運轉執照屆期之後，整個反應器廠房空調系統因不再具有維持圍阻體完整性的安全功能而可解除管制。依據技術規範要求(LCO 3.6.3.1)，機組在 MODE 1 或 MODE 2 運轉時，兩套獨立的一次圍阻體氫氣再結合系統須可用，當一號機機組運轉執照屆期且二號機仍需於 MODE 1 或 MODE 2 運轉時，透過設計變更程序，將一號機氫氣再結合器配置到二號機預留的氫氣再結合器空間。」

氫氣再結合器屬於易燃性氣體控制系統(Combustible Gas Control System, CGCS)之支系統，用以防止 LOCA 後，反應爐廠房的氫氣達到爆炸濃度。其使用時機為氫氣容積濃度達 4%或以上時，即須啟用。

經由設計變更，將 1 號機氫氣再結合器(設備編號為 1S-75)，配置到 2 號機預留的氫氣再結合器空間，對 2 號機而言，PRA 評估方法為修訂模式故障樹 HRS，如下圖 A-1；原模式考慮 2 號機 2S-75 為後備，修訂後模式則為刪除後備救援失敗之人因事件(HR-HRSBKUP)，即修訂後之模式為同時考慮 1S-75 與 2S-75，且不須額外之人因操作。評估結果，對於 2 號機，設計變更前/後之 LERF 值均為 $1.0\text{E-}06$ /ry ($\Delta\text{LERF}<1.0\text{E-}08$ /ry)，顯示此變更並無明顯效益。

對 1 號機而言，在爐心尚有用過燃料之除役過渡階段，此設計變更對 1 號之 LERF 風險，定量結果同樣 $\Delta\text{LERF}<1.0\text{E-}08$ /ry；其原因為說明如下：

根據程序書 1450-r14「嚴重事故處理指引」之步驟 PC/G：「監視及控制乾井和圍阻體的氫氣濃度」，如果氫氣點火系統(Hydrogen

Ignition System, HIS)不可用、或無法有效降低氫氣濃度、且如條件許可時，執行圍阻體排氣和圍阻體沖淨 (包含反應爐廠房正常排氣系統及反應爐廠房正常充氣系統。因此，事件樹標題 HC0 (氫氣控制在水位降至 TAF 前成功運轉?)頂閘為 AND 閘(即有多重救援措施)，如圖 A-2，故 1 號機氫氣再結合器移置給 2 號機，對 1 號機之定量風險影響微小。

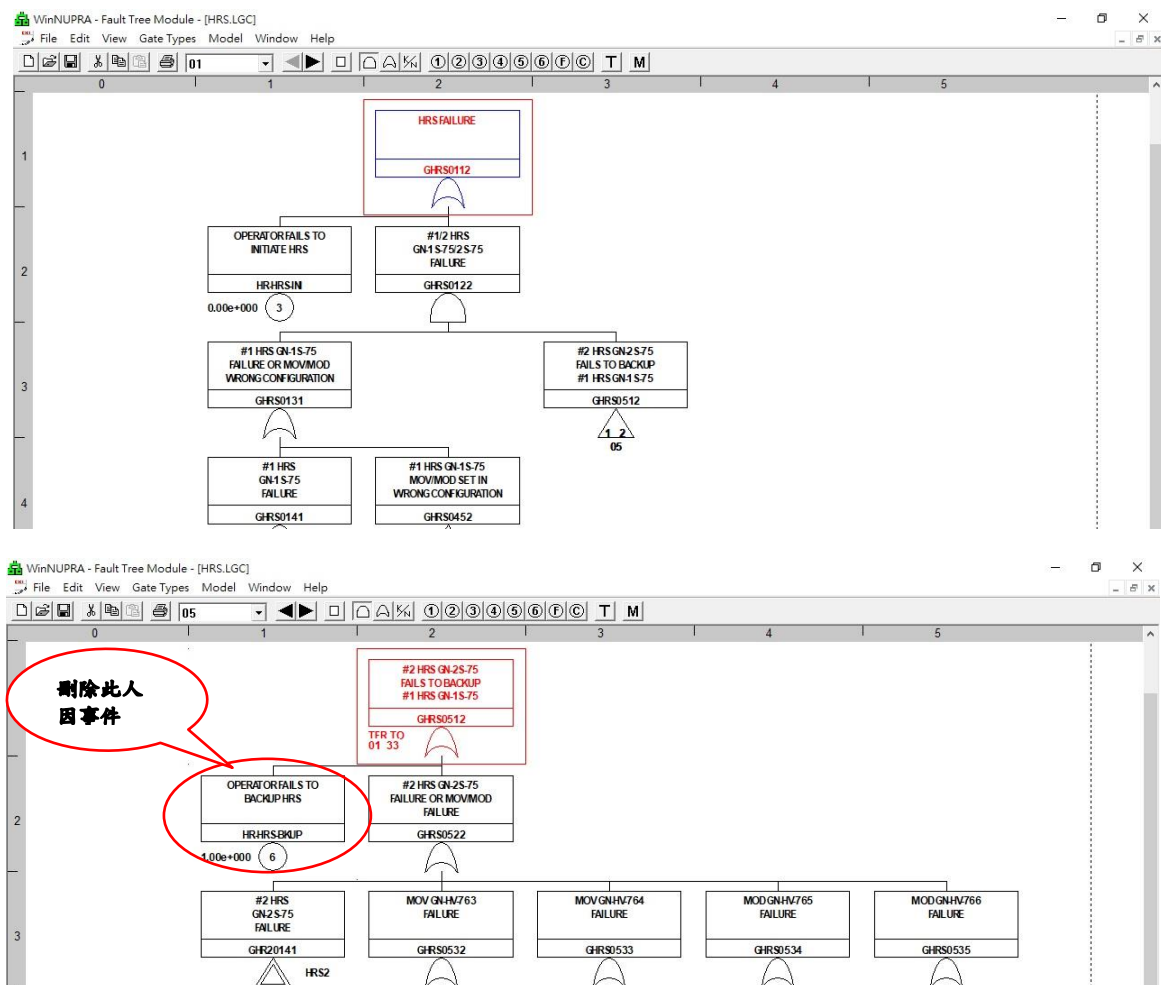


圖 A-1. 修訂模式故障樹 HRS

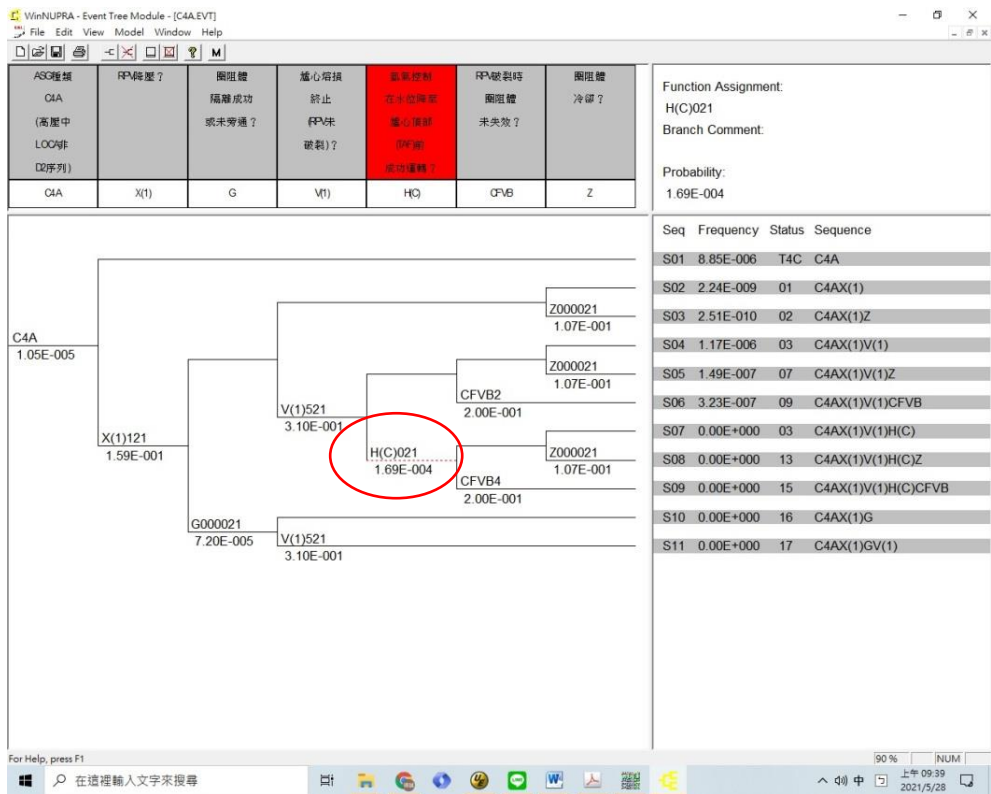


圖 A-2a. 事件樹標題 HC0

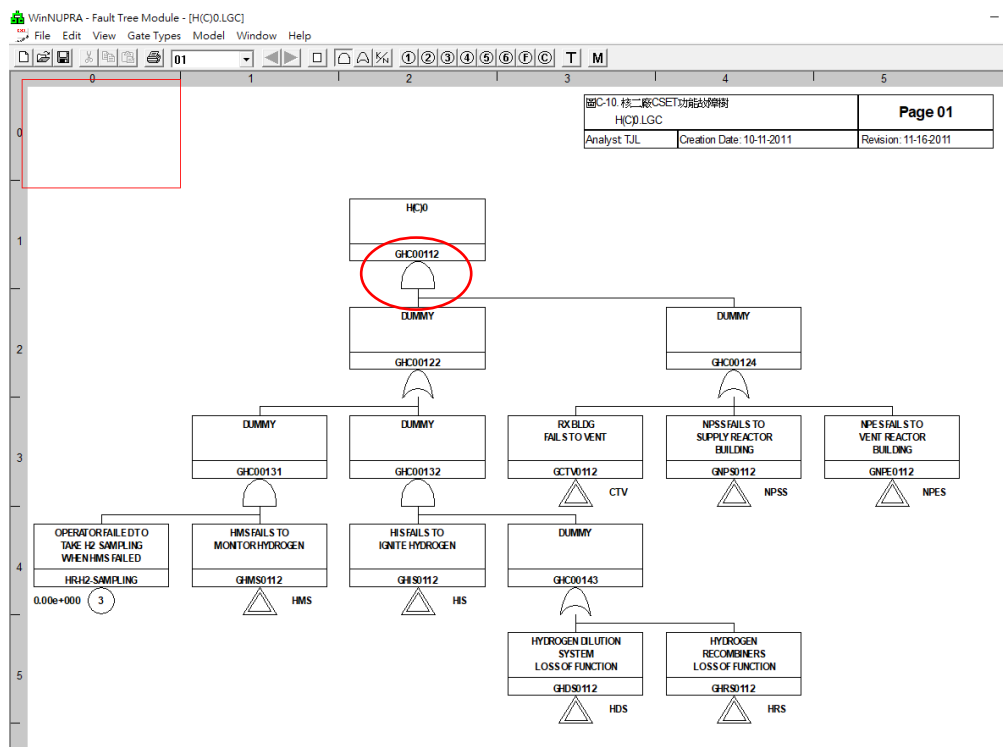


圖 A-2b. 事件樹標題 HC0 之標題故障樹

A.2 循環水與外部循環水系統

外部循環水(External Circulating Water System, ExCW)系統為循環水系統(Circulating Water System, CWS)之附屬系統之一，在正常運轉時，供給冷卻水至核機冷卻水(Nuclear Component Closed Cooling Water, NCCW)系統熱交換器、汽機廠房冷卻水(Turbine Plant Closed Cooling Water, TPCCW)系統熱交換器以、及正常冷凍水(Normal Chilled Water, NChW)系統冷凝器，系統簡圖如圖 A-3 所示。

此系統為雙機組之設計，位於兩部機組汽機廠房底樓中間連通之 ExCW 室(屬二號機)，一號機與二號機原則上無差異。兩部機組 ExCW 系統間之連通閥(手動閥 0HV-242/243)原設計正常時為關閉狀態，根據除役計畫第五章、三、(二)節第 6 項，當一號機運轉執照屆期後，將停用其所屬循環水與外部循環水系統，並以二號機循環水與外部循環水系統提供一號機在除役期間所需熱沉，故連通閥(0HV-242/243)此時應為開啟狀態。參考核二程序書 352 第 7.F 節(一號機外部循環水改由二號機供給)，摘錄如下：

1. Air compressor 0K-1B 和 0K-1D 之冷卻水改由二號機的 TPCCW 供給。
2. Air compressor 之運轉要考慮到 0K-1A 因無冷卻水而不可用。
3. 先確定下列相關各閥門是在全關位置：
 - (1) 0HV-244、0HV-245、0HV-240、0HV-241(2EH-HV-241 為反向閥)、0HV-249、0HV-253、0HV-242 反向閥、0HV-243 反向閥、0HV-256、0HV-261、0HV-306、1HV-344。
4. 停一號機正常冷凍水及水箱真空排除泵(SCAVENGING PUMP)1P-87A/B 及所有 TPCW 和 NCCW 負載設備。

5. 關閉 1DA-HV-137 及 1DA-HV-138 (確定全關後, 將 BKR 斷電並掛卡)。
6. 調節 NCCW HX 1E-13 海水出口閥 1DA-HV-267 之開度。
7. 調節 TPCCW HX 1E-14 海水出口閥 1DA-HV-271 之開度。
8. 停止運轉中之 CWP (1P-3A 或 3B 或 3C 或 3D)。
9. 開啟 0DA-HV-242 後緩慢開啟 0HV-243 至全開。
10. 注意兩部機之汽機廠房各 SUMP 進水量(注意：若有任何一個 SUMP 進水量異常，立即全關 0HV-243 及 0HV-242)

此運轉操作對二號機運轉風險可能之影響，分析探討說明如下。

1. 對於廠內事件：

本研究評估時假設二號機循環水與外部循環水系統之移熱能力足以負擔二號機及除役後之一號機系統，因並未重新進行移熱負載能力評估，亦即 PRA 模式相關事件樹標題之成功準則假設不變。

參考核二程序書 352 第 7.F 節，並考慮此系統供給海水來冷卻核機冷卻水(NCCCW)熱交換器、汽機廠房冷卻水(TPCCW)熱交換器、正常冷凍水(NChW)系統冷凝器，因此 PRA 模式對應之修訂說明如下：

(1) 空氣壓縮機 0K-1B 和 0K-1D 之冷卻水改由二號機的 TPCCW 供給。對應修訂系統故障樹 IAS，如圖 A-4a 與圖 A-4b 所示。

(2) NCCCW、TPCCW、NChW 系統之熱沉改為 2 號機外部循環水系統(EXCW2)，如圖 A-5~圖 A-7 所示。

循環水與外部循環水運轉方式變更(含上述 4 個非安全相關

共用系統)對於 2 號機功率運轉期廠內事件之風險影響，評估結果顯示，變更前、後爐心受損頻率(CDF)均為 $1.07\text{E-}05/\text{ry}$ ($\Delta\text{CDF}<1.0\text{E-}07$)。因此，循環水與外部循環水運轉方式變更(亦即 1 號機循環水與外部循環水停用)對於 2 號機功率運轉期廠內事件之風險影響甚微。

就定量的觀點而言，於本研究之分析假設條件下，對 CDF 的風險影響甚微；就定性而言，對於 2 號機，仍是少了一層深度防禦(即少了 1 號機之支援)。

2. 對於廠內火災、水災事件：

由於 TPCCW、NCCCW 與 NChW 系統主要設備位於同一區域(防水區、防火區)內，因此還需考慮廠內水災及廠內火災事件可能之影響，說明如下：

- (1)原核二廠廠內水災 PRA 評估時已依 EPRI 水災評估方法，考慮各防水區內之所有水源及其管長(即兩部機之水災危害均已考慮)，除役過渡期間，在無新增水源或管長的條件下，僅運轉方式變更並不影響廠內水災事件之分析結果。
- (2)廠內火災事件與廠內水災相似，原二廠廠內火災 PRA 評估時已依 NUREG/CR-6850，考慮防火區內之所有火源，除役過渡期間，在無新增可燃物(火源)的條件下，僅運轉方式變更並不影響廠內火災事件之分析結果。
- (3)如果於 1 號機除役過渡階段，上述 3 個非安全相關系統主要設備之區域內，因除役活動而有新增可燃物、臨時性可燃物、或涉及區劃變更、暫時停用消防設施等，則須評估

其火災風險並加強巡視或動火管制等行政措施，以降低與
管控 2 號機之風險。同理，若有新增水源、臨時水源(vessel
or tank)、臨時管路等，則需評估其水災風險並加強管理措
施。

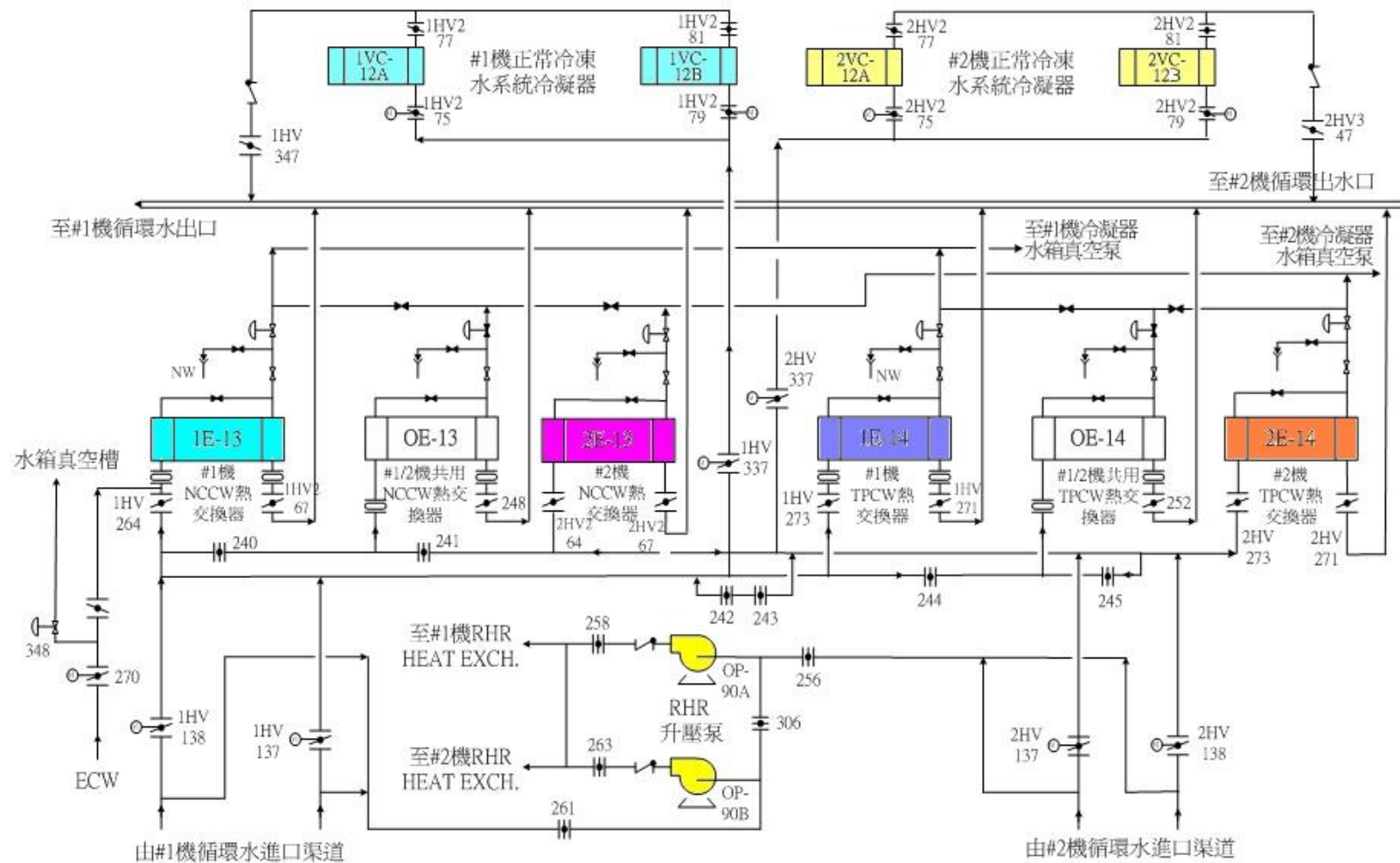


圖 A-3. 外部循環水系統簡圖

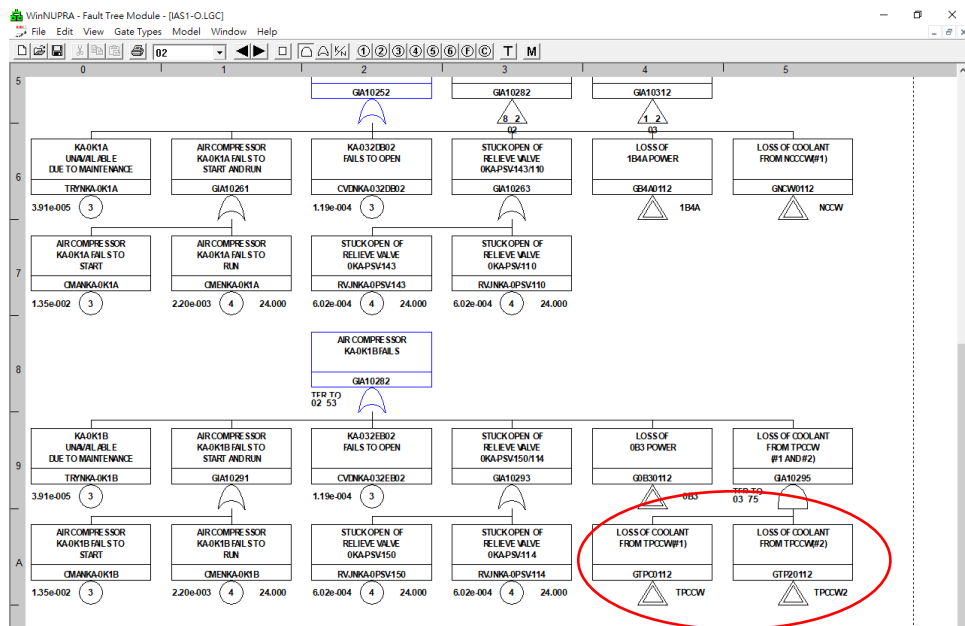


圖 A-4a. 修訂前之 125psig 儀用空氣系統故障樹

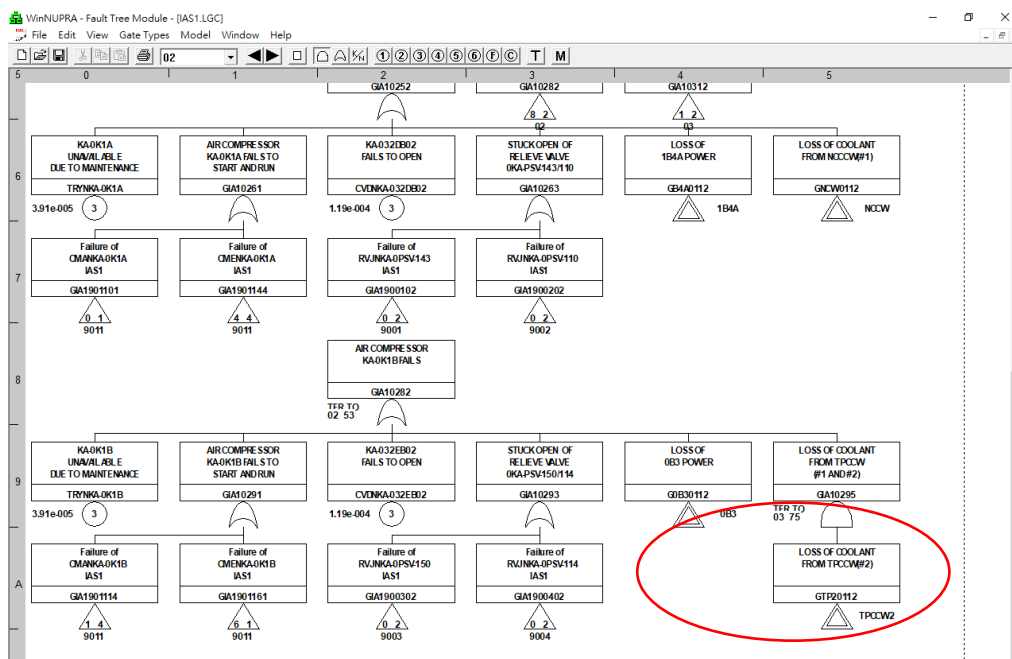


圖 A-4b. 修訂後之 125psig 儀用空氣系統故障樹

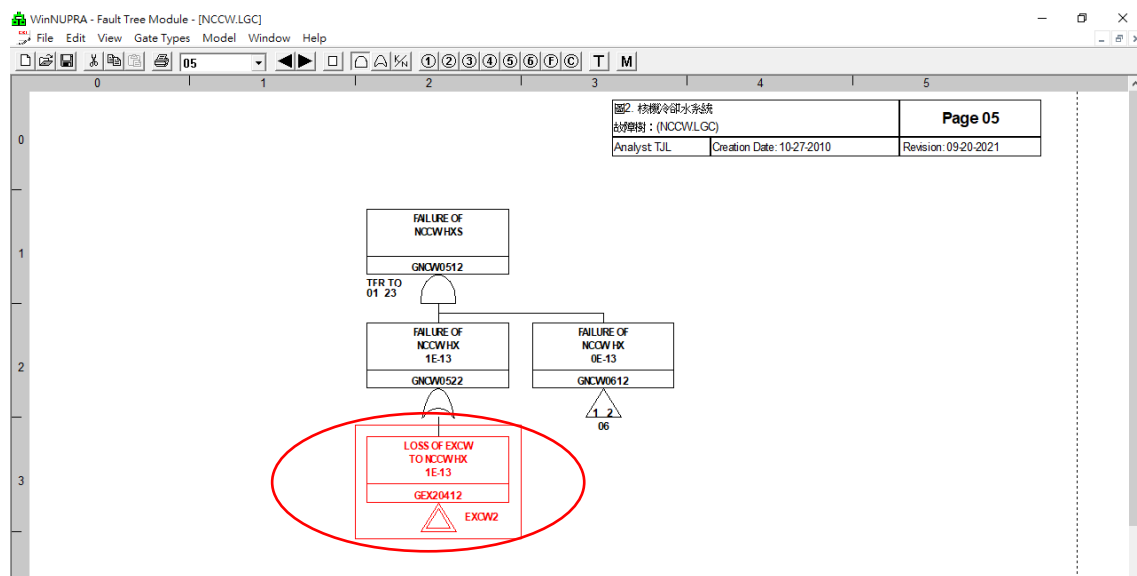


圖 A-5. 修訂後之核機冷卻水系統故障樹

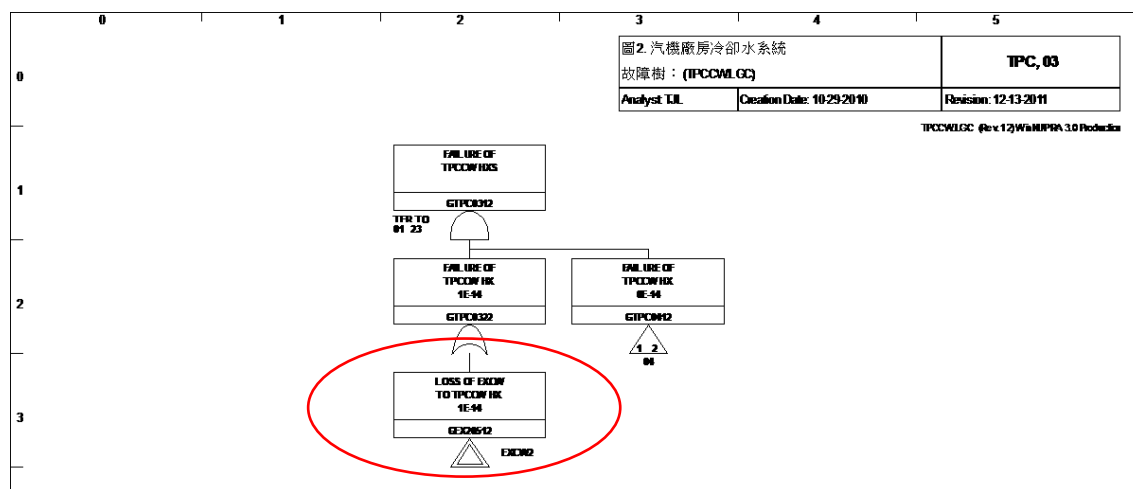


圖 A-6. 修訂後之汽機廠房冷卻水系統故障樹

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. 核電廠除役期間機組共用系統之安全管制技術研究，研究探討共用系統(含安全相關與非安全相關)不可用對 2 號機可能之潛在影響，及安全管制注意事項。	第貳、二節
2. 核電廠除役期間危害評估技術研究，建立核一廠除役過渡階段與拆除階段非輻射危害評估方法，並完成汽機廠房(或反應器廠房)之非輻射危害評估。	第貳、一節與第貳、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

附件二 期末報告審查意見與答覆

意見內容	答復說明
1. 封面協同主持人誤植，應為楊融華、陳詩奎	遵照辦理，依審查意見修訂。
2. p.3 第一行，第 1 項「本研究從網路上蒐集核能電廠除役…」建議修訂為「本研究蒐集國際上核能電廠除役…」。	遵照辦理，依審查意見修訂。
3. p.4 第二段第一行，「根據標準 MIL-STD-882D…」，請加註參考文獻。	遵照辦理，依審查意見修訂。
4. P.4，請確認第 5 等級「75%>」是否正確？	遵照辦理，依報告參考文獻 2 之原文，確認第 5 等級為「75%>」。
5. P.10，4.「物理上的危害(Physical hazards)」→實體危害....？	根據 IAEA SR NO.77 之 Appendix VIII，Physical hazards 包括動能、位能、高壓、極端高溫、蒸汽等危害，故翻譯為「物理上的危害」。
6. p.11，第 1 項「.... 應評估除役情景境…」建議修訂為「.... 應評估除役情境…」。	遵照辦理，依審查意見修訂。
7. p.13 第二段最後一行，「...(as low as reasonably achievable, ALARA)...」，請修訂字體大小。	遵照辦理，依審查意見修訂。
8. P.13，全文之英文縮寫首次出現時，原文 Hazard and Operability study, HAZOP 標註即可	遵照辦理，依審查意見修訂，刪除 P.13 “Hazard and Operability study.”。
9. p.16 第二段第二行，「...ECCCS...」，應為「...ECCS...」。	遵照辦理，依審查意見修訂。
10. P.16，"工具包"→「工具包」	遵照辦理，依審查意見修訂。
11. P.23，由於外部循環水 危 提供海	遵照辦理，依審查意見修訂，將錯字

意見內容	答復說明
水至汽機廠房冷卻水，請修正(為?)	「危」修訂為「為」。
12. P.49，1 號機爐心尚有用過燃料 其間 →期間	遵照辦理，依審查意見修訂，「其間」修訂為「期間」。
13. P.51，建議: (2) 廠內火災事件與廠內水災相似 →原廠內火災事件 PRA 評估時已考慮防火區內之所有火源....	遵照辦理，依審查意見修訂。
14. P.63，請修正: (2)跌倒：指人體在近於同一平面上跌倒，即因絆跤或滑溜，5 重心不穩 而跌倒之情況。	遵照辦理，修訂為「...即因絆跤或滑溜，以致重心不穩而跌倒之情況。」
15. P.64，(7)被夾、被捲：指被物體夾入或捲入而被擠壓、 撻挫 之情況。請補充撻挫之原文	「...撻挫之情況。」原文為參照「勞動部職業安全衛生署 風險評估技術指引」，其意指身體動作不自然引起扭筋、或扭腰等類似狀態，造成職業災害。
16. P.64，(12)與有害物等之接觸：包含起因於暴露於輻射線、有害光線之 障害請確認	「、有害光線之障害....。」原文為參照「勞動部職業安全衛生署 風險評估技術指引」，其意指有害光線對眼睛造成之傷害(例如 191nm 至 400nm 的紫外線會對眼睛造成傷害，如角膜炎、結膜炎和白內障等。)
17. P.67，(局限空間) → (侷限空間)	遵照辦理，依審查意見修訂，「局限」修訂為「侷限」。

承辦人：黃智麟