

行政院原子能委員會  
委託研究計畫研究報告

109 年核電廠熱水流安全分析暨管制法規技術精進研究

2020 Thermal-Hydraulic Safety Analysis and Regulation  
Technical Improvement for Nuclear Power Plant

計畫編號：109B006

受委託機關(構)：國立清華大學

計畫主持人：曾永信

聯絡電話：03-5715131#42858

E-mail address：yungshintseng@gmail.com

協同主持人：陳詩奎、楊融華、陳紹文

研究期程：中華民國 109 年 5 月至 109 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：109 年 12 月 08 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

|                                     |   |
|-------------------------------------|---|
| 火山危害現象之風險分析及管制要項比對研究 .....          | 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 |
| 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 ...  | C |



行政院原子能委員會  
委託研究計畫研究報告

109 年核電廠熱水流安全分析暨管制法規技術精進研究-火山危害  
現象之風險分析及管制要項比對研究

**2020 Thermal-Hydraulic Safety Analysis and Regulation  
Technical Improvement for Nuclear Power Plant - Study for  
Improving Risk Management of Volcanic Ash Fall Hazard**

計畫編號：109B006

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：陳詩奎、楊融華、陳紹文

研究期程：中華民國 109 年 5 月至 109 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：109 年 12 月 08 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

|  |    |
|--|----|
| 中文摘要.....  | iv |
| Abstract.....                                      | v  |
| 壹、計畫緣起與目的.....                                     | 1  |
| 貳、研究方法與過程.....                                     | 3  |
| 一、 文獻蒐集與研讀.....                                    | 3  |
| 二、 核二廠冷爐停機之火山事件風險評估.....                           | 47 |
| 三、 核二廠程序書 p1454「火山危害因子對設備、人員影響<br>之因應措施指引」之比對..... | 71 |
| 參、結論與建議.....                                       | 85 |
| 一、 結論.....   | 85 |
| 二、 建議.....   | 86 |
| 肆、參考文獻.....  | 89 |
| 附件一 工作內容與本報告章節之對應表.....                            |    |
| 附件二 審查意見與答覆.....                                   |    |

## 圖目錄

|   |    |
|---|----|
| 圖 1. INEEL 火山區域圖 .....                          | 6  |
| 圖 2. 廠址評估與影響評估的基本流程.....                        | 17 |
| 圖 3. 日本島根核電廠地理位置圖.....                          | 27 |
| 圖 4. 島根核電廠半徑 160 公里(地理區域)內屬於第四紀之火山<br>.....     | 28 |
| 圖 5. 日本柏崎刈羽電廠地理位置圖.....                         | 33 |
| 圖 6. 日本柏崎刈羽電廠地理區域內之火山(紅色三角形為可能<br>影響電廠之火山)..... | 34 |
| 圖 7. 日本高浜核電廠地理位置圖 .....                         | 39 |
| 圖 8. 水蒸汽噴發示意圖 .....                             | 43 |
| 圖 9. 核二廠冷爐停機期之火山灰前端事件樹 VOLAF.EVT.....           | 49 |
| 圖 10. 核二廠冷爐停機期之火山灰後端事件樹 T3V.EVT.....            | 61 |

## 表目錄

|  |    |
|--|----|
| 表 1. Yucca Mountain 貯存場廠外事件之篩濾結果 .....               | 8  |
| 表 2. 可能影響核電廠的火山事件及其位置關係.....                         | 21 |
| 表 3. 島根電廠火山灰影響因子與評估設備之組合表.....                       | 29 |
| 表 4. 柏崎刈羽電廠火山灰影響因子與評估設備之組合表.....                     | 35 |
| 表 5. 九州電力公司川內核電廠監控等級概述(監控等級判斷基<br>準與監測系統).....       | 45 |
| 表 6. 後端事件樹 T3V 之 CCDP 最小失效組合 .....                   | 68 |
| 表 7. 核二廠程序書 p1454「火山危害因子對設備、人員影響之<br>因應措施指引」之比對..... | 77 |

## 中文摘要

本計畫持續蒐集及研析國際上核電廠火山危害風險評估相關之技術資料，並進行核二廠冷爐停機之火山事件風險評估。此外，參考日本島根核電廠火山影響評估相關資料，比對核二廠之程序書 p1454「火山危害因子對設備、人員影響之因應措施指引」，評估其完善程度，並提出建議或注意事項，以作為管制單位之參考。

本計畫之重要結論為：已建立之核二廠冷爐停機運轉期之火山事件 PRA 模型，其火山灰條件爐心熔損機率結果為  $4.13E-03$ ；而靈敏度分析結果示，精進程序書 p1454「火山危害因子對設備、人員影響之因應措施指引」之內容，並強化相關訓練，可有效地降低「火山灰、落塵」之風險。

## **Abstract**

This project continued to collect and analyze documents related to the volcanic risk especially for ashfall assessments of international nuclear power plants, and conducted the volcanic risk assessment for Kousheng Nuclear Power Plant, during the cold shutdown. Besides, with reference to the design standard facilities related to the prevention of volcanic events, and the procedures established for volcano eruption events, in Japan's Shimane Nuclear Power Plant, the procedures p1454, "The Emergency Guidelines for the Impact of Volcanic Hazards on Equipment and Personnel," of Kousheng Nuclear Power Plant, was evaluated that may help the regulatory policy for domestic regulatory agency.

The important conclusions of this project are: "For the established PRA model of the volcanic event during the cold shutdown period of Kousheng Nuclear Power Plant, the conditional core damage probability (CCDP) of the volcanic ash event is  $4.13E-03$ ." And the sensitivity analysis shows: "The improvement of the procedure 1454 'Guidelines for Response Measures to the Impact of Volcano Hazard Factors on Equipment and Personnel' can effectively reduce the risk of volcanic ashfall hazard."

(本頁空白)

## 壹、計畫緣起與目的

311 福島事故後，日本核能安全管制機關「原子力規制委員會」(Nuclear Regulation Authority, NRA)要求核電廠強化對天然災害之應變能力，並提倡使用「機率式風險度評估方法(Probabilistic Risk Assessment, PRA)」，積極發展廠內、外事件 PRA 分析方法，廠外事件如火災、水災、地震、海嘯、火山爆發、龍捲風等等，其中 1 階(Level 1)火山 PRA 模型已於 2019 年開始建立。日本 JAEA (Japan Atomic Energy Agency)則在 2018 年底，於 ASCE-ASME Journal of Risk and Uncertainty in Engineering Systems, Part B: Mechanical Engineering，針對鈉冷卻快滋生反應器(Sodium-Cooled Fast Reactors, SFR)發表火山爆發之安全度評估(Probabilistic Risk Assessment, PRA)方法。有鑒於台灣與日本同處環太平洋地震帶，日本所發展之火山危害分析方法值得我們借鏡參考。

日本於 2018 年底完成「火山灰危害度評估模型、發展噴煙高度設定方法(整合噴煙柱模型及噴煙/降灰模型)等火山灰危害評估方法」、以及「侵入粒子量、粒徑的影響評估(模擬柴油發電機進氣口的試驗)方法」，本計畫將持續蒐集日本、美國以及其他先進國家火山危害評估相關研究資料(包括火山灰、火山碎屑流、等等)，以強化我國火山危害評估能力及安全管制措施。

台灣北部核一、二廠距離大屯火山群不到 20 公里，對於火山活動可能引發之危害可參考日本之分析方法，建立國內火山 PRA 之分析技術。

本計畫延續去年的核電廠火山風險評估工作，持續蒐集及分析國際上核電廠火山危害風險評估相關之技術資料，並藉由建立核二廠火

山 PRA 模型，精進相關風險管制技術，以確保台灣核電廠火山防護設計之有效性。

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；第貳章第二節為針對火山灰之危害，進行核二廠冷爐停機運轉期之火山事件風險評估；第貳章第三節為核二廠程序書 p1454「火山危害因子對設備、人員影響之因應措施指引」與其姊妹廠「島根電廠 2 號機」之比對。第參章為結論與建議。

## 貳、研究方法與過程

### 一、文獻蒐集與研讀

本研究從美國核管會(Nuclear Regulatory Commission, NRC)或其他網頁蒐集火山危害風險分析相關文獻計 7 篇；從日本 NRA (Nuclear Regulation Authority)網頁蒐集有關火山影響評估相關資料計 7 篇。這幾篇文獻之摘要內容說明如下：

#### (一) Probabilistic Volcanic Hazard Analysis (PVHA) for YUCCA MOUNTAIN (1996) <sup>[1]</sup>

本篇為 1996 年 6 月 Geomatrix Consultants, Inc. (Geomatrix) 及 TRW 公司之編號 BA0000000-1717-2200-00082, Rev. 0 報告。主要內容為針對預定作為高階放射性廢棄物儲存場之內華達州 Yucca Mountain，評估其火山爆發之概率，並定量其相關之不準度，摘要說明如下。

上述評估火山爆發概率之不準度，主要來自評估火山爆發概率所用之模式及其模式中所用之參數。由此 PVHA 所獲得的結果，將直接輸入預定作為高階放射性廢棄物儲存場之總體系統性能評估(Total System Performance Assessment)中，以評估其火山爆發之發生概率。其結果乃以未來一萬年之年頻率(annual frequencies)來表示。

此 PVHA 研究嚴格遵循 1995 年 SSHAC (Senior Seismic Hazard Analysis Committee)研究中所提出的程序導則(procedural guidance)。

一般而言，火山危害分析可再分為描述火山活動的兩大組成部分：(1) 空間分佈：確定了火山事件的未來位置；及(2) 時

間分佈：定義了火山事件的發生時間及其復發率。

火山危害分析模型的剩餘部分，即是在計算發生火山事件的點(x,y)，與預定作為高階放射性廢棄物儲存場之地，兩者相交之條件概率 P(x,y)。

整合 10 位開發火山危害分析模型專家的 PVHA 結果： $1.5 \times 10^{-8}$  /年；且有 90 %的信心度(Confidence Interval)在  $5.4 \times 10^{-10}$  /年至  $4.9 \times 10^{-8}$  /年之間。

## (二) Volcanic Hazards of the Idaho National Engineering and Environmental Laboratory [2]

此篇論文於 2002 年發表於 Idaho Geological Survey Bulletin 30，主要內容為評估 INEEL (Idaho National Engineering and Environmental Laboratory)之火山危害，摘要說明如下。

此篇論文評估了 INEEL 之潛在火山危害，並且繪製了 INEEL 及其附近地區之危險區域圖(Hazard-Zone Map)。其火山危害的評估及分區(Zonation)之依據，是在 INEEL 地區過去的火山歷史-第四紀晚期(Late-Quaternary)的火山活動，可代表未來火山活動的假設之下。對 INEEL 的設施而言，最重大的火山危害與玄武質火山活動(Basaltic Volcanism)有關，主要是熔岩流(Lava Flows)，其乃緩慢移動並以淹沒或焚燒方式，威脅著財產。其他的火山危害則是火山氣體和火山灰(Tephra)，以及與地面擾動相關的火山下面區域之堤防入侵(Dike Intrusion)-主要是熔岩流。未來 INEEL 火山爆發的最有可能的地點是在 INEEL 地區的幾個火山帶，其乃包含該地區大部分的火山噴口和裂縫(Vents and Fissures)。

依據火山區域的地質年代學(Geochronology)之熔岩流及共生性的火山沉積和岩漿誘發變形的岩性(Lithologic)研究，可來估算每個火山區域之火山復發值。INEEL 火山區域(如圖 1 所示)的玄武質火山活動機率，約從  $6 \times 10^{-5}$  /年(在 INEEL 南部邊界和接近其西部邊界附近的 Arco 火山裂谷帶的軸向火山帶，其火山噴發年代介於 16-17 Ka)，到每年  $1 \times 10^{-5}$  /年(在 INEEL 中部一個地質古老且貧瘠的 Howe-East Butte 火山裂谷帶，其火山噴發年代約為 100 Ka)之間。(註：Ka 為地質年代單位，代表距今千年前。如：16-17 Ka 代表距今 16,000 ~ 17,000 年前。)

地圖(危險區域圖)確認了玄武岩熔岩流、火山氣體和火山灰、及與堤防入侵有關的伸展變形之危險區域。這些地圖對土地利用規劃、選址、和安全分析很有用。地面變形、火山氣體、和火山灰的潛在影響，大都僅限於火山噴口的臨近區域，而熔岩流則可能延至甚遠而遠離其源頭。INEEL 熔岩流的長度和面積之統計資料，可用於定義了兩個比地面變形、火山氣體、和火山灰更廣泛的熔岩流危險區。此熔岩流最危險區域為火山噴口(年代小於 400 Ka)之 10 公里以內。

針對 INEEL 中南部的中央設施區之特定地點火山危害評估，結果顯示：如果無法緩解，熔岩流的淹沒概率為  $1 \times 10^{-6}$  /年；如果可被緩解，則熔岩流的淹沒概率為  $4 \times 10^{-7}$  /年。

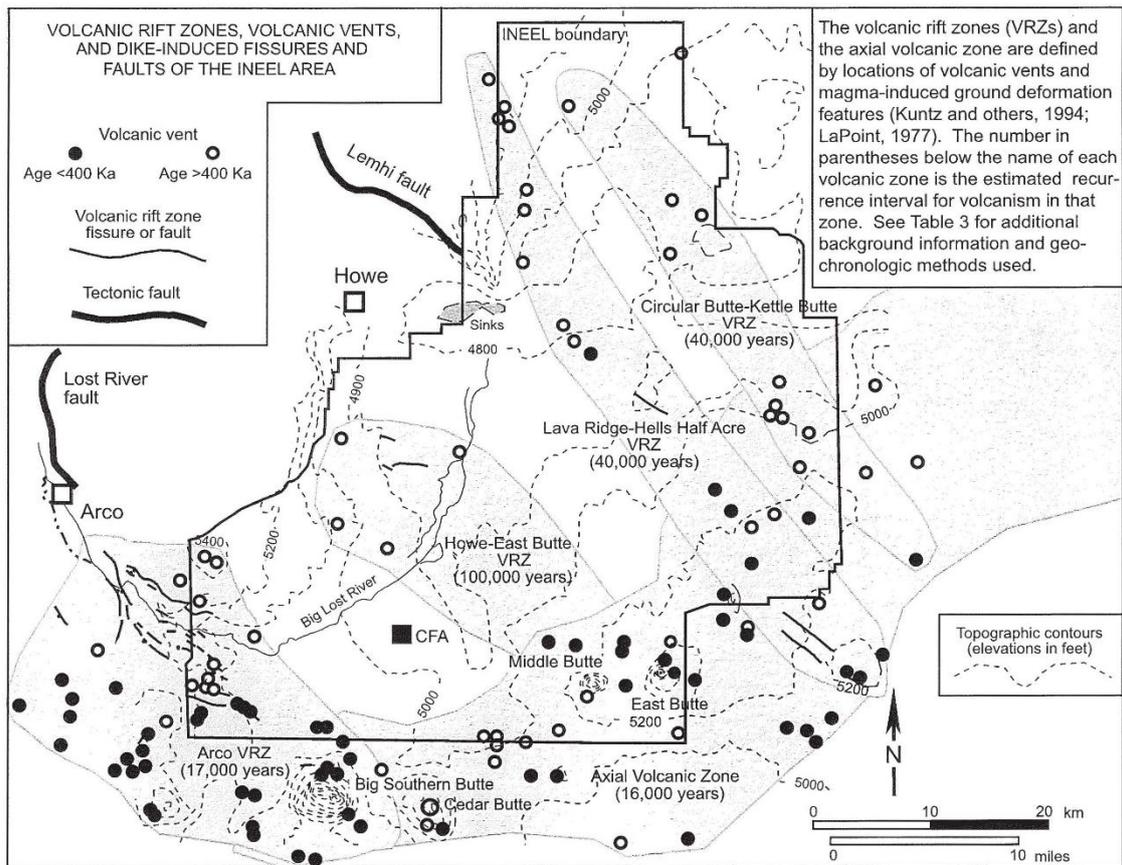


圖 1. INEEL 火山區域圖

### (三) External Events Hazards Screening Analysis for the Yucca Mountain Project <sup>[3]</sup>

本報告為 BSC 公司(Bechtel SAIC Company, LLC)於 2008 年，為 Yucca Mountain 計畫所做之報告，主要的分析目的為確認 Yucca Mountain 貯存場在關閉前的時間段內的潛在廠外事件，並評估這些廠外事件為可被接受，摘要說明如下。

此 Yucca Mountain 貯存場須被設計成 25 年的接收期(Receipt Period)、及 50 年的安置期(Emplacement Period)。該安置期將地面設施的預封閉期(Preclosure Period)的期長定義為 50 年；而將地下設施所需的額外地下通風的預封閉期的期長定義為 100 年(參見參考文獻 2.2.16，第 2.2.2.7 節)。在此分析中，須被考慮的廠外事件，依 10 CFR 63.2 (參考文獻 2.3.1)的定義是，此貯存場永久關閉前，其每個事件的發生頻率大於 10,000 分之一，即  $1 \times 10^{-4}$ /(預封閉期 100 年)。廠外事件可能是自然的或人為的，起源於設施外部，並且能夠肇致 10 CFR 63.2 (參考文獻 2.3.1)所定義的事故序列。本文件中考慮篩選的區域包含在地質處置庫操作區域(Geologic Repository Operations Area, GROA)中，並由 10 CFR 63.2 (參考文獻 2.3.1)所定義之處理高放射性廢棄物(HLW)的地面和地下區域。其廠外事件之篩濾結果如表 1 所示。

表 1. Yucca Mountain 貯存場廠外事件之篩濾結果

| 項次 | 廠外事件         | 是否須進一步分析 | 分析章節 |
|----|--------------|----------|------|
| 1  | 地震事件         | 是        | 6.1  |
| 2  | 非地震之地質活動事件   | 否        | 6.2  |
| 3  | 火山事件         | 否        | 6.3  |
| 4  | 颱風事件         | 否        | 6.4  |
| 5  | 廠外水災事件       | 否        | 6.5  |
| 6  | 雷擊事件         | 否        | 6.6  |
| 7  | 喪失電力事件       | 是        | 6.7  |
| 8  | 喪失冷卻事件       | 否        | 6.8  |
| 9  | 飛機撞擊事件       | 否        | 6.9  |
| 10 | 附近的工業/軍事設施事故 | 否        | 6.10 |
| 11 | 現場有害物質釋放事件   | 否        | 6.11 |
| 12 | 廠外火災事件       | 否        | 6.12 |
| 13 | 天外活動事件       | 否        | 6.13 |

(四) Ash Fall Hazard for North Portal Operations Area Facilities, October 2004<sup>[4]</sup>

本報告(BSC 2004a [DIRS 169989])為 BSC 公司(Bechtel SAIC Company, LLC)於 2004 年，為 Yucca Mountain 計畫所做之報告，主要的分析目的為設計計算(Design Calculation) Yucca Mountain 貯存場北部門戶營運設施，因潛在的玄武岩火山活動所致之火山灰掉落風險，摘要說明如下。

Yucca Mountain 貯存場北部門戶營運設施，因潛在的玄武岩火山活動所致之火山灰掉落風險(沈積面積密度的頻率)，乃以 Analytica<sup>®</sup> 程式來計算。計算所得的風險曲線(Hazard Curve，以頻率對沉積面積密度的方式表示)，將用於指導建築設計，以抵抗因潛在的玄武岩火山活動所致之火山灰掉落風險；且僅適用於此預期之用途。

該設計計算的輸入包括火山灰沉積之計算，乃由 ASHPLUME 程式所產出。ASHPLUME 乃此全面系統性能評估(Total Systems Performance Assessment, TSPA)模式之一部分，用來評估 Yucca Mountain 可能的火山活動之風險。

除此 ASHPLUME 所產出的數據外，該設計計算還需要估算會將火山灰帶入所考慮設施的主要風向，以及估算 Yucca Mountain 貯存場附近潛在的火山噴發頻率。其中，該設計計算中使用的主要風向取自 BSC 公司另一報告(BSC 2004b [DIRS 170026])，“Atmospheric Dispersal and Deposition of Tephra from a Volcanic Eruption at Yucca Mountain, Nevada”；而火山噴發頻率則取自本報告(BSC 2004a [DIRS 169989])。

用於表示 Yucca Mountain 貯存場北部門戶之營運設施，乃

是指貯存箱處理設施(Canister Handling Facility)之西南角，取自 BSC 公司另一報告(BSC 2004c [DIRS 171769])。

分析結果顯示：Yucca Mountain 貯存場北部門戶營運設施，因潛在的玄武岩火山活動所致之火山灰掉落風險(沈積面積密度的頻率)，火山灰年平均密度頻率超過  $10 \text{ g/cm}^2$  為  $6.4 \times 10^{-8}$ 。在考慮了不準度之後，更保守的結論是：有 99% 的機率，火山灰年平均密度超過  $10 \text{ g/cm}^2$  的頻率不超過  $6.8 \times 10^{-7}$ 。

(五) NRC Regulatory Guide on Volcanic Hazards Assessment Working Outline, October 21, 2019<sup>[5]</sup>

本篇為 2019 年 10 月 21 日美國 NRC 火山危害評估管制導則(Regulatory Guide)之工作大綱，共有四大部分：(1) 簡介；(2) 討論；(3) 職員管制導則；及(4) 執行；說明如下。

1. 簡介：

(1) 目的：

A. NRC 職員正在準備本管制導則(Regulatory Guide, RG)，以提供職員清楚審查和理解火山危害評估的導則，這些火山危害評估乃新核能電廠的選址工作，根據 10 CFR 50 或 10 CFR 52，獲得許可之所必須。

(2) 適用範圍：

A. 適用於所有新核能電廠的申請人。

(3) 適用的命令和管制法規(Orders and Regulations)：

A. 10 CFR Part 100.23(c), 10 CFR Part 50, Appendix A, Criterion 2(1), 10 CFR Part 52.17(a)(1)(vi), and

10 CFR Part 52.79(a)(1)(iii).

(4) 相關的管制導則：

A. 無。

(5) 管制導則之目的(Purpose of Regulatory Guides)

(6) 減少文書工作法(Paperwork Reduction Act)

(7) 民眾保護通知(Public Protection Notification)

2. 討論：

(1) 發行原因：

A. 儘管火山危害僅存在於美國的某些地區，但有些核能電廠被考慮是正位於過去曾直接經歷過火山破壞的地區。本 RG 導則乃為火山危害制定了一個風險告知的框架，使 NRC 職員可用於 10 CFR 50 或 10 CFR 52 之許可。

(2) 背景：

A. 火山危害概述

B. 感興趣期間的理由

C. 感興趣地區的理由

D. 使用 SSHAC 研究導則之討論

E. 提議的火山危害分析(Volcanic Hazards Analysis, VHA)方法

a. 初始表徵(Initial Characterization)

b. 火山危害的篩選

c. 初步風險洞察(Risk Insights)

d. 火山爆發潛力和/或火山危害潛力之評估

e. 詳細的風險洞察

f. 設計基礎之評估

g. 緩解策略之評估

(3) 與國際標準的協調：

A. 與現有標準 IAEA SSG-21 的總體一致性

B. ANS 2.34 正在開發中，尚未有草案發布

(4) 職員管制導則中討論的文件

3. 職員管制導則：

(1) 感興趣的期間

(2) 感興趣的地區：

A. 火山灰掉落的危害有可能與表面流動的危害有所不同？

(3) 構造-岩漿模型(Tectono-magmatic model)

(4) 火山危害的定論篩選(Deterministic Screening)

(5) 初步風險洞察

(6) 火山爆發和/或火山危害機率之評估

(7) 詳細的風險洞察

(8) 設計基礎之評估

(9) 緩解策略之評估

(10) 選址之決定

4. 執行：

(1) 申請人及持照者的執行

(2) NRC 職員的執行

(六) Columbia Generating Station – Notification of NRC Inspection of the Implementation of Mitigation Strategies and Spent Fuel

Pool Instrumentation Orders and Emergency Preparedness Communication/Staffing/Multi-Unit Dose Assessment Plans (05000397/2018010) and Request for Information, March 29, 2018 [6]

本信件(ML18088A015)為美國 NRC 第四區職員於 2018 年 3 月，對其轄下之 COLUMBIA 核電廠所發出的 NRC 視察通知 (Notification of NRC Inspection) 及補件要求 (Request for Information, RFI)，摘要說明如下。

本視察通知乃針對 COLUMBIA 核電廠，對於超出設計基準的廠外事件(Beyond-Design-Basis External Events)之緩解策略、用過燃料池儀器、以及 COLUMBIA 核電廠的緊急應變增強 (Emergency Preparedness Enhancements)，於 2018 年 6 月 11 日至 15 日之視察。此視察乃根據 NRC 的臨時指示 (Temporary Instruction) 2515/191，「緩解策略和用過燃料池儀器命令之執行情況的檢查，以及緊急應變通訊/人員編制/多機組劑量評估計畫 (Inspection of the Implementation of Mitigation Strategies and Spent Fuel Pool Instrumentation Orders and Emergency Preparedness Communication/Staffing/Multi-Unit Dose Assessment Plans)。」

經驗顯示：這種視察對於 NRC 視察員和廠方人員都是極耗資源的。為了儘可能地減少對現場資源的影響，並確保能有效地視察，我們隨函附上了此視察所需的 RFI。請注意，此 RFI 須在 2018 年 5 月 18 日之前提供。在現場視察期間，視察員將驗證 COLUMBIA 核電廠是否已製定、並且正在實施符合 NRC 指令 EA-12-049 和 EA-12-051 的計劃。視察人員還將核實根據

2012年3月12日 RFI 要求的人員編制和通訊計劃，以及根據 2013年3月27日發表的 COMSECY-13-0010，「日本的經驗教訓：緊急應變二級命令的時間表和計劃」，所要求多機組劑量評估。這些計劃和訊息須在現場特定的提交文件中提供，並隨後由 NRC 視察人員進行審查，以了解並記錄在 NRC 的核電廠安全評估報告(Safety Evaluations, SEs)中。因此，應該有足夠的、了解核電廠的 FLEX 策略、用過燃料池儀表及緊急應變增強的專業人員，以便在視察過程中為現場的視察員提供支持。

(七) Emergency Assessment of Mount St. Helens Post-eruption Flood Hazards, Toutle and Cowlitz Rivers, Washington<sup>[7]</sup>

本篇為 1980 年刊登於 U.S. Geological Survey, Circular 850-1 通告。主要內容為介紹美國華盛頓州聖海倫斯火山(Mount St. Helens)噴發後，Toutle 河及 Cowlitz 河的洪水災害的緊急評估，摘要說明如下。

1980 年 5 月 18 日美國華盛頓州 Mount St. Helens 火山噴發後，由岩石和火山碎屑沉積物形成的 Toutle 河系和 Cowlitz 河系之天然堰塞湖壩，其潰壩所可能導致之洪水災害被分析和評估。被研究調查之噴發後結構，包括在 Spirit Lake 邊的堰塞湖壩和在 Toutle 河北叉 Elk Rock 的堰塞湖壩。本研究描述了在緊急情況下，面對獨特的排水條件，其使用的潰壩及洪水路徑模型。

就在本研究的評估完成後，Elk Rock 的堰塞湖壩發生潰壩。本研究所計算的洪水峰值及期長，與實際潰壩時所測到的或估算大致相同。

本報告包含：(1) 對所使用潰壩和洪水威脅分析的計算機模

型之簡介；(2) 在 Spirit Lake 及 Elk Rock 的堰塞湖壩之潰壩可能性分析；及(3) 在 Spirit Lake 及 Elk Rock 兩處之堰塞湖壩，其潰壩後之假想洪水路徑。

本報告為了最小化與火山噴發有關的洪水泥石流之危險，在緊急情況下，對堰塞湖壩發生潰壩的潛在洪水災害進行評估。評估對象包括在 Spirit Lake 邊及在 Elk Rock 的堰塞湖壩。其所使用之潰壩洪水預報(Dam Break Flood Forecast, DBFF)模型，乃用於評估假想的潰壩、及其至 Cowlitz 河之洪水路徑。另一個洪水路徑模型(J879)則用於沿著 Cowlitz 河下到 Columbia 河。對於這兩種模型，數據準確度的不均勻和完整性，阻礙了風險估算的可靠性。

就在理論的堰塞湖壩潰壩分析後的第二天，Elk Rock 的堰塞湖壩發生了潰壩。這為理論和實際的結果，提供了比較的機會。兩者在流量的估算比較結果很好，顯示著：即使輸入數據是近似且不完整的，現有的計算機模型，也可以在評估潰壩和洪水災害估算中發揮有用的作用。

(八) 原子力発電所の火山影響評価ガイド(日本核電廠火山影響評估導則)<sup>[8]</sup>

2013 年 7 月，日本原子力規制委員會(Nuclear Regulation Authority, 簡稱 NRA)實施「實用發電用反應器及其附屬設施之位置、構造及設備基準相關規則(即新規制基準)」，其第 6 條規定中：「防止廠外衝擊所造成的損壞：安全設施在發生假想的自然災害(地震與海嘯除外)時其安全功能亦不致受到損壞」，才大幅提升對自然現象之假定以及要求強化防護對策，並於電廠設

計上所需考量的自然危害中增列了「火山的影響」。參考 IAEA 安全導則(No. SSG-21)以及日本電氣協會「核能電廠火山影響評估技術準則」(JEAG4625-2009)，完成了日本國內適用的火山影響評估導則。

此導則共分為 6 個主要章節，第一章為一般規則包含總則、適用範圍、相關法律、術語定義等；第二章為影響核電廠的火山影響評估流程；第三章為篩選可能影響核電廠的火山；第四章為核電廠營運期間火山活動的個別評估；第五章為火山活動監測；第六章為評估火山事件對核電廠的影響，重點摘要說明如下。

火山影響評估分為兩個階段：廠址評估和影響評估；其基本流程如圖 2 所示。

1. 廠址評估：首先，根據文獻資料、地形與地質資料、火山學調查資料等，篩選可能影響核電廠的火山；而後再針對選定的火山其火山活動進行個別評估。接著，根據地球物理與地球化學等資料，對於選定的火山，評估其在核電廠營運期間內，設計無法因應之火山事件(包括「火山碎屑密度流」、「熔岩流」、「岩屑崩落、地滑及坡面崩坍」、「新的火山口開口」、及「地面變形」)對電廠影響的可能性是否極小；若是，則制定火山活動監測與應變導則；若否，則為廠址不宜。
2. 影響評估：篩選可能影響核電廠安全的火山事件，評估針對每個火山事件之因應設計和運轉操作的妥適性/有效性。

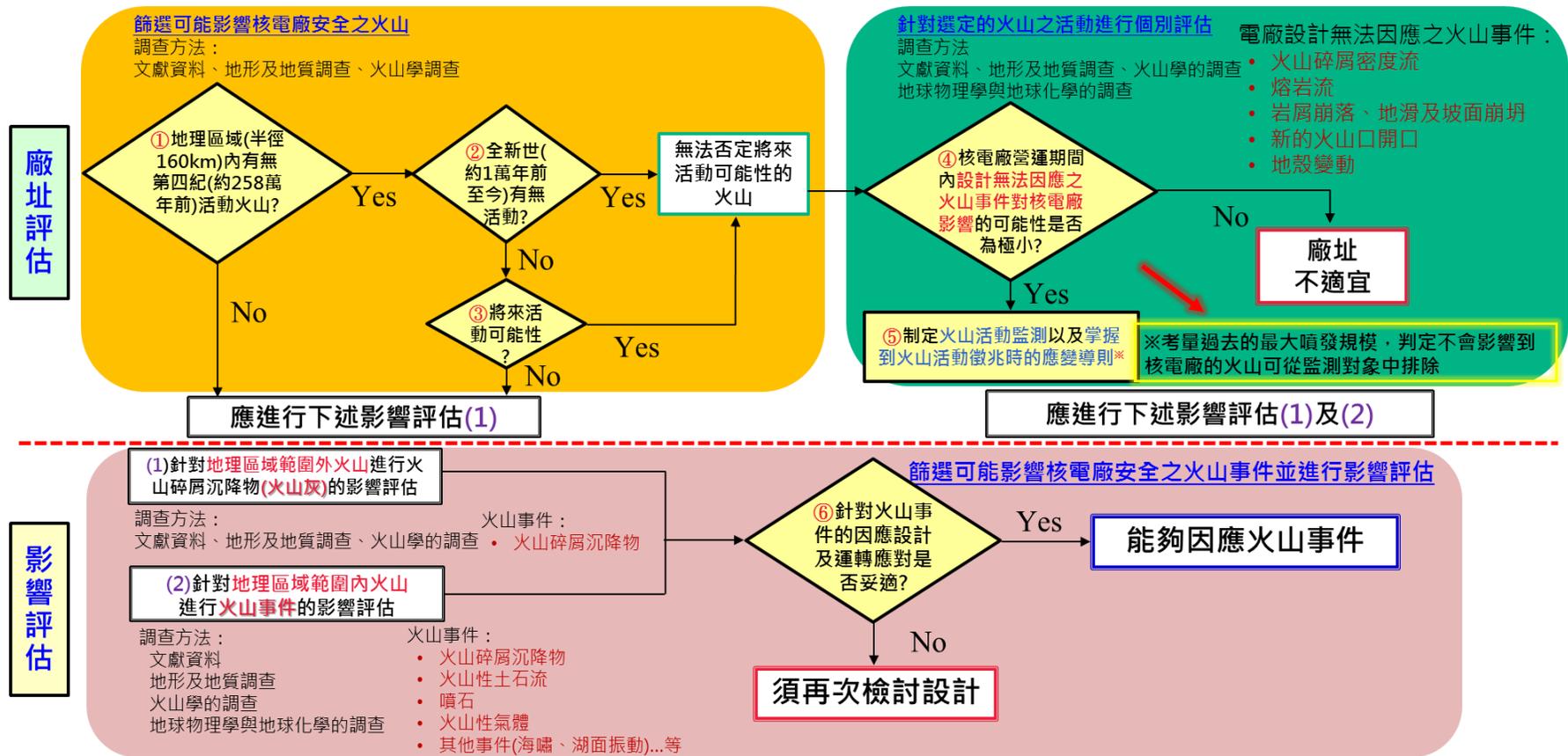


圖 2. 廠址評估與影響評估的基本流程

(本頁空白)

上述地形調查係基於對現有地形圖、航拍照片、和海底地形數據，掌握火山的地形。地質調查則包含電廠周圍火山樣式、噴發規模、噴發時間、噴發類型、收集評估沉積物分佈等等。在地質調查中，若發現火山灰、火山碎屑流、熔岩流、和其他火山噴出物（沉積物）等，則需火山學調查。如在核電廠周圍發現有火山灰，則需進行：

1. 等厚圖和等高線圖：顯示沉積物的範圍、厚度、數量、粒度、和分散軸。
2. 沉積物的等效靜負荷（乾/濕）。

篩選具威脅的火山，其篩選條件為：(1) 地理區域(半徑 160 公里)內有無第四紀(約 258 萬年前)活動火山；(2) 有無全新世紀(約 1 萬年前)活動火山；符合這兩個條件，則列為具威脅性之火山。

核電廠營運期間，可能影響電廠安全的火山事件及其位置關係如表 2 所示，共計有 13 種火山事件。其中，經詳細評估後，若無法排除「火山碎屑密度流」、「熔岩流」、「岩屑崩落、地滑及坡面崩坍」、「新的火山口開口」、及「地面變形」等 5 種電廠設計無法因應之火山事件，則應列為廠址不宜。其餘 8 種為可透過設計或運轉措施加以緩解。

另針對「火山灰」之影響，相關說明如下：A. 直接影響：(1) 靜負載、(2) 堵塞、(3) 磨損、(4) 腐蝕、(5) 空氣污染、(6) 水污染、及(7) 絕緣劣化等七項；B. 間接影響：主要之考量為濕潤的火山灰黏附在礙子，由於絕緣劣化，導致電網損壞造成喪失外電；此外，交通道路可能因大量火山灰累積而中斷。而檢

查直接影響的項目，則有：

1. 具有安全功能的結構、系統、和設備的完整性，維持可抵抗下落的火山灰的累積載荷。
2. 取水設備、反應器輔助設備、冷卻海水系統、通風設備等安全相關設備，不要因火山灰之阻塞而喪失功能。
3. 避免因火山灰入侵而阻塞控制室空調系統或緊急柴油發電機進氣口過濾網，以致喪失安全功能。

表 2. 可能影響核電廠的火山事件及其位置關係(2 之 1)

| 火山事件                       | 可能引起潛在影響的特性                                 | 與核電廠之間的位置關係 |
|----------------------------|---|-------------|
| 1. 火山灰                     | 物理性靜負載、空氣中及水中的摩擦性/腐蝕性顆粒                     | 附註 2        |
| 2. 火山碎屑密度流：火山碎屑流、火山碎屑湧浪、爆風 | 物理性動負載、空氣過壓、飛來物的撞擊、超過 300 °C 的溫度、摩擦性顆粒、有毒氣體 | 160 km      |
| 3. 熔岩流                     | 物理性動負載、洪水及堰塞住湖水或河水、超過 700 °C 的溫度            | 50 km       |
| 4. 岩屑崩落、地滑及坡面崩坍            | 物理性動負載、空氣過壓、飛來物的撞擊、洪水及堰塞住湖水或河水              | 50 km       |
| 5. 火山性土石流、火山泥流及洪水          | 物理性動負載、洪水及堰塞住湖水或河水、水中懸浮顆粒                   | 120 km      |
| 6. 火山噴出飛來物(噴石)             | 粒子的撞擊、物理性靜負載、水中的摩擦性顆粒                       | 10 km       |
| 7. 火山氣體                    | 有毒及具腐蝕性氣體、酸雨、充滿火山氣體的湖水、水污染                  | 160 km      |

表 2. 可能影響核電廠的火山事件及其位置關係(2 之 2)

| 火山事件            | 可能引起潛在影響的特性                                   | 與核電廠之間的位置關係 |
|-----------------|---|-------------|
| 8. 海嘯及湖面振動      | 氾濫  | 附註 4        |
| 9. 大氣現象         | 擾動過壓、落雷閃電、下沉爆流                                | 附註 4        |
| 10. 地殼變動(地表變形)  | 地盤位移、下沉、隆起、傾斜、地滑                              | 附註 4        |
| 11. 火山性地震及其相關事件 | 持續性微動、多重撞擊                                    | 附註 4        |
| 12. 熱液系統及地下水的異常 | 熱水、具腐蝕性的水、水污染、氾濫、湧升、熱水變質、地滑、喀斯特及熱力喀斯特的變異、水壓驟變 | 附註 4        |

附註 1：噴發中心與核電廠之間的距離，若小於表中的距離時，則認為核電廠可能會受到該火山事件的影響；

若大於表中的距離時，則該火山事件可不列入評估對象。

附註 2：由廠址及其附近調查所得出之單位面積火山灰質量來決定。

附註 3：檢討核電廠營運期間內形成新的火山口開口的可能性。

附註 4：無論與核電廠之間的距離遠近均須進行檢討。

(九) 火山危害評估知識之建立(火山影響評估に係る科学的知見の整備(Development of Scientific Knowledge for Volcanic Hazard Assessment))<sup>[9]</sup>

此研究報告之目標為研究低發生率火山活動對核設施的影響，以下(1)～(3)項的研究中，除了火山灰沉積分布的模擬外，其餘為委託研究。

1. 評估火山活動的調查/研究

此研究根據公開的資料，調查了日本 56 座有噴發歷史的火山，並建立了累積岩漿體積-時間圖。根據已知的數據，計算平均岩漿排出率，並判斷排出率是上升還是下降。通過檢驗在高排出速率期間和低排出速率期間噴發產物的組成變化來解釋排出速率的變化。藉由大仙火山和赤城火山的案例研究，確認了排出率的變化是由岩漿供應系統的差異引起。另外，此研究詳細調查了過去曾引起大規模噴發的十和田破火山口和四國破火山口的噴發案例，結果發現，作為從支撐火山口形成時火山噴發沉積物、噴發沉積的具體轉變來看，顯示從普林妮型噴發，產生了大規模的火山碎屑流，之後，在明顯的靜止期後火山口坍塌了。

2. 估算爆發規模和影響範圍的調查/研究

研究團隊分析過去曾經發生巨大噴發的火山(例如阿蘇火山)之噴發產物，並根據其噴發前岩漿的溫度和壓力條件估算了噴發前的岩漿深度。結果發現，岩漿聚集在所研究的火山口 10 km 或更淺的深度。在火山灰模擬的參數設置研究中，該參數設置有助於估算噴發量，使用等厚圖的估算方法

來確定初始粒度分佈，可以從各種參數之間的地質資料中檢查初始粒度分佈。另外，等厚圖資料最好是進行均勻而廣泛的收集。

### 3. 與火山活動有關的地下結構評估方法的調查/研究

考慮到火山地下岩漿庫的狀態(溫度、壓力條件等)及地殼運動對火山的影響，此研究建立了一個地殼運動的數值模擬模型，分析了岩漿庫的形狀和壓力、地下結構的不確定性，並研究了岩漿庫的存在條件與地殼運動量之間的關係。

研究還調查了阿蘇和 Aira 火山口的地下結構，阿蘇火山口以電磁觀測(MT)方法進行研究，Aira 火山口則以地震速度結構進行研究。結果發現，在阿蘇火山口的下方 2 km 至 9 km 存在低阻抗區域，在 Aira 破火山口中心下方約 15 km 處存在低速區域。

#### (十) 日本島根電廠 2 號機火山影響評估<sup>[10]</sup>

本篇為平成 27 年(2015 年)6 月日本中國電力株式會社島根核電廠二號機火山影響評估報告，摘要說明如下。

此評估報告係依據日本相關法規與核電廠火山影響評估導則，進行相關評估。島根核能發電廠位於島根縣松江市鹿島町，如圖 3 所示，由中國電力株式會社管理。

島根核電廠半徑 160 公里(地理區域)內屬於第四紀之火山共有 26 座，如圖 4 所示，評估結果計有 16 個火山(其中僅三瓶山(森田山)屬於全新世紀)被評估為具威脅性之火山。另外，地理區域之外的火山，韓國的鬱陵島也被認為是可能影響島根電廠的火山。根據過去的文獻記錄，對於 5 種設計無法因應之火

山事件，其評估結果均認為影響電廠的可能性很低(可以忽略)，最可能影響電廠安全的火山事件為火山灰；依據文獻與調查結果，廠址附近之火山灰沉積最高為 28 公分，評估時則假設火山灰厚度為 30 公分，粒徑為 4.0 mm 以下，密度為  $0.7 \text{ g/cm}^3$  (乾燥狀態)至  $1.5 \text{ g/cm}^3$  (潮濕狀態)。

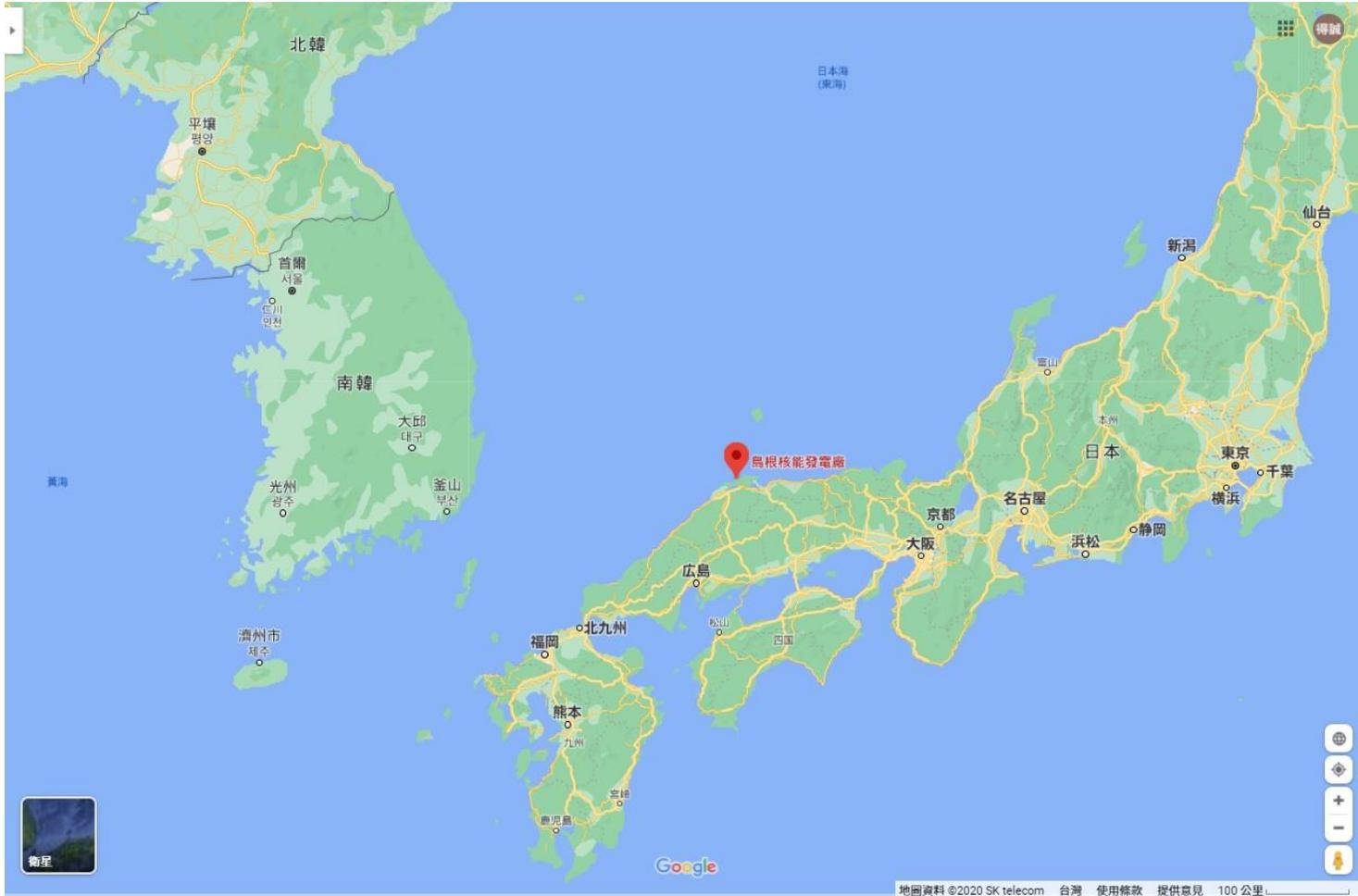
島根核電廠設計上須設法減少火山灰之危害，或考慮使用替代設備，以確保安全功能不受損害。例如：

- (1) 設計具有抵抗火山灰靜負載安全餘裕的結構。
- (2) 設計可避免火山灰造成之循環海水系統堵塞。
- (3) 設計可避免火山灰掉入通風系統、電氣系統、和測量控制系統等，以確保其設計功能。
- (4) 設計上須考慮火山灰對循環海水系統、通風系統、電氣系統、和測量控制系統等引起之磨損。
- (5) 設計上須考慮火山灰對結構、循環海水系統、通風系統、電氣系統、和測量控制系統等造成之腐蝕。
- (6) 由於電廠周圍的空氣可能被火山灰污染，設計可遮斷外部空氣進入主控制室之空調系統。
- (7) 火山灰可能造成電氣設備、測量控制系統、和安全保護系統之絕緣能力下降，設計可避免火山灰進入之緊急通風系統。
- (8) 設計可更換進氣口過濾器或可切換為閉路循環之空調系統。
- (9) 火山灰可能造成廠外電源喪失、及廠外交通中斷達 7 天。因此，設計可確保安全功能不受火山灰影響之安全電

力系統。

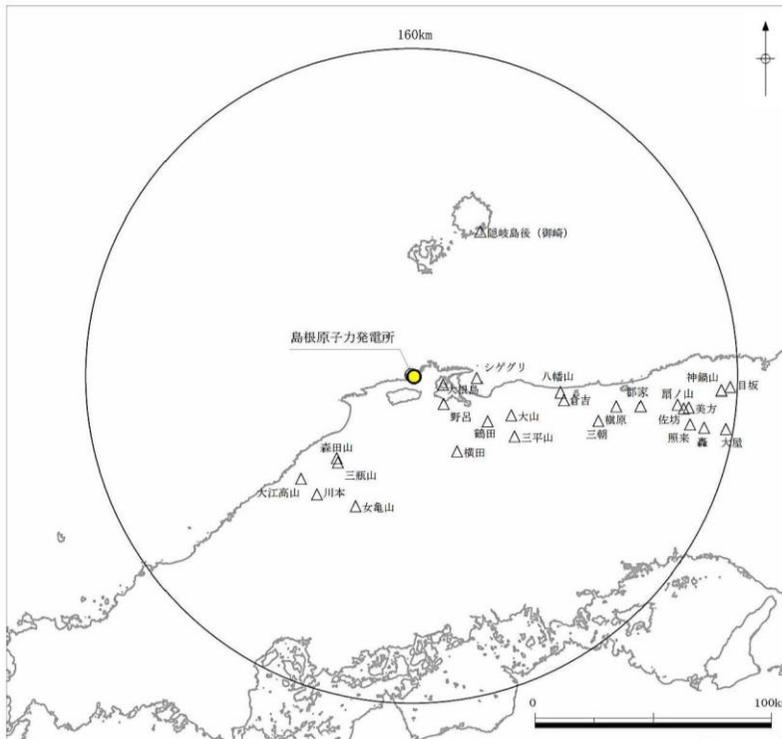
其中，須考慮火山灰影響之設施，如表 3 所示，有：

- (1) 廠房：反應器廠房、汽機廠房、控制廠房、及廢料廠房。
- (2) 其他設施：海水泵、海水過濾器、高壓爐心噴灑輔助海水泵、冷凝水儲存槽、EDG 燃油儲存槽、空調通風設備（反應器廠房主樓空調通風系統和主控室通風系統）、排氣煙囪和緊急氣體處理系統排氣管(室外管道)、及 EDG 之排氣消聲器和排氣管。



資料來源：Google Map

圖 3. 日本島根核電廠地理位置圖



地理的領域内の第四紀火山の位置

| 敷地からの距離 | 該当する第四紀火山 |                         |
|---------|-----------|-------------------------|
| 16km    |           | 大根島 (だいこんじま)            |
| 21km    | 島根県       | 野呂 (のろ)                 |
| 32km    |           | シゲグリ                    |
| 44km    | 島根県・鳥取県   | 横田 (よこた)                |
| 44km    | 鳥取県       | 鶴田 (つるた)                |
| 53km    |           | 大山 (だいせん)               |
| 54km    | 島根県       | 森田山 (もりたやま)             |
| 55km    |           | 三瓶山 (さんべさん)             |
| 59km    | 鳥取県       | 三平山 (みひらやま)             |
| 69km    | 広島県       | 女亀山 (めんがめやま)            |
| 73km    | 鳥取県       | 八幡山 (やわたやま)             |
| 73km    | 島根県       | 大江高山 (おおえたかやま)          |
| 74km    |           | 川本 (かわもと)               |
| 75km    | 鳥取県       | 倉吉 (くらよし)               |
| 77km    | 島根県       | 隠岐島後 [御崎] (おきどうご [みさき]) |
| 94km    |           | 三朝 (みさき)                |
| 101km   | 鳥取県       | 横原 (まきはら)               |
| 113km   |           | 郡家 (こおげ)                |
| 131km   |           | 扇ノ山 (おおぎのせん)            |
| 134km   |           | 佐坊 (さぼう)                |
| 137km   |           | 美方 (みかた)                |
| 139km   |           | 照来 (てらぎ)                |
| 146km   | 兵庫県       | 轟 (とどろき)                |
| 152km   |           | 神鍋山 (かんなべやま)            |
| 156km   |           | 目板 (めさか)                |
| 157km   |           | 大屋 (おおや)                |

※引用文献  
 第四紀火山カタログ編集委員会編(1999)<sup>(3)</sup>, 気象庁(2005<sup>(4)</sup>, 2013<sup>(5)</sup>), 地質調査総合センター(2013)<sup>(6)</sup>, 西来ほか編(2012)<sup>(7)</sup>, 中野ほか編(2013), 日本地質学会編(2009)<sup>(8)</sup>, 町田・新井(2011)<sup>(9)</sup>

圖 4. 島根核電廠半徑 160 公里(地理區域)内屬於第四紀之火山

表 3. 島根電廠火山灰影響因子與評估設備之組合表(2 之 1)

| 評估設施 \ 影響因子                    | 結構物<br>靜負荷 | 對結構的化<br>學影響 (腐<br>蝕) | 水循環<br>系統堵<br>塞和磨<br>損 | 水循環系<br>統的化學<br>影響(腐<br>蝕) | 對通風系<br>統、電氣系<br>統和儀表控<br>制系統的機<br>械影響(堵<br>塞、磨損) | 對通風系<br>統、電氣系<br>統和儀表控<br>制系統的化<br>學影響 (腐<br>蝕) | 電廠周圍的<br>空氣污染 | 絕緣<br>劣化 |
|--------------------------------|------------|-----------------------|------------------------|----------------------------|---|---|---------------|----------|
| 反應器廠房、控制廠房、汽機<br>廠房、廢料廠房       | V          | V                     | 3                      | 3                          | 3   | 3   | 3             | 3        |
| 冷凝水儲存槽                         | V          | V                     | 3                      | 3                          | 3   | 3   | 3             | 3        |
| 海水泵 (反應爐輔助海水泵、<br>高壓爐心噴灑輔助海水泵) | V          | V                     | V<br>(水泵)              | V<br>(水泵)                  | V<br>(發動機)  | V<br>(發動機)                                      | 3             | 3        |
| 緊急柴油發電機 (發動機、進<br>氣系統)         | 1          | 1                     | 3                      | 3                          | V   | V   | 3             | 3        |
| 緊急柴油發電機燃油輸送泵                   | 1          | V                     | 3                      | 3                          | V   | V   | 3             | 3        |
| 空調通風設備                         | 1          | 2                     | 3                      | 3                          | V   | V   | V             | 3        |
| 排氣煙囪和緊急氣體處理系<br>統排氣管           | 1          | V                     | 3                      | 3                          | V   | 3   | 3             | 3        |

表 3. 島根電廠火山灰影響因子與評估設備之組合表(2 之 2)

| 評估設施 \ 影響因子                         | 結構物<br>靜負荷 | 對結構的化<br>學影響 (腐<br>蝕) | 水循環<br>系統堵<br>塞和磨<br>損 | 水循環系<br>統的化學<br>影響(腐<br>蝕) | 對通風系<br>統, 電氣系<br>統和儀表控<br>制系統的機<br>械影響 (堵<br>塞、磨損) | 對通風系<br>統, 電氣系<br>統和儀表控<br>制系統的化<br>學影響 (腐<br>蝕) | 電廠周圍的<br>空氣污染 | 絕緣<br>劣化 |
|-------------------------------------|------------|-----------------------|------------------------|----------------------------|---|--|---------------|----------|
| 海水過濾器(反應爐輔助海水<br>泵、高壓爐心噴灑輔助海水<br>泵) | 1          | 1                     | V                      | V                          | 3   | 3  | 3             | 3        |
| 緊急電源面板和控制面板                         | 1          | 1                     | 3                      | 3                          | 3   | 3  | 3             | V        |

V: 需要詳細評估的設施

1: 不易受靜載荷影響的結構 (包括室內設備)、2: 腐蝕不會明顯影響其功能、3: 與影響因子無直接關係

一般而言，核電廠安全等級之結構均具有抵抗火山灰靜負載之安全餘裕。而機械磨損及化學腐蝕為緩慢的效應，一般可藉由定期內部檢查和日常維護管理，並根據實際之損害情況進行維修，故其影響均不大。主控制室之通風空調系統，其外部進氣風門可以關閉，並可由緊急通風空調系統執行閉路循環操作，來防止火山灰入侵所造成之污染毒害。EDG 之安全設計功能，亦足以應付 7 天以上之喪失廠外電源事件。因此，只剩須考慮循環海水系統進水口之堵塞，其設施有：海水泵、海水過濾器、及其下游設備；以及須考慮進氣口堵塞的系統有：EDG、及緊急氣體處理系統。在循環海水系統進水口及每個氣流路徑中安裝過濾器、及易於清除堵塞、或更換過濾器之結構，並建立適當的程序書，以及時清除堵塞、或更換過濾器，防止火山灰的堵塞。

(十一) 日本柏崎刈羽核電廠 6 號及 7 號機火山影響評估 [11]

本篇為平成 29 年(2017 年) 6 月日本東京電力株式會社柏崎刈羽電廠 6 號及 7 號機火山影響評估報告，摘要說明如下。

此評估報告系依日本相關法規與核電廠火山影響評估島則進行相關評估。柏崎刈羽核電廠位於日本新潟縣，因廠址橫跨柏崎市與刈羽郡刈羽村兩地而得名，如圖 5 所示，由東京電力株式會社管理，簡稱為「KK」，1~5 號機為 BWR，6、7 號機 ABWR。

KK 核電廠半徑 160 公里(地理區域)內屬於第四紀之火山共有 82 座，經評估可能影響電廠的火山計有 33 座，如圖 6 所示，其中有 16 座火山屬於全新世紀。根據過去的文獻記錄，對於 5 種設計無法因應之火山事件，其評估結果均認為影響電廠的可能性很低(可以忽略)，最可能影響電廠安全的火山事件為火山灰；依據文獻資料與數值模擬結果，廠址附近之火山灰沉積最高保守假設為 35 公分，粒徑為 8.0 mm 以下，密度為  $0.7 \text{ g/cm}^3$  (乾燥狀態)至  $1.5 \text{ g/cm}^3$  (潮濕狀態)。

KK 核電廠設計上應設法減少火山灰之危害，或考慮使用替代設備，以確保安全功能不受損害，其方法概念與島根電廠相同不再贅述。

KK 電廠須考慮火山灰影響之設施，如表 4 所示。



資料來源：Google Map

圖 5. 日本柏崎刈羽電廠地理位置圖

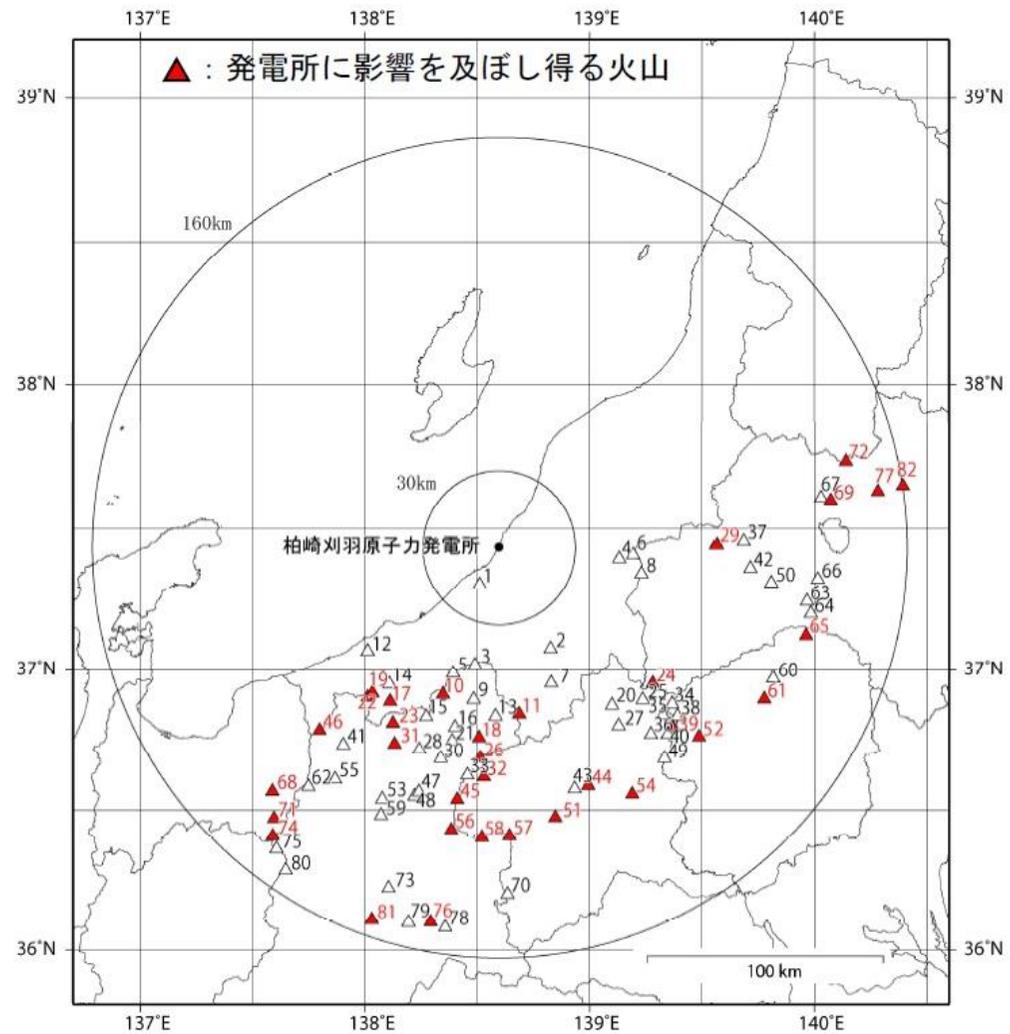


圖 6. 日本柏崎刈羽電廠地理區域內之火山(紅色三角形為可能影響電廠之火山)

表 4. 柏崎刈羽電廠火山灰影響因子與評估設備之組合表(2 之 1)

| 評估設施 \ 影響因子            | 結構物靜負荷 | 對結構的化學影響 (腐蝕) | 水循環系統堵塞和磨損 | 水循環系統的化學影響 (腐蝕) | 對通風系統、電氣系統和儀表控制系統的機械影響 (堵塞、磨損) | 對通風系統、電氣系統和儀表控制系統的化學影響 (腐蝕) | 電廠周圍的空氣污染 | 絕緣劣化 |
|------------------------|--------|---------------|------------|-----------------|--------------------------------|-----------------------------|-----------|------|
| 輕油箱 (包括燃油輸送泵)          | V      | V             | 3          | 3               | V                              | V<br>(燃油輸送泵)                | 3         | 3    |
| 反應器廠房、控制廠房、汽機廠房、廢料處理廠房 | V      | V             | 3          | 3               | 3                              | 3                           | 3         | 3    |
| 反應爐輔助冷卻海水泵             | 1      | 1             | V<br>(水泵)  | V<br>(水泵)       | 1<br>(馬達)                      | 1<br>(馬達)                   | 3         | 3    |
| 反應爐輔助冷卻海水系統濾網          | 1      | 1             | V          | V               | 3                              | 3                           | 3         | 3    |
| 取水設備 (除塵裝置)            | 3      | 2             | V          | V               | 3                              | 3                           | 3         | 3    |
| 緊急通風空調系統               | 1      | 2             | 3          | 3               | V                              | V                           | V         | 3    |

表 4. 柏崎刈羽電廠火山灰影響因子與評估設備之組合表(2 之 2)

| 評估設施 \ 影響因子     | 結構物靜負荷 | 對結構的化學影響 (腐蝕) | 水循環系統堵塞和磨損 | 水循環系統的化學影響 (腐蝕) | 對通風系統、電氣系統和儀表控制系統的機械影響 (堵塞、磨損) | 對通風系統、電氣系統和儀表控制系統的化學影響 (腐蝕) | 電廠周圍的空氣污染 | 絕緣劣化 |
|-----------------|--------|---------------|------------|-----------------|--------------------------------|-----------------------------|-----------|------|
| 緊急柴油發電機 (含進氣系統) | 1      | 1             | 3          | 3               | V                              | V                           | 3         | 3    |
| 緊急電源面板和控制面板     | 1      | 1             | 3          | 3               | 3                              | 3                           | 3         | V    |

V: 需要詳細評估的設施

1: 不易受靜載荷影響的結構 (包括室內設備)、2: 腐蝕不會明顯影響其功能、3: 與影響因子無直接關係

(十二) 日本高浜核電廠火山影響評估相關資料 [12]

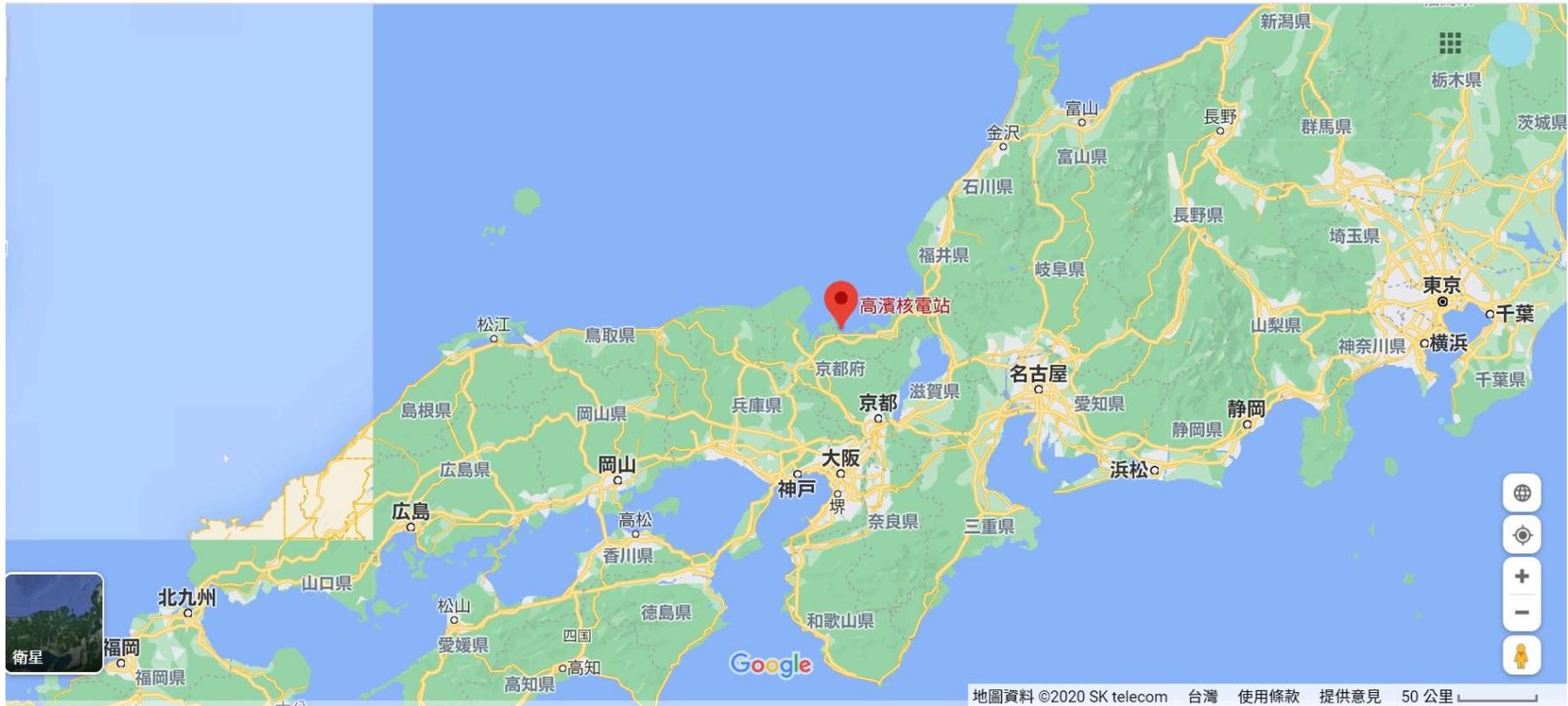
本篇為平成 26 年(2014 年) 7 月日本關西電力株式會社高浜核電廠火山影響評估相關資料，摘要說明如下。

高浜核電廠位於日本福井縣大飯郡高浜町，如圖 7 所示，由關西電力株式會社管理，為壓水式反應器。

高浜核電廠半徑 160 公里(地理區域)內屬於第四紀之火山共有 25 座，經評估可能影響電廠的火山計有 7 座，其中有 1 座火山屬於全新世紀。根據過去的文獻記錄，對於 5 種設計無法因應之火山事件，其評估結果均認為影響電廠的可能性很低(可以忽略)，最可能影響電廠安全的火山事件為火山灰；依據文獻資料，廠址附近之火山灰沉積最高為 40 公分。

目前尚未能收集到高浜電廠設計上有關減少火山灰之危害應對措施以及須考慮火山灰影響之設施，未來若有進一步資料，再行補正。

(本頁空白)



資料來源：Google Map

圖 7. 日本高濱核電廠地理位置圖

(本頁空白)

(十三) 無預警火山噴發\_原子力規制部等火山參考資料 [13~14]

依第一次進度會議之審查意見，蒐集有關「無預警噴發」，及有關火山活動之監測或預警/應變策略之相關資料。本計畫蒐集包括原子力規制部(地震海嘯審查部門)之火山參考資料、川內核電廠火山活動監控評估報告、以及大屯火山觀測站與台灣地質調查所等網頁資料，彙整上述資料，關於無預警火山噴發說明如下。

火山噴發是指火山口或火山裂縫排出熔岩、火山噴發碎屑(火山灰、火山礫、火山彈、和火山塊)、以及各種氣體的過程。火山噴發依據其產物可區分為三種主要類：(1) 岩漿噴發(Magmatic Eruption)，即地底深處的氣體降壓、推動岩漿上升而噴發；(2) 蒸氣岩漿噴發(Phreatomagmatic Eruption)，是由壓縮氣體推動岩漿，過程與岩漿噴發正好相反；(3) 水蒸汽噴發(Phreatic Eruption)則是地下水或地表水因為與岩漿接觸，轉為過熱的蒸汽而後噴發，如圖 8 所示。

2019/12/9 紐西蘭白島火山(White Island)、2014/09/27 日本御嶽山發生無預警噴發，造成遊客傷亡。日本御嶽山噴發噴出的物質，並沒有檢測到來自岩漿的新鮮物質，所以判定是水蒸汽噴發。而白島火山亦為類似情形，奧克蘭大學火山學家沙恩·克羅寧：「水蒸汽噴發幾乎沒有跡象，甚至沒有信號。引起噴發的不是岩漿本體，而是蒸汽，這在我們目前的監測系統中很難追蹤。」

日本氣象廳表示，活火山均有即時監控系統，配有地震儀、岩漿上升導致山體變化的全球導航衛星系統 (Global Navigation

Satellite System, GNSS)、傾斜測量儀、長焦相機等，隨時密切關注著山體異變。御嶽山從 8 月 29 日起觀測到火山性地震，9 月 10 日記錄了 52 次，11 日記錄了 85 次，12 日以後則呈現減少態勢，26 日僅為 6 次。其他測量儀器顯示的地殼變動(地表變形)數據，並無明顯變化，因此未將噴發警戒等級從平常上調，也沒有提醒周邊居民、登山者等注意。

對於核能電廠，以日本九州電力公司川內核電廠為例，其監測等級分為「平常」(以綠色表示)、「注意」(以黃色表示)、「警戒」(以橘色表示)、及「緊急」(以紅色表示)等四級，其判斷基準為岩漿供給率 ( $\text{km}^3/\text{年}$ )，如表 5 所示。

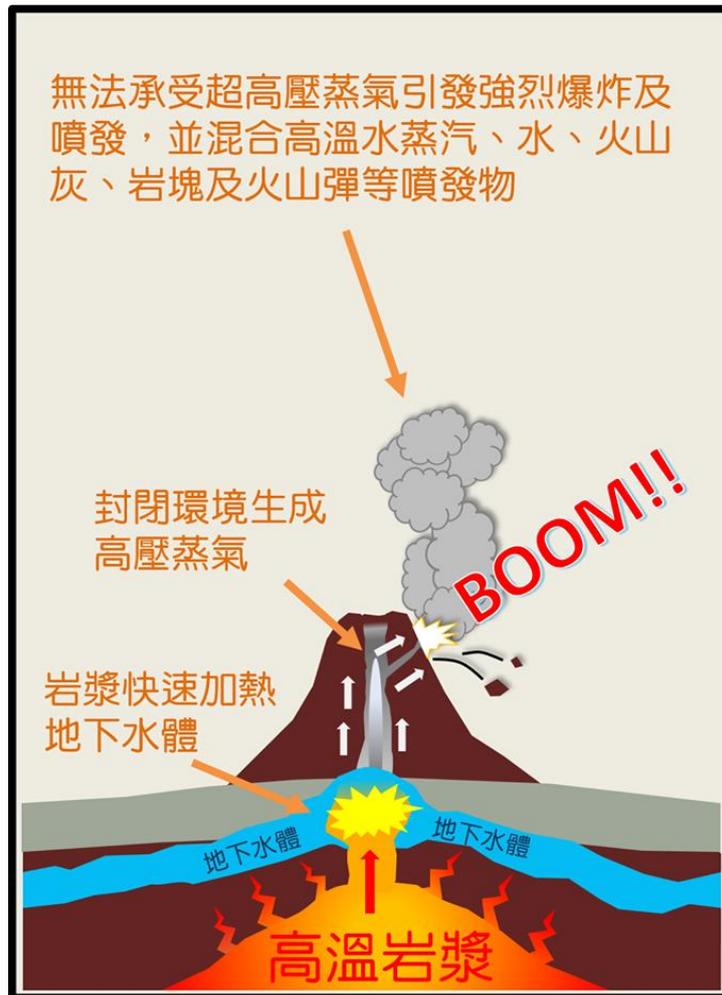
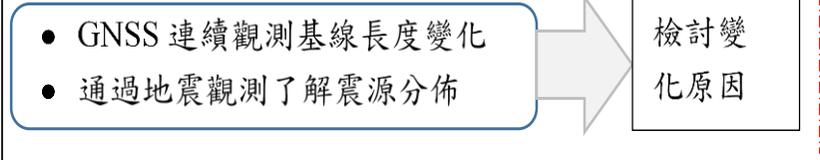
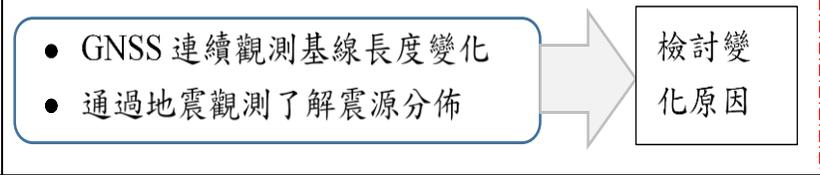


圖 8. 水蒸汽噴發示意圖

(本頁空白)

表 5. 九州電力公司川內核電廠監控等級概述(監控等級判斷基準與監測系統)

| 監測等級 | 判斷基準   | 監測系統  |  |
|------|--|---|--|
|      | 岩漿供給率( $\times 0.01 \text{ km}^3/\text{年}$ )   |   |  |
| 平常   | 1 未滿   | <ul style="list-style-type: none"> <li>● GNSS 連續觀測基線長度變化</li> <li>● 通過地震觀測了解震源分佈</li> </ul>   | <div style="border: 1px dashed red; padding: 5px;">                     如果岩漿供應率發生變化，請在火山專家等的建議下根據需要更改監測等級                 </div>                       |
| 注意   | 1~5 未滿   | <ul style="list-style-type: none"> <li>● GNSS 連續觀測基線長度變化</li> <li>● 通過地震觀測了解震源分佈</li> </ul>   | <div style="border: 1px dashed red; padding: 5px;">                     如果岩漿供應率長期（超過 1 至 3 年）超過 1，應於必要時在火山專家的建議下進行詳細的觀測                 </div>         |
| 警戒   | <div style="display: flex; align-items: center;"> <div style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright; margin-right: 5px;">岩漿供給率增加</div> <div style="text-align: center;">  </div> </div> 5~10 未滿 | <div style="border: 1px solid black; padding: 10px; background-color: #ffffcc;">                     實施詳細觀察<br/>(通過增加 GNSS 檢查壓力源)                 </div> <div style="text-align: center; margin: 5px 0;">↓</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 0 auto;">                     檢討異常原因                 </div> | <div style="border: 1px solid blue; padding: 5px; width: fit-content; margin: 0 auto;">                     活動減緩 → 持續監測                 </div>         |
| 緊急   |  | 10~   | <div style="border: 1px dashed red; padding: 5px; background-color: #ffffcc;">                     實施詳細觀察<br/>(通過增加 GNSS 檢查壓力源)                 </div> |

(本頁空白)

## 二、核二廠冷爐停機之火山事件風險評估

本節主要介紹核二廠冷爐停機期之火山(灰)事件風險評估，其內容主要有：(1) 核二廠火山(灰)危害分析；(2) 核二廠冷爐停機期之火山前端事件樹分析；(3) 核二廠冷爐停機期之火山(灰)前端事件樹標題分析；(4) 核二廠冷爐停機期之火山後端事件樹分析；及(5) 核二廠冷爐停機期之火山(灰)條件爐心熔損機率分析，分別說明如下。

### (一) 核二廠火山(灰)危害分析

限於有限的經費、人力及時間，本計畫未進行詳細的火山(灰)危害分析，此部分參考日本的火山危害評估成果：「Development of Probabilistic Risk Assessment Methodology Against Volcanic Eruption for Sodium-Cooled Fast Reactors<sup>[16]</sup>(此論文摘要詳請參閱參考文獻[15])」。

此篇論文所分析之日本鈉冷卻快滋生反應器(Sodium-Cooled Fast Reactors, SFR)，在考慮共 162 種組合(9 種火山灰厚度(0~0.5cm、0.5~1cm、1~5cm、5~10cm、10~20cm、20~50cm、50~75cm、75~100cm、及大於 100cm)、3 種火山灰粒徑(1 mm、0.5mm、及 0.1mm)、6 種火山噴發期長(1~10hr、10~20hr、20~30hr、30~50hr、50~100hr、及大於 100hr)下，在火山灰厚度大於 5 cm 時之火山事件肇始事件頻率約為  $2 \times 10^{-5}$ /年。核二廠之火山事件肇始事件頻率，在無足夠之數據資料下，不進行肇始事件頻率評估。

### (二) 核二廠冷爐停機期之火山灰前端事件樹分析

考量對核電具威脅性的火山爆發可透過科學方法進行預測[有關無預警噴發請參考第一、(十三)節]，並根據核二廠程序書

1454 步驟 6.3.4「及早將核能機組置於冷爐停機」，因此判定此時電廠應處於冷爐停機狀態。

本研究參考核二廠停機大修 POS 4 之 PRA 模式，以及日本島根核電廠「島根原子力発電所 2 号炉火山影響評価について(6 条 外部からの衝撃による損傷の防止(火山)<sup>[10]</sup>」與女川核電廠「女川原子力発電所 2 号炉設計基準對象施設について(6 条 外部からの衝撃による損傷の防止(火山)<sup>[17]</sup>」，建立核二廠冷爐停機期之火山(灰)前端事件樹。

如前述，由島根及女川核電廠文獻的研讀心得，核二廠冷爐停機期之火山灰前端事件樹須考慮的項目共有：(1) 核島區重要廠房結構失效(如反應器廠房)，(2) 喪失廠外電源，(3) 循環海水系統進氣口之堵塞，(4) EDG 進氣口之堵塞，及(5) 緊急氣體處理系統進氣口之堵塞。並建立核二廠冷爐停機期之火山灰前端事件樹(以下簡稱火山前端事件樹)，如圖 9 所示。

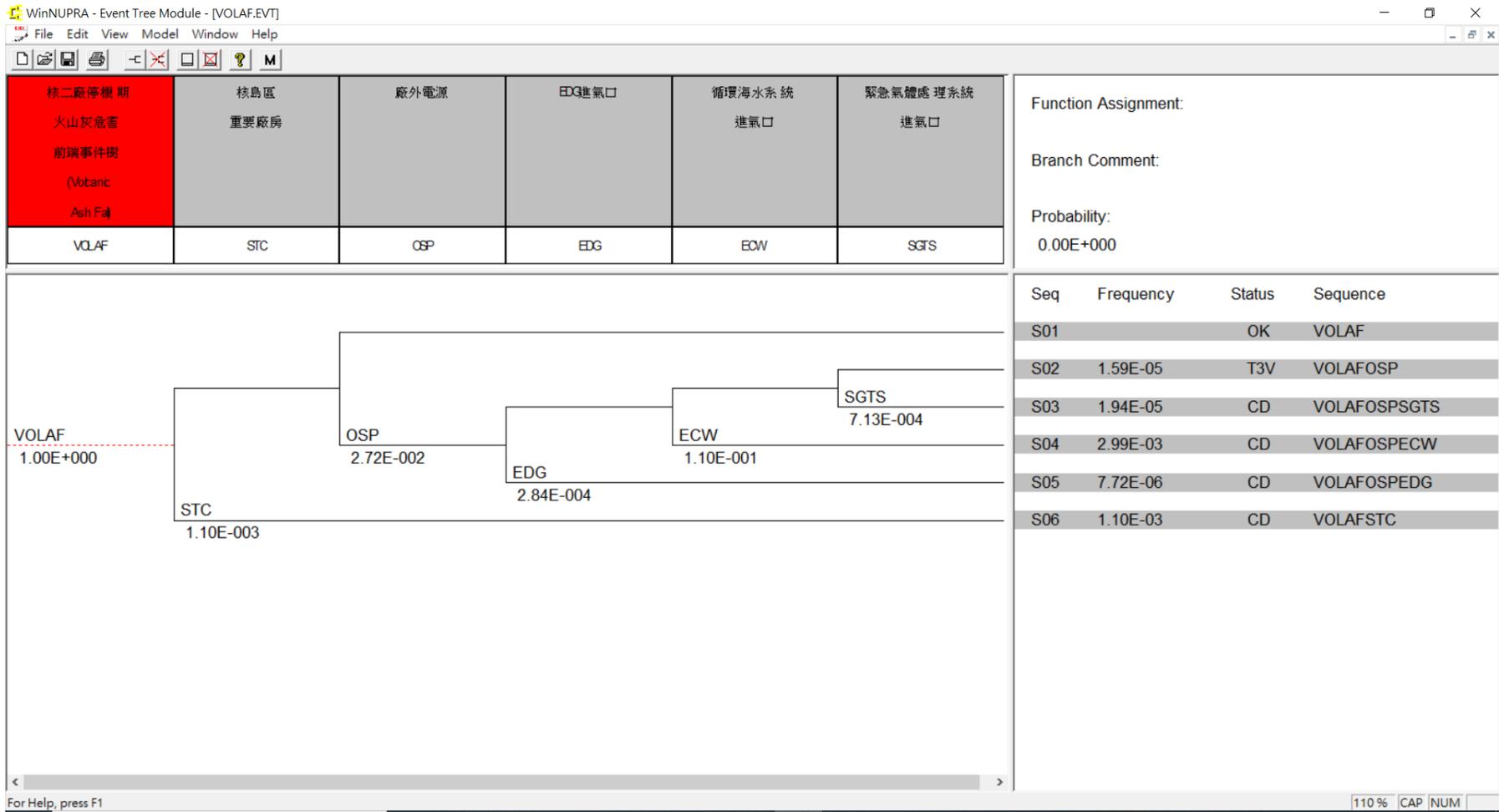


圖 9. 核二廠冷爐停機期之火山灰前端事件樹 VOLAF.EVT

(本頁空白)

### (三) 核二廠冷爐停機期之火山(灰)前端事件樹標題分析

如圖 9 所示，核二廠冷爐停機期之火山(灰)前端事件樹，共有 6 個標題：

1. VOLAF: 火山肇始事件。日本 SFR 廠，在火山灰厚度大於 5 cm 時，約為  $2 \times 10^{-5}$ /年。由於此項數據各地區可能差異極大，本計畫在缺乏相關完整資料下，僅進行條件爐心損壞機率之評估，故此標題機率值設定為 1。

2. STC：核島區重要廠房(如反應器廠房)結構失效。此標題之失效機率等於：在火山肇始事件下，核二廠未能(依據程序書 1454 步驟 6.3.9「建物屋頂一有火山灰堆積，核二廠經管設施之權責部門應立即派人剷除，以免影響建物完整性」)及時清理火山灰，而致使反應器廠房的結構失效。故此標題之失效機率為(未能依程序書及時清理火山灰之人因事件) × (反應器廠房在沉積之火山灰，達到設計載重時之結構失效機率)。

(1) 未能依程序書及時清理火山灰之人因事件，以 SPAR-H 方法評估，說明如下：

A. HEP<sub>D</sub>(診斷誤失)：確認有火山灰落下，徵兆明確，診斷誤失機率可以忽略。

B. HEPA (執行誤失)：因缺乏火山灰落下之粒徑、速率、時間期長等數據，運轉員可用時間之 PSF (Performance Shaping Factor)假設為 1；其餘 7 個 PSFs 評估說明如下：

a. 此為操作室外作業，考慮火山活動(地震、火山氣體等)可能對運轉員造成極大的壓力，故壓力

之 PSF 為 5；

- b. 相關訓練或經驗等級為低，故 PSF 為 3；
- c. 程序書可用但較為粗略，PSF 為 5；
- d. 其餘 PSFs 均為 1。
- e. 綜合以上，此人因事件之誤失機率為  
 $0.001 \times 75 = 0.075$ 。

(2) 反應器廠房在沉積之火山灰，達到設計載重時之結構失效機率，其分析方法如下：

- A. 核二廠委請顧問公司之評估，核島區重要廠房屋頂之設計載重約  $98 \text{ kg/m}^2$ ；如假設火山灰之密度為  $1000 \text{ kg/m}^3$ ，則核島區重要廠房只可容許約 10 公分厚之火山灰堆積。一般而言，安全係數約 3 ~ 4 倍。本分析假設為 3 倍，故廠房實際耐靜負荷約為  $294 \text{ kg/m}^2$ 。
- B. 核二廠反應器廠房沉積之火山灰，達到設計載重時之結構失效機率，其評估方法參考 NUREG/CR-4700，假設為 Lognormal 分佈，已知結構物耐壓中值，當發生一個壓力突波時，可利用  $z = \ln(X/X_m) / \beta_c$ ，並查常態分配表可得此壓力下之失效機率。根據 1985 年版英文版 PRA 報告<sup>[18]</sup>表 5-11，反應器廠房之  $\beta_R$  為 0.39、 $\beta_U$  為 0.32，計算可得，反應器廠房之  $\beta_c$  為 0.504 ( $= (0.39^2 + 0.32^2)^{0.5}$ )。依上述公式計算  $z = -2.18 (= \ln(98/294) / 0.504)$ ，並查常態分配表，可得此靜負荷下結構物

之失效機率為 0.0146。

(3) 故此標題之失效機率為  $1.1\text{E-}03 (= 0.075 \times 0.0146)$ 。

3. OSP：喪失廠外電源。在反應器廠房結構未失效之下，如又未喪失廠外電源，則為一般暫態，可予忽略。參考下節(第貳章第三節)之表 7，在火山灰厚度大於 5 cm 時，保守假設必定引致開關場絕緣礙子之劣化，而導致長達七天的喪失廠外電源；此時可依程序書 p1454 步驟 6.3.6，如能對 69 kV 開關場適時之清洗，再順利啓用氣渦輪發電機(GT)，則可以適時回復廠外電源。故此標題之失效機率為(核二廠未及時清洗 69 kV 開關場及啓用 GT 之人因事件(依程序書 1454 步驟 6.3.6)) + (GT 之共因失效機率)。

(1) 核二廠未及時清洗 69 kV 開關場及起動 GT 之人因事件(依程序書 1454 步驟 6.3.6)，以 SPAR-H 方法評估，說明如下：

- A. HEP<sub>D</sub>(診斷誤失)：確認有火山灰落下，徵兆明確，診斷誤失機率可以忽略。
- B. HEP<sub>A</sub>(執行誤失)：因缺乏火山灰落下之粒徑、速率、時間期長等數據，運轉員可用時間之 PSF (Performance Shaping Factor)假設為 1；其餘 7 個 PSFs 評估說明如下：
  - a. 此為操作室外作業，考慮火山活動(地震、火山氣體等)可能對運轉員造成極大的壓力，故壓力之 PSF 為 5；
  - b. 程序書可用但較為粗略，PSF 為 5；

c. 其餘 PSFs 均為 1。

d. 綜合以上，此人因事件之誤失機率為

$$0.001 \times 25 = 0.025。$$

(2) GT 之共因失效機率：同時考慮 GT 之機械共因失效(即起動、運轉共因失效)機率為  $1.0E-03 (= 4.3E-04 + 5.7E-04)$ ，以及因火山灰導致之共因失效  $1.22E-03$  (因缺乏火山灰之共因失效參數，故採  $\beta$  mode；GT 之起動失效機率為  $1.22E-02$ ，其失效機率為  $1.22E-02 \times 0.1 = 1.22E-03$ )；故此值為  $2.22E-03 (= 1.0E-03 + 1.22E-03)$ 。

(3) 故此本標題之失效機率為  $2.72E-02 (= 0.025 + 2.22E-03)$ 。

4. EDG：喪失 EDG (含 DG-5)。在喪失廠外電源下，如 EDG (含 DG-5) 之進氣口因火山灰而堵塞，將導致喪失 EDG (含 DG-5)，保守假設必定引致電廠全黑(SBO)之爐心熔損事故序列。參考下節(第貳章第三節)之表 7，在火山灰厚度大於 5 cm 時，保守假設必定引致 EDG 進氣口過濾器之堵塞，而 EDG 之進氣口過濾器在火山灰堵塞失效前，即須予以更換，故此標題之失效機率為(核二廠未依程序書 1454 步驟 6.3.6，及時啓用 EDG (含 DG-5) 之人因事件) + (EDG (含 DG-5) 之共因失效機率)。

(1) 核二廠未依程序書 1454 步驟 6.3.6，及時啓用 EDG (含 DG-5) 之人因事件，以 SPAR-H 方法評估，說明如下：

A. HEP<sub>D</sub>(診斷誤失)：確認有火山灰落下，徵兆明確，診斷誤失機率可以忽略。

B. HEPA (執行誤失)：因缺乏火山灰落下之粒徑、速率、時間期長等數據，運轉員可用時間之 PSF (Performance Shaping Factor) 假設為 1；其餘 7 個 PSFs 評估說明如下：

- a. 此為操作雖為室內作業，但保守假設火山活動(地震)可能對運轉員造成極大的壓力，故壓力之 PSF 為 5；
- b. 更換濾網費時約 2 小時，故判定操作複雜度之 PSF 為 2；
- c. 其餘 PSFs 均為 1；
- d. 綜合以上，1 台 EDG 濾網更換失敗之人因事件誤失機率為  $0.001 \times 10 = 0.01$ ；
- e. 考慮三台 EDG (含 DG-5) 之人因相依性分別為：(EDG-A、B 間之相依性為強)；及(EDG-A、B 及 DG-5 間之相依性為弱)；整體相依性為  $2.5E-02 (= 1/2 * 1/20)$ ；故此標題人因事件之誤失機率為  $2.5E-04 (= 0.01 \times 2.5E-02)$ 。

(2) EDG (含 DG-5) 之共因失效機率：同時考慮 DG 1A 與 DG 1B 之機械共因失效(即起動、運轉共因失效)機率為  $1.21E-03 (= 1.66E-04 + 1.05E-03)$ ，以及 DG-5 之機械失效  $2.82E-02 (= 1.51E-02 + 2.31E-02)$ ；故此值為  $3.4E-05 (= 1.21E-03 \times 2.82E-02)$ 。

(3) 故此本標題之失效機率為  $2.84E-04 (= 2.5E-04 + 3.4E-05)$ 。

5. ECW：喪失 ECW。在喪失廠外電源且 EDG 可用下，循環海水系統僅剩 ECW 可用(雖然 ECW 取水口在海平面 2 公尺以下，但因火山灰掉落底部堆積前，仍可能被抽汲進入管線，影響泵軸封之運轉，故仍考慮海水取水口之濾網更換)；另外，如 ECW 泵室之進氣口因火山灰而堵塞，假設必定導致喪失最終熱沉之爐心熔損事故序列。故此標題之失效機率為(核二廠未依程序書 1454 附件一，及時確保緊急泵室 ECWP 及 ECW 取水口之可用之人因事件) + (ECW 之共因失效機率)。

(1) 核二廠未依程序書 1454 附件一，及時確保 ECW 取水口之可用之人因事件，以 SPAR-H 方法評估，說明如下：

- A. HEP<sub>D</sub>(診斷誤失)：確認有火山灰落下，徵兆明確，診斷誤失機率可以忽略。
- B. HEP<sub>A</sub>(執行誤失)：因缺乏火山灰落下之粒徑、速率、時間期長等數據，運轉員可用時間之 PSF (Performance Shaping Factor)假設為 1；其餘 7 個 PSFs 評估說明如下：
  - a. 此為操作雖為室內作業，但保守假設火山活動(地震)可能對運轉員造成極大的壓力，故壓力之 PSF 為 5；
  - b. 更換濾網費時約 2 小時，故判定操作複雜度之 PSF 為 2；
  - c. 程序書 1454 沒有相關敘述(認為不須考慮)，故 PSF 為 20；
  - d. 其餘 PSFs 均為 1；

- e. 綜合以上，1 串 ECW 濾網更換失敗之人因事件誤失機率為  $0.2 (=0.001 \times 200)$ ；
- f. 考慮二串 ECW 濾網更換失敗之人因相依性為高(即為  $1/2$ )；故此標題人因事件之誤失機率為  $0.1 (= 0.2 \times 0.5)$ 。

(2) 根據程序書 1454 之敘述 「於噴發前封閉通風口 ECWP 在沒有強制散熱情況下進行有限度之運轉，待噴發後空氣中火山灰沉靜後視室內狀況，確定堆積落塵不會影響時，才可以打開通風孔起動通風扇等散熱」，本分析假設火山灰落塵持續時間大於 ECWP 沒有強制散熱情況下之連續運轉時數之機率為  $1.0E-02$ 。

(3) ECWP 之共因失效機率：考慮 ECWP 之機械共因失效(即起動、運轉共因失效)機率為  $4.4E-05 (= 3.49E-05 + 9.15E-06)$ 。

(4) 故此本標題之失效機率為  $1.1E-01 (= 0.1 + 0.01 + 4.4E-05)$ 。

6. SGTS：喪失 SGTS (為包含 SGTS 系統之反應器廠房 HVAC 系統。本分析考慮反應器廠房正常通風系統之未能及時更換過濾器/網，以及未能及時切換至 SGTS 之閉路循環操作兩種救援情況)。在喪失廠外電源且 EDG 及 ECW 均可用下，此時如 SGTS 系統進氣口因火山灰而堵塞，保守假設必定導致電氣設備、測量控制系統、和安全保護系統之絕緣能力下降而喪失儀控之爐心熔損事故序列。參考下節(第貳章第三節)之表 7，在火山灰厚度大於 5 cm 時，假設必定引致 SGTS 系統進

氣口之堵塞，而 SGTS 系統在火山灰堵塞失效前，即可予切換至閉路循環操作、或/及更換堵塞之過濾器。其人因誤失機率說明如下：

- A. 更換反應器廠房正常通風系統之進氣口過濾器之人因誤失機率分析與更換 EDG 進氣口過濾器類似，濾網更換失敗之機率為  $5.0E-03 (=0.01 \times 0.5)$ 。
- B. 正常運轉下，SGTS 為後備，僅接受 LOCA 及高輻射信號才自動起動；故火山事件需手動進行切換，由於徵兆明確且程序書 1454 亦明確指出啟動備用氣體處理系統，故此動作之人因誤失機率亦為  $5.0E-03 (=0.001 \times 5)$ 。
- C. 未切換至 SGTS 之閉路循環操作與反應器廠房正常通風系統之進氣口過濾器濾網更換失敗之人因相依性假設為中等，故此標題之人因誤失機率為  $5.0E-03 \times (1+6 \times 5.0E-03)/7=7.13E-04$ 。

#### (四) 核二廠冷爐停機期之火山(灰)後端事件樹分析

如圖 9 所示，核二廠冷爐停機期之火山(灰)前端事件樹，共有 5 個事故序列，須進行定量分析：

1. VOLCFS02：喪失廠外電源，依前[貳、二、(二)]述，參考核二廠停機大修 POS 4 廠內事件<sup>[19]</sup>之喪失廠外電源事件樹(T<sub>3</sub>)，再將之改為火山後端事件樹(T3V.EVT)，如圖 10 所示。其修改原則如下：(1) 肇始事件頻率改設為 1；(2) 依程序書 1454 「69 kV 開關場於火山噴發後視狀況立即安排活線或停電清洗」，故七天內不考慮外電回復之可能性，七天以上則可考慮外電回復之可能性；及(3) 其他與火山危害無關之人因事件失效機率增

為 3 倍。

2. VOLCFS03：喪失廠外電源且喪失 SGTS，保守假設為電廠喪失儀控之事故序列，故不須發展火山後端事件樹。
3. VOLCFS04：喪失廠外電源且喪失 ECW，為電廠喪失最終熱沉之事故序列，必定引致爐心受損，故不須發展火山後端事件樹。
4. VOLCFS05：喪失廠外電源且喪失 EDG，為電廠全黑事故序列，必定引致爐心損壞，故不須發展火山後端事件樹。
5. VOLCFS06：核島區重要廠房結構損壞，必定引致爐心受損，故不須發展火山後端事件樹。

(本頁空白)

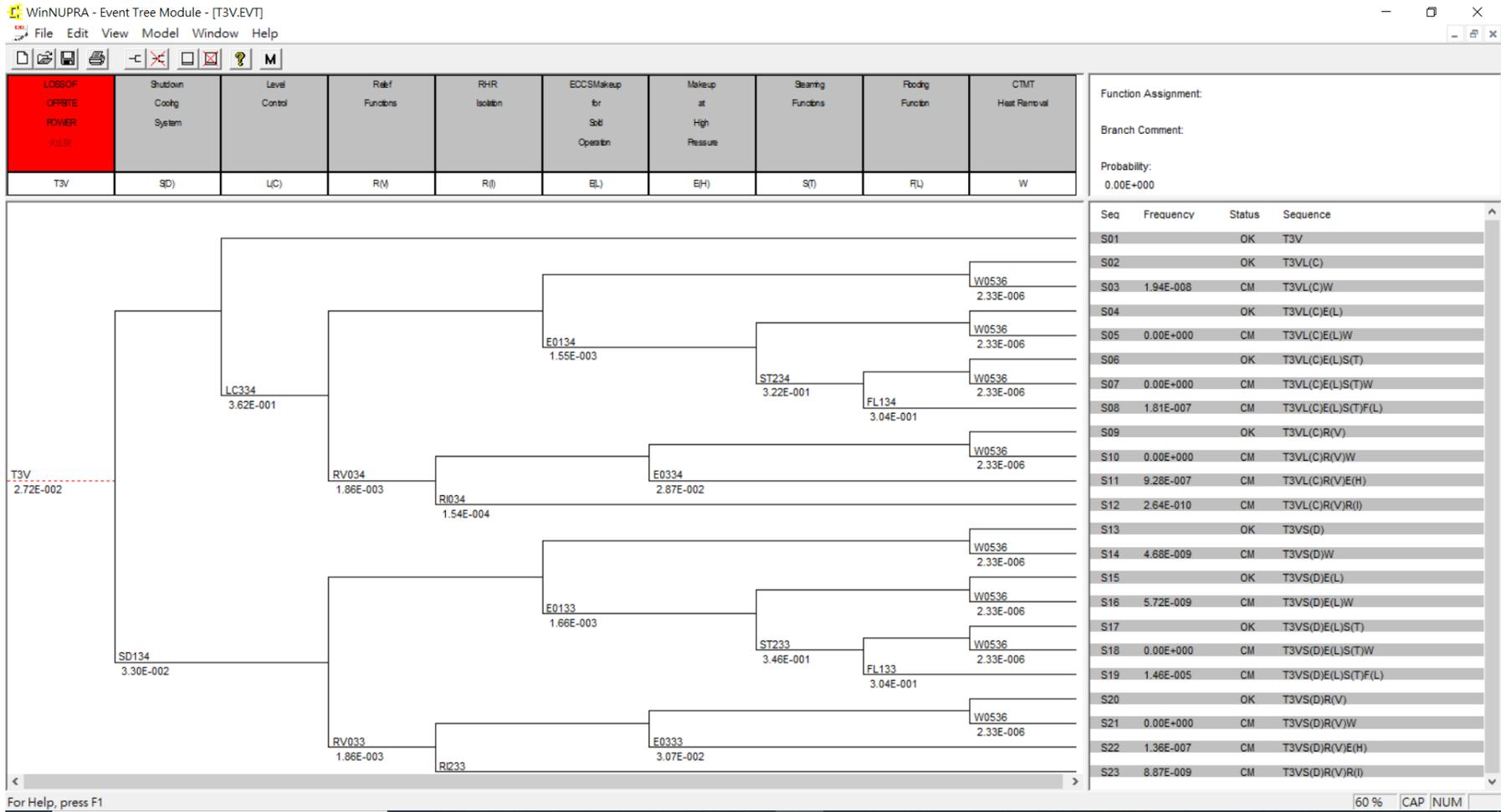


圖 10. 核二廠冷爐停機期之火山灰後端事件樹 T3V.EVT

(本頁空白)

#### (五) 核二廠冷爐停機期之火山條件爐心熔損機率分析

如圖 9 所示，核二廠冷爐停機期之火山前端事件樹，共有 4 個事故序列，其條件爐心熔損機率(Conditional Core Damage Probability, CCDP)之定量分析結果說明如下：

1. VOLCFS02：喪失廠外電源之條件爐心熔損機率為  $1.59\text{E-}05$ ；其最小失效組合如表 6 所示，主要事故序列為停機冷卻系統與 ECCS 補水系統因寒水系統失效而失敗，CSTXR 與消防水則因外電回復失敗且 G/T 失效而不可用，最後導致爐心喪失補水而受損。
2. VOLCFS03：喪失廠外電源且喪失 SGTS，為電廠喪失儀控之事故序列，其條件爐心熔損機率為  $1.94\text{E-}05 (= 2.72\text{E-}02 \times 7.13\text{E-}04)$ 。
3. VOLCFS04：喪失廠外電源且喪失 ECW，為電廠喪失最終熱沉之事故序列，其條件爐心熔損機率為  $2.99\text{E-}03 (= 2.72\text{E-}02 \times 1.1\text{E-}01)$ 。
4. VOLCFS05：喪失廠外電源且喪失 EDG，為電廠全黑事故序列，其條件爐心熔損機率為  $7.72\text{E-}06 (= 2.72\text{E-}02 \times 2.84\text{E-}04)$ 。
5. VOLCFS06：核島區重要廠房結構失效，假設必然導致補水管路失效，爐心喪失補水而受損，其條件爐心熔損機率為  $1.1\text{E-}03$ 。

綜上所述，核二廠冷爐停機期之火山(灰)條件爐心熔損機率，其分析結果為  $4.13\text{E-}03 (= 1.59\text{E-}05 + 1.94\text{E-}05 + 2.99\text{E-}03 + 7.72\text{E-}06 + 1.10\text{E-}03)$ 。

#### (六) 靈敏度分析

本節之靈敏度分析共有四種情境：(1) 情境一：緊急柴油發電機 1RG1 與 1GG1 皆不可用；(2) 情境二：緊要寒水泵(EChW Pump)共因失效，重要設備(如 RHR、LPCS)喪失房間空調冷卻；(3) 情境三：火山相關標題人因事件之失效機率因程序書 p1454 之精進而降低；及(4) 情境四：ECW 泵室假設「沒有強制散熱情況下之可連續運轉時數」大於「火山灰落塵持續時間」，分別進行靈敏度分析，其條件爐心熔損機率之定量分析結果如下：

1. 情境一：緊急柴油發電機 1RG1 與 1GG1 皆不可用。

(1) VOLCFS02：喪失廠外電源，其條件爐心熔損機率由原來的  $1.59E-05$  升高至  $9.91E-04$ 。

(2) VOLCFS03：喪失廠外電源且喪失 SGTS，與 EDG 無關，其條件爐心熔損機率仍為  $1.94E-05$ 。

(3) VOLCFS04：喪失廠外電源且喪失 ECW，與 EDG 無關，其條件爐心熔損機率仍為  $2.99E-03$ 。

(4) VOLCFS05：喪失廠外電源且喪失 EDG (其失效機率由原來的  $2.84E-04$  升高至  $2.84E-02$  ( $= 2.5E-04 + (1 \times 2.82E-02)$ ))，為電廠全黑事故序列，其條件爐心熔損機率由原來的  $7.72E-06$  升高至  $7.72E-04$  ( $= 2.72E-02 \times 2.84E-02$ )。

(5) VOLCFS06：核島區重要廠房結構失效，與 EDG 無關，其條件爐心熔損機率仍為  $1.1E-03$ 。

(6) 綜上所述，情境一之條件爐心熔損機率，由原來的  $4.13E-03$  升高至  $5.10E-03$  ( $= 9.91E-04 + 1.94E-05 + 2.99E-03 + 7.72E-04 + 1.1E-03$ )；其比值為  $1.2$  ( $= 5.1E-03 /$

4.13E-03)。

2. 情境二：緊要寒水泵(EChW Pump)共因失效。

(1) VOLCFS02：喪失廠外電源，其條件爐心熔損機率由原來的 1.59E-05 升高至 3.07E-03。

(2) VOLCFS03：喪失廠外電源且喪失 SGTS，與 EChW 無關，其條件爐心熔損機率仍為 1.94E-05。

(3) VOLCFS04：喪失廠外電源且喪失 ECW，與 EChW 無關，其條件爐心熔損機率仍為 2.99E-03。

(4) VOLCFS05：喪失廠外電源且喪失 EDG，與 EChW 無關，其條件爐心熔損機率仍為 7.72E-06。

(5) VOLCFS06：核島區重要廠房結構失效，與 EChW 無關，其條件爐心熔損機率仍為 1.1E-03。

(6) 綜上所述，情境二之條件爐心熔損機率，由原來的 4.13E-03 升高至 5.87E-03 ( $= 3.07E-03 + 1.94E-05 + 2.99E-03 + 7.72E-06 + 1.10E-03$ )；其比值為 1.4 ( $= 5.87E-03 / 4.13E-03$ )。

3. 情境三：火山相關標題人因事件之失效機率因程序書 p1454 之精進(如加強訓練、精進執行步驟說明)而降低 PSF。原人因事件評估時假設執行複雜度為中等、低相關經驗、低訓練度，靈敏度分析則假設配合「火山噴發訊息」、強化操作訓練等項目之精進，相關之 PSF 值由 3、5 等降為 1；重新評估後各事故序列之 CCDP 值說明如下：

(1) VOLCFS02：喪失廠外電源，其火山相關人因事件(程序書可用度相關之 PSF 值由 5 降為 1)，此標題失效機率由

2.72E-02 降為 7.22E-03，此事故序列之條件爐心熔損機率降為 4.22E-06。

- (2) VOLCFS03：喪失廠外電源且喪失 SGTS，原分析評定程序書執行步驟與相關敘述應足以應付各種事件(含火山)，故此標題人因事件之失效機率不變。此事故序列之條件爐心熔損機率變為 5.15E-06(=7.22E-03 × 7.13E-04)。
- (3) VOLCFS04：喪失廠外電源且喪失 ECW(強化取水口之濾網更換相關內容敘述後，其火山相關人因事件(相關之 PSF 值由 20 降為 1)失效機率由原來的 0.1 下降至 5.0E-03)，故本標題之失效機率降為 1.5E-02 (= 5.0E-03 + 0.01 + 4.4E-05)。此事故序列之條件爐心熔損機率由原來的 2.99E-03 下降至 1.08E-04(=7.22E-03 × 1.5E-02)。
- (4) VOLCFS05：喪失廠外電源且喪失 EDG，原分析評定程序書執行步驟與相關敘述應足以應付各種事件(含火山)，故此標題人因事件之失效機率不變。此事故序列之條件爐心熔損機率由原來的 7.72E-06 降為 2.05E-06。
- (5) VOLCFS06：核島區重要廠房結構失效(精進執行步驟與相關訓練後，其火山相關人因事件之失效機率由原來的 0.075 下降至 0.005)，其條件爐心熔損機率由原來的為 1.1E-03 下降至 7.3E-05(= 0.0146 × 5.0E-03)。
- (6) 綜上所述，情境三之條件爐心熔損機率，由原來的 4.13E-03 下降至 1.93E-04 (= 4.22E-06 + 5.15E-06 + 1.08E-04 + 2.05E-06 + 7.3E-05)；其比值為 0.05(=1.93E-04 / 4.13E-03)。

4. 情境四：ECW 泵室假設「沒有強制散熱情況下之可連續運轉時數」大於「火山灰落塵持續時間」(即依據既有之運轉對策，火山灰不影響 ECWP 運轉)。除標題 ECW 外，其餘標題之失效機率均不變；此標題之失效機率下降為  $1.0E-01 (= 0.1 + 4.4E-05)$ ，此事故序列之條件爐心熔損機率由原來的  $2.99E-03$  降為  $2.72E-03$ 。此情境之條件爐心熔損機率，由原來的  $4.13E-03$  下降至  $3.86E-03$ ；其比值為  $0.93 (= 3.86E-03 / 4.13E-03)$ 。

表 6. 後端事件樹 T3V 之 CCDP 最小失效組合(3 之 1)

| 項目 | CCDP     | 最小失效組合 <sup>a</sup> |                 |                 |
|----|----------|---------------------|-----------------|-----------------|
| 1  | 7.21E-06 | HR-4FRW-FL1         | CHEGJ-VC13CCFAB | AAA-T3V         |
|    |          | HR-GT/2H            | OSP-RECOV/2H    |                 |
| 2  | 5.37E-06 | HR-4FRW-FL1         | CHEAGJ-1VC-13A  | CHEBGJ-1VC-13B  |
|    |          | AAA-T3V             | HR-GT/2H        | OSP-RECOV/2H    |
| 3  | 3.42E-06 | DGE4KVRGGGCCF12     | HR-DG5-RCIC-INO | AAA-T3V         |
|    |          | HR-GT/2H            | OSP-RECOV/2H    | DG-RECOV/2H     |
| 4  | 2.26E-06 | HR-4FRW-FL1         | SDTFFAILLOOP    | CHEGJ-VC13CCFAB |
|    |          | AAA-T3V             |                 |                 |
| 5  | 1.85E-06 | HR-4FRW-FL1         | CHAGJ-VC13CCFAB | AAA-T3V         |
|    |          | HR-GT/2H            | OSP-RECOV/2H    |                 |
| 6  | 1.77E-06 | HR-4FRW-FL1         | HR-GT/1H        | OSP-RECOV/1H    |
|    |          | PMAE12-P49CCF123    | AAA-T3V         |                 |
| 7  | 1.74E-06 | DGEB4KV-1GG1        | HR-DG5-RCIC-INO | DGEA4KV-1RG1    |
|    |          | AAA-T3V             | HR-GT/2H        | OSP-RECOV/2H    |
|    |          | DG-RECOV/2H         |                 |                 |
| 8  | 1.68E-06 | HR-4FRW-FL1         | SDTFFAILLOOP    | CHEAGJ-1VC-13A  |
|    |          | CHEBGJ-1VC-13B      | AAA-T3V         |                 |
| 9  | 1.56E-06 | DGEB4KV-1GG1        | HR-DG5-RCIC-INO | CHEAGJ-1VC-13A  |
|    |          | AAA-T3V             | HR-GT/2H        | OSP-RECOV/2H    |
|    |          | DG-RECOV/2H         |                 |                 |
| 10 | 1.33E-06 | HR-4RELIEF-RV0      | AAA-T3V         | HR-GT/2H        |
|    |          | OSP-RECOV/2H        | DGEC4KV-1OG1    | DG-RECOV/2H     |
| 11 | 1.13E-06 | DGAB4KV-1GG1        | HR-DG5-RCIC-INO | DGEA4KV-1RG1    |
|    |          | AAA-T3V             | HR-GT/2H        | OSP-RECOV/2H    |
|    |          | DG-RECOV/2H         |                 |                 |
| 12 | 1.13E-06 | DGEB4KV-1GG1        | HR-DG5-RCIC-INO | DGAA4KV-1RG1    |
|    |          | AAA-T3V             | HR-GT/2H        | OSP-RECOV/2H    |
|    |          | DG-RECOV/2H         |                 |                 |

表 6. 後端事件樹 T3V 之 CCDP 最小失效組合(3 之 2)

| 項目 | CCDP     | 最小失效組合 <sup>a</sup> |                 |                |
|----|----------|---------------------|-----------------|----------------|
| 13 | 1.09E-06 | HR-4FRW-FL1         | CHAAGJ-1VC-13A  | CHEBGJ-1VC-13B |
|    |          | AAA-T3V             | HR-GT/2H        | OSP-RECOV/2H   |
| 14 | 1.09E-06 | HR-4FRW-FL1         | CHABGJ-1VC-13B  | CHEAGJ-1VC-13A |
|    |          | AAA-T3V             | HR-GT/2H        | OSP-RECOV/2H   |
| 15 | 1.09E-06 | HR-4FRW-FL1         | HR-GT/1H        | OSP-RECOV/1H   |
|    |          | CHEGJ-VC13CCFAB     | HR-CWS-INI      | AAA-T3V        |
| 16 | 1.07E-06 | DGE4KVRGGGCCF12     | HR-DG5-RCIC-INO | SDTFFAILLOOP   |
|    |          | AAA-T3V             | DG-RECOV/2H     |                |
| 17 | 1.06E-06 | HR-4FRW-FL1         | PMAGJ-VC16CCF12 | AAA-T3V        |
|    |          | HR-GT/2H            | OSP-RECOV/2H    |                |
| 18 | 1.02E-06 | DGAB4KV-1GG1        | HR-DG5-RCIC-INO | CHEAGJ-1VC-13A |
|    |          | AAA-T3V             | HR-GT/2H        | OSP-RECOV/2H   |
|    |          | DG-RECOV/2H         |                 |                |
| 19 | 8.67E-07 | HR-4RELIEF-RV0      | AAA-T3V         | HR-GT/2H       |
|    |          | OSP-RECOV/2H        | DGAC4KV-1OG1    | DG-RECOV/2H    |
| 20 | 8.10E-07 | HR-4FRW-FL1         | HR-GT/1H        | OSP-RECOV/1H   |
|    |          | CHEAGJ-1VC-13A      | CHEBGJ-1VC-13B  | HR-CWS-INI     |
|    |          | AAA-T3V             |                 |                |
| 21 | 7.75E-07 | DGE4KVRGGGCCF12     | DGEN4KV-DG5     | AAA-T3V        |
|    |          | HR-GT/2H            | OSP-RECOV/2H    | DG-RECOV/2H    |
| 22 | 7.42E-07 | DGAB4KV-1GG1        | HR-DG5-RCIC-INO | DGAA4KV-1RG1   |
|    |          | AAA-T3V             | HR-GT/2H        | OSP-RECOV/2H   |
|    |          | DG-RECOV/2H         |                 |                |
| 23 | 6.57E-07 | HR-4FRW-FL1         | HR-GT/1H        | OSP-RECOV/1H   |
|    |          | PMAEH-P4ABCCF12     | AAA-T3V         |                |
| 24 | 6.36E-07 | HR-4FRW-FL1         | CHEBGJ-1VC-13B  | PMAAEH-1P4A    |
|    |          | AAA-T3V             | HR-GT/2H        | OSP-RECOV/2H   |

表 6. 後端事件樹 T3V 之 CCDP 最小失效組合(3 之 3)

| 項目                                      | CCDP     | 最小失效組合 <sup>a</sup> |                 |                 |
|---|----------|---------------------|-----------------|-----------------|
| 25                                      | 6.36E-07 | HR-4FRW-FL1         | CHEAGJ-1VC-13A  | PMABEH-1P4B     |
|   |          | AAA-T3V             | HR-GT/2H        | OSP-RECOV/2H    |
| 26                                      | 6.36E-07 | HR-4FRW-FL1         | CHEBGJ-1VC-13B  | PMAAGJ-1VC-16A  |
|   |          | AAA-T3V             | HR-GT/2H        | OSP-RECOV/2H    |
| 27                                      | 6.36E-07 | HR-4FRW-FL1         | CHEAGJ-1VC-13A  | PMABGJ-1VC-16B  |
|   |          | AAA-T3V             | HR-GT/2H        | OSP-RECOV/2H    |
| 28                                      | 6.36E-07 | HR-4FRW-FL1         | CHEBGJ-1VC-13B  | PMAAE12-1P-49A  |
|   |          | AAA-T3V             | HR-GT/2H        | OSP-RECOV/2H    |
| 29                                      | 5.81E-07 | HR-4FRW-FL1         | SDTFFAILLOOP    | CHAGJ-VC13CCFAB |
|   |          | AAA-T3V             |                 |                 |
| 30                                      | 5.44E-07 | DGEB4KV-1GG1        | HR-DG5-RCIC-INO | SDTFFAILLOOP    |
|   |          | DGEA4KV-1RG1        | AAA-T3V         | DG-RECOV/2H     |
| 31                                      | 5.40E-07 | DGA4KVRGGGCCF12     | HR-DG5-RCIC-INO | AAA-T3V         |
|   |          | HR-GT/2H            | OSP-RECOV/2H    | DG-RECOV/2H     |
| 32                                      | 5.07E-07 | DGAN4KV-DG5         | DGE4KVRGGGCCF12 | AAA-T3V         |
|   |          | HR-GT/2H            | OSP-RECOV/2H    | DG-RECOV/2H     |
| <sup>a</sup> 本表僅列 CCDP 大於 5.0E-07 之失效組合 |          |                     |                 |                 |

### 三、核二廠程序書 p1454「火山危害因子對設備、人員影響之因應措施指引」之比對

日本島根核電廠為我國核二廠之姊妹廠，島根電廠 2 號機火山影響評估資料針對火山灰之直接危害與間接危害可能影響之系統提出相關評估與因應對策，台電公司核二廠也已制訂程序書 p1454「火山危害因子對設備、人員影響之因應措施指引」。

核二廠程序書 1454 之目的為「當大屯火山彙或鄰近海域有火山噴發的徵兆或警訊時，將依據本程序書預先對各項火山危害因子提出設備因應措施及火山噴發期間依本程序書執行緩解對策，避免影響機組安全。」對於火山若噴發，對地表可能之 13 項危害因子包括「火山灰、落塵」、「火山塵暴」、「熔岩流」、「泥石流、土石滑動、邊坡失穩」、「火山泥流」、「新增火山通氣噴孔」、「飛射物」、「火山氣體」、「山崩、海嘯」、「大氣現象」、「地層滑動、地面變形」、「火山爆發所引起之地震及相關危害」、「熱液及地下水異常」等，皆研擬因應措施。不過，由日本與美國之研究資料顯示，對於核電廠，火山灰為主要之危害，因此本計畫僅探討「火山灰、落塵」危害之因應措施。由日本火山影響評估導則第 6.1 節可知，「火山灰、落塵」之影響可分為：A.直接影響：(a) 靜負載、(b) 堵塞、(c) 磨損、(d) 腐蝕、(e) 空氣污染、(f) 水污染、及(g) 絕緣劣化等七項；B.間接影響：主要之考量為濕潤的火山灰黏附在礙子，由於絕緣劣化，導致電網損壞造成喪失外電；此外，交通道路可能因大量火山灰累積而中斷。又如本報告第貳、一、(十一)節倒數第二段所述，直接影響：(1) 核電廠安全等級之結構均具有抵抗火山灰靜負載之安全餘裕、(2) 機械磨損及化學腐蝕為緩

慢的效應，一般可藉由定期內部檢查和日常維護管理，並根據實際之損害情況進行維修，故其影響均不大。另外，空氣污染(電廠周圍空氣污染)主要之考量為主控制室之適居性，藉由過濾設備、或閉路循環操作可有效解決此疑慮；水污染則為考慮河水會受火山灰污染，因此只要不直接使用河水作為供水，並管理水質，即沒有影響安全系統功能之疑慮。

綜合上述，「火山灰、落塵」之對安全系統/設備之影響需考慮之主要因素為堵塞與絕緣劣化。由於核二廠依程序書 1454，機組已置於冷爐停機狀態，故主要針對與爐心及用過燃料池冷卻救援相關之電力系統、通風系統與海水循環系統等系統進行因應措施之評估，提出建議或注意事項，如表 7 所示。以第 1 項為例，程序書 1454 第 6.3.6~6.3.8 節提及維持電力系統供應與控制室適居性之因應措施(進氣口濾網、過濾床更換)，以及所需備品數量。而參考日本電廠資料(如島根、女川等)，除因應措施外亦考慮在沒有廠外救援(大量火山灰沉積導致對外交通中斷)的情況下，應確保七天內安全無虞。建議程序書除羅列備品數量外，應說明及確認備品數量可支撐七天。

本研究針對核二廠冷爐停機期之火山(灰)前端事件樹各標題，以及火山灰危害現象之因應，比對程序書 p1454 與島根核電廠 2 號機火山灰影響評估資料，並提出改善建議或注意事項；如表 7 所示，並說明如下：

(一) VOLCF：

1. 程序書 p1454，5.1 節，大屯火山彙或鄰近海域有火山噴發的徵兆或警訊時，成立火山危害危機管理及應變小組：依

任務需要編組。

2. 程序書 p1454，6.1.1 節，核二廠鄰近大屯火山彙，有必要預先對各項危害因子研擬因應措施。

(二) STC：

程序書 p1454，6.3.9 節，各建物最優先工作為：使用圓鋤工具將火山灰從建物屋頂上清除；建物屋頂一有火山灰堆積，經管設施之權責部門應立即派人剷除，以免影響建物完整性，委請顧問公司評估，假設火山灰密度為  $1000 \text{ kg/m}^3$ ，重要廠房(核島區)屋頂之設計載重約  $98 \text{ kg/m}^2$ ，故只可容許約 10 公分厚之火山灰堆積。

(三) OSP：

1. 程序書 p1454，6.3.6 節，維持電力系統供應。6.3.6.c 節，於火山影響期間，必要時將採取一部氣渦輪發電機運轉，另一部氣渦輪發電機備用，運轉中之氣渦輪發電機過濾網需清理或更換時(有高差壓警報)，備用氣渦輪發電機將先啟動，原運轉中氣渦輪發電機停用並清理或更換過濾網(約 10 小時可清理或更換完成)後當備用，足以確保廠內二部機組供電無虞。
2. 程序書 p1454，附件一「本廠針對大屯火山噴發前、後減緩對策之相關設施」69 kV 開關場部分，火山灰會累積在輸電設備及礙子上，69 kV 開關場平常皆採活電清洗，為安全起見，噴發後視狀況立即安排活線或停電清洗。

(四) EDG：

1. 程序書 p1454，6.3.6 節，維持電力系統供應。6.3.6.a 節，

外部電力系統若於火山影響期間喪失，使用核能機組第一區/第二區/第三區緊急柴油發電機做為停機冷卻電源。

2. 程序書 p1454，6.3.6 節，維持電力系統供應。6.3.6.b 節，運轉中第一區/第二區/第三區緊急柴油發電機若因 Oil Bath Air Cleaner 盛油盤，因火山灰過多需清理時，可以適時輪流停機清理或更換(約 2 小時可清理或更換完成)，亦可視情況啟用 5th 柴油機 Align 至欲清理或更換過濾網柴油機對應之 Bus。(5th 柴油機進氣口過濾網清理或更換約 3 小時可完成)。
3. 程序書 p1454，附件一「本廠針對大屯火山噴發前、後減緩對策之相關設施」緊急柴油發電機(包括 5th 柴油機)部分：(1) 發電機皆為氣冷式設計，用編織鬆散氈型材料(不織布)蓋住發電機的空氣進氣口，當發電機需運轉時，可以減少火山灰進入發電機內。(2) 5th 柴油機及機組 EDG 廠房門平時皆保持關閉，配合機組通風系統(排風扇與進氣口)停用與起用即可。(3) 5th 柴油機電氣室冷氣室外機宜停用，並作防塵灰防護，待噴發後空氣中火山灰沉靜後，先清除主機旁堆積落塵，再重起動使用。
4. 程序書 p1454，附件一「本廠針對大屯火山噴發前、後減緩對策之相關設施」EDG 燃油傳送泵部分：(1) 噴發前補滿日用槽，必要時暫停 EDG 燃油傳送泵之運轉，關閉 EDG 燃油傳送泵坑排風扇，減少火山灰進入燃油傳送泵坑內。(2) 待噴發後空氣中火山灰沉靜後，先清除坑孔上方堆積落塵，再打開坑孔人孔蓋板檢視及散除內部可能之熱氣。

(五) ECW：

1. 程序書 p1454，附件一「本廠針對大屯火山噴發前、後減緩對策之相關設施」緊急泵室電氣組部分：(1) 基本上設備房門平時皆保持關閉，電器室有通風孔設計，於噴發前需封住通風孔等，減少火山灰進入電器/控制盤內。待噴發後空氣中火山灰沉靜後視室內狀況，確定堆積落塵不會影響時，才可以打開通風孔等散熱。(2) ECW 馬達上方有冷卻風扇及牆面進氣孔，噴發前需封住通風孔，並停止排風扇使用等，以減少火山灰進入電器/控制盤內。唯須事先評估 ECWP 在沒有強制散熱情況下，可連續運轉時數。(3) 待噴發後空氣中火山灰沉靜後視室內狀況，確定堆積落塵不會影響時，才可以打開通風孔起動通風扇等散熱。
2. 程序書 p1454，附件一「本廠針對大屯火山噴發前、後減緩對策之相關設施」緊急泵室修配組部分：(1) 火山噴發前，檢查泵室進出門及對外開口掩蓋。(2) 火山噴發後，檢查泵及相關設備，做必要之清理及檢修。(ECW 取水口在海平面 2 公尺以下，在水泥底座 36 公分以下，火山灰落塵在水底堆積最高僅 20 公分，故不會影響海水之取用)。

(六) SGTS：

1. 程序書 p1454，附件一「本廠針對大屯火山噴發前、後減緩對策之相關設施」反應器廠房部分：(1) 反應器廠房門平時皆保持關閉，配合機組通風系統停用與起用即可。(2) 室內設備，配合電廠的通風系統可避免火山灰之傷害，於

事後進行必要之清理及校正。

2. 程序書 p1454，附件一「本廠針對大屯火山噴發前、後減緩對策之相關設施」輔助廠房部分：(1) 輔助廠房門平時皆保持關閉，配合機組通風系統停用與起用即可。(2) 室內設備，配合電廠的通風系統可避免火山灰之傷害，於事後進行必要之清理及校正。室外之儀器設備於事後配合清理。

表 7. 核二廠程序書 p1454 「火山危害因子對設備、人員影響之因應措施指引」之比對(8 之 1)

| 項次                  | 核二廠  | 日本島根電廠  | 說明  |
|---------------------|--|---|---|
| 1. VOLCF：火山事件肇始事件頻率 |  |   |   |
| 1a                  | 程序書 p1454，5.1 節，大屯火山彙或鄰近海域有火山噴發的徵兆或警訊時，成立火山危害危機管理及應變小組：依任務需要編組。  | NA  | 成立火山危害危機管理及應變小組，及預先對各項危害因子研擬因應措施，雖無法降低火山事件肇始事件頻率，但可降低其危害。   |
| 1b                  | 程序書 p1454，6.1.1 節，核二廠鄰近大屯火山彙，有必要預先對各項危害因子研擬因應措施。   | NA  |   |
| 2. OSP：喪失廠外電源       |  |   |   |
| 2a                  | 程序書 p1454，6.3.6 節，維持電力系統供應。6.3.6.c 節，於火山影響期間，必要時將採取一部氣渦輪發電機運轉，另一部氣渦輪發電機備用，運轉中之氣渦輪發電機過濾網需清理或更換時(有高差壓警報)，備用氣渦輪發電機將先啟動，原運轉中氣渦輪發電機停用並清理或更換過濾網(約 10 小時可清理或更換完成)後當備用，足以確保廠內二部機組供電無虞。<br>6.3.12 節提供備品需求量。 | 附件一 個別評估-4 「緊急柴油發電機進氣口之影響評估」<br>進氣口濾網/過濾器對於 1 $\mu$ m 以上的粒徑，捕集率為 80%。<br>第 3.2 節第(3)項提及在沒有廠外救援的情況下應確保七天內安全無虞。 | (1)維持二部氣渦輪發電機可用，以確保廠內二部機組之供電無虞，可作為喪失廠外電源之救援。<br>(2)建議注意進氣口濾網/過濾器之捕集率。<br>(3)除羅列備品數量外，建議說明及確認備品數量在沒有廠外支援的情形下，仍然安全無虞。 |

表 7. 核二廠程序書 p1454 「火山危害因子對設備、人員影響之因應措施指引」之比對(8 之 2)

| 項次   | 核二廠  | 日本島根電廠 | 說明  |
|--|--|--------|---|
| 2. OSP：喪失廠外電源(續)   |  |        |   |
| 2b   | 程序書 p1454，附件一「本廠針對大屯火山噴發前、後減緩對策之相關設施」69 kV 開關場部分，火山灰會累積在輸電設備及礙子上，69 kV 開關場平常皆採活電清洗，為安全起見，噴發後視狀況立即安排活線或停電清洗。  | NA     | 維持 69 kV 開關場可用，以確保廠內二部氣渦輪發電機之供電，可降低喪失廠外電源之機率，並作為喪失廠外電源時之救援。 |
| 2c   | 程序書 p1454，附件一「本廠針對大屯火山噴發前、後減緩對策之相關設施」345 kV 開關場及控制室(電氣組)：345KV 開關場為屋外型設計，火山灰會累積在輸電設備及礙子上，GCS 外表部份可以於活電中用水清洗(如同下雨天)，但是 ABS 及 GCS/GCB 套管不能活線清洗，為安全起見，噴發後宜安排輪流停電清洗。 | NA     | 345 kV 開關場輸電設備及礙子之輪流停電清洗，有助於喪失廠外電源時之救援 <sup>a</sup> 。       |
| <sup>a</sup> 火山灰性質可能與一般灰塵、砂塵不同，且火山灰若已嚴重粘結到絕緣體，則可能要以不同的清洗方式去除沉積之火山灰，例如軟介質噴砂。建議清洗方法、工具、程序，應再詳細一些。例如壓縮空氣清洗（具有或不具有非研磨性成分）可以被用於去除初始大量（例如> 3mm 或 0.12 英寸）的灰。如果單獨使用壓縮空氣，然後 210 kPa 或更小（30psi）的壓力應適用於避免在上釉陶瓷表面，如絕緣體和襯套和其它敏感設備噴砂效果。（資料來源：Volcanic Ashfall impact working group “ <a href="https://volcanoes.usgs.gov/volcanic_ash/response_plan_power.html">https://volcanoes.usgs.gov/volcanic_ash/response_plan_power.html</a> ”） |  |        |   |

表 7. 核二廠程序書 p1454 「火山危害因子對設備、人員影響之因應措施指引」之比對(8 之 3)

| 項次               | 核二廠  | 日本島根電廠   | 說明   |
|------------------|--|--|--|
| 3. STC：核島區重要廠房失效 |  |  |  |
| 3a               | 程序書 p1454，6.3.9 節，各建物最優先工作為：使用圓鋤工具將火山灰從建物屋頂上清除，須清除之廠房屋頂及所需圓鋤數量清單請參考附表三；建物屋頂一有火山灰堆積，經管設施之權責部門應立即派人剷除，以免影響建物完整性，委請顧問公司評估，假設火山灰密度為 1000 kg/m <sup>3</sup> ，重要廠房(核島區)屋頂之設計載重約 98 kg/m <sup>2</sup> ，故只可容許約 10 公分厚之火山灰堆積。 | 安全等級之結構均具有抵抗火山灰靜負載之安全餘裕。                                     | 建議配合中央氣象局發佈之「火山噴發訊息」，在可能噴發前預作準備。                   |
| 4. EDG：喪失 EDG    |  |  |  |
| 4a               | 程序書 p1454，6.3.6 節，維持電力系統供應。6.3.6.a 節，外部電力系統若於火山影響期間喪失，使用核能機組第一區/第二區/第三區緊急柴油發電機做為停機冷卻電源。  | NA   | 喪失廠外電時，第一區/第二區/第三區緊急柴油發電機將自動起動。                    |
| 4b               | 程序書 p1454，6.3.6 節，維持電力系統供應。6.3.6.b 節，運轉中第一區/第二區/第三區緊急柴油發電機若因 Oil Bath Air Cleaner 盛油盤，因火山灰過多需清理時，可以適時清理(約 2 小時可清理完成)不須停機，亦可視情況啟用 5th 柴油機 Align 至欲清理或更換過濾網柴油機對應之 Bus。(5th 柴油機進氣口過濾網清理或更換約 3 小時可完成)。                   | 附件一 個別評估-4 「緊急柴油發電機進氣口之影響評估」，進氣口濾網/過濾器對於 1μm 以上的粒徑，捕集率為 80%。 | 緊急柴油發電機(含 5th 柴油機)之進氣口過濾網，適時輪流停機清理或更換，以確保 EDG 之可用。 |

表 7. 核二廠程序書 p1454 「火山危害因子對設備、人員影響之因應措施指引」之比對(8 之 4)

| 項次                | 核二廠  | 日本島根電廠  | 說明   |
|-------------------|--|---|--|
| 4. EDG：喪失 EDG (續) |  |   |  |
| 4c                | <p>程序書 p1454，附件一「本廠針對大屯火山噴發前、後減緩對策之相關設施」緊急柴油發電機(包括 5th 柴油機)部分：(a) 發電機皆為氣冷式設計，用編織鬆散氈型材料(不織布)蓋住發電機的空氣進氣口，當發電機需運轉時，可以減少火山灰進入發電機內。(b) 5th 柴油機及機組 EDG 廠房門平時皆保持關閉，配合機組通風系統(排風扇與進氣口)停用與起用即可。(c) 5th 柴油機電氣室冷氣室外機宜停用，並作防塵灰防護，待噴發後空氣中火山灰沉靜後，先清除主機旁堆積落塵，再重起動使用。</p> | <p>島根電廠附件一 個別評估-4「緊急柴油發電機進氣口之影響評估」僅考慮堵塞、磨耗、腐蝕之影響。</p> | <p>建議說明火山灰靜負荷對室外設施(排氣消音器、排氣管)可能之影響與因應措施。</p> |
| 4d                | <p>程序書 p1454，附件一「本廠針對大屯火山噴發前、後減緩對策之相關設施」EDG 燃油傳送泵部分：(a) 噴發前補滿日用槽，必要時暫停 EDG 燃油傳送泵之運轉，關閉 EDG 燃油傳送泵坑排風扇，減少火山灰進入燃油傳送泵坑內。(b) 待噴發後空氣中火山灰沉靜後，先清除坑孔上方堆積落塵，再打開坑孔人孔蓋板檢視及散除內部可能之熱氣。</p>   | <p>NA</p>   | <p>確保 EDG 燃油傳送泵之可用性，將可延長 EDG 之可用時間。</p>      |

表 7. 核二廠程序書 p1454 「火山危害因子對設備、人員影響之因應措施指引」之比對(8 之 5)

| 項次            | 核二廠   | 日本島根電廠   | 說明   |
|---------------|---|--|--|
| 5. ECW：喪失 ECW |   |  |  |
| 5a            | <p>程序書 p1454，附件一「本廠針對大屯火山噴發前、後減緩對策之相關設施」緊急泵室電氣組部分：(a)基本上設備房門平時皆保持關閉，電器室有通風孔設計，於噴發前需封住通風孔等，減少火山灰進入電器/控制盤內。待噴發後空氣中火山灰沉靜後視室內狀況，確定堆積落塵不會影響時，才可以打開通風孔等散熱。(b) ECW 馬達上方有冷卻風扇及牆面進氣孔，噴發前需封住通風孔，並停止排風扇使用等，以減少火山灰進入電器/控制盤內。唯須事先評估 ECWP 在沒有強制散熱情況下，可連續運轉時數。(c) 待噴發後空氣中火山灰沉靜後視室內狀況，確定堆積落塵不會影響時，才可以打開通風孔起動通風扇等散熱。</p> | <p>附件一 個別評估 --3 「海水泵之影響評估」，評估火山灰引起之堵塞、磨損、化學腐蝕對海水泵及其通風與電氣設備可能之影響。</p> | <p>確保緊急泵室 ECWP 之可用；加設緊急泵室耐高溫之活動屏蔽，於噴發前可以手動關閉；均可以確保 ECW 之可用。<br/>透過日常維護和管理確認化學蝕腐對結構的長期影響。建議說明「ECWP 在沒有強制散熱情況下，可連續運轉之時數」，及假設火山灰落塵持續時間大於沒有強制散熱情況下之連續運轉時數時，如何因應。</p> |

表 7. 核二廠程序書 p1454 「火山危害因子對設備、人員影響之因應措施指引」之比對(8 之 6)

| 項次                | 核二廠  | 日本島根電廠   | 說明   |
|-------------------|--|--|--|
| 5. ECW：喪失 ECW (續) |  |  |  |
| 5b                | <p>程序書 p1454，附件一「本廠針對大屯火山噴發前、後減緩對策之相關設施」緊急泵室修配組部分：(a) 火山噴發前，檢查泵室進出門及對外開口掩蓋。(b) 火山噴發後，檢查泵及相關設備，做必要之清理及檢修。(ECW 取水口在海平面 2 公尺以下，在水泥底座 36 公分以下，火山灰落塵在水底堆積最高僅 20 公分，故不會影響海水之取用。)</p> | <p>根據文獻資料，取水口火山灰之粒徑小於過濾網，故無堵塞之疑慮，且火山灰顆粒之硬度低於 pump 軸承，故亦不會造成 pump 磨損。</p> | <p>雖然 ECW 取水口在海平面 2 公尺以下，但因火山灰掉落底部堆積前，仍可能被抽汲進入管線，影響泵軸承之運轉，故分析時仍考慮海水取水口之濾網更換。<br/>建議應蒐集調查火山灰之粒徑，及火山灰顆粒之硬度，以便確認火山灰對 ECW 可能之影響。</p> |
| 6. SGTS：喪失 SGTS   |  |  |  |
| 6a                | <p>程序書 p1454，附件一「本廠針對大屯火山噴發前、後減緩對策之相關設施」反應器廠房部分：(a) 反應器廠房門平時皆保持關閉，配合機組通風系統停用與起用即可。(b) 室內設備，配合電廠的通風系統可避免火山灰之傷害，於事後進行必要之清理及校正。</p>   | NA   | <p>反應器廠房配合電廠的通風系統可避免火山灰之傷害；並於事後進行必要之清理及校正，均可以降低電廠喪失儀控之機率。<br/>透過日常維護和管理確認化學蝕腐對結構的長期影響</p>  |

表 7. 核二廠程序書 p1454 「火山危害因子對設備、人員影響之因應措施指引」之比對(8 之 7)

| 項次                  | 核二廠   | 日本島根電廠 | 說明   |
|---------------------|---|--------|--|
| 6. SGTS：喪失 SGTS (續) |   |        |  |
| 6b                  | <p>程序書 p1454，附件一「本廠針對大屯火山噴發前、後減緩對策之相關設施」輔助廠房部分：(a) 輔助廠房門平時皆保持關閉，配合機組通風系統停用與起用即可。(b) 室內設備，配合電廠的通風系統可避免火山灰之傷害，於事後進行必要之清理及校正。室外之儀器設備於事後配合清理。</p> | NA     | <p>輔助廠房配合電廠的通風系統可避免火山灰之傷害；並於事後進行必要之清理及校正，均可以降低電廠喪失儀控之機率。<br/>透過日常維護和管理確認化學蝕腐對結構的長期影響</p> |
| 7. 其他               |   |        |  |
| 7a                  | <p>程序書 p1454，附件一「本廠針對大屯火山噴發前、後減緩對策之相關設施」廢料廠房部分：(a) 反應器廠房門平時皆保持關閉，配合機組通風系統停用與起用即可。(b) 室內設備，配合電廠的通風系統可避免火山灰之傷害，於事後進行必要之清理及校正。。</p>              | NA     | <p>廢料廠房雖與機組爐心安全無直接關聯，但仍應注意放射性物質外釋之輻射安全。</p>  |

表 7. 核二廠程序書 p1454 「火山危害因子對設備、人員影響之因應措施指引」之比對(8 之 8)

| 項次                        | 核二廠   | 日本島根電廠  | 說明   |
|---------------------------|---|---|--|
| 7. 其他(續)                  |   |   |  |
| 7b                        | <p>程序書 p1454，附件一「本廠針對大屯火山噴發前、後減緩對策之相關設施」，(a) 主控制室及其通風系統(電氣組)：主控制室及其通風系統廠房門平時皆保持關閉，配合機組通風系統停用與起用即可。(b) 主控制室及其通風系統(機械組)：火山噴發前減緩對策：備妥備用過濾網，加裝前置濾網。</p> | <p>附件一 個別評估--12 「對緊要電源面板和控制面板的影響」，進氣口濾網/過濾器對於 2<math>\mu</math>m 的粒徑，捕集率為 80% 以上。<br/>長時間控制室氧氣濃度應高於 18%、二氧化碳濃度應低於 1%。</p> | <p>應注意進氣口濾網/過濾器之捕集率，避免因火山灰顆粒沉積附著而導致控制面板之性能劣化。<br/>應注意控制室氧氣與二氧化碳濃度。</p> |
| 註：說明欄包含因應措施合理性、及建議改善或注意事項 |   |   |  |

## 參、結論與建議

### 一、 結論

本計畫根據參考文獻與電廠程序書資料，建立核二廠冷爐停機運轉期之火山事件 PRA 模型並進行火山灰條件爐心熔損機率分析，其結果為  $4.13E-03$ ；共有 5 個事故序列，依其風險占比大小排序如下：

(一) VOLCFS04：喪失廠外電源且喪失 ECW，為電廠喪失最終熱沉，其條件爐心熔損機率为  $2.99E-03$ ，約佔 72.3%。

(二) VOLCFS06：核島區重要廠房結構失效，爐心喪失補水，其條件爐心熔損機率为  $1.1E-03$ ，約佔 26.6%。

(三) VOLCFS03：喪失廠外電源且喪失 SGTS，為電廠喪失儀控之事故序列，其條件爐心熔損機率为  $1.94E-05$ ，佔比 0.5%。

(四) VOLCFS02：為喪失廠外電源事故序列，其條件爐心熔損機率为  $1.59E-05$ ，約佔 0.4%。

(五) VOLCFS05：喪失廠外電源且喪失 EDG，為電廠全黑事故序列，其條件爐心熔損機率为  $7.72E-06$ ，佔比 0.2%。

由上述結果可知，主要風險來源為喪失最終熱沉、其次為核島區重要廠房結構失效，其中 ECW 泵在沒有通風下之可連續運轉時數之評估具有很大不確定性，包括火山灰落塵之持續時間與可連續運轉時數之評估。

又由第[貳、二、(六)]節三種不同之靈敏度分析結果，可知：

(1) 在火山噴發的情況下，假設因火山灰而造成長期喪失廠外電源，如同時再有安全相關設備(如 EChW Pumps)不可用，則其風險將顯著增加；反之，(2) 精進程序書 p1454「火山危害因子對設備、人

員影響之因應措施指引」，並強化操作訓練，可有效地降低火山灰之危害。

## 二、建議

中央氣象局將於 109 年底發佈「火山噴發訊息」，地震測報中心表示，將以地震活動次數、地殼形變程度、地熱溫度變化等監測作為發布依據，分成 3 種燈號：綠色為正常、黃色代表注意(1 級警戒)，表示觀測到數值異常、及紅色則為警戒(2 級警戒)，表示火山數值明顯異常。另根據科技部台灣火山活動監測網頁，大屯火山觀測站長期進行火山活動監測，項目包含：微震活動、地球化學、地溫監測、及地表變形四大方向；綠色燈號表示觀測值與歷年觀測資料相比，屬合理變動範圍、黃色燈號表示觀測值略高於歷年觀測資料、及紅色則為觀測值明顯高於歷年觀測資料。建議核二廠程序書 1454 可結合「火山噴發訊息」燈號，明確定義第 6.2.1、6.2.2 「有火山噴發的徵兆或警訊」。

依據文獻資料，對核能電廠而言，火山灰落塵是火山事件中最主要的危害現象。依前第貳、二節與第參、一節所述，本研究火山灰落塵之條件機率分析僅為粗估結果。如欲得確實之核二廠冷爐停機期之火山灰爐心熔損頻率，建議如下：

1. 火山灰危害評估需要地質、火山、地震、氣象等各方面專家一同參與，並根據詳細的火山歷史資料，計算每個火山之年噴發機率，以評估廠址區域的火山灰負載和年超越機率的關係，來得到火山灰危害曲線。
2. 利用火山灰擴散模型(如 FALL3D、TEPHRA2 等)模擬分析火山灰負載速率的衰減，廠址附近之火山灰碎屑之粒徑、火山灰厚

度等。

3. 依據火山灰擴散模型計算所得之火山灰負載速率的分布情況，進行核二廠冷爐停機之火山前端事件樹各標題之分析，包括：火山事件肇始事件頻率(VOLAF)、喪失廠外電源之機率、EDG 之進氣口過濾器堵塞失效之機率、ECW 泵室進氣口因火山灰堵塞失效之機率、以及 SGTS 進氣口因火山灰堵塞失效之機率。
4. 依據火山灰擴散模型計算所得之火山灰負載速率的分布情況，進行核二廠冷爐停機之火山前端事件樹各標題之人因事件分析，包括：廠外電源之回復失效機率、運轉員更換 EDG 進氣口過濾器之失效機率、以及運轉員切換 SGTS 至閉路循環操作或更換堵塞之過濾器之失效機率(可用時間之 PSF 評估)。又以上各項人因事件之可用時間，須由火山灰擴散模型計算所得、且具有不準度之分布。
5. 由第貳、二、(六)節靈敏度分析結果可知，緊要寒水機(GJ-1VC-13A、GJ-1VC-13B)共因失效(導致 ECCS 設備室喪失空調冷卻，進而導致 ECCS 喪失補水)對於喪失外電之事故序列(VOLCFS02)之風險貢獻十分顯著(CCDP 由 1.59E-05 升高至 3.07E-03)，建議應注意喪失緊要寒水系統後，ECCS 泵可持續運轉之時數。
6. 以含有不準度之 PRA 定量分析，量化其火山爐心熔損頻率。
7. 建議程序書 1454 增述有關 ECW 取水口之濾網更換、或清洗等相關說明。

比對核二廠程序書 p1454「火山危害因子對設備、人員影響之

因應措施指引」與日本島根核電廠 2 號機火山影響評估資料後發現，對於「火山灰、落塵」之危害因應對策，大體而言完整且清楚，惟若能進一步補充說明細部資訊，例如，空調系統進氣口濾網/過濾器之捕集率、濾網/過濾器備品數量之估算方法並確認足以應付長期 SBO 之情境(島根電廠之標準為足以支撐七天，唯核二廠與島根電廠之對外聯絡交通之條件不同，建議電廠依自身條件進行說明)、火山灰累積在輸電設備及礙子上之清洗方式等，會更加完整且堅實。另外，建議應於程序書說明 ECW 泵與 ECCS 泵房間在沒有空調冷卻的情形下，可連續運轉之時數；以及，假設發生「火山灰落塵期長(duration)時間」大於「pump 在沒有房間空調冷卻下之可連續運轉時數」情形下之應變對策。

#### 肆、参考文献

1. Geomatrix Consultants, Inc., and TRW, “Probabilistic Volcanic Hazard Analysis for Yucca Mountain, Nevada,” BA0000000-1717-2200-00082, Rev. 0, June 1996.
2. W. R. Hackett, R.P. Smith, and Soli Khericha, “Volcanic hazards of the Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, Southeast Idaho,” Idaho Geological Survey Bulletin 30, 2002.
3. Bechtel SAIC Company, LLC (BSC), “External Events Hazards Screening Analysis for the Yucca Mountain Project,” 2008.
4. Bechtel SAIC Company, LLC (BSC), “Ash Fall Hazard for North Portal Operations Area Facilities,” October 2004.
5. USNRC, “NRC Regulatory Guide on Volcanic Hazards Assessment Working Outline,” October 2019.
6. USNRC, “Columbia Generating Station – Notification of NRC Inspection of the Implementation of Mitigation Strategies and Spent Fuel Pool Instrumentation Orders and Emergency Preparedness Communication/Staffing/Multi-Unit Dose Assessment Plans (05000397/2018010) and Request for Information,” ML18088A015, March 2018.
7. M. E. Jennings et al., “Emergency Assessment of Mount St. Helens Post-Eruption Flood Hazards, Toutle and Cowlitz Rivers, Washington,” U.S. Geological Survey, Circular 850-1, 1980.
8. 「核電廠火山影響評估導則」，日本原子力規制委員會，原規技發第 13061910 號，平成 25 年(西元 2013 年)6 月 19 日。
9. Yoshiyuki YASUIKE, Kuniaki NISHIKI, and Yoshimi HIROI, 「火山影響評価に係る科学的知見の整備(Development of Scientific

Knowledge for Volcanic Hazard Assessment) 」, Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority, May 2019.

10. 中國電力株式会社, 「島根原子力発電所 2 号炉設計基準對象施設について(6 条 外部からの衝撃による損傷の防止(火山))」, 島根原子力発電所, 2015。
11. 東京電力株式会社, 「柏崎刈羽原子力発電所 6、7 号炉設計基準對象施設について(6 条 外部からの衝撃による損傷の防止(火山))」, 柏崎刈羽原子力発電所, 2017。
12. 中國電力株式会社, 「高浜原子力発電所 3、4 号炉設計基準對象施設について(6 条 外部からの衝撃による損傷の防止(火山))」, 高浜原子力発電所, 2014。
13. 原子力規制部地震/津波審査部門, 「火山參考資料」, 2018 年 7 月 18 日。
14. 原子力規制庁, 「新規制基準下火山事件的要求」, 2018 年 4 月 3 日。
15. 「108 年核能安全管制及安全度評估技術能力建立-火山危害現象之風險分析研究」, 行政院原子能委員會, 中華民國 108 年 12 月。
16. Hidemasa Yamano et al., “Development of Probabilistic Risk Assessment Methodology Against Volcanic Eruption for Sodium-Cooled Fast Reactors”, ASCE-ASME Journal of Risk and Uncertainty in Engineering Systems, Part B: Mechanical Engineering, 2018.
17. 東北電力株式会社, 「女川原子力発電所 2 号炉設計基準對象施設について(6 条 外部からの衝撃による損傷の防止(火山))」, 女川

原子力發電所, 2019。

18. 行政院原子能委員會, “Probabilistic Risk Assessment Report of Kuosheng Nuclear Power Station,” July 1985.
19. 林家德等人, 「運轉中核能電廠安全度評估技術三年應用推廣計畫 --核二廠大修安全度評估報告」, 行政院原子能委員會, 民國 86 年 6 月。



行政院原子能委員會  
委託研究計畫研究報告

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  
2020 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：109B006

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、陳紹文

研究期程：中華民國 109 年 4 月至 109 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：109 年 12 月 10 日

## 目 錄

|   |      |
|---|------|
| 目 錄 .....                                     | B-i  |
| 圖目錄 .....                                     | B-ii |
| 表目錄 .....                                     | B-v  |
| 中文摘要 .....                                    | B-1  |
| ABSTRACT .....                                | B-2  |
| 壹、計畫緣起與目的 .....                               | B-3  |
| 貳、研究方法與過程 .....                               | B-5  |
| 參、主要發現與結論 .....                               | B-7  |
| 一、蒐集與彙整水質控制對於核電廠冷卻水系統的組件可能發生<br>微生物腐蝕的影響..... | B-11 |
| 二、燃料池熱流條件對微生物生存條件之合適性研析.....                  | B-12 |
| 三、微生物對於不銹鋼、碳鋼、鋁合金與銅材等組件可能發生的<br>腐蝕行為研究.....   | B-20 |
| 四、微生物腐蝕對於濕式儲存燃料束的完整性影響評估.....                 | B-26 |
| 五、核一廠目前水質管理程序與微生物容許限值標準研析....                 | B-35 |
| 六、未來實驗規劃.....                                 | B-37 |
| 七、研究發現與管制建議回饋.....                            | B-43 |
| 肆、參考文獻 .....                                  | B-44 |

## 圖目錄

|  |      |
|--|------|
| 圖 1、核一廠運轉期間噴射泵之溫度[8].....              | B-15 |
| 圖 2、生物膜(Biofilm)形成的順序 .....            | B-26 |
| 圖 3、Savannah River Site 水池裝載池[16]..... | B-32 |
| 圖 4、Savannah River Site 水池一隅[16].....  | B-33 |
| 圖 5、台電 D817.1 程序書之原水稀釋作業示意圖[21].....   | B-38 |
| 圖 6、台電 D817.1 程序書所載試劑檢測狀況示意圖[21].....  | B-38 |
| 圖 7、研究擬採用之微生物培養與試片盛載之容器 .....          | B-40 |
| 圖 8、研究擬採用之試片放置方式 .....                 | B-41 |

## 表目錄

|                                     |      |
|-------------------------------------|------|
| 表 1、在水系統中可能造成反應器材料劣化的機制 .....       | B-10 |
| 表 2、影響腐蝕的微生物產物[5].....              | B-10 |
| 表 3、影響槽體材料與冷卻水[6].....              | B-11 |
| 表 4、SRB 與 SOB 菌最適生長溫度 .....         | B-14 |
| 表 5、核一廠於運轉期間之用過燃料池溫度記錄 .....        | B-19 |
| 表 6、核一廠於不同熱水流狀態下對於 SRB 菌之生長合適性..... | B-20 |
| 表 7、核一廠於不同熱水流狀態下對於 SOB 菌之生長合適性..... | B-20 |
| 表 8、測試水的成分分析 .....                  | B-24 |

## 中文摘要

為探討核一廠機組於除役過渡階段，其爐心、爐穴與燃料池等冷卻水邊界因為微生物腐蝕機制而導致組件劣化之狀況，本研究透過國際文獻之蒐集與研析、機組於不同狀況之熱流條件與微生物生長區域進行探討。研究中除了針對微生物腐蝕之機制以及水溫、菌種以及酸鹼值等參數之影響進行探討外，更透過核一廠實際冷卻水水質檢測之機制進行通盤研析。研究結果指出，MIC 將對於不銹鋼、碳鋼與銅、鋁等材料有不同程度之影響，惟燃料護套所使用之鋳合金對代謝產物具穩定性，故可以避免受 MIC 之影響。研究各項發現亦已匯整為管制要點，以供主管機關參考。

關鍵字：核一廠、微生物腐蝕、管制要點、燃料護套。

## **Abstract**

In order to investigate the influence of Microbiologically-influenced Corrosion (MIC) of the cooling water boundary (e.g., core cavity and SFP) during the Chinshan NPP (CSNPP) decommissioning transition phase. The mechanism of MIC under different materials, thermal-hydraulic conditions of CSNPP and biological characteristics of microorganism are considered in this study. Through the literature review and water quality inspection procedures of CSNPP, the mechanism and parameters, such as the species of bacteria, water pH and Temperature were discussed in this study. The results show that the MIC for the stainless steel, carbon steel, copper and aluminum will induce different corrosion conditions. However, the fuel cladding can avoid MIC due to the chemical stability of Zr-alloy can resist the corrosion induced by sulfide. The findings of the study have also been compiled into regulation suggestions for nuclear safety authority, which might provide a new idea to improve the safety for decommissioning NPPs.

**Keywords:** Chinshan NPP, Microbiologically-influenced Corrosion (MIC), fuel cladding, regulation suggestions

## 壹、計畫緣起與目的

核電廠的循環冷卻水系統為重要的系統之一，為了維持其正常功能，系統結構應考慮抑制可能發生的腐蝕現象並維持其完整性。冷卻水系統主要的結構材料為碳鋼，主要的腐蝕問題有均勻腐蝕與局部腐蝕，均勻腐蝕可使用腐蝕抑制劑進行防治與管理，而局部腐蝕，像是沉積物下的局部腐蝕或是微生物腐蝕，可能造成非預期的破損事件而影響運轉安全。台灣的核電廠循環冷卻水系統都有添加腐蝕抑制劑與殺菌劑，經由冷卻水系統微生物檢測，早期有些冷卻水系統的微生物數量超過 EPRI Guideline 建議[1]的警戒標準值，雖然未必會發生微生物腐蝕問題，也應該值得注意。尤其是開放循環冷卻水系統，在工研院進行數次的微生物活性分析[2]中，顯露出強烈的微生物腐蝕傾向，需添加適當的腐蝕抑制劑與殺菌劑。

用過燃料池所存放的燃料，可能因為各種原因影響其完整性，像是操作造成的物理損壞，但是主要的腐蝕機制是孔蝕，孔蝕是屬於局部腐蝕的一種，可能導致空穴。孔蝕在鋁與 304 不銹鋼中最常見，在特定的條件下，孔蝕速度可能非常快而且是具破壞性的腐蝕形式之一。微生物腐蝕是局部腐蝕的一種形式，孔蝕起始有可能是金屬表面微生物活性導致的結果，一旦形成，即使環境改變，孔蝕的成長仍然可能持續。

核一廠運轉執照屆期後停止運轉，並進入除役過渡階段前期，因核一廠反應器爐心內的燃料無法移至用過燃料池，部分用過核子燃料仍暫置於反應爐內，使得爐心中的元件將因爐心燃料持續釋出衰變熱而處於較高的冷卻水溫度下，而機組將維持於冷停機狀態。長時

間停機下的爐心燃料還是會有少量的中子與加馬射線產生，進而引起輻射分解效應，導致過氧化氫的生成，進而分解成氧，使得爐水存在多量的氧化劑。且因壓力槽為開放模式，空氣中也有約 5-6ppm 的氧氣溶解於水中並因為機組內的輻射分解效應與再結合效應而產生過氧化氫，因此爐水中存在著過氧化氫與氧氣存在。再者，爐水導電度也將因為進入除役階段而相對較高，但因爐水溫度比運轉時為低，故除役過渡階段之電化學條件並不致造成腐蝕速率的明顯改變。無論如何，用過核子燃料(包含爐心的燃料與用過燃料池的燃料)在尚未移至乾式貯存前都須在水池中暫存。而此一濕式儲存的過程中，爐心組件與用過燃料池的腐蝕問題應該要受到重視，以確保用過核子燃料的完整性。

有些具有濕式儲存的設施，像是 Savannah River、Oak Ridge、Hanford 或是 INEL(Idaho National Engineering Laboratory)曾經進行過微生物腐蝕的評估，討論的主題中包含微生物參與的過程、微生物活性的辨識能力、水質以及抑菌劑的使用。有些國際會議還討論了用過核子燃料與高放射性廢棄物的生物媒介問題，像是不同微生物之間的協同作用與腐蝕的形式，或是交叉汙染。只要有穿孔的孔蝕就會造成工作人員，因為除污作業的困難度增加而提高處理時間，並進一步增加輻射暴露之劑量。

因此，此項計畫主要是評估在核一廠除役過渡階段前期，相關的系統組件與用過燃料池因處於開放模式，溫度處在 40-50°C 左右的狀態，是否具有微生物腐蝕的傾向。

## 貳、研究方法與過程

目前核一廠處於除役前期階段，針對冷卻水系統，特別是開放式再循環系統，水質是決定合金包覆的燃料及其相關組件的結構完整性之重要決定因素。開放式冷卻水系統可能提供了微生物繁殖的條件，微生物可能透過原水補充或是從空氣中引入。微生物引發的腐蝕 (Microbiologically-influenced Corrosion, MIC) 可能導致或加劇水迴路相關組件的腐蝕，也因其生成的生物膜可能影響燃料組件表面熱傳的效果，當部分區域的水流型態處於靜置狀態，也可能導致腐蝕現象更為明顯，因此評估 MIC 對於冷卻水系統管件的影響，進而控制水質是一項重要課題。

MIC 是由微生物誘發或加速的腐蝕，一般用於儲存用過核子燃料的材料包含鋁、304 不銹鋼、碳鋼與銅合金等敏感性材料，即使是非常乾淨的系統，也有可能會有微生物腐蝕發生於電廠組件。為了消除微生物可能造成的影響微生物腐蝕相關的研究持續在探討中，希望透過消除生物汙垢 (Biofouling) 與降低金屬腐蝕來維持組件的功能。

微生物對於輻射的抵抗力也是一項議題，微生物對於加馬輻射的抵抗力會有所不同。Bacterial spores 需要 3-4 kGy 照射才能達到 90% 的殺傷力，而大多數 Non-sporulated cells 只要 1/10 劑量即可。Sinha 等人的研究提到在受損的 TMI 反應器壓力槽分離出活的微生物 [3]。微生物會具腐蝕性的特定化學物質與特定的環境來發生電化學反應，導致金屬表面發生局部腐蝕，像是催化化學反應使得 304 不銹鋼表面累積和濃縮一些具侵蝕性的離子，例如氯化物或是硫化物等，孔蝕的起始對於 304 不銹鋼而言取決於微生物的活性，至於後續的孔蝕成長也許與活性無關。

為了評估在核一廠除役過渡階段前期，相關的系統組件與用過燃料池是否因處於開放模式，是否會有微生物的存在，後續造成微生物腐蝕的可能性，本計畫擬進行微生物腐蝕對於核電廠組件與系統相關研究的蒐集與分析，提供可能發生微生物腐蝕的環境，進行組件因微生物發生腐蝕行為的研究。

本計畫執行的工作項目如下：

1. 蒐集與彙整水質控制對於核電廠冷卻水系統的組件可能發生微生物腐蝕的影響。
2. 燃料池熱流條件對微生物生存條件之合適性研析。
3. 微生物對於不銹鋼、碳鋼、鋁合金與銅材等組件可能發生的腐蝕行為研究。
4. 微生物腐蝕對於濕式儲存燃料束的完整性影響評估。

### 參、主要發現與結論

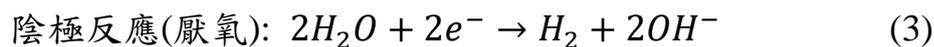
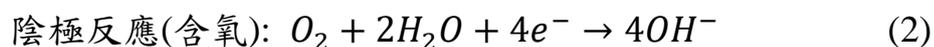
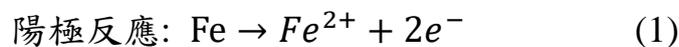
本研究係為進行微生物腐蝕對於核電廠組件與系統相關研究的蒐集與分析，提供可能發生微生物腐蝕的環境，進行組件因微生物發生腐蝕行為的研究。

材料浸沒入水中的劣化是個複雜的過程，取決於材料與水中的成分可能發生的化學反應，形成可溶或是不可溶的化合物。對於金屬而言，可以透過電化學方式溶解(即腐蝕)，或是高分壓氫聚集於表面使得材料變得易脆。可能的模式為變薄、孔蝕或是因應力腐蝕導致裂縫，氫脆也會導致金屬產生裂縫。水為強極性溶劑，金屬傾向於在水和水溶液中產生電化學反應，可能反應的物質包含水解離的氫離子、空氣中來的氧氣、溶解於水中的雜質離子等。一次側循環水迴路中，包含不銹鋼的結構組件，燃料護套的鈾合金，鎳基合金用於熱交換器與其他次要應用，與鋁合金等；二次側循環水迴路中則有碳鋼與銅基合金等。混凝土也是儲存水槽重要的結構材料，表 1 列出在水系統中可能造成反應器材料劣化的機制[4]。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)，會在金屬表面形成生物膜(Biofilm)，導致局部環境產生腐蝕。生物膜生長是種普遍的現象，幾乎在任何介質中都可觀察到，不論所處之溫度(-12°C~115°C)、pH 值(0~13)與壓力範圍下。金屬表面的微生物菌落會導致局部離子濃度的劇烈變化，產生金屬基材與其腐蝕產物行為與電化學參數的變化。不同種類的微生物參與反應形成侵略性環境，像是厭氧菌可以將來自金屬表面的陰極區去極化，導致抗腐蝕保護消失與產生陽極溶解。如果水處理不當，水中包含有機物質會促進某些微生物生長，可能對於結構材料包含燃料護套材料(如不銹鋼或鋁

材)，產生不良後果。因為輻射是種有效的滅菌方式，因此生物腐蝕對於反應器主迴路的組件而言不是問題，但在其他系統，微生物菌落及其生成物可能會透過陽極溶解來侵蝕包含奧斯田鐵系不銹鋼在內的材料。

大多的微生物腐蝕是以在菌落下方形成孔的形式存在，生物膜形成一種保護環境，讓腐蝕性物質聚集於膜內部或下方，使得此環境變成腐蝕性並加速腐蝕，即使外部環境不具腐蝕性，經常觀察到 MIC 局部腐蝕的現象。MIC 可透過殺菌劑或是傳統腐蝕控制方法來控制，MIC 在停滯的水中可能是個嚴重的問題。二次側循環水迴路的鋼材管道可以透過殺菌劑與機械清潔方式來降低 MIC。腐蝕會在某些物質減少的情況下發生，像是溶氧降低或是酸中的氫離子降低。在厭氧的環境下(無氧氣或空氣存在)，某些厭氧菌會繁殖，菌種提供可還原物質讓腐蝕發生。

微生物能夠引發和加速金屬腐蝕，或是透過直接或遠端交互作用來抑制腐蝕，不論是 MIC 或是微生物引發腐蝕抑制(Microbially Influenced Corrosion Inhibition, MICI)，微生物及/或其產物改變金屬/溶液介面的電化學狀態，似乎並無 MIC 的單一機制，可能有各種機制來提高腐蝕速率。對於含鐵材料的腐蝕反應可能是：



雖然含氧與厭氧的陽極反應相同，生成的亞鐵離子因水解和氧化而形成氫氧化鐵。

微生物生成的副產物可能會使一般腐蝕變嚴重，例如酸性微生

物產物(如有機酸或無機酸)生成會增強陽極反應，提供質子以供陰極還原，促使保護膜崩解。另一方面，微生物產生的陰極反應物，如硫化氫與氧化錳物質，會促進陰極反應。微生物酸性化合物的代謝，如有機酸與溶氧之間可以防止其到達金屬表面，從而抑制一般腐蝕。局部腐蝕通常與生物膜有關，屬於異質結構，微生物聚落分布在不同密度的細胞外基質，形成三維結構。生物膜可以在各種條件下生成，包含低養分的環境與用過燃料池等。只要環境適合，生物膜就可以在任何金屬表面形成。

生物膜可以多種方式促進腐蝕，包含在金屬表面產生化學與氧化還原異質性；增加表面附近的質傳阻抗，導致腐蝕促進離子的累積，如硫化物；促使腐蝕產生的酵素(氫化酶)產生；細胞外基質保留了靠近金屬表面的金屬離子。生物膜可以在含氧的環境下讓金屬表面形成厭氧區，硫酸鹽還原菌(sulfate reducing bacteria, SRB)促使含亞鐵金屬產生局部厭氧腐蝕的作用已受到多年關注，因此類微生物有促使腐蝕的能力。微生物代謝的物質對於 MIC 有一定的影響，在某些情況下，這些物質對於特定的金屬材料有影響(如表 2)[5]。氧氣跟腐蝕相關，在地質處置設施的氧氣會透過化學與微生物方式去除，鐵基材料因環境中的氧降低可以有效降低腐蝕。針對槽體與池子的老化機制，表 3 列出材料與流體的影響[6]，針對 MIC 可以看到流體環境對於不銹鋼與碳鋼的影響，水質如果經過控制，對於 MIC 是可以改善的。

表 1、在水系統中可能造成反應器材料劣化的機制

---

|   |
|---|
| General corrosion                             |
| Pitting corrosion                             |
| Crevice corrosion                             |
| Galvanic corrosion                            |
| Intergranular corrosion                       |
| Stress corrosion cracking                     |
| End-grain attack                              |
| Erosion-corrosion                             |
| Blister formation                             |
| Microbial corrosion                           |
| Sediment induced corrosion                    |
| Leaching of calcium and silicon from concrete |
| Carbonation and rebar corrosion in concrete   |

---

表 2、影響腐蝕的微生物產物[5]

| Species                    | Copper | Carbon Steel | Stainless Steel | Titanium Alloys | Nickel-based Alloys |
|----------------------------|--------|--------------|-----------------|-----------------|---------------------|
| Oxygen                     | ✓      | ✓            | ✓               | ✓               | ✓                   |
| Nitrate                    |        |              | ✓               |                 | ✓                   |
| Nitrite                    | ✓      |              |                 |                 |                     |
| Ammonia                    | ✓      |              |                 |                 |                     |
| Sulphate                   |        |              | ✓               |                 | ✓                   |
| Thiosulphate               |        |              | ✓               |                 | ✓                   |
| Sulphide                   | ✓      | ✓            | ✓               |                 | ✓                   |
| Elemental Sulphur          |        | ✓            |                 |                 | ✓                   |
| Organic acids e.g. acetate | ✓      | ✓            |                 |                 |                     |
| MnO <sub>2</sub>           |        |              | ✓               |                 |                     |
| Ferric Iron                |        |              | ✓               | ✓               | ✓                   |

表 3、影響槽體材料與冷卻水[6]

| Material                         | Fluid Type    | General Corrosion | Selective Leaching | Crevice Pitting Corrosion | Galvanic Corrosion | MIC | IG SCC | TG SCC | Erosion Corrosion | Two-Phase Erosion | IGA | Hydrogen Damage (Note 2) | Issue Summary |
|----------------------------------|---------------|-------------------|--------------------|---------------------------|--------------------|-----|--------|--------|-------------------|-------------------|-----|--------------------------|---------------|
| Austenitic SS                    | Raw Water     | No                | No                 | Yes                       | No                 | Yes | Yes    | Yes    | No                | No                | No  | No                       | Yes           |
| Carbon Steel                     | Air           | Yes               | No                 | No                        | No                 | No  | No     | No     | No                | No                | No  | No                       | Yes           |
|                                  | Fuel Oil      | Yes               | No                 | Yes                       | No                 | Yes | No     | No     | No                | No                | No  | No                       | Yes           |
|                                  | Clean Water   | Yes               | No                 | Yes                       | No                 | No  | No     | No     | No                | No                | No  | No                       | Yes           |
|                                  | Raw Water     | Yes               | No                 | Yes                       | No                 | Yes | No     | No     | No                | No                | No  | No                       | Yes           |
|                                  | Wet Steam     | Yes               | No                 | No                        | No                 | No  | No     | No     | No                | Yes               | No  | No                       | Yes           |
| Reinforced Concrete (Pools only) | Borated Water | Yes See Note 1    | No                 | No                        | No                 | No  | No     | No     | No                | No                | No  | No                       | Yes           |

Note 1: Based on structural aging mechanisms associated with aggressive chemical attack and corrosion of embedments.  
 Note 2: Hydrogen damage is only a concern for carbon steel, when cathodic protection is used, and when the voltage potential is incorrectly set.

一、蒐集與彙整水質控制對於核電廠冷卻水系統的組件可能發生微生物腐蝕的影響

電廠的冷卻水需求不只在應用於蒸汽產生、冷凝與飼水傳送的系統上，其他組件冷卻系統、緊急柴油發電機水套、機殼冷卻器與潤滑油冷卻器等。這些系統可以透過封閉式冷卻水(Closed Cooling Water, CCW)系統來達成。CCW 系統為核電廠安全相關與非安全相關的熱交換設備提供冷卻。這些冷卻系統為了大幅度降低腐蝕、積垢與微生物生長，需進行水質控制。產生腐蝕與積垢會影響其冷卻的功能，CCW 管件主要由碳鋼製成，如無保護，碳鋼容易產生腐蝕。一般是添加腐蝕抑制劑來控制碳鋼的腐蝕，像是鉻酸鹽、亞硝酸鹽、鉬酸鹽、聯胺、矽酸鹽等，乙二醇與丙二醇也會使用。鉻酸鹽可以抑制碳鋼的腐蝕，也對微生物有毒性，但有環境使用的問題。有些純水系

統無須添加化學藥劑即可達到腐蝕控制。可以透過 EPRI 「封閉式冷卻水化學指南」[1]來減低 CCW 系統中的腐蝕、積垢與微生物生長。一般來說機械問題可能對 CCW 系統中的化學控制產生問題，其中最主要的是洩漏，導致未處理的水添加進系統中。重度腐蝕會導致故障，最有可能是穿孔形式，極端情況下會使設備失效，產生計畫外的反應器停機。CCW 系統的腐蝕產物不易透過排放移除，要進行清潔程序移出，堆積在熱傳表面時會喪失移熱效率，也會限制流動，低流速與停滯區域容易成為微生物孳生的地區。另外，沉積物下方可能會發生腐蝕。

幾乎所有封閉式冷卻水系統都會發現微生物，如不加以控制會導致系統中的設備產生腐蝕與積垢。微生物可分為好氧菌與厭氧菌，也分成浮游微生物或是固著微生物。固著微生物的生長會產生沉積物，降低或是阻塞管件中的流量，微生物產生的代謝物聚積在沉積物下面與金屬表面接觸，代謝物包含酸性化合物，導致沉積物下方的腐蝕。像是產酸菌(acid producing bacteria, APB)或是硫酸鹽還原菌(sulfate reducing bacteria, SRB)會產生一局部腐蝕環境，如硝化菌或反硝化菌會影響亞硝酸鹽系統，導致亞硝酸鹽轉化，使水環境的 pH 值變高或變低，並失去抑制腐蝕的能力[1]。

針對核電廠的開放式冷卻水系統(Open Cooling Systems)，主要採用的是海水或是淡水，Frank LaQue 曾研究金屬在海水的腐蝕行為時，發現金屬在天然海水的腐蝕速率高於在人工海水時，懷疑是天然海水中的細菌或微生物也擔任著重要的角色[2]。工研院曾針對核一、二廠開放式冷卻水系統進行數次的微生物活性分析，都顯露出強烈的微生物腐蝕傾向，需添加適當的腐蝕抑制劑與殺菌劑[2]。EPRI 報

告(TR-106229)也建議核電廠針對開放式冷卻水系統需添加化學品來抑制微生物生長、腐蝕與懸浮固體的積垢。

### 本節結語

電廠冷卻水的應用需求將包括封閉式冷卻系統與開放式冷卻系統。且可以透過水質維護之方式來加以達成：

1. 針對封閉式冷卻系統，可以利用水質控制來達成減少腐蝕與積垢之狀況，可用添加腐蝕抑制劑來控制碳鋼的腐蝕，部分添加劑也對微生物有毒性，可抑制其生長；
2. 針對開放式冷卻水系統，皆有證據顯示天然海水中的細菌或微生物可能是加速腐蝕之主因，可透過腐蝕抑制劑與殺菌劑來抑制微生物生長、腐蝕與懸浮固體的積垢的產生。

### 二、燃料池熱流條件對微生物生存條件之合適性研析

如表 4 所示，常見 Spore-Forming 的 SRB 中 *Desulfotomaculum nigrificans* 最適生長溫度為 55°C，在 30-70°C 中亦能生長；*D. ruminis* 最適生長溫度為 37°C，超過 48°C 即抑制生長；*D. orientis* 生長溫度為 30-37°C，超過 42°C 亦為抑制生長[7]。文獻及過去研究所載易於造成金屬桶材銹蝕之硫氧化細菌 (Sulfur-oxidizing bacteria, SOB) 之 *Thiobacillus* spp. 菌株，包括 *Thiobacillus thioeparus*、*T. thiooxidans*、*T. ferrooxidans* 其最適生長溫度分為 25-30°C、25-30°C、30-35°C，且大於 40°C 即抑制生長[7][8][9]。

表 4、SRB 與 SOB 菌最適生長溫度

| SRB                                 | 最適生長溫度  | SOB                           | 最適生長溫度  |
|-------------------------------------|---------|-------------------------------|---------|
| <i>Desulfotomaculum nigrificans</i> | 55°C    | <i>Thiobacillus thioparus</i> | 25-30°C |
| <i>D. ruminis</i>                   | 37°C    | <i>T. thiooxidans</i>         | 25-30°C |
| <i>D. orientis</i>                  | 30-37°C | <i>T. ferrooxidans</i>        | 30-35°C |

依據前述所蒐集之資料顯示，微生物有可能出現在核一廠機組除役過渡階段之各處環境中；因此進一步蒐集機組目前狀況與熱流特性，即可瞭解機組各處從正常運轉、大修期間與除役過渡階段之各項熱水流特性差異。為能確保機組於各狀態下之資訊來源正確，本研究除參核管技支中心於 106 年與 107 年所執行之「核電廠於除役過渡期之爐心狀態評估研究」、「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」所分析之結果與自核電廠取得之實際運轉參數資訊。

以下將逐一依機組運轉、大修停機與除役過渡階段之狀況針對爐心組件、爐穴以及燃料池等處之熱流狀況是否合適微生物生長進行探討。

#### A. 機組正常運轉

核一廠為 1804MWt 之 BWR-4 機組，機組於運轉期間之溫度以常理來推測即已遠高於微生物可生長之環境，為能提供更充分的佐證數據，本研究以核能研究所針對機組運轉期間之事故情境研究成果[10]進行研析，並利用其作為事故初始之穩態結果作為溫度之討論依據。其分析資訊顯示，核一廠於 100% 功率運轉時其靠近反應器壓力容器之降流區溫度約為 550K (270-280°C) 左

右(如圖 1)，且其運轉時的高壓與高輻射強度已然可以殺滅微生物。故可得知於機組運轉期間微生物腐蝕之形成機制將無需加以考慮。

相較於爐心的高溫與高壓，利用爐蓋分隔的爐穴則處於 40°C 之附近 (上限為 60°C)；此外，雖然核一廠之一次圍阻體係有充氮，但爐穴處仍視為二次圍阻體，故仍為空氣。故整體而言，該區在機組運轉期間，除了沒有液態冷卻水填充之外，亦輻射強度亦相對較高；故綜合以上之環境檢視後判定，應無需將該處納入考慮。

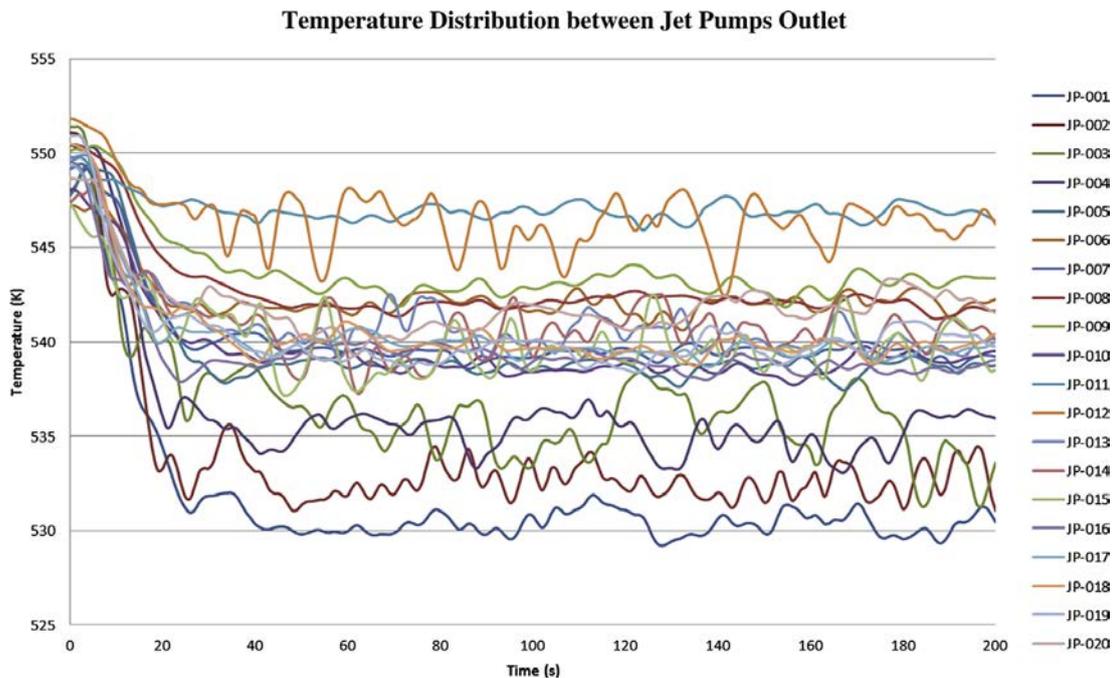


圖 1、核一廠運轉期間噴射泵之溫度[10]

而相較於處於高溫之爐心，在機組運轉期間燃料池的熱源應自大修開蓋並進行燃料挪移後呈現合理降溫之趨勢，因此其溫度可以大略由法規容許溫度與實際作業狀況兩點來加以探討。依據

民國 79 年公佈之「核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範」[11]中對熱流分析要求提及，用過燃料池在正常操作條件下，僅利用單一用過燃料池冷卻系統進行池水冷卻時，其池水不得超過 60°C。是故在綜合核一廠已新增用過燃料池冷卻系統之現況下，可以合理確認用過燃料池之最高溫度將低於此一法規限值。而實際上依據核電廠之運轉歷史資料(表 5)可以發現，實際用過燃料池水溫即使在大修期間，水溫仍可有效低於法規限值，用過燃料池熱交換器進水口所取得的表層水，其最高溫度約為 46°C 左右。

此外，透過電廠熱交換器效率等設計資料與海水溫度等，亦可得知二次側循環水水溫(含熱交換器出口)常年應落於 30°C 左右之間。

綜合以上之資料檢視與比對，可以得知在機組運轉期間，主要係以用過燃料池以及熱交換器之熱流溫度較符合微生物生長條件。

## B· 機組大修

核一廠兩座機組於除役前的數個周期，往往皆以 18 個月為一個燃料周期，並配合為期約 45 天的大修進行機組檢整與燃料更換，於此期間燃料將會在機組停機約 7 天後移出爐心。而基於運轉期間之狀態，反應器壓力槽於開蓋之前應無需顧慮內部微生物之影響，而開蓋並進行燃料挪移前，將會透過爐穴充水的作業使壓力槽、爐穴及用過燃料池連通。此時，因為餘熱移除系統、用過燃料池冷卻系統的同時動作，將會使池水控制於可以進行大修的温度限值之下。依據 DCR 工程設計之規劃，核一在大修期

間對於冷卻水的溫度大致可以歸納為：

1. 反應器停機 2 天後，爐穴溫度低於 56°C
2. 反應器停機 5 天後，爐心周圍溫度低於 45°C

而依據電廠於 EOC23 大修期間的資料顯示，在餘熱移除系統運轉期間，爐心水溫在燃料挪移初期出口溫度約為 40°C 左右，而用過燃料池冷卻系統取水口則約為 41°C。雖然大修期間的冷卻系統配置將會因為機組狀況作業需求而調整，甚至曾出現因為餘熱移除系統共管維修而暫停餘熱移除系統之狀況，但整體而言冷卻水溫度仍然僅有 45-46°C 之間，此溫度對微生物之生長而言，較適合 SRB 菌生長，而不利於 SOB 菌的生長。

#### C. 機組除役過渡

雖然在核能管制上對安全本質的要求有所不同，但就熱流分析而言，核一廠目前維持除役過渡階段之特性係為前述之大修時開蓋冷卻並進入冷停機之狀態相近，最大差異主要來源於因為用過核子燃料衰變熱的持續減低。大修初期爐心停機兩天後，整體機組所具有的熱源約略為 10MW 以下，且在停機達 10 天後，即會減少至 6MW 以下；核一廠兩座機組在除役過渡階段，經過長達數年的冷卻後總體衰變熱約略僅為 2MW 左右。依據目前水溫與未來熱源趨勢變化可以得知；對於 SRB 菌而言除役過渡階段用過燃料池與爐穴、爐心等處，其溫度預期將略為下降，但仍處於可生長之範圍。而對於 SOB 菌而言，雖然目前各處水溫略為偏高但未來應會朝向逐漸降溫並符合生長之條件發展。綜合以上，本研究於表 6 與表 7 中分別對 SRB 與 SOB 菌於除役階段的生長合適性加以反應，故而表現出與正常運轉期間不同的合適性結

果。

最後綜合以上對於機組各狀況之熱水流特性，並搭配文獻回顧之資訊依據微生物生長之容許溫度進行分類，則可發現除了機組運轉或是大修初期可能因為溫度過高而不適合所有(含 SRB 與 SOB)微生物生長外，其餘機組狀況皆大致符合 SRB 菌之生長(表 6)，雖然隨著時間的增加(熱源的減低)或是冷卻模式的改變；例如，停掉餘熱移除系統進而減少池水熱源，而使溫度稍微偏低；但整體而言，除役過渡階段之冷卻水溫度仍符合 SRB 菌可慢速生長之條件。反之，對於好氧菌 SOB 而言，大修初期與除役過渡階段之水溫略高於其最適生長溫度(如表 7 所示)，但預期隨著過渡期間的增加，水溫亦將逐步減低。

綜合以上之比對可以得知在扣除爐心運轉時之極端環境外，整體而言停機過渡階段之熱水流條件與過往大修大致相符，兩者雖在溫度值上存在明顯差異，但其差異區間對微生物生長而言並不存在顯著影響。亦即除役過渡階段與正常期間之用過燃料池狀況皆符合微生物生長要求，惟實際組件受微生物腐蝕機制可能造成的影響，可進一步透過台電檢測規範、水質維護(養份控制)以及國際間微生物對於不銹鋼、碳鋼、鋁合金與銅材等組件與燃料束可能發生的腐蝕行為進行探討。

表 5、核一廠於運轉期間之用過燃料池溫度記錄

| RHR支援 |     | SFP HX.之    |      |      | RHR HX.之 |      |      |
|-------|-----|-------------|------|------|----------|------|------|
| 冷卻模式  |     | SFP水溫℃      |      |      | RHR水溫℃   |      |      |
| 控制室核對 |     | H11-P614    |      |      |          |      |      |
|       |     | TR-B21-R614 |      |      |          |      |      |
|       |     | 25(註)       | 26   |      | 11       | 15   | 13   |
|       |     |             | 26   | 27   | 12       | 16   | 14   |
| S/D   | SFP | 進口          | 出口   |      | 進口       | 出口   | 出口   |
| v     |     | 39.7        | 34.3 | 34   | 39.7     | 38.7 | 28   |
| v     |     | 39.8        | 34   | 33.8 | 40.8     | 39.8 | 27.4 |
| v     |     | 41          | 34.6 | 34.3 | 41.9     | 40.7 | 27.7 |
| v     |     | 41.7        | 35   | 34.7 | 42.8     | 41.5 | 28.1 |
| v     |     | 42.5        | 35.8 | 35.4 | 43.3     | 42   | 27.9 |
| v     |     | 43.2        | 36.1 | 35.8 | 44.1     | 42.5 | 28.2 |
| v     |     | 43.5        | 36.3 | 35.9 | 44.1     | 42.9 | 28.3 |
| v     |     | 43.4        | 36.3 | 35.9 | 43.2     | 39.2 | 30   |
| v     |     | 42.6        | 36   | 35.7 | 42.5     | 38.6 | 29.7 |
| v     |     | 42.1        | 35.8 | 35.5 | 42       | 38.2 | 29.6 |
| v     |     | 41.7        | 35.6 | 35.3 | 41.9     | 38.3 | 29.8 |
| v     |     | 41.5        | 34.3 | 33.9 | 41.6     | 38   | 29.6 |
| v     |     | 41.1        | 34   | 33.6 | 41.3     | 37.7 | 29.6 |
| v     |     | 40.8        | 33.6 | 33.2 | 41.2     | 37.7 | 29.6 |
| v     |     | 40.6        | 33.4 | 33   | 40.8     | 37.4 | 29.4 |
| v     |     | 40.3        | 33.1 | 32.7 | 40.3     | 37   | 29.1 |
| v     |     | 40.2        | 33   | 32.5 | 40.2     | 36.9 | 29.3 |
| v     |     | 40.2        | 33   | 32.6 | 40.3     | 38.7 | 28.3 |
| v     |     | 40.5        | 33.1 | 32.7 | 40.5     | 39   | 28.3 |
| v     |     | 40.6        | 33.2 | 32.8 | 40.5     | 38.9 | 28.4 |
| v     |     | 40.9        | 33.4 | 33   | 40.3     | 38.8 | 28.3 |
| v     |     | 41.1        | 33.6 | 33.2 | 40.5     | 38.7 | 28.5 |
| v     |     | 41.3        | 33.8 | 33.4 | 40.4     | 39   | 28.7 |
| v     |     | 41.5        | 34.2 | 33.9 | 40.7     | 38.3 | 27.6 |
| v     |     | 40.5        | 33.6 | 33.2 | 40       | 37.6 | 27.4 |
| v     |     | 40.9        | 33.7 | 33.3 | 40.3     | 37.9 | 27.3 |
| v     |     | 41.7        | 34.1 | 33.6 | 40.7     | 38.1 | 27.4 |
| v     |     | 42.2        | 34.3 | 33.9 | 41       | 38.6 | 27.5 |
| v     |     | 43          | 34.5 | 34.1 | 39.2     | 37.1 | 28.4 |
| v     |     | 43.3        | 34.6 | 34.1 | 40.4     | 37.8 | 27.8 |
| v     |     | 43.9        | 34.7 | 34.5 | 40.3     | 37.9 | 27.8 |
| v     |     | 44.4        | 35.3 | 34.8 | 40.4     | 39.2 | 27.3 |
| v     |     | 44.9        | 35.7 | 35.2 | 40.6     | 39.5 | 27.5 |
| v     |     | 45.4        | 36.1 | 35.6 | 39.7     | 39   | 28.7 |
| v     |     | 45.6        | 36.3 | 35.7 | 38.7     | 38.1 | 28.4 |

表 6、核一廠於不同熱水流狀態下對於 SRB 菌之生長合適性

|                  |            | 區域         |           |        |       |
|------------------|------------|------------|-----------|--------|-------|
|                  |            | 二次側<br>循環水 | 用過燃<br>料池 | 爐心     | 爐穴    |
| 機<br>組<br>狀<br>態 | 除役<br>過渡   | >30°C      | ~40°C     | <45°C  | <45°C |
|                  | 大修<br>(開蓋) | >30°C      | ~45°C     | <56°C  | <50°C |
|                  | 運轉         | ~35°C      | ~40°C     | ~300°C | 40°C  |

表 7、核一廠於不同熱水流狀態下對於 SOB 菌之生長合適性

|                  |            | 區域         |           |        |       |
|------------------|------------|------------|-----------|--------|-------|
|                  |            | 二次側<br>循環水 | 用過燃<br>料池 | 爐心     | 爐穴    |
| 機<br>組<br>狀<br>態 | 除役<br>過渡   | >30°C      | ~40°C     | <45°C  | <45°C |
|                  | 大修<br>(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。

## 本節結語

核一廠機組於運轉大修與除役過渡階段之熱水流狀態並無法將合微生物合適或是可生長之狀況排除在外，但此一狀況僅是確認冷卻水中預期將有微生物生長或是存活，而需進一步透過腐蝕行為的研析來加以探討。無論如何，本節在整合相關資訊後提出以下建議，可作為後續結論與管制作業參考：

1. 目前核一廠之微生物檢測主要係針對封閉循環之冷卻水為之，在考量相關系統之可用性隨熱源降低而可能引起之事故情境改變，建議是否針對可能出現之靜滯水區域進行類似之檢測；
2. 若未來將餘熱移除系統轉為備用時，或可要求於以固定頻次啟動餘熱移除系統並維持若干時間，如此即可確認餘熱移除系統轉為備用設備時之可用性之外，亦可避免局部冷卻水區域發生靜滯而造成沉積物堆積之狀況。

## 三、微生物對於不銹鋼、碳鋼、鋁合金與銅材等組件可能發生的腐蝕行為研究

MIC 引起的腐蝕，主要就是因為微生物代謝涉及氧化還原反應並伴隨能量的釋放。生物膜與結節不只擔任氧氣擴散的屏障，並且通過好氧菌的代謝來消耗細菌。在生物膜耗氧的情況下，厭氧菌可以透過特定的化學物質(如硫酸鹽或硝酸鹽)做為電子受體來生長。假單胞菌(*Pseudomonas*)、球菌(*Sphaerotilus*)與脫硫弧菌(*Desulfovibrio*)都與不銹鋼的腐蝕相關，絲狀細菌會將 2 價鐵離子氧化為 3 價並快速形成氫氧化鐵聚集，如果存在氯化物則是形成氯化鐵，這些過程讓不銹鋼在被視為化學性良好的環境下被腐蝕。奧斯田鐵系不銹鋼對氯化鐵的相對電阻隨著合金成分改變，特別是鉬、鉻、氮含量。細菌可將

錳氧化為錳離子( $Mn^{3+}$ )，間接引起不銹鋼冷凝管的腐蝕，氧化硫硫桿菌(*Thiobacillus thiooxidans*)產生的硫酸代謝物可以直接增加腐蝕率。

為了能夠了解 MIC 產生的腐蝕問題，必須進行化學與微生物學的分析、金屬特性與其腐蝕行為、以及腐蝕產物的分析。MIC 導致的腐蝕侵蝕包含孔蝕、選擇性腐蝕、伽凡尼腐蝕與氫脆。MIC 引起的孔蝕基本是微觀的，需藉由顯微鏡來檢測。MIC 的發生過程通常是(1)微生物附著於金屬後迅速繁殖。(2)金屬表面因微生物好氧代謝產生結節。(3)結節形成微小環境，內部 pH 值約為 3~4。(4)相對於周圍環境，內部環境為耗氧。(5)厭氧微生物代謝後產生額外的酸於金屬表面，產生的副產物具有腐蝕性使得 pH 值降至 2~4，腐蝕金屬表面[12]。

針對奧斯田鐵系不銹鋼銲接材料對於 MIC 的抗性，Kearns[13]以銲接管材曝露於低流速的室溫生水的實驗設計來誘發 MIC，實驗相關參數包括有：

- (1)材料選用 ER 308L 與 E312 填充金屬銲接 304L 與 316L 不銹鋼；
- (2)銲接之施作方法以鎢極氣體保護電弧焊(Gas tungsten arc welding, GTAW)或氣體遮蔽電弧銲(Gas tungsten arc welding, GMAW)進行銲接；
- (3)水中菌種為 *Pseudomonas*、*Runella*、*Acinetobacter* 與 *Alcaligenes*。

測試的水成分分析如表 8，評估銲件是否容易受到 MIC 的影響。在低流量的條件下，沉積的圓周銲接是管件中形成結節的最常見的部位，管件最常出現 MIC 的兩個位置是附著在水管處圓周銲接的結

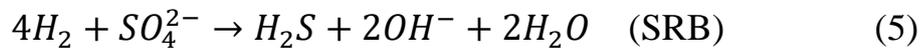
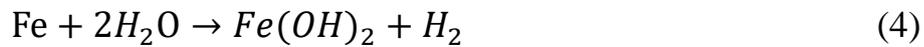
節與附著在水線處圓周銲接的生物膜。MIC 位置具有典型的氯化物孔蝕的特徵，特別是小小的封閉式開口，但是表面下有大型的空腔。固溶退火與酸洗可以降低銲接 304L 與 316L 不銹鋼對於 MIC 的敏感性。ER 308L 與 E312 填充金屬的腐蝕則是伽凡尼、拓撲、冶金的共同效應造成的。生物物質的沉積外觀可做為潛在 MIC 的指標，經過兩周實驗後可以觀察到某些銲道上出現紅棕色沉積物/結節，視為鐵氧化菌的指標。在 304L 與 316L 不銹鋼上發現鐵鏽色的條紋與環形的孔蝕區域，生物物質沉積在水平管的底部。經過一年的測試，可以觀察到小塊生銹的腐蝕產物使得在接近水線處的銲接區與基材產生變色。

表 8、測試水的成分分析

|            | #1 (mg/l) | #2 (mg/l) |
|------------|-----------|-----------|
| Arsenic    | 0.022     | 0.031     |
| Barium     | <0.5      | <0.5      |
| Cadmium    | <0.005    | <0.005    |
| Chromium   | 0.013     | 0.023     |
| Fluoride   | 6.9       | 9.5       |
| Lead       | <0.02     | <0.02     |
| Mercury    | <0.001    | <0.001    |
| Nitrates   | 2.0       | 3.0       |
| Selenium   | <0.005    | <0.005    |
| Silver     | <0.02     | <0.02     |
| Alkalinity | 144.      | 178.      |
| Calcium    | 13.       | 7.9       |
| Chloride   | 226       | 126       |
| Copper     | <0.05     | <0.05     |
| Hardness   | 58        | 34        |
| Iron       | <0.1      | <0.1      |
| Magnesium  | 6.3       | 3.6       |
| Manganese  | <0.05     | <0.05     |
| pH         | 8.1       | 8.1       |
| Sodium     | 250.      | 206       |
| Sulfate    | 98.       | 87.       |
| TDS        | 740.      | 580.      |
| Zinc       | <0.05     | <0.05     |

厭氧的硫酸鹽還原菌(SRB)通常是由一群細菌組成，氧化有機物質並使用硫酸鹽當作最終電子受體，常見的 SRB 有 *Desulfobacter*、*Desulfobulbus*、*Desulfococcus*、*Desulfomonas*、*Desulfonema*、*Desulfosarcina*、*Desulfotomaculum*、*Desulfovibrio*，SRB 會產生硫化氫，硫化氫存在著不好聞的氣味可以使 SRB 得以識別，本身的代謝產物對於銅與鐵等金屬具有腐蝕性。SRB 的溫度範圍包含中溫(20~40°C)與極端嗜熱(>80°C)，也曾在深海熱液噴口處(~106°C)發現 SRB 的代謝產物。SRB 促使金屬進行陽極溶解(反應式請參考式 4)，而硫化物是硫酸鹽還原的最後產物，硫化物與  $Fe^{2+}$  反應形成不溶性的沉澱物  $FeS$ 。硫酸鹽還原過程會產生幾種含硫的中間產物，包含亞硫酸鹽( $SO_3$ )、亞硫酸氫鹽( $HSO_3^-$ )、三硫酸鹽( $S_3O_6^{2-}$ )與硫代硫酸鹽( $S_2O_3^{2-}$ )。其中的  $S_2O_3^{2-}$  可能促使不銹鋼在含氯溶液中的局部腐蝕

[14]。 ， 整體反應式如下所示，亦可以下式加以表示，



銅與鎳合金長久應用在海洋環境，其中銅合金常用於海水管路系統與熱交換器，因為具有良好的耐腐蝕性與機械加工性、良好的電性與熱傳導性、易於焊接與耐污性。因其 MIC 對於銅管的腐蝕主要為孔蝕，SRB 在許多文獻也主導了銅鎳合金的腐蝕。加拿大 AECL 的報告中談及處置廠(Disposal Vault)，一般而言不容易在容器使用週期內在容器表面形成生物膜，但是如在最初的环境條件不好時，可能會使容器表面發現微生物，如果產生代謝副產物擴散至容器表面可能會造成腐蝕，由 SRB 作用產生的硫化物可能是造成容器腐蝕的原因。微生物如附著於銅表面，導致生物膜的形成，而生物膜的形成則是按著一連串的步驟進行(如圖 3)，MIC 即是發生於此膜下的腐蝕，由於化學物質 pH、與不同的金屬離子濃度而造成孔蝕的起始。銅合金的良好抗蝕性來自於形成保護的  $\text{Cu}_2\text{O}$  與  $\text{Cu}(\text{II})$  層 ( $\text{CuCl}_2 \cdot 3\text{Cu}(\text{OH})_2$  in  $\text{Cl}^-$  solution)，幾乎所有發生的 MIC 都與保護層的破壞相關，例如透過轉為  $\text{Cu}_2\text{S}$  來破壞  $\text{Cu}_2\text{O}$  並產生腐蝕產物的剝落[15]。

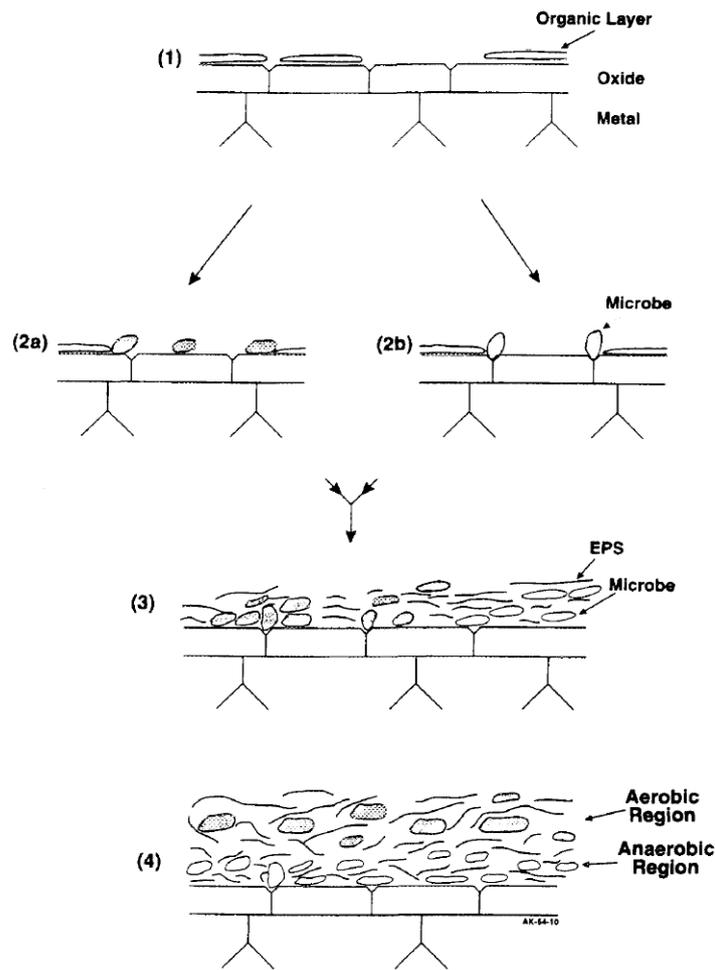


圖 2、生物膜(Biofilm)形成的順序

MIC 是由於生物在腐蝕的環境或是腐蝕材料上存在或代謝而產生的作用。無論是何種機制，設備使用天然水進行靜態測試或是做為冷卻劑時，MIC 可能會造成設備的重大損壞，但對於鋳的測試顯示鋳對於 MIC 有免疫的結果。以 SRB 菌來說，代謝過程可能產生腐蝕性物質，如硫酸、無機或有機硫化物、以及有機酸，常用的金屬或是合金對於硫及其化合物具有很高的親和性，因此造成腐蝕性太高。對於鋳而言，硫及其化合物對鋳的親和性太小，且鋳也可以抵抗大多數的無機與有機酸的侵蝕，故微生物代謝產物對於鋳不產生腐蝕性[16]。

## 本節結語

MIC 主要源自於微生物代謝涉及的氧化還原反應以及伴隨這些活動所置出能量，而生物結節的存在將可能使富氧環境中仍有厭氧菌落活動之可能，這些菌種將會對不同材料造成以下之影響：

1. 細菌可將錳氧化為錳離子( $Mn^{3+}$ )，間接引起不銹鋼冷凝管的腐蝕，硫酸鹽還原過程會產生幾種含硫的中間產物，部分產物可能促使不銹鋼在含氯溶液中的局部腐蝕；
2. 銅與鎳合金的良好抗蝕性來自於形成保護的  $Cu_2O$  與  $Cu(II)$  層，MIC 可以透過轉為  $Cu_2S$  來破壞  $Cu_2O$ ，而破壞保護層；
3. 對於鋇而言，硫及其化合物對鋇的親和性太小，且鋇也可以抵抗大多數的無機與有機酸的侵蝕，故微生物代謝產物對於鋇不產生腐蝕。

#### 四、微生物腐蝕對於濕式儲存燃料束的完整性影響評估

基本上，核設施燃料貯存池的環境通常處在溫度低、靜止、保持高純度水的狀態。曾有些案例是涉及濕式燃料貯存池材料(包含燃料護套)的嚴重裂化，在貯存的過程中產生材料劣化的問題，像是鋁合金的孔蝕、敏化不銹鋼的 IGSCC、碳鋼與銅合金的腐蝕、中子吸收材的劣化、設施運轉的生物影響等。其中所提及設施運轉的生物影響，尤其是燃料貯存池水質的控制也會影響水中微生物的生長，後續對於池壁、格架與燃料護套等材料是否造成 MIC，都應進行分析與研究。

燃料貯存池的生物影響包含藻類滋生與 MIC，藻類會影響池水能見度並促使金屬表面生長引起腐蝕。有些方法可以抑制藻類與生物物種的生長。由 DOE 於 2019 年視察報告所呈現的照片(圖 3 與圖 4)可以證實，Savannah River Site 池壁藻類附著與生長狀況極為明顯。也因為該設施出現此類之水質狀況，故該設施曾針對藻類對輻射的耐受性進行測試，並確認 25 R/h 以上的輻射可以抑制藻類的生長。

濕式儲存用過核子燃料的經驗已超過 40 年以上，為主要儲存用過核子燃料的方法，這項技術的提供的益處是冷卻效率與屏蔽，還有有助於核子保安與燃料檢查工作。濕式儲存池的水主要作用是加強用過核子燃料的熱移除、生物屏蔽、維持燃料護套完整性。為了達到這些作用，必須要針對水質進行最佳化，此外也要考慮生物物種的排除(如藻類生長)以防水質清澈度下降。可能受到影響的因素包含水化學、水處理、品質控制方法與水溫。其中針對生物物種的部分，要避免其微生物物種的生長，因為會降低水中的透明度外，也可能導致微生物對於儲存材料的侵蝕，限制微生物生長的主要因素是盡可能的

減少養分的引入(特別是磷酸鹽)、儲存區的光照強度與溫度。水溫的要求可能會因特定電廠設計與儲存設施的類型而異，正常溫度限值通常基於操作考量，例如人員佔用需求與設備操作限值。溫度限值一般來說約在 45°C(南韓最大值為 65 °C[17])，儲存池如可在最低溫度下運行可以降低從破損燃料中釋出放射性核種的速率，降低細菌或微生物的生長，以及降低儲存池區域的濕度值。

對於用過燃料池的要求在於預防臨界、移除衰變熱與防止燃料損壞。格架的幾何結構設計可以確保燃料在次臨界下，冷卻水系統可以確保衰變熱被移除，池水淨化系統可以減低溶解或懸浮的放射性物質。典型的用過燃料池組件包含混凝土池體結構、不銹鋼池襯、隔離閥與閘門。因老化機制導致池體組件劣化與功能喪失，可能的應力來源包含機械、水力、化學、電與環境(熱、濕度、輻射)等。其中化學應力的部分，是指製程流體與組件產生化學反應導致腐蝕，可能是局部或是均勻分佈的。在某些情況下，微生物活性提供了一局部環境而加速了腐蝕。在 MIC 發生的情況下，微生物會產生讓金屬腐蝕的有機或無機酸、氨、或氫化硫，也會干擾在無氧環境下的陰極半反應，導致陽極溶解增加。另一方面，微生物會影響金屬離子的揮發性、保護塗料的完整性以及抑制劑的代謝。

MIC 可能會導致的老化影響為孔蝕或是裂縫起始，孔蝕通常會被微生物沉積物覆蓋，影響大部分的材料，像是碳鋼、不銹鋼與鎳基等，對於不銹鋼材料，通常會在銲接區或熱影響區上發現沉積或是孔蝕。MIC 沉積物含有大量的鐵與錳，矽、硫、氯化物或是磷。取決於合金材料與環境條件，許多不同的微生物都會引起 MIC，但是針對電廠環境的類型主要的破壞類型是(1)形成鐵與錳沉積物的細菌、(2)

形成黏液的假單胞菌屬(*Pseudomonas*)的細菌、(3)形成沉積物與鐵還原桿菌(*Bacillus*)的微生物(4)硫酸鹽還原菌(*Sulfate-reducing Bacteria, SRB*)。影響微生物存在的因素包含溫度、壓力、pH 值、水含量、含鹽量、氧氣以及養分的類型與含量[6]。

電廠運轉多年，不銹鋼襯裡發生間隙腐蝕與應力腐蝕龜裂愈來愈受到關注，間隙腐蝕可能發生在已存在的缺口，以局部酸性或雜質形式侵蝕，或是來自微生物活性的影響，關鍵的位置包含沿銲接縫、下方 6 吋垂直襯裡與池底襯板等。另外，燃料池中存在高密度格架，格架之間的緊密間隙導致較低的流動情況(停滯)、更高的污染物濃度以及對 MIC 更具吸引力的環境[17]。MIC 並非是新的腐蝕形式，而是局部腐蝕(如孔蝕)現象的前兆，一旦孔蝕發生，儘管環境改變，孔蝕成長仍可持續。生物膜在 MIC 過程中擔任至關重要的角色，緩慢的擴散速度讓金屬表面形成微小環境、改變微生物的生理機能、減緩殺菌劑的功效、以及形成細胞濃縮。微生物也具有濃縮金屬離子的能力，包含放射性核種。

圖 3 與 圖 4 為美國 Savannah River Site 於 DOE 2020 出版之用過核燃料與高放廢棄物清單報告中所呈現之照片，該設施曾接收美國本土與國外的民用與研究用反應器燃料，進行濕式儲存。其導電度維持在 1-3 $\mu$ S/cm 左右，儲存燃料的鋁容器或是 6061 鋁合金格架並無明顯的腐蝕現象，但是針對燃料的部分，進行 MIC 劣化可能性的探討。針對一批來自國外研究用反應器(FRR)的燃料進入儲存池前後進行取樣分析，取樣前後相隔一周，水中的微生物密度大量增加，未置入燃料時 SRB 約為 100 cells/mL，一周後高出兩個數量級，可能是燃料本身沉積的微生物或是燃料提供了養分以至於水中菌落密度增

加，但是無法推論歸因於 FRR，因為 SRB 經常附著於表面並且位在生物膜之下或是內部，可能來自新的燃料或是原有結構件經顯著擾動而釋出。SRB 是與 MIC 相關的微生物並且是生物膜存在於曝氣(開放)水中的指標。在其他工業應用上，SRB 對於鐵與 304 不銹鋼系統的腐蝕為關鍵因子，亦曾發生導致鋁合金發生 MIC 之現象。

多數 SRB 為厭氧菌，但有研究顯示 SRB 並非嚴格的絕對厭氧菌，有些能耐受低濃度的氧氣並生長。SRB 雖不是唯一參與 MIC 作用的生物，可以是 MIC 發生或正要發生的指標，當發生 MIC 時，可能存在生物膜，用過核子燃料由濕式轉為乾式貯存並不會消除生物膜與其中的微生物，生物膜與微生物的包覆材料會阻礙去水的程序，各種研究顯示在潮濕的環境下，生物膜與微生物活性還是存在的[3]。

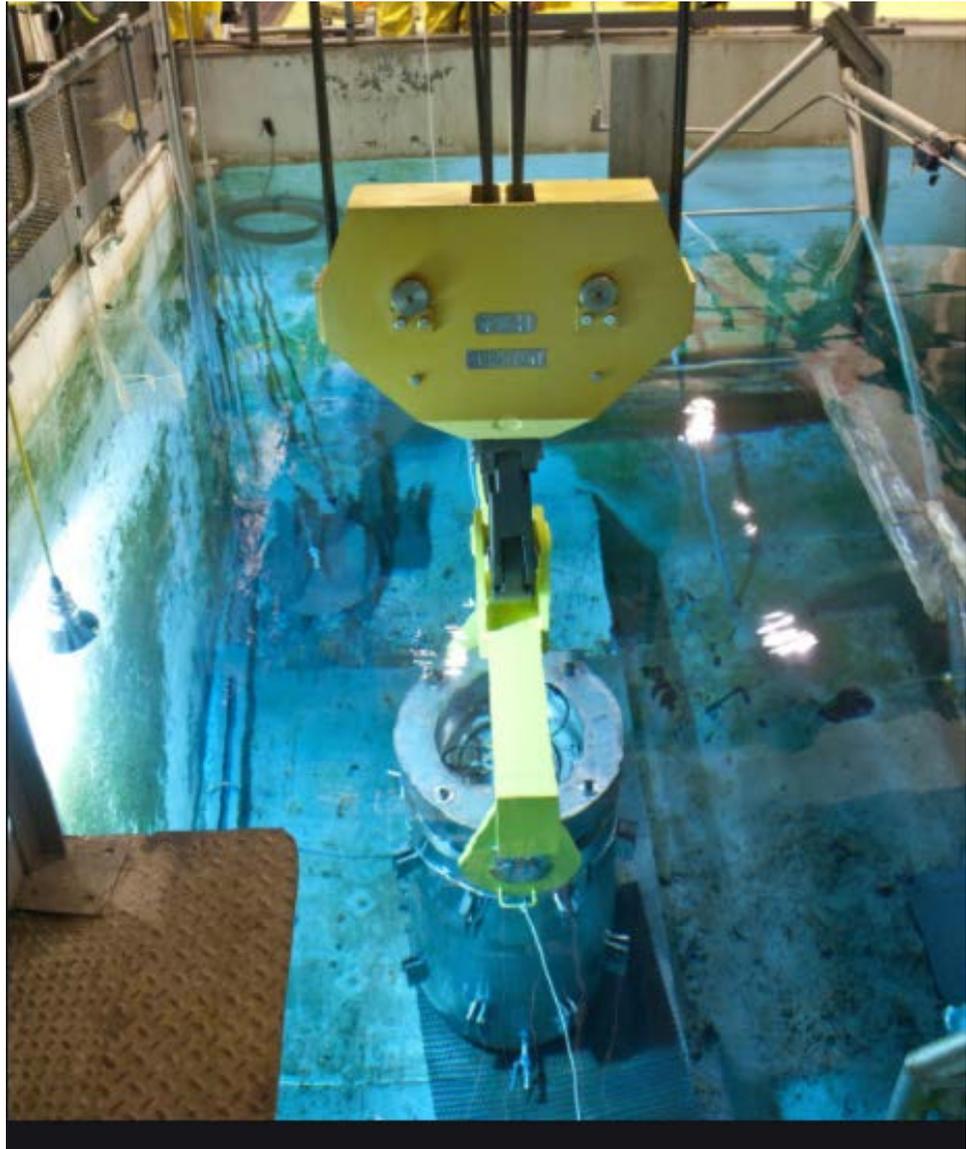


圖 3、Savannah River Site 水池裝載池[18]

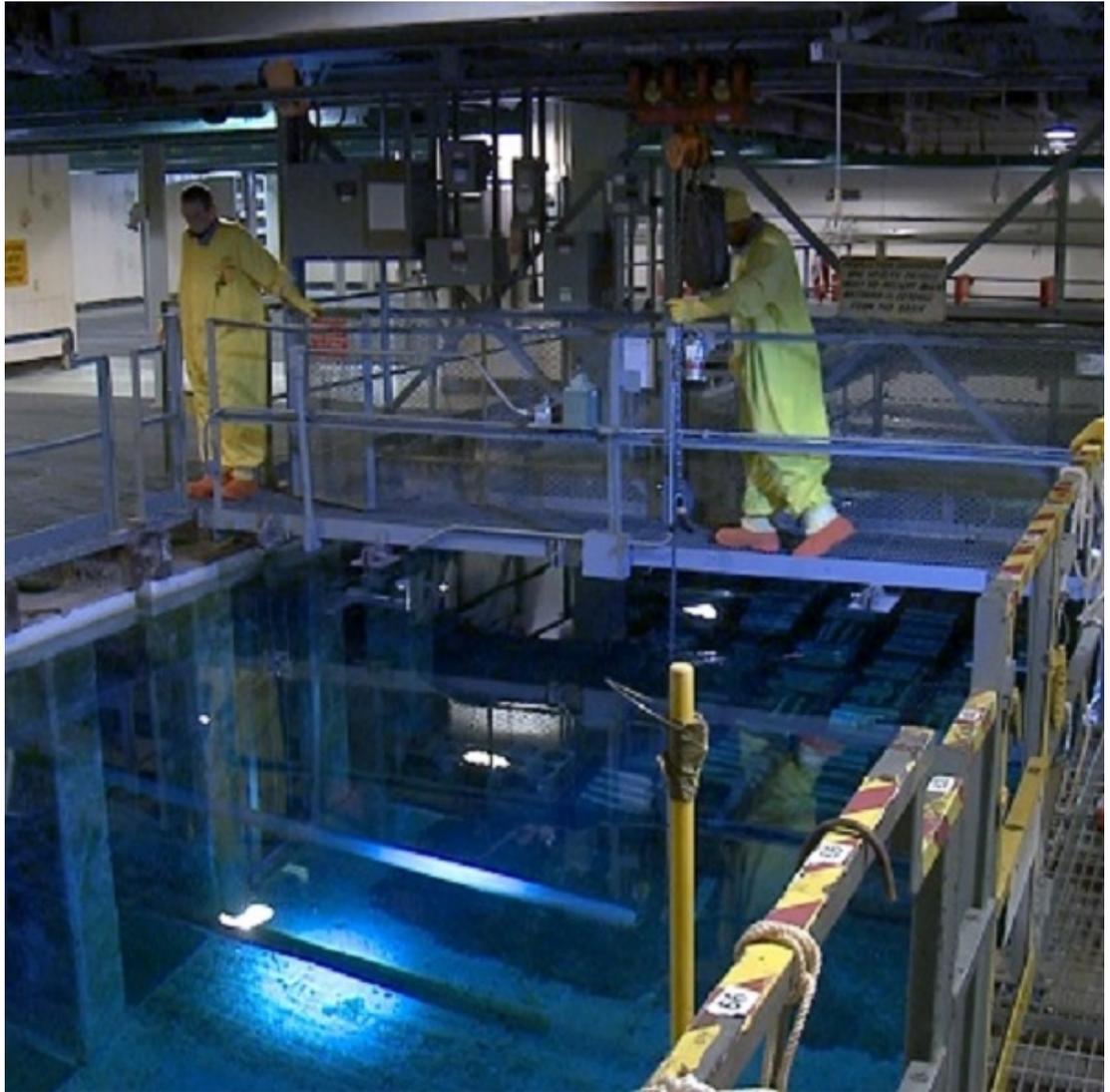


圖 4、Savannah River Site 水池一隅[18]

美國 Idaho National Engineering Laboratory 自 1951 年開始儲存用過核子燃料，其中一區的燃料儲存採用的是鋁與不銹鋼格架，混凝土結構未裝內襯，燃料護套材料包含鋁、不銹鋼、與鋁合金，定期針對燃料池進行目視檢查，包含混凝土結構、單軌(monorail)、吊架、桶與容器、及部分燃料，這些檢查包含的材料有 304 不銹鋼、鋁合金、碳鋼與 6061 鋁合金，可以發現在鋁合金與不銹鋼上未檢測到明顯的腐蝕，碳鋼呈現大規模的腐蝕，因此改採 304 不銹鋼取代，6061

鋁合金則是以孔蝕與間隙腐蝕為主，侵蝕量取決於在水中暴露的時間。另一區燃料儲存池則是採用 304L 不銹鋼作為內襯，16 種用過核子燃料採用不同的燃料護套，有鋁、不銹鋼、與鋳合金等，此區水化學的控制比前一區更溫和，但並非沒有腐蝕生成。304L 不銹鋼內襯的基材和銲接處未出現孔蝕，一般腐蝕速率為 2.5  $\mu\text{m}/\text{yr}$ ，也定期針對用過燃料池進行目視檢查，在 6061 鋁合金試片(模擬用過核子燃料鋁罐)上發現孔蝕起始，孔蝕隨機分布於罐子的外表面，水透過貫穿的孔進入罐子內部。局部腐蝕位置並未發現腐蝕產物，但由於在試片上發現生物膜的存在，因此可能有 MIC 的存在。將 304 不銹鋼與 6061 鋁合金置入此水池內進行測試，定期進行觀察，可以發現 13 年後，銲接的 304 不銹鋼並未出現腐蝕，6061 鋁合金出現孔蝕與間隙腐蝕，腐蝕速率約為 38.1  $\mu\text{m}/\text{yr}$ 。位於進水的過濾器與樹脂應定期進行清理與再生，不然會讓水中的微生物含量增加，燃料表面的鋁、不銹鋼、鋳合金呈現高微生物含量，也使 304 不銹鋼板上產生生物積垢(Biological Fouling)。此兩處的池子都存在著類似的微生物種，像是 SRB、產酸菌(acid-producing bacteria)、異養菌(heterotrophic bacteria)等。

可以透過使用加氯、逆洗、有機塗層、熱震(thermal shock)來消除生物的影響，消除生物積垢與降低生物腐蝕來維持組件的性能(如：用過核子燃料的燃料完整性)。即使在非常乾淨的系統中，也已發現微生物對於電廠組件造成的腐蝕。無論是維持還是成長，微生物代謝需要水汽，如大氣濕度，如果可以維持乾式貯存筒內的乾燥條件，可以大大降低微生物的生存。對於用過核子燃料來說，微生物對於加馬射線的抗性是不同的，細菌孢子是較具輻射抗性的，需要 3~4 kGy 的

劑量可以達到 90% 的致死率，相對於營養細胞(非孢子狀)只需十分之一即可達到同樣的致死率。有些菌種在營養的狀態下可以顯現出更高的輻射抗性，像是 *Micrococcus radiodurans*，可以耐受 10 kGy 照射而不影響。在三哩島受損的反應器壓力槽曾分離出活的微生物。生物膜是微生物在金屬表面拓殖(Colonization)的結果，是細菌活性的第一也是最常見的指標，與 MIC 密切相關，微生物產生特定的化學物質形成腐蝕性與能發生電化學反應的特定環境，導致局部腐蝕的生成。304 不銹鋼表面的微生物活性可以催化特定的化學反應，使得腐蝕性的離子(如氯離子與硫化物等)發生聚集與濃縮，孔蝕的起始與微生物活性相關，但是在 304 不銹鋼上，孔蝕的成長則是與其活性無關[3]。

核電廠用過燃料池的內襯與燃料傳輸通道(fuel transfer channel, FTC)生長的微生物，可能會形成抗高輻射的生物膜並引起腐蝕。由於用過燃料池與 FTC 要獲得大量樣品有困難度與侷限性，故透過棉花棒來收集壁面的生物膜，使用大規模平行定序來獲得。巴西 Angra 核電廠自 1985 年開始運轉，為了確保安全，透過定期檢查內襯與排水系統的微小裂縫來尋找任何少量洩漏。檢查內襯的微生物很重要，因為會造成 MIC 引起核設施的劣化。池水是缺乏營養與具放射性的，無法提供有利的環境來維持生長，但藻類、真菌與細菌還是有可能進行增殖而形成生物膜。因此，水質的深入分析也應包含定期對於池中與排水管的內部塗層進行定期評估微生物生長的可能性。Angra 電廠無論對池水進行任何處理，數據都顯示真菌(Fungi)的存在(擔子菌和子囊菌)，是用過燃料池與 FTC 主要的污染者，其中擔子菌約佔 70%

[19]。

印度 BARC 研究用過燃料池池水，這些水為確保高純度都是透過過濾系統來維持，在 SNF 超純淨池水中發現細菌菌落，水樣品分離出 6 種細菌，具有顯著的耐輻射性( $D_{10}$  值為 248 Gy 至 2 kGy)並且有生物膜形成的能力，其中 FPB1、FPB4 和 FPB6 三個分離株觀察到生物膜媒介的金屬移除最大量為  $3.8\mu\text{g}/\text{mg biomass}$ [20]。

### 本節結語

透過案例資料的蒐集，微生物可能對燃料池中燃料的溼貯過程產生材料劣化的問題，像是鋁合金的孔蝕、敏化不銹鋼的 IGSCC、碳鋼與銅合金的腐蝕、中子吸收材的劣化等，各項現可整理如下：

1. 限制微生物生長的主要因素是盡可能的減少養分的引入(特別是磷酸鹽)、儲存區的光照強度與溫度；微生物活性提供了一局部環境並加速腐蝕；
2. 在 MIC 發生的情況下，微生物會產生讓金屬腐蝕的有機或無機酸、氨、或氫化硫，也會干擾在無氧環境下的陰極半反應，導致陽極溶解增加；
3. 國際間的文獻資料顯示，部分微生物往往具有極高的輻射耐受性；例如，印度 BARC 設施水池曾發現具有  $D_{10}$  值為 248 Gy 至 2 kGy 之菌株，美國 Savannah River Site 中藻類的輻射耐受性達 25 kGy，三哩島受損的反應器亦曾發現活的微生物。

## 五、核一廠目前水質管理程序與微生物容許限值標準研析

透過以上國際資訊的研析可以確認，燃料束因材質特性之故不易與微生物還原之硫酸根進行反應，且 MIC 之影響可以透過水質的控制與管理加以改善。本研究為此進一步回顧核一廠現行之微生物管制程序書 D817.1「電廠冷卻水系統微生物分析檢測」[21]，以期瞭解，台電目前是否有充足的微生物檢測作業以確認微生物生長之狀況。

經檢視該程序書之適用範圍係以密閉之循環冷卻水以及緊急柴油發電機冷卻水等範圍，以每年一次之頻次進行檢測。

主要程序依據 EPRI 報告中對於密封冷卻水之水化學指引，並參考台電委託工研院進行之「核電廠密閉冷卻水系統微生物腐蝕控制研究」報告作為檢測方法建立之依據。

整體之取樣與培養程序主要係著眼於避免污染與維持試劑有效性之程序問題，於此不再贅述。其關鍵之處在於採用 NACE Standard TM0194-2004 規範，利用混濁度測數法（即所謂的 Most Probable Number，MPN 法）利用取樣冷卻水稀釋方式(如圖 5 所示)來估算原水之菌落數。將取得之原水逐次由 1 號瓶稀釋至 5 號瓶，且由於每瓶之稀釋倍率為 $10^1$ 倍，因此原水的菌落數將為 5 號瓶的 $10^5$ 倍。

而經過長時間培養後，菌落數即會持續增殖，並使試劑外觀出現混濁狀變化(如圖 6)。此時由上述各試瓶之稀釋倍率即可得知原水之菌落數；例如檢測後出現試劑變化最大為 5 號瓶，則代表原水中之菌落數大於每毫升 $10^5$ 個菌落數(Colony-forming unit)(單位：CFU/ml)，菌落數與瓶號則可依前述稀釋比例加以回推。目前台電核一廠對於 SRB 菌係採取不得檢出之要求，一般好氧菌其菌落數不得超過 1000

CFU/ml。

綜合以上對核一廠冷卻水中微生物菌落之檢測可以得知，台電於機組運轉期間對於 MIC 最可能發生危害之密閉冷卻水循環系統進行微生物之生長狀況確認，並設定合適的檢測標準。考量機組停機並進入過渡階段後，部分具密封冷卻水要求之設備或之重要性或將逐步減低，此部分採用運轉期間之規範應可涵蓋；惟，在開放式冷卻水循環迴路中，可能造成靜滯區、低流速區或低含氧區，而致使 SRB 菌可能繁殖之影響，或可同時納入水質監測或是冷卻水運轉模式規劃之考量範圍內。例如，若未來將餘熱移除系統轉為備用時，或可要求於以固定頻次啟動餘熱移除系統並維持若干時間，如此即可確認餘熱移除系統轉為備用設備時之可用性之外，亦可避免局部冷卻水區域發生靜滯而造成沉積物堆積之狀況。

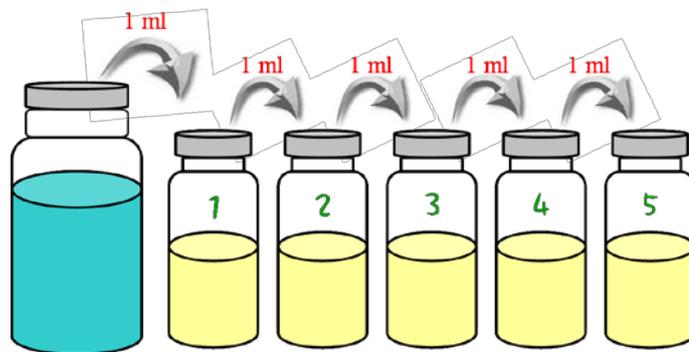


圖 5、台電 D817.1 程序書之原水稀釋作業示意圖[21]



硫酸根還原菌對照瓶



一般耗氧菌對照瓶

圖 6、台電 D817.1 程序書所載試劑檢測狀況示意圖[21]

## 六、未來微生物腐蝕之實驗規劃

### 1. 菌種選擇

在厭氧環境下微生物腐蝕主要為硫酸還原菌(Sulfate-Reducing Bacteria, SRB)，SRB 透過氧化有機化合物或分子氫，將硫酸鹽等還原為  $H_2S$ ，從而獲得能量。但 SRB 生長代謝的過程中所產生的  $H_2S$ 、金屬硫化物等，在厭氧情況下會導致並加速材料的腐蝕。在有氧環境下硫氧化細菌(Sulfur-oxidizing bacteria, SOB)與 SRB 作用剛好相反，是將各種還原態的硫化物在較低 pH 條件下氧化成  $H_2SO_4$ ，加速金屬腐蝕。因此，本研究以 SRB 菌 *Desulfotomaculum nigrificans* 及 SOB 菌 *Thiobacillus thioparus* 分別探討其對不銹鋼、碳鋼等組件可能發生的腐蝕行為。

### 2. 腐蝕監測方法改良

SRB 菌株為厭氧菌，通常培養於塞橡膠蓋並封鋁蓋的血清瓶中，以維持厭氧狀態，但於血清瓶培養將不利於進行連續監測，每次量測將擾動環境，影響生物膜的形成。因此本研究結合電化學連續監測所需改良測試槽(如圖 7)，初步完成測試槽改良加工，先測試 SRB 菌於此測試槽中的生長耐受性與培養液之變化，將視其需要繼續進行改進。

將試片與長滿菌之菌液一同置入培養，以空白培養液為對照組，於各時間序列分別進行動態循環極化監測，SEM 觀察及重量損失量測。

### 3. 試片製備

本研究為能確保未來進行微生物實驗時，可以在不擾動試片表面微生物之菌落或生物膜之前提下進行量測，擬透過如圖 8 所示之

玻璃容器進行菌株培養，並利用容器所提供之通道置入不同試片，以求瞭解微生物對於水線、水下焊道(如圖 8 所示)之可能影響。試片之放置亦將考慮可以透過電性量測之機制來監測微生物對試片之影響。必要時配合特定時間點之試片顯微檢測，即可獲知微生物生長對於試片之影響，以及其腐蝕機制對試片所造成的材料微結構影響。

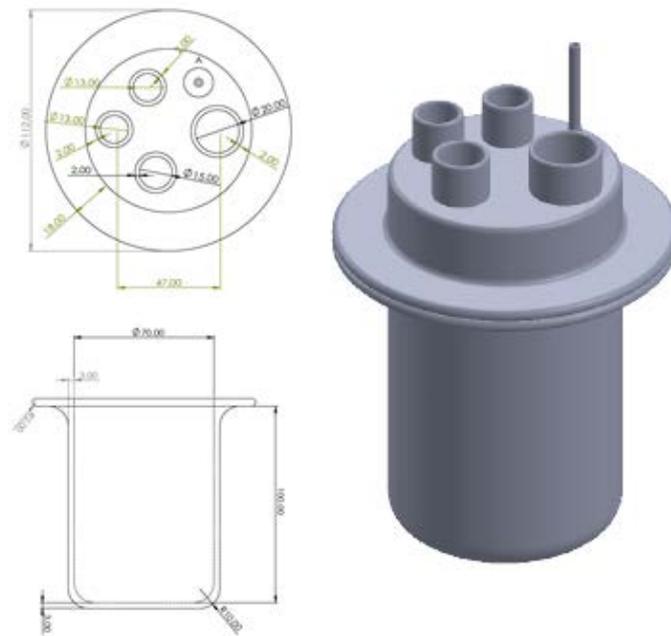


圖 7、研究擬採用之微生物培養與試片盛載之容器

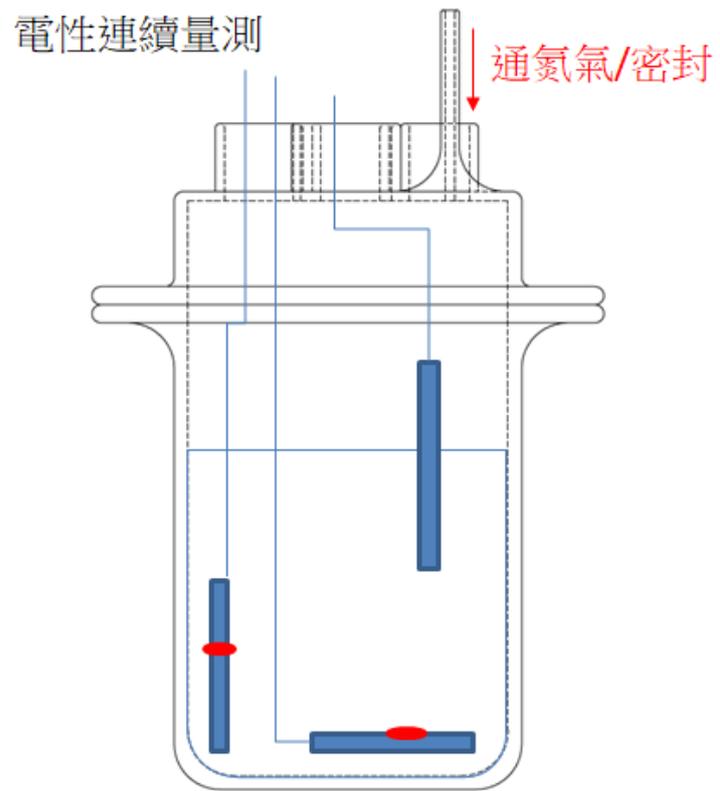


圖 8、研究擬採用之試片放置方式

## 七、研究發現與管制建議回饋

1. 以微生物生長合適性為基準，機組於除役過渡階段之熱水流特性實則與用過燃料池於正常運轉時期相似，故過往機組之運轉維運方式(含水質控制)應可符合除役過渡階段；
2. 除役過渡期間冷卻水操作條件的改變或需考量是否長期造成靜滯水之可能，而使沉積物下方或微生物本身得以生成生物膜，進而阻絕氧化劑或其代謝產生之腐蝕物釋出，並對組件局部造成腐蝕；
3. 相較於不銹鋼、鋁、銅與碳鋼，硫及其化合物與鋅之親和性太小，且鋅也可以抵抗大多數的無機與有機酸的侵蝕，故微生物代謝產物對於鋅不產生腐蝕性；
4. 目前核一廠之微生物檢測主要係針對封閉循環之冷卻水為之，在考量相關系統之可用性隨熱源降低而可能引起之事故情境改變，建議是否針對可能出現之靜滯水區域進行類似之檢測；
5. 若未來將餘熱移除系統轉為備用時，或可要求於以固定頻次啟動餘熱移除系統並維持若干時間，如此即可確認餘熱移除系統轉為備用設備時之可用性之外，亦可避免局部冷卻水區域發生靜滯而造成沉積物堆積之狀況。
6. 冷卻水系統之進口過濾器或淨化樹脂應定期進行清理與再生，有助避免微生物菌落固著而增生。

## 肆、參考文獻

- [1] EPRI, “Closed Cooling Water Chemistry Guideline,” Revision 1 to TR-107396, Closed Cooling Water Chemistry Guideline, Final Report, April 2004.
- [2] 台電公司「核電廠密閉冷卻水系統微生物腐蝕控制研究」完成報告，民國 100 年。
- [3] J.H. Wolfram et al., “The Impact of Microbially Influenced Corrosion on Spent Nuclear Fuel and Storage Life,” INEL-96/0335, 1996.
- [4] IAEA, Good Practices for Water Quality Management In Research Reactors and Spent Fuel Storage Facilities, IAEA NUCLEAR ENERGY SERIES No. NP-T-5.2, 2011.
- [5] Fraser King et al., “A Review of the Information Available to Assess the Risk of Microbiologically Influenced Corrosion in Waste Packages,” QRS-1384L-1, May 2011.
- [6] Eric Blocher et al., “Aging Management Guideline for Commercial Nuclear Power Plants - Tanks and Pools,” CONTRACTOR REPORT SAN D96-0343, 1996.
- [7] L. L. Campbell, J. R. Postgate “Classification of the spore-forming sulfate-reducing bacteria,”. *Bacteriol, Rev.* 29 pp.359–363, 1965.
- [8] 周鳳英、王美雅、鍾曉萍、溫曉薇，「不同硫桿菌菌株對放射性廢棄物桶材腐蝕及腐蝕物遷移之效應」。防蝕工程；23 卷 2 期 (2009)， pp.125 – 133。
- [9] de Man, J. C. MPN tables, corrected. *Eur. J. Appl. Biotechnol.* Vol.17, pp.301-305, 1983.
- [10] Shaoshih Ma et al., “Evaluation of the asymmetry effect on core thermal limit for the inadvertent cold injection transient in Chinshan

- BWR-4 Plant,” *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 78, pp. 15-25. 2015.
- [11]原子能委員會，「核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範，」會核字第 1710 號，民國 79 年 2 月 28 日。
- [12]Clarke, B.H & Aguilera, A.M., “Microbiologically Influenced Corrosion in the Fire Sprinkler Systems,” *Automatic Sprinkler Systems Handbook*, 2007.
- [13]Jeffery R. Kearns and Susan W. Borenstein, “Microbially Influenced Corrosion Testing of Welded Stainless Alloys for Nuclear Power Plant Service Water Systems,” *The NACE Annual Conference and Corrosion Show*, Cincinnati Convention Center, Cincinnati, Ohio, March 11-15, 1991.
- [14]L. Yang et al., “MICROBIALLY INFLUENCED CORROSION STUDIES OF ENGINEERED BARRIER SYSTEM MATERIALS,” U.S. Nuclear Regulatory Commission-Contract NRC-02-02-012, July 2004.
- [15]F. King, “Microbially Influenced Corrosion of Copper Nuclear Fuel Waste Containers in a Canadian Disposal Vault,” AECL-11471, 1996.
- [16]T.-L. Yau, V.E. Annamalai, “Corrosion of Zirconium and its Alloys,” Reference Module in Materials Science and Materials Engineering, 2016.
- [17]A. B. JOHNSON, Jr., “Understanding and Managing the Aging of Spent Fuel and Facility Components in Wet Storage,” *Proceedings of the NATO Advanced Research Workshop on Safety Related Issues of Spent Nuclear Fuel Storage Almaty, Kazakhstan*, pp.26–29 September 2005.
- [18]DOE, “<https://srswatch.org/doe-spent-nuclear-fuel-and-high-level-radioactive-waste-inventory-report-with-commercial-and-doe-amounts/>.”
- [19]Rosane Silva et. al. “Microbial enrichment and gene functional categories revealed on the walls of a spent fuel pool of a nuclear

power plant,” PLOS ONE, October 4, 2018.

[20] D Karley, SK Shukla, “TS Rao. Isolation and characterization of culturable bacteria present in the spent nuclear fuel pool water,” Environ Sci Pollut Res. Int, Vol.25: pp.20518-20526, 2018.

[21]台灣電力公司核能一廠, 「電廠冷卻水系統微生物分析檢測,」  
D817.1 版次 00, 日期 107 年 10 月 18 日。



行政院原子能委員會  
委託研究計畫研究報告

109 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  
**2020 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：109B006

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、陳紹文

研究期程：中華民國 109 年 5 月至 109 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：109 年 12 月 08 日

## 目 錄

|  |      |
|--|------|
| 目 錄 .....                                | C-i  |
| 中文摘要 .....                               | C-1  |
| ABSTRACT.....                            | C-2  |
| 壹、計畫緣起與目的 .....                          | C-3  |
| 貳、研究方法與過程 .....                          | C-5  |
| 參、主要發現與結論 .....                          | C-7  |
| 一、蒐集與彙整 2020 年 CAMP 會議之相關資訊 .....        | C-7  |
| (一)CAMP 相關程式版本更新動態 .....                 | C-7  |
| (二)2020 年 CAMP 會議資料彙整 .....              | C-9  |
| (三) 國際 CAMP 組織研究發展動態重點節錄 .....           | C-19 |
| 二、核一廠除役過渡階段開蓋下喪失冷卻水事故安全性分析與參數靈敏度評估 ..... | C-45 |
| (一) 暫態評估說明 .....                         | C-45 |
| (二) 初始假設條件與案例說明 .....                    | C-52 |
| (三) 評估結果與討論 .....                        | C-54 |
| (四) 模組開發與展示 .....                        | C-72 |
| 三、撰寫 NUREG-IA 技術報告 .....                 | C-81 |
| 四、擬提之管制建議 .....                          | C-82 |
| 五、研究成果與結論 .....                          | C-83 |
| 肆、參考文獻 .....                             | C-85 |
| 附件 1、NUREG/IA 技術報告 .....                 | C-86 |

## 圖目錄

|   |      |
|---|------|
| 圖 1 研究方法流程圖 .....                       | C-6  |
| 圖 2 CAMP 2020 年秋季會議議程(第一天) .....        | C-15 |
| 圖 3 CAMP 2020 年秋季會議議程(第二天) .....        | C-16 |
| 圖 4 CAMP 2020 年秋季會議議程(第三天) .....        | C-17 |
| 圖 5 NUREG/IA 國際發表總計 .....               | C-18 |
| 圖 6 PSI 執行瑞士 STARS 計畫之簡介 .....          | C-20 |
| 圖 7 瑞士 STARS 計畫之任務 .....                | C-20 |
| 圖 8 SNAP 程式應用於 PMSYS .....              | C-21 |
| 圖 9 PIPE 連接 VESSEL 組件之鍵結 .....          | C-21 |
| 圖 10 利用 COBALT 工具建立 BWR 全爐心模式 .....     | C-22 |
| 圖 11 驗證 PARCS 程式於 VVER 幾何 .....         | C-22 |
| 圖 12 匈牙利研究組織 .....                      | C-24 |
| 圖 13 匈牙利電力生產與消耗情形 .....                 | C-24 |
| 圖 14 RELAP5 發展模型 .....                  | C-25 |
| 圖 15 TRACE 發展模型 .....                   | C-25 |
| 圖 16 RELAP5、TRACE 與實驗量測比對成果(1) .....    | C-26 |
| 圖 17 RELAP5、TRACE 與實驗量測比對成果(2) .....    | C-26 |
| 圖 18 Bethsy 實驗設施說明與介紹 .....             | C-28 |
| 圖 19 Bethsy 實驗案例說明 .....                | C-28 |
| 圖 20 TRACE 1D 計算模型 .....                | C-29 |
| 圖 21 TRACE、RELAP5 計算成果與實驗值比對結果 .....    | C-29 |
| 圖 22 TRACE、RELAP5 計算與實驗值比對準確率 .....     | C-30 |
| 圖 23 Bethsy 實驗驗證 TRACE、RELAP5 之結論 ..... | C-30 |
| 圖 24 不準度分析應用與流程 .....                   | C-32 |
| 圖 25 TRACE 分析模式節點圖 .....                | C-32 |
| 圖 26 LBLOCA 暫態分析結果 .....                | C-33 |
| 圖 27 LBLOCA 不準度相依性評估 .....              | C-33 |
| 圖 28 TRACE 3D 分析模式節點圖 .....             | C-34 |

|   |      |
|---|------|
| 圖 29 TRACE 分析結果與實驗值對照 .....                   | C-34 |
| 圖 30 PWR PACTEL 設施示意圖 .....                   | C-37 |
| 圖 31 PWR PACTEL 蒸汽產生器熱交換管 .....               | C-38 |
| 圖 32 PWR PACTEL 一次側 TRACE/SNAP 分析模式 .....     | C-39 |
| 圖 33 PWR PACTEL 二次側 TRACE/SNAP 分析模式 .....     | C-40 |
| 圖 34 實驗數據與 TRACE 計算結果比較-破口流率 .....            | C-41 |
| 圖 35 實驗數據與 TRACE 計算結果比較-一、二次側壓力 .....         | C-41 |
| 圖 36 實驗數據與 TRACE 計算結果比較-爐心水位 .....            | C-42 |
| 圖 37 實驗數據與 TRACE 計算結果比較-爐心進出口溫度 .....         | C-42 |
| 圖 38 實驗數據與 TRACE 計算結果比較-冷端質量流率 .....          | C-43 |
| 圖 39 實驗數據與 TRACE 計算結果比較-冷端二質量流率 .....         | C-43 |
| 圖 40 實驗數據與 TRACE 計算結果比較- Downcomer 質量流率 ..... | C-44 |
| 圖 41 開蓋示意圖[3].....                            | C-48 |
| 圖 42 爐水淨化系統簡圖[5] .....                        | C-49 |
| 圖 43 模擬 4 英吋破口之 VALVE 組件 .....                | C-49 |
| 圖 44 模擬 2 英吋破口之 VALVE 組件 .....                | C-50 |
| 圖 45 固定功率之 POWER 組件設定 .....                   | C-51 |
| 圖 46 案例一水位圖 .....                             | C-60 |
| 圖 47 案例二水位圖 .....                             | C-60 |
| 圖 48 案例三水位圖 .....                             | C-61 |
| 圖 49 案例四水位圖 .....                             | C-61 |
| 圖 50 案例五水位 .....                              | C-62 |
| 圖 51 案例六水位 .....                              | C-62 |
| 圖 52 案例七水位 .....                              | C-63 |
| 圖 53 案例八水位 .....                              | C-63 |
| 圖 54 案例一護套溫度 .....                            | C-64 |
| 圖 55 案例二護套溫度 .....                            | C-64 |
| 圖 56 案例三護套溫度 .....                            | C-65 |
| 圖 57 案例四護套溫度 .....                            | C-65 |
| 圖 58 案例五護套溫度 .....                            | C-66 |

|                                |      |
|--------------------------------|------|
| 圖 59 案例六護套溫度 .....             | C-66 |
| 圖 60 案例七護套溫度 .....             | C-67 |
| 圖 61 案例八護套溫度 .....             | C-67 |
| 圖 62 案例一累積破口質量 .....           | C-68 |
| 圖 63 案例二累積破口質量 .....           | C-68 |
| 圖 64 案例三累積破口質量 .....           | C-69 |
| 圖 65 案例四累積破口質量 .....           | C-69 |
| 圖 66 案例五累積破口質量 .....           | C-70 |
| 圖 67 案例六累積破口質量 .....           | C-70 |
| 圖 68 案例七累積破口質量 .....           | C-71 |
| 圖 69 案例八累積破口質量 .....           | C-71 |
| 圖 70 Color Map 設定介面 .....      | C-75 |
| 圖 71 Color Map 之顯示顏色設定介面 ..... | C-75 |
| 圖 72 空泡分率顯示設定 .....            | C-76 |
| 圖 73 溫度顯示設定 .....              | C-77 |
| 圖 74 分析模式圖 .....               | C-78 |
| 圖 75 連結數據後之分析模式 .....          | C-79 |
| 圖 76 運行中之分析模式 .....            | C-80 |

## 表目錄

|                                     |      |
|-------------------------------------|------|
| 表 1 分析模式之衰變熱數值設定 .....              | C-47 |
| 表 2 案例對照表(7 天) .....                | C-53 |
| 表 3 案例對照表(1050 天) .....             | C-53 |
| 表 4 反應爐爐心與爐穴到達關鍵水位之時序結果彙整(小時) ..... | C-58 |
| 表 5 八個案例護套溫度升至 1088K 之時序比較 .....    | C-58 |
| 表 6 用過燃料池水位到達關鍵水位之時序結果彙整(小時) .....  | C-59 |

## 中文摘要

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，回饋實際使用 TRACE 熱水流分析程式、累積運用模擬程式的技術與經驗至 CAMP 計畫，以協助美國核管會精進 TRACE 程式之功能。為關注核一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，本年度的研究將著重於暫態案例分析與安全評估。本研究根據核一廠於除役過渡階段，仍維持運轉之系統與設備，評估核電廠除役過渡階段可能發生喪失冷卻水事故之位置與形式，並結合 TRACE 熱水流分析程式進行核一廠開蓋後安全性、參數靈敏度分析，以協助管制機關進行審查作業。

## **Abstract**

CAMP is an international program for sharing assessments, researches, code development, and accident analyses for reactor and plant systems. Utilizing TRACE code and sharing the experience with CAMP members help U.S. NRC improving the codes. This research focus on the safety analysis and assessment of Chinshan nuclear power plant during decommissioning phase by TRACE thermal-hydraulic code. The location and form of the possible loss of coolant accidents during the decommissioning transition phase are evaluated based on the systems and equipment that are still in operation during the decommissioning transition phase of the Chinshan nuclear power plant. TRACE thermal-hydraulic code is used helping assessing the safety and sensitivity of parameters of Chinshan nuclear power plant during decommissioning phase. The results can assist regulatory authority conducting safety review.

## 壹、計畫緣起與目的

由於我國核一廠已進入除役階段，核一廠兩部機組用過燃料池幾乎全滿的狀況下，使得目前核一廠部分用過核子燃料需暫存於反應器壓力槽內。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，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。基於本研究於 108 年度已針對目前核一廠爐心用過核子燃料暫存於反應器壓力槽之階段，建立反應器開蓋 TRACE 熱水流分析模式，然而除役過渡階段核電廠可能存在管路、設備老化造成喪失冷卻水(Loss of Coolant Accident, LOCA)事故(incident)與相關事件(incident)，影響核一廠除役過渡階段之安全性，因此本年度的研究著重於核一廠除役期間假想發生喪失冷卻水事故並進行暫態分析與安全評估。

另外，本計畫也屬於 CAMP 台美國際合作案之一環，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目前 TRACE、PARCS、SNAP (Symbolic Nuclear Analysis Package)等模擬程式的研究成果及分析技術討論，促進各國對於核能電廠系統的安全分析程式之精進發展以及驗證應用技術，以強化程式模擬能力以及增進核能安全管制成效。為有效達成互相交流之目的，CAMP 國際合作計畫建立一溝通平台並於每年春季與秋季召開一次討論會議，供各會員國及參與組織分享研究成果與程式使用經驗。目前與美國簽訂協議的國家有十幾個，除了歐美洲方面如瑞典、德國、捷克、比利時、瑞士、義大利、西班牙、克羅愛西亞、斯洛維亞、加拿大等等，亞洲方面有台灣、

日本、韓國、中國、阿拉伯聯合大公國等。因此本計畫也透過彙整 CAMP 各會員國分享之經驗與國際發展現況，提供給國內管制機關做參考。隨著計畫執行，將彙整相關資料以及技術研究成果，撰寫 NUREG/IA 技術報告並提交至美國核管會(USNRC)，以完成台灣參與 CAMP 國際合作計畫之職責，並增加台灣於國際上之能見度。

## 貳、研究方法與過程

本研究已於 108 年度完成核一廠開蓋 TRACE 安全分析模式之建立與驗證工作，為了進一步協助管制機關進行管制作業，本年度針對核一廠除役過渡階段進行喪失冷卻水(LOCA)事故分析與安全評估。另一方面，CAMP 國際合作計畫為各會員國研究成果及分析技術討論的交流平台，探討安全分析程式的精進發展與驗證應用，藉由透過彙整 CAMP 各會員國分享之經驗與發展現況，提供管制機關作為台灣核能管控制式發展方向之參考以及強化管制能量。其研究方法流程圖如圖 1 所示。

下列幾項為本分項計畫之工作項目：

- 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、 執行核一廠除役過渡階段假想發生喪失冷卻水事故之模擬，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。

- 三、 將相關研究結果，彙整並撰寫NUREG-IA技術報告，提供給美國核管會(USNRC)，來完成我國參與國際合作CAMP計畫中之責任與義務。
- 四、 整理上述資料與研究成果並撰寫結案報告。

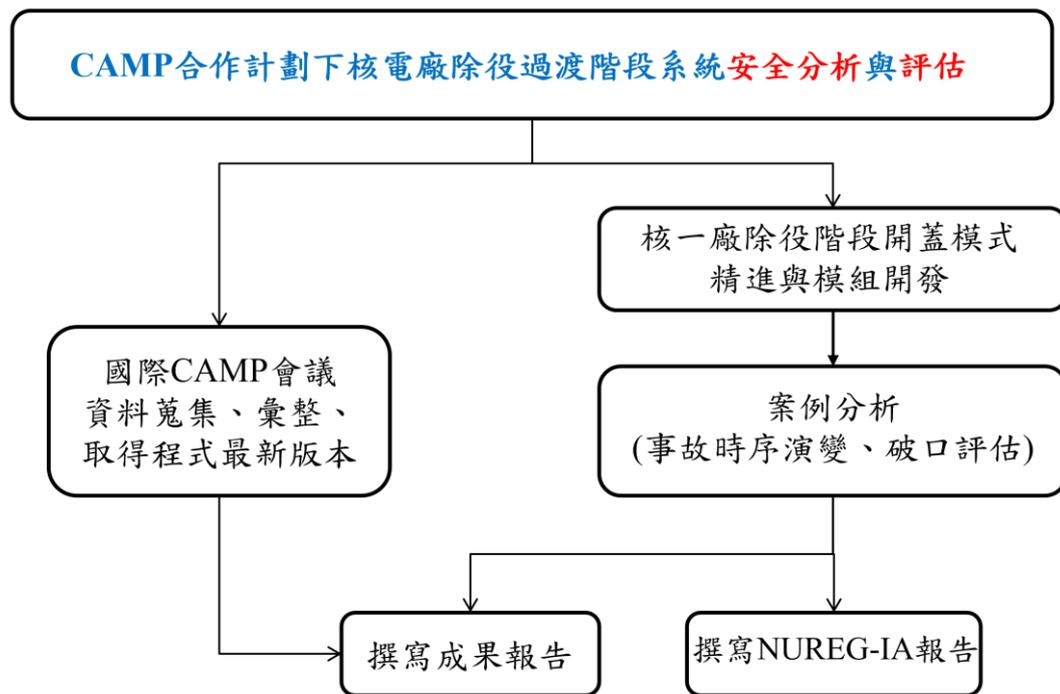


圖 1 研究方法流程圖

## 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。

### 一、蒐集與彙整 2020 年 CAMP 會議之相關資訊

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。

#### (一) CAMP 相關程式版本更新動態

根據 USNRC 發布之資訊，最新釋出的熱水流分析程式 TRACE 執行檔版本為 2020 年 8 月發布的 V5.1360 Patch 5，預計將在同年 11 月後發布下一代 Patch 6 版本，至於版權管制作業方面，已經在 V5.1341 上加入了金鑰限制，需要取得授權才能運行程式；RELAP5-MOD3 版本為 RELAP5/MOD3.3 Patch05，代號 3.3km，最後一版代號 3.3lg 已在加緊開發中；而關於使用者介面程式 SNAP 目前 2020 年 10 月網頁上已釋出最新版本 3.1.3 版，其更新的內容如下所示：

#### SNAP 3.1.3 - Released 10/25/2020:

- Support for uncertainty quantification analysis using DAKOTA has been added to Python Directed streams.

- An issue was resolved for plug-ins that support Attribute Level Ownership that prevented the "Show Owner" option from appearing in the Property View immediately after activating ownership for the model.
- An issue was resolved that prevented some optional real value editors from properly updating the ownership and last modified time when activating or deactivating the property.
- An issue was resolved in the standard component selection dialog used by plug-ins for components like control systems and materials that caused the list of Available Components to contain duplicate entries after creating a new component to select.
- The Revert Modifications main menu item has been updated to close all dialogs associated with the model prior to reloading the file.
- An issue was resolved in the 2D View's Connection Preferences dialog that caused some non-editable columns to be editable.
- An issue was resolved in the 2D View's Connection Preferences dialog that prevented it from displaying the preferences of a single selected connection.
- An issue was resolved in the Integer Variable and String Variable enumeration editing dialogs that prevented the move-up and move-down buttons from maintaining the table selection.
- The initial condition set editing dialog has been updated to show the values in the current model units.
- The initial condition set editing dialog table has been updated to support cut, copy, and paste like a spreadsheet.

- The initial condition set editing dialog has been updated to sort the rows by name when the dialog opens.
- The initial condition set management dialog has been updated to refresh all open dialogs and frames when the initial conditions are applied.
- The initial condition set management dialog has been updated to select the new condition set after importing a condition set from a file.
- The component selection dialog for managing the components in an initial condition set has been updated to only display filters in the category list that are included in the set of components, and to ensure that the entry indentation makes sense.
- The initial condition set import behavior automatically identifies the components included in the condition set.

## (二) 2020 年 CAMP 會議資料彙整

CAMP 國際合作計畫之內容包括共同維護與發展 TRACE、應用 TRACE 進行熱水流分析、提供程式使用經驗與程式改進建議等，並且 CAMP 國際合作計畫每年於春季與秋季均會召開一個討論會議，提供各會員國及參與組織一個溝通平台，分享目前程式的研究成果及分析技術討論。每年參與 CAMP 合作計畫有助於掌握國際會員組織發展動態，以及展示台灣電廠核安評估技術研究與應用成果，尤其是熱水流程式應用於核電廠除役過渡階段之分析技術，為其他國會員組織未來對於核電廠除役之模式建立與分析提供相關建議與參考。

## 1. CAMP 春季會議

USNRC 原本預計 2020 上半年於台灣舉辦 CAMP 春季會議，受到疫情之影響，最終取消並改成線上討論會(Catch-up meeting)，以下係 7 月 15 日~7 月 16 日為期兩天之會議紀錄(Check-In Notes):

7 月 15 日 (三) 下午 1 點(EDT):

- CAMP 一些與會者詢問如何取得 RELAP5、TRACE 及 PARCS 的程式金鑰。主辦方回覆任何受到認證的使用者(有簽署 NDA 的 CAMP 會員)，可以為所屬機構的設備申請金鑰(不包含個人設備)。基本流程如下(未來申請程序可能會更加自動化)。
  - 若程式使用者未簽屬 NDA，先將使用者加入所屬組織的 NDA 名單中。
  - 申請並取得程式檔案。
  - 在想要安裝程式的設備上執行隨附在程式檔案中的金鑰申請檔(license request files)產生器，多台設備產生的多組金鑰申請檔可以對應到同一組金鑰。
  - 將申請檔寄給 ISL 的 Doug Barber ([dbarber@islinc.com](mailto:dbarber@islinc.com))。
  - 若申請者及設備皆受到認證，金鑰會由金鑰申請檔產生，並寄回給申請者。
  - 使用者將金鑰複製到(1)程式執行檔所在的資料夾，或是(2)NRC\_LICENSE\_DIR 所在的資料夾。金鑰在 SNAP 環境下依然有效，必須將金鑰放置在上述兩個位置之

一。

- 執行程式，若有任何問題請聯絡 Doug Barber。
- Tomasz Kozlowski 在會議中詢問 BWR 建模指引文件的進度，Nathanael Hudson 回覆現在依然在草稿的階段尚未定稿，在確認實際狀態後會再告知所有會員。
- Andrej Prošek 詢問各國如何提出對於 CAMP 計畫的反饋 (In-Kind contribution)。Andrew Ireland 指出 USNRC 將透過更長的技術會議來彌補這部分。從現在開始，CAMP 成員可以將提案上傳至 NRCCodes.com。相關詳情會在未來公布。
- 有接到要求將發表的內容公開在 NRCCodes.com，Doug Barber 已經將內容上傳。
- 與會者對 USNRC 舉辦這次的 CAMP Check-In meetings 表示感謝，並認為其非常有幫助。

#### 7 月 15 日 (三) 下午 6 點(EDT) :

- Doug Barber 提供與上一次會議類似的程式金鑰申請流程細節。
- 在上次會議中討論到的問題在這次會議重複出現。
- USNRC 鼓勵參與會議的 CAMP 成員對發表的內容提出問題或是回饋，Doug Barber 指出發表的內容已經可以在 NRCCodes.com 取得。

#### 7 月 16 日 (四) 上午 8 點(EDT) :

- Guido Mazzini 在會議中詢問 Mokry heat transfer correlation for supercritical flow 以及由 ORNL 提出的 molten salt updates

是否會包含在未來的 TRACE 版本當中，若是則會在第幾版釋出。主辦方回覆釋出時間預計在今年秋天，也就是下次新版本發佈時。此外，Guido 指出他在包含 molten salt updates 的舊測試版中遇到一些問題。主辦方回覆目前不清楚新版本是否有處理這些問題，但如果 Guido 能夠提供輸入檔，USNRC 會做檢查。

- Alejandro Herrero 在會議中詢問 VESSEL 組件中的 droplet field，在 TRACE 程式內部是否能夠使用。Droplet field 的選項已經提供給使用者，但尚未完成驗證且有一些問題需要解決。Matt Bernard 正在處理這個功能，並希望在下次更新時有修正後的模型。
- Ivor Clifford 詢問是否可以取得程式原始碼及目前程式金鑰是否適用於高效能運算叢集系統。主辦方回覆原始碼只有在極少數的情況下才會提供，且需要適當的理由。主辦方回覆 TRACE、RELAP5 及 PARCS 的程式認證流程與 MELCOR 相似，應該可以在高效能運算叢集系統下運作，但這部分尚未被測試與驗證，任何遇到的問題都會被妥善處理。
- Joe Staudenmeier 詢問金鑰是否可以在虛擬機上運作。Chester Gingrich 指出金鑰對於在雲端上執行的虛擬機可能會出錯，但對實體運作的虛擬機則沒有問題，這部分已經通過測試與驗證。對於雲端計算而言，動態產生的虛擬機會是問題，這部分將會受到檢查且授權方式在未來需要更新。
- Guido Mazzini 詢問新版本的程式釋出後是否需要一組新的金鑰。主辦方回覆指派的金鑰可以對應特定的程式版本及其

所有的舊版本，但並不能對應新版本，因此當新版本釋出時，需要申請新的金鑰。ISL 保存所有組織及使用者的金鑰申請檔，因此如果組織的設備沒有變動的話，可以由這些金鑰申請檔產生新的金鑰並提供給使用者，使用者只有在設備有更動的情況下才需要提供新設備的金鑰申請檔。

- Nathanael Hudson 指出他正在徵求 CAMP 成員對於 PARCS 程式中新版 micro depletion 能力的回饋。
- Guido Mazzini 詢問 pin power reconstruction for hexagonal geometries 功能的進展。主辦方回覆在 CAMP 秋季會議之前，應該能提供一些進展。Nathanael Hudson 提到將會參考 Nam Zin Cho & Jae Man Noh, “Analytic Function Expansion Nodal Method for Hexagonal Geometry,” NUCLEAR SCIENCE AND ENGINEERING: 121, 245-253 (1995) 這篇期刊。
- Nourah Alyammahi 詢問是否可以提供發表的內容及最新版本的 RELAP5。發表的內容已經可以在 NRCCodes.com 取得，任何關於程式取得的問題請聯繫 Christopher Murray([Christopher.Murray@nrc.gov](mailto:Christopher.Murray@nrc.gov))。
- Andrew Ireland 指出秋季 CAMP 會議預期會是線上會議，但尚未確認如何舉辦，USNRC 也歡迎成員提供意見。(最後於 11 月 4 日~11 月 6 日舉辦 CAMP 秋季線上會議)

## 2. CAMP 秋季會議

今年度 CAMP 秋季會議受到新冠疫情影響改以線上形式

進行，為期三天(11/4~11/6)，會議主要分成四個部分：軟體程式動態(Program and Code Status)、會員國報告(Member Country Reports)、技術報告(Technical Reports)、以及 TPC Meeting。會議第一天由 USNRC 的 Antony Calvo 主持軟體程式動態會議，主要發表 CAMP 相關程式，如 TRACE、RELAP5、PARCS、以及 SNAP 程式發展動態，今年最大的改革為 TRACE 程式需經過申請認證之金鑰才能夠運行，顯示管制單位嚴格控管分析程式運用的決心。在會員國報告(Member Country Reports)分項會議部分，今年主要為瑞士、匈牙利、以及斯洛維尼亞簡報國內 CAMP 組織發展動態。而在技術報告(Technical Reports) 分項會議中，包含德國、義大利、加拿大、美國等研究團隊簡報程式發展技術與實驗裝置比對驗證結果。最後於 TPC Meeting 上，發布目前 NUREG/IA 會員國發表總覽以及 NUREG/IA 技術報告審核動態，並討論未來 CAMP 合作計畫執行方向與目標。經多年努力，我國 NUREG/IA 報告的總數已累積 31 篇，目前的國際排名為第二名(如圖 5 所示)，顯示我國在 CAMP 合作計畫的積極度與貢獻。

**Day 1**  
**Wednesday, November 4, 2020**  
06:00 EST (GMT -5)

|      |  |                               |
|------|--|-------------------------------|
| 0:00 | Meeting Opening and Logistics  | Andrew Ireland<br>US NRC, USA |
| 0:15 | Welcoming Remarks  | Ray Furstenu<br>US NRC, USA   |
| 0:25 | Review and Acceptance of Minutes<br>(Fall 2019 / Spring 2020 Check-In) | Andrew Ireland<br>US NRC, USA |
| 0:30 | Status of NRC Code Development   | Chris Hoxie<br>US NRC, USA    |

**Program and Code Status**  
Chair: Antony Calvo

|      |                                     |                                 |
|------|-------------------------------------|---------------------------------|
| 1:00 | TRACE Code Development Status       | Chris Murray<br>US NRC, USA     |
| 1:30 | RELAP5 Status & User Problem Report | Doug Barber<br>ISL Inc., USA    |
| 2:00 | BREAK                               |                                 |
| 2:20 | PARCS Updates and Status            | Nate Hudson<br>US NRC, USA      |
| 2:50 | SNAP Development Overview           | Chester Gingrich<br>US NRC, USA |

**Member Country Reports / Technical Reports**  
Chair: Andrew Ireland

|      |   |   |
|------|---|---|
| 3:05 | Status of CAMP-related Activities at PSI                    | Konstantin Nikitin<br>Paul Scherrer Institut, Switzerland |
| 3:35 | Heuristic vs Mathematically Complete Sources of Uncertainty | Tomasz Kozlowski<br>University of Illinois, USA           |
| 4:05 | ADJOURN   |   |

圖 2 CAMP 2020 年秋季會議議程(第一天)

**Day 2**  
**Thursday, November 5, 2020**  
**06:00 EST (GMT -5)**

**Member Country Reports, Continued**

Chair: Andrew Ireland

- |      |                                       |   |
|------|---------------------------------------|---|
| 0:00 | Status of CAMP Activities in Hungary  | József Bánáti<br>Paks II NPP Ltd., Hungary        |
| 0:30 | Status of CAMP Activities in Slovenia | Andrej Prošek<br>Jožef Stefan Institute, Slovenia |

**Technical Reports**

Chair: Andrew Ireland

- |      |   |   |
|------|---|---|
| 1:00 | ENEA TRACE Application in Fission and Fusion Field  | Nadia Cipriani, Fulvio Mascari<br>ENEA, Italy |
| 1:30 | BREAK   |   |
| 1:50 | The ICoGo based Coupling of TRACE and SCF in SALOME, and a new function of TRACE: an automatic connection between Cylinder and Cartesian VESSELS instead of using the VESSEL JUNCTION component in SNAP | Kanglong Zhang<br>KIT, Germany                |
| 2:20 | TRACE Modelling of RD-14M Station Blackout Experiments  | Geoff Waddington<br>CNL, Canada               |
| 2:50 | ADJOURN   |   |

圖 3 CAMP 2020 年秋季會議議程(第二天)

**Day 3**  
**Friday, November 6, 2020**  
**06:00 EST (GMT -5)**

**Technical Reports, Continued**

Chair: Andrew Ireland

|      |   |   |
|------|---|---|
| 0:00 | Simulation with RELAPS/MOD3.3 of an Integral-Effect Test on Loop-Seal Clearing in the Upper Plenum Test Facility During Test A5 | Richard Trewin<br>Framatome GmbH, Germany                       |
| 0:30 | Assessment of PARCS 3D Macroscopic Depletion Model for VVER-440 Reactor Core  | Surik Bznuni<br>Nuclear and Radiation Safety Center,<br>Armenia |
| 1:00 | Exploring Cross Section Generation for PARCS Nodal Diffusion and SP3 Pin-wise Simulation of Cores with HEX and Square FAs       | Luigi Mercatali<br>KIT, Germany                                 |

**TPC Meeting**

Chair: Joseph Staudenmeier

|      |   |                                    |
|------|---|------------------------------------|
| 1:30 | Review and Acceptance of Minutes from TPC Meeting (Fall 2019) | Andrew Ireland<br>US NRC, USA      |
| 1:35 | NUREG/IA Status   | Kirk Tien<br>US NRC, USA           |
| 2:05 | BREAK   |                                    |
| 2:25 | Discussion of In-Kind Contributions                           | Joseph Staudenmeier<br>US NRC, USA |
| 2:55 | Discussion of Action Items                                    | Joseph Staudenmeier<br>US NRC, USA |
| 3:25 | Final Discussion and Remarks                                  | Chris Hoxie<br>US NRC, USA         |
| 3:40 | ADJOURN   |                                    |

Times relative to start time: 6:00 AM EST (UTC-05:00)  
Fall 2020 CAMP Meeting Agenda

Day 3 of 3

圖 4 CAMP 2020 年秋季會議議程(第三天)

**NUREG/IA's published (2009-2020)-Total of 154**

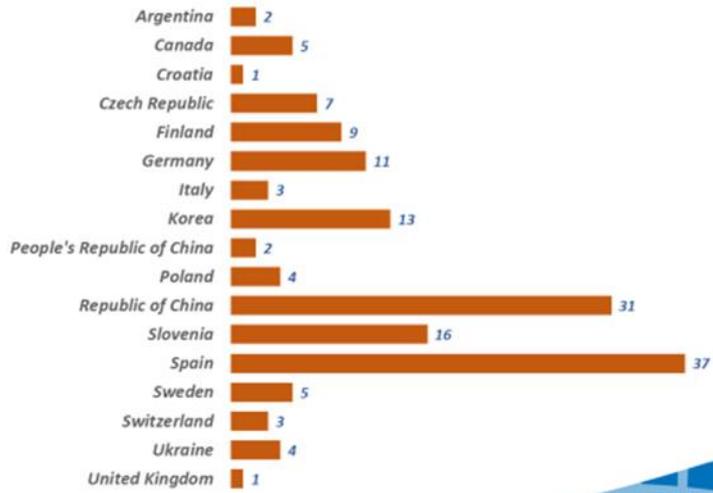


圖 5 NUREG/IA 國際發表總計

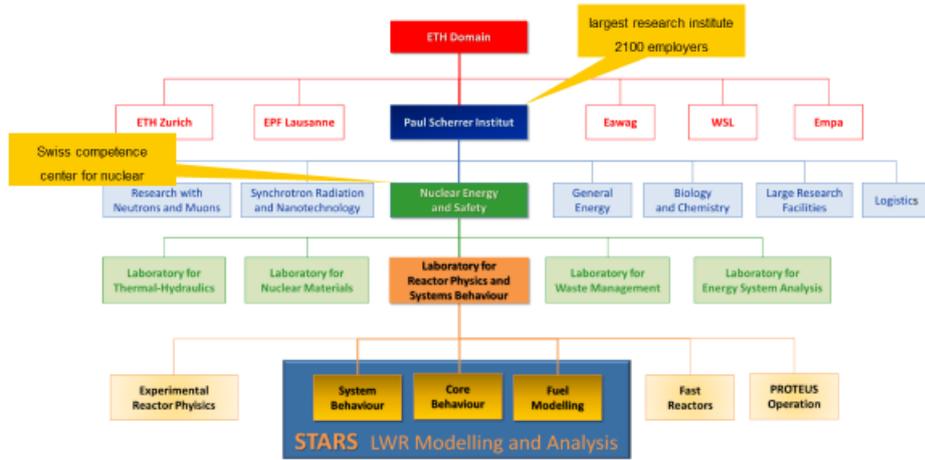
### (三) 國際 CAMP 組織研究發展動態重點節錄

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內應用情形，本節分為國際發展動態、技術發展經驗吸取、與今年 NUREG/IA 發表文件等進行重點摘錄。

#### 1. 國際 CAMP 會員國發展動態

##### (1) 瑞士

Paul Scherrer Institute (PSI)學院簡報瑞士目前境內各反應器的分析狀態，以及其主要研究任務方向，包括核心和主要系統的安全性分析(LOCA, MSLB, SGTR)、設計基準事故(ATWS, TRA)和超越設計基準事故(但不包含嚴重事故)等。另外持續開發輕水式反應器的 TRACE 模式，以 SNAP 作為操作介面，涵蓋瑞士境內的輕水式反應器如 KKB, KKG, KKL 等，以及歐洲壓水式反應器(EPR)，並且得到瑞士以及芬蘭核管單位的支持。該機構在 TRACE 使用經驗上也給出回饋，節點 3D 化有助於提供更良好的結果，但爐心組件無法模擬橫向的應力效應，且爐心直徑若過於細小，可能會導致物理情況差異的出現。此外，瑞士先前用於自動編輯 CHAN 組件的程式(COBALT)，無法建立適用於進步型反應器的 CHAN 組件，使用外部編輯器處理後會無法匯入到 SNAP 中，需要開發新的模式建立方法。



STARS: Steady-state and Transient Analysis Research for the Swiss reactors

圖 6 PSI 執行瑞士 STARS 計畫之簡介

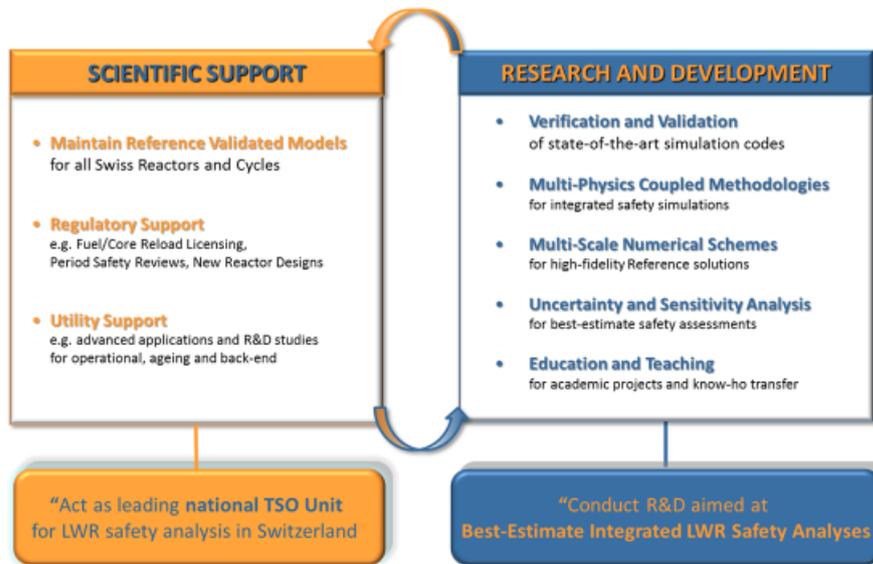


圖 7 瑞士 STARS 計畫之任務

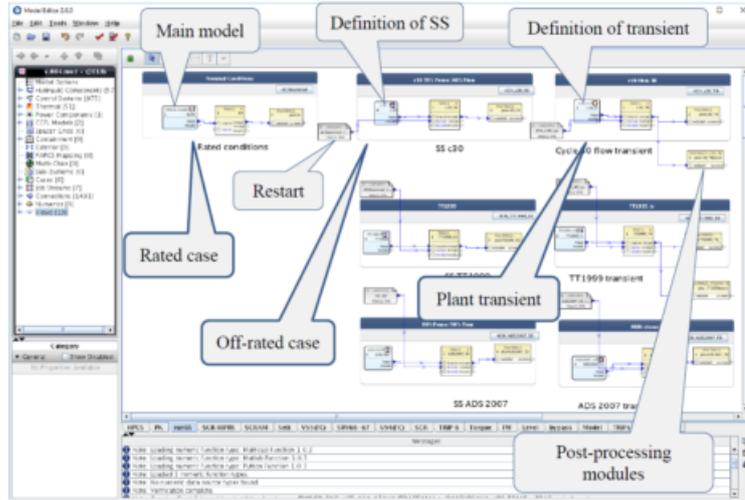


圖 8 SNAP 程式應用於 PMSYS

- **Good**
  - 3D nodalisations appear to give better results
- **Not so good**
  - VESSEL components don't model lateral/shear stress effects; 3D co-current behaviour in TRACE is independent of core diameter. At small core diameters, results may no longer be physically consistent.
- **Open questions**
  - Under what conditions are 3D nodalisations non-conservative
  - Guidelines needed for 3D nodalisation for small-diameter cores (scaled ITFs)

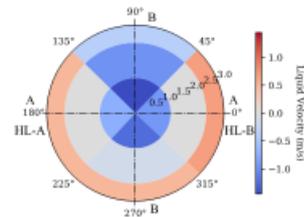
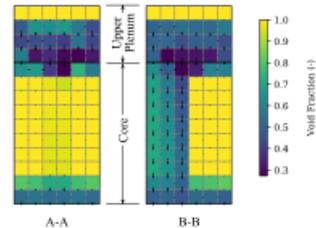


圖 9 PIPE 連接 VESSEL 組件之鍵結

- BWR system analysis regularly requires coupled 3D kinetics and full-core nodalizations
- Automated tool (COBALT) used to generate TRACE cards for CHAN components
  - Perl based
  - Developed many years ago
  - Cannot create advanced BWR CHAN components
  - External to SNAP Model Editor, i.e. difficult to include in analysis chain
- New approach under development
  - Internal to SNAP Model Editor
  - Automated python scripts using SNAP's built-in Python interpreter
  - Ultimate plan is to embed as a dedicated SNAP plugin

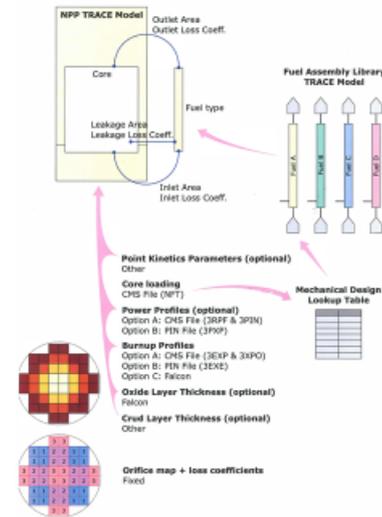


圖 10 利用 COBALT 工具建立 BWR 全爐心模式

- 2D VVER Nuresim benchmark (Kozloduy 6)
- Reflector XS homogenization → 5 types of reflectors. Modeled in Cartesian geometry.
- Homogeneous XS generated from Serpent. Symmetry of the ADF manually added.
- Use of GenPMAXS to generate PMAX files.
- Results for k-effective

|              | Serpent reference | PARCS   |
|--------------|-------------------|---------|
| <i>k-eff</i> | 1.05470 ± 0.00005 | 1.04661 |

- Power distribution (with ADF) :
  - Average relative difference of 0.9 %
  - Maximum relative difference up to 3% for corner fuel assemblies
  - The distribution of the relative difference is homogeneous for the inner assemblies
- Future work → pin power comparison.
- Ongoing collaboration with the University of Michigan on the verification and validation of the new pin power reconstruction capability in PARCS for hexagonal geometries.

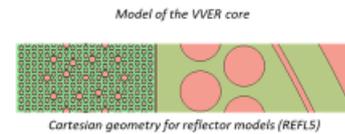
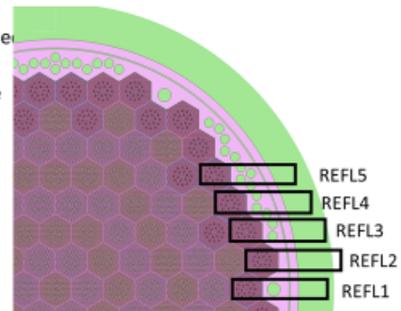


圖 11 驗證 PARCS 程式於 VVER 幾何

## (2) 匈牙利

研究機構 Paks II NPP Ltd 首先介紹匈牙利國內當前各個主要研究，以及電力生產與消耗的情況，接續是各電廠地理位置和運營情形。匈牙利的熱流與中子研究自 90 年代法規完備後有長足的進展，其國內也有可進行 IAEA 驗證的實驗設施 PMK-2，亦是 CAMP 計畫的長期會員之一。目前使用 TRACE, RELAP5 與 PARCS 程式，除 PARCS 尚在起步階段外，RELAP5 主要是再進行移轉至 TRACE 的項目，正在進行的研究案例共有 6 項，分別為設計基準事故的 All MCP stop , Turbine trip, AR valve opening, Break of 80 mm, Primary to secondary leak，以及超越設計基準事故的全黑事故(SBO)。

## Member Country Report

Prepared in collaboration with



Paks II NPP Ltd.



MVM Paks NPP



Budapest Univ. of  
Technology and  
Economics



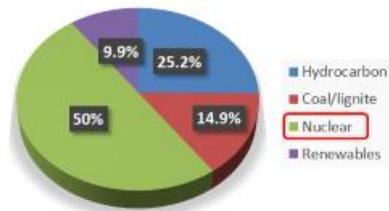
Institute for  
Energy  
Research

2

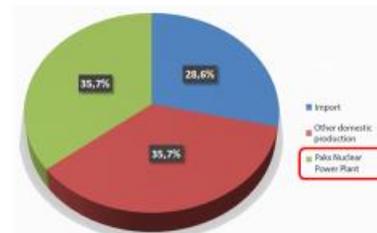
圖 12 匈牙利研究組織

## ELECTRICITY PRODUCTION AND CONSUMPTION IN HUNGARY

Production

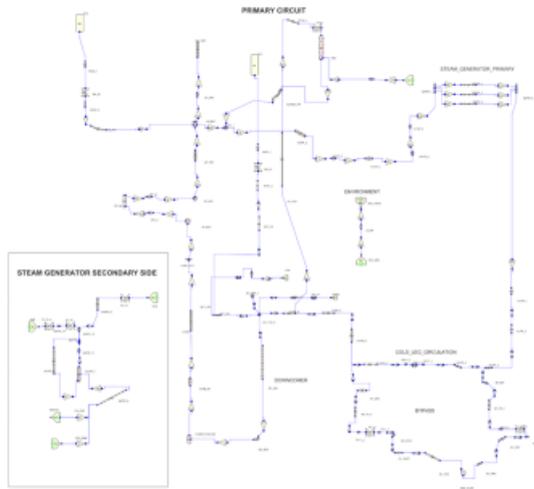


Consumption



3

圖 13 匈牙利電力生產與消耗情形

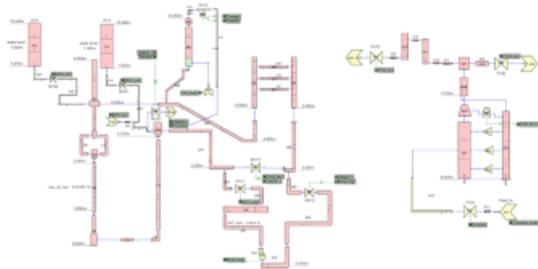


## RELAP5 model

- RELAP5/MOD3.3, SNAP 3.0.2
- Contains all available systems
- Core divided into 10 cells and SG tubes divided into 3x3 cells
- SG secondary side has a downcomer and a riser part
- Wall heat structures for heat loss modelling
- Control systems for both steady-state and transient operation
- Ransom-Trapp critical flow model for the break and steam relief valves with given discharge coefficients

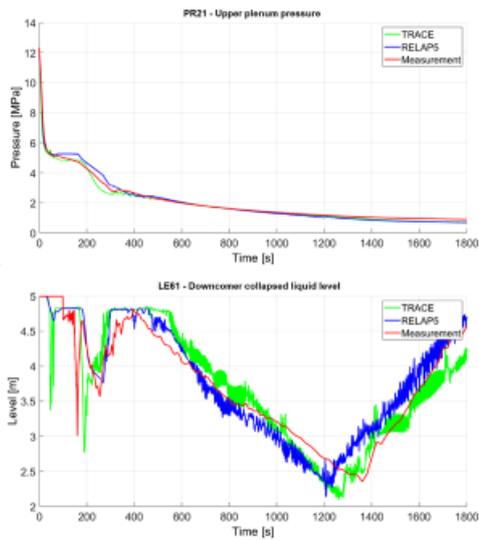
圖 14 RELAP5 發展模型

## TRACE model



- TRACE version 5.0 patch 5, SNAP 3.0.2
- Contains all available systems
- Core divided into 10 cells and SG tubes divided into 3x3 cells
- SG secondary side has a downcomer and a riser part
- Wall heat structures for heat loss modelling
- Control systems for both steady-state and transient operation
- Choke flow model for the break and steam relief valves with given multipliers

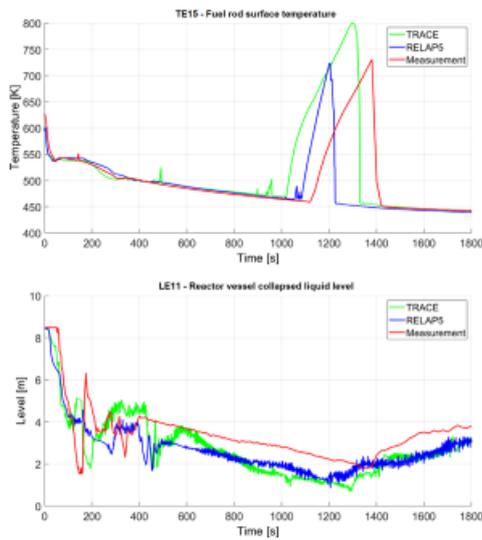
圖 15 TRACE 發展模型



## Main simulation results

- Main processes are reproduced well by both models
- Most challenging process is the complex mixing in the downcomer top region
- The accumulator injection is thus slightly elongated in the simulations
- The liquid level of the downcomer is accurately predicted, but it is underestimated in the core
- Consequently, an earlier dry-out and a bit higher maximum surface temperatures are observed
- Secondary feed & bleed operation can prevent the fuel damage

圖 16 RELAP5、TRACE 與實驗量測比對成果(1)



## Main simulation results

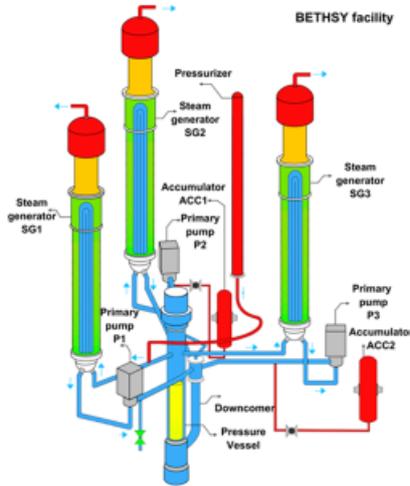
- Main processes are reproduced well by both models
- Most challenging process is the complex mixing in the downcomer top region
- The accumulator injection is thus slightly elongated in the simulations
- The liquid level of the downcomer is accurately predicted, but it is underestimated in the core
- Consequently, an earlier dry-out and a bit higher maximum surface temperatures are observed
- Secondary feed & bleed operation can prevent the fuel damage

圖 17 RELAP5、TRACE 與實驗量測比對成果(2)

### (3) 斯洛維尼亞

斯洛維尼亞首先展示其至 2022 年的 5 年期研究計畫進程，並且回顧自 2013 年以來的各項重要成果。使用 RELAP5 與 TRACE 最新版本進行 Bethsy 9.1b 測試，Bethsy 設施是 900 MWe Framatome 三迴路壓水反應器的縮小比例研究設施，體積、質量流量和功率按比例縮放為 1：96.9。Bethsy 9.1.b 實驗設計是為了重現冷端管路發生 5.08cm 破口，無高壓安全注水系統及運轉員延遲執行二次側降壓行動的情境，反應器冷卻水泵於事故後 300 秒逐漸減速運轉，當爐心溫度達到 723 K 時，實驗結束。

### 3.1 Bethsy facility



- BETHSY facility was a 3-loop replica of a 900 MWe Framatome pressurized water reactor. Volume, mass flow and power were scaled to 1:96.9.
- The core power has been limited to app. 10% of nominal value, i.e. 3 MW.
- The design pressure on the primary side was 17.2 MPa and on the secondary side 8 MPa. The BETHSY facility had three identical loops, each equipped with a main coolant pump and an active steam generator.
- The engineered safety system modeled were high and low pressure safety injection systems, accumulators (one per loop), pressurizer spray and relief circuits, auxiliary feedwater system and steam dumps to the atmosphere and to the condenser.

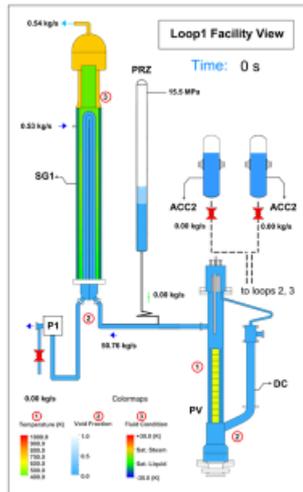
Fall 2020 Virtual CAMP Meeting

r4.ijs.si

7

圖 18 Bethsy 實驗設施說明與介紹

### 3.2 BETHSY 9.1b test description



The BETHSY 9.1.b test was a scaled 5.08 cm cold leg break

- **without available high pressure safety injection system (i. e. Design Extension Condition);**
- with delayed operator action for secondary system depressurization

300 s after safety injection (SI) signal the reactor coolant pump started to coast down. When maximum core cladding temperature reached 723 K, the ultimate procedure started.

Safety injection:  $p < 11.9$  MPa

Accumulator injection:  $p < 4.2$  MPa.

Low pressure safety injection:  $p < 0.91$  MPa.

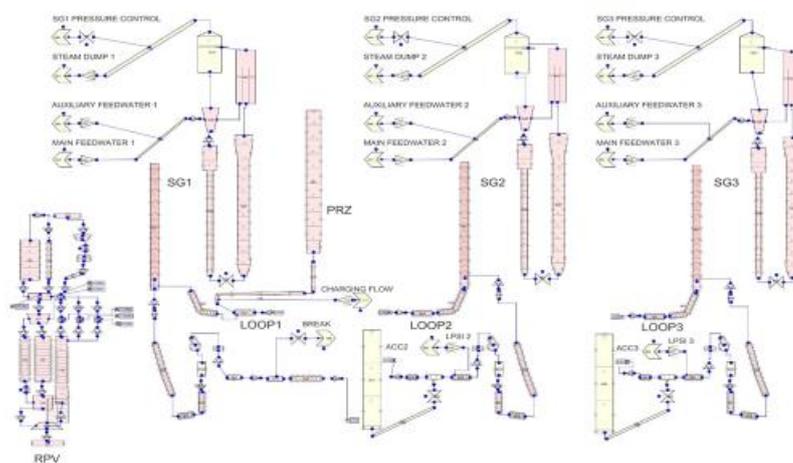
Fall 2020 Virtual CAMP Meeting

r4.ijs.si

8

圖 19 Bethsy 實驗案例說明

### 3.3 TRACE 1D calculation input model



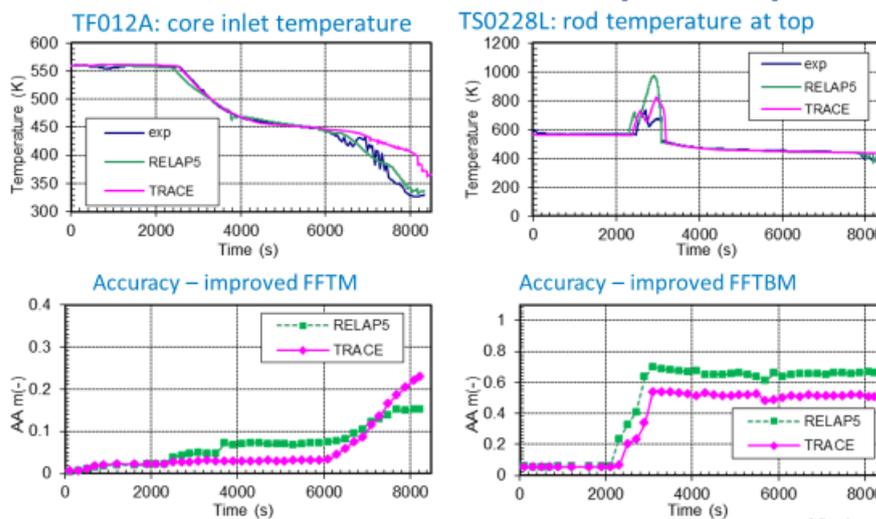
Input model: 157 hydraulic components and 57 heat structures

Fall 2020 Virtual CAMP Meeting

r4.ijs.si 9

圖 20 TRACE 1D 計算模型

### 4.2 Calculated results (4 of 4)



Fall 2020 Virtual CAMP Meeting

r4.ijs.si 16

圖 21 TRACE、RELAP5 計算成果與實驗值比對結果

### 4.3 Accuracy results of BETHSY 9.1b calculations for interval 0-8200 s

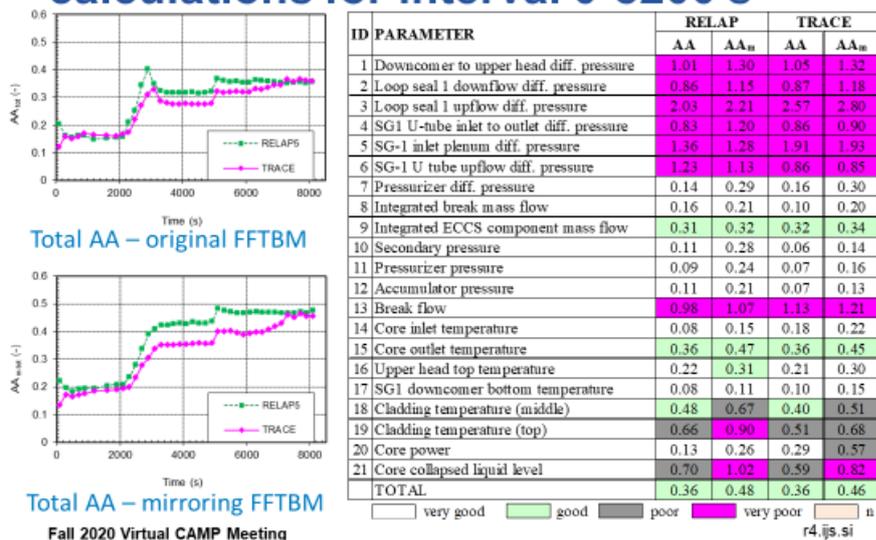


圖 22 TRACE、RELAP5 計算與實驗值比對準確率

### 5 Results discussion

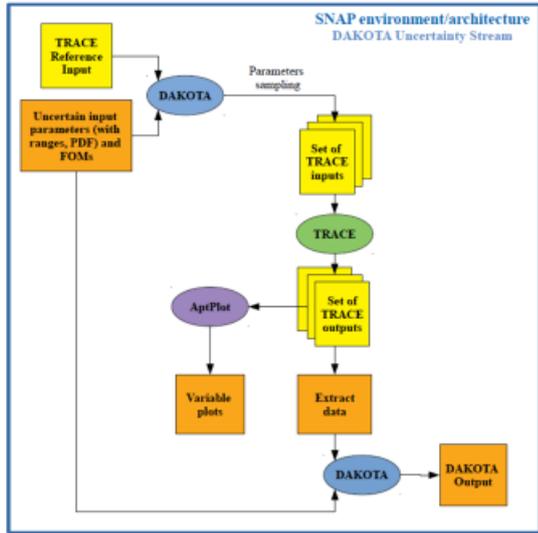
- It can be seen that for the first 7000 s, the TRACE calculation is better, however at the end of transient the RELAP5 is comparable to TRACE.
- The main reason is oscillatory behavior of some differential pressures and core inlet temperature overprediction by TRACE.

圖 23 Bethsy 實驗驗證 TRACE、RELAP5 之結論

## 2. 技術發展經驗吸取

在技術報告(Technical Reports) 分項會議中，包含德國、義大利、加拿大、美國等研究團隊簡報程式發展技術與實驗裝置比對驗證結果。其中摘要義大利 ENEA 機構簡報 PWR-900 型三迴路 DOUBLE-ENDED 雙邊斷管 DAKOTA 不準度分析、核融合反應器冷卻水流失事件以及使用 TRACE 評估被動 SMR 在自然循環中的耦合現象。並且也說明研究團隊與核融合反應器有關的驗證活動已經完成，可以模擬冷卻水注入的現象，而定性和定量精度分析表明，模式已能夠模擬暫態現象，並且完成了對 Suppression Tank (ST)模擬的節點化研究。

# UNCERTAINTY QUANTIFICATION APPLICATION: DAKOTA TOOL IN THE SNAP ENVIRONMENT



- In particular, **DAKOTA plugin** allows to:
  - Enter the uncertain input parameters (with range and PDF);
  - Select the sampling method;
  - Enter the desired FOMs;
  - Set the final report.
- DAKOTA is used both at the beginning of the analysis to **sample the uncertain** input parameter values and to **generate the set of code inputs**.
- Then, after the solution of the set of code inputs and the extraction of the desired data, **DAKOTA performs the uncertainty analysis and apply regression techniques** to evaluate the correlation between input and output parameters selected as a FOM.



圖 24 不準度分析應用與流程

# CODE APPLICATION: TRACE NODALIZATION DESCRIPTION

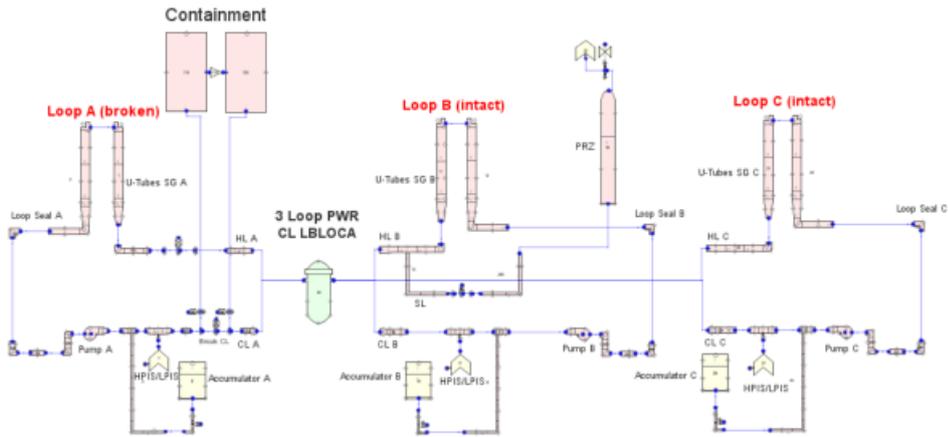
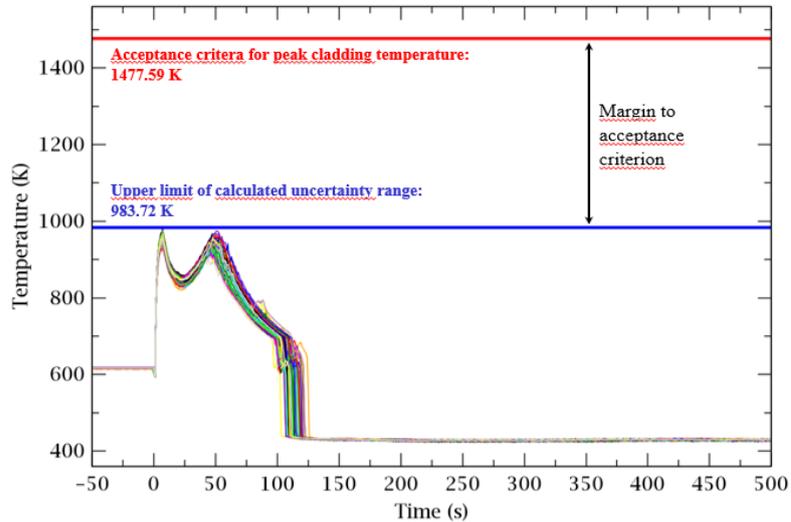


圖 25 TRACE 分析模式節點圖

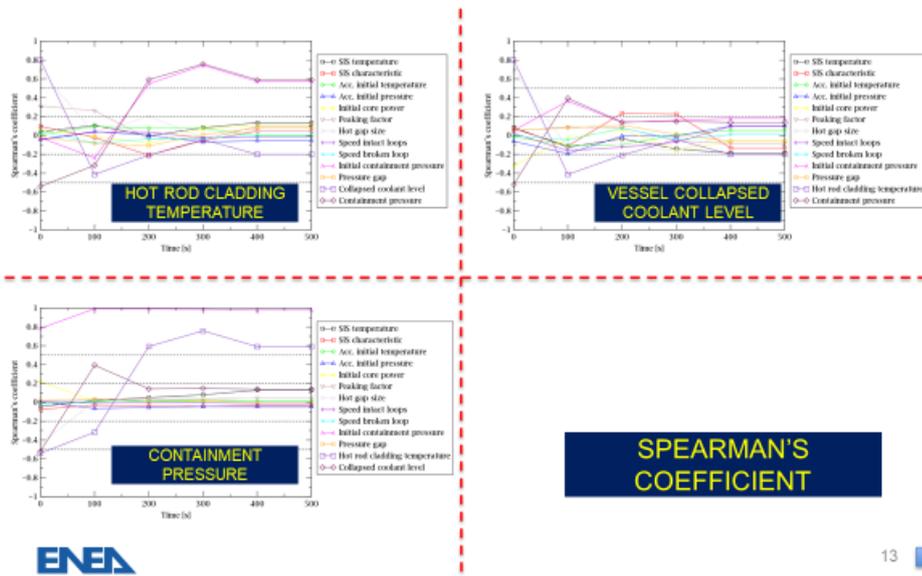
# CODE APPLICATION: LBLOCA COLD LEG TRANSIENT RESULTS



11

圖 26 LBLOCA 暫態分析結果

# UNCERTAINTY APPLICATION: LBLOCA COLD LEG TRANSIENT RESPONSE CORRELATIONS



13

圖 27 LBLOCA 不準度相依性評估

## TRACE 3D NODALIZATION MADE WITH SNAP

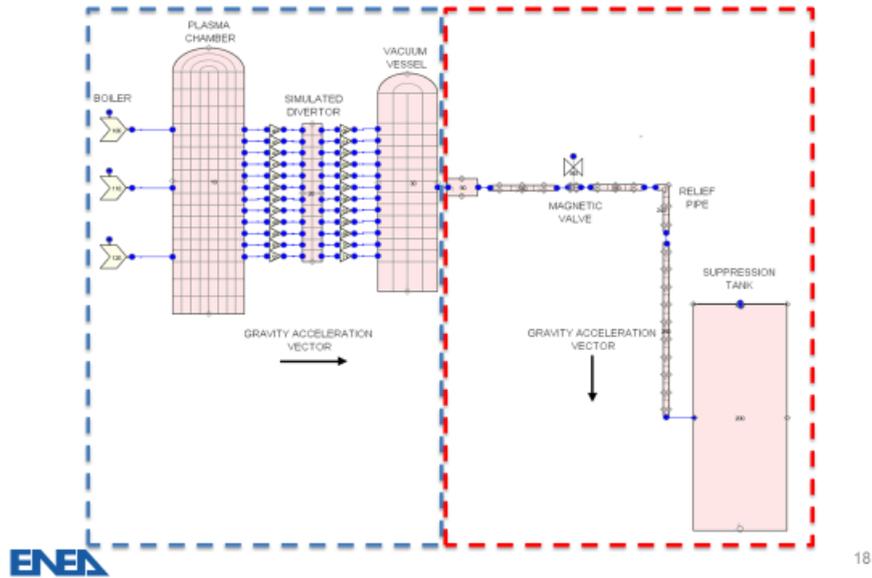


圖 28 TRACE 3D 分析模式節點圖

## REFERENCE CALCULATION RESULTS

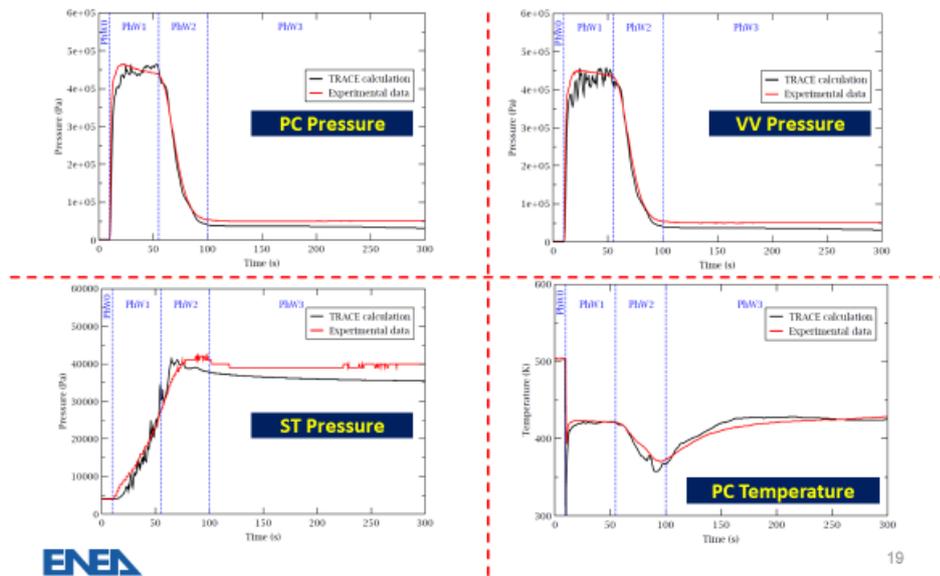


圖 29 TRACE 分析結果與實驗值對照

### 3. 今年 NUREG/IA 重點摘錄

今年 USNRC 發布 6 篇 NUREG/IA 技術報告，依序為 NUREG/IA-0516 到 NUREG/IA-0521，其中芬蘭 Lappeenranta 工業大學(Lappeenranta University of Technology, LUT) 所發表的 NUREG/IA-0518 對於 PWR 小破口 LOCA 事件與自然循環對流模擬進行實驗與驗證，重點摘錄如後。

該文件提到 TRACE 係目前用於執行核電廠熱水流安全分析的主要程式之一，可以用於評估反應器系統中各種熱水流暫態事件，包括可能會導致冷卻喪失的小破口事故。該研究主要應用 TRACE 程式評估實驗 SBL-50 小破口 LOCA 事件，為求準確預測整個模式中自然循環對溫度和密度分佈的影響，模式將特別加強熱傳與雙向流現象的計算。

程式使用 TRACE V5.0 Patch 4 版，進行 PWR PACTEL 小破口 LOCA 實驗 SBL-50 的模擬評估。PWR PACTEL 設施是原始 PACTEL 設施的改良版，主要為針對冷卻水迴路及直立的蒸汽產生器 (SG) 進行模擬。 PWR PACTEL 的研究重點將放在小破口 LOCA 事件中自然循環條件下的迴路和直立蒸汽發生器的性能評估。

該技術報告指出 TRACE 程式雖然能夠很完整的重現自然循環現象和小破口 LOCA 事件，但是實際上預測的變量和實驗數據之間仍存在些微差異，建議可進一步研究該團隊之 TRACE 程式的建模邏輯。

PWR PACTEL 設施是由 LUT 核安全研究室於 2009 年設計和建造，它可以用於歐洲壓水式反應器的熱水流相關的安全性

研究。該研究主要針對主循環迴路中的不同暫態現象，尤其是位於直立型蒸汽產生器處的分析。

PWR PACTEL 模式包括一個反應器壓力容器模型，兩個直立式蒸汽產生器的迴路，一個調壓槽和緊急爐心冷卻系統 (ECCS)。SBL-50 實驗的重點是在喪失冷卻水小破口意外事故期間自然循環流動的行為，實驗進行時，沒有安裝主循環泵，因此所有的流動都是由自然循環引起的。在實驗開始時，一次側流是單相自然循環。初始的一次和二次側壓力分別約為 7.5 MPa 和 4.2 MPa，爐心功率設定為 155 kW，在每個實驗過程中，二次側的壓力會盡可能保持恆定。

實驗的爐心溫度會顯著升高，直到爐心冷卻水燒乾之後終止，總記錄持續時間為 10640 秒。

該篇技術報告從結論中可以看出，使用 TRACE V5.0 Patch 4 計算 PWR PACTEL 設施的小破口冷卻水喪失意外事故實驗 SBL-50，並將計算結果與實驗數據進行了比較，TRACE 程式計算結果與實驗數據趨勢相當符合。而該研究為 PWR PACTEL 設施建立了完整的 TRACE 熱水流模式，儘管計算和實驗結果之間存在些微的差異，但自然循環流量的幾個停滯和恢復的總體趨勢與實驗仍非常吻合，證明了 TRACE 程式有足夠的能力用來執行 LOCA 破口模擬與自然循環對流的計算。

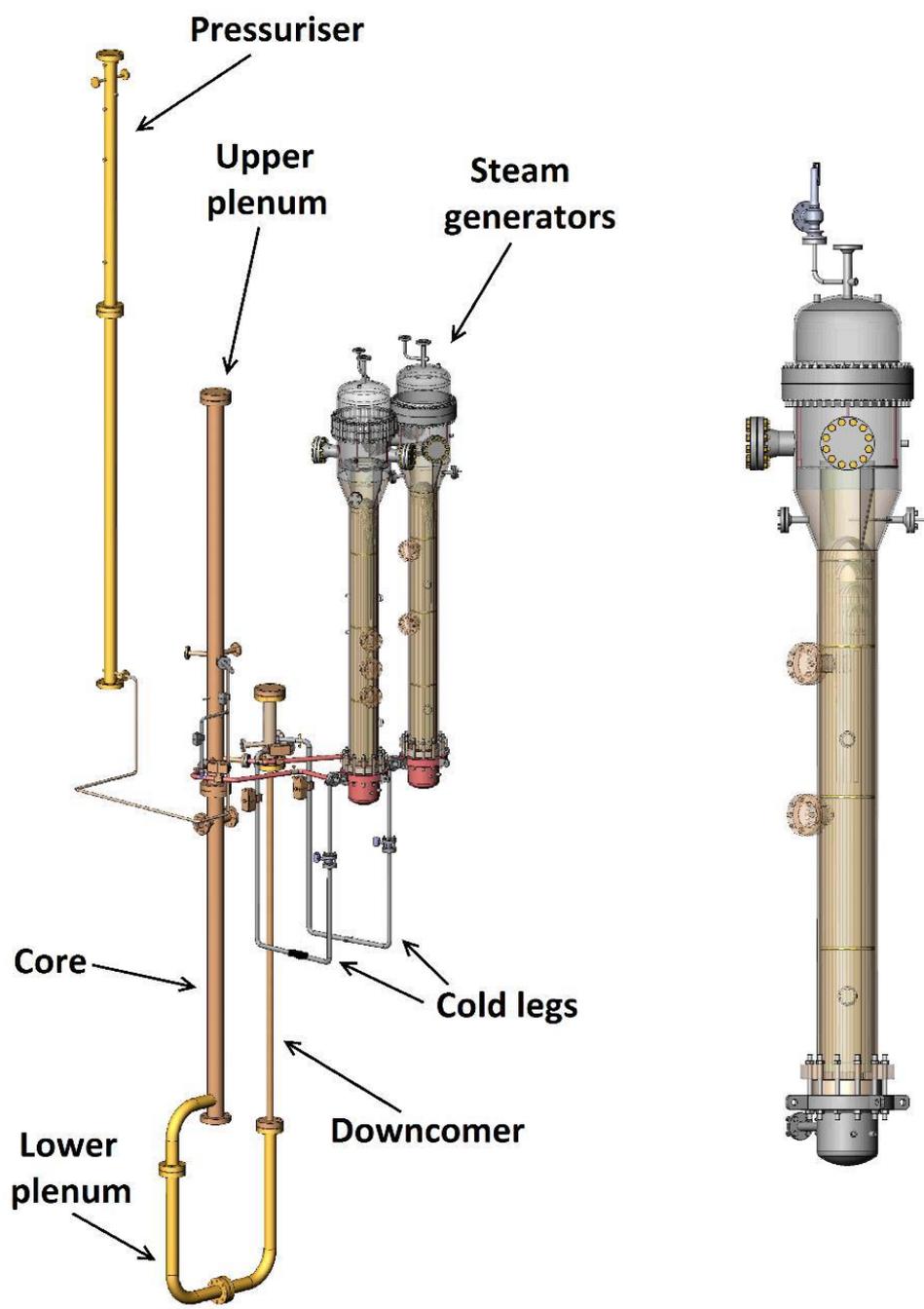


圖 30 PWR PACTEL 設施示意圖

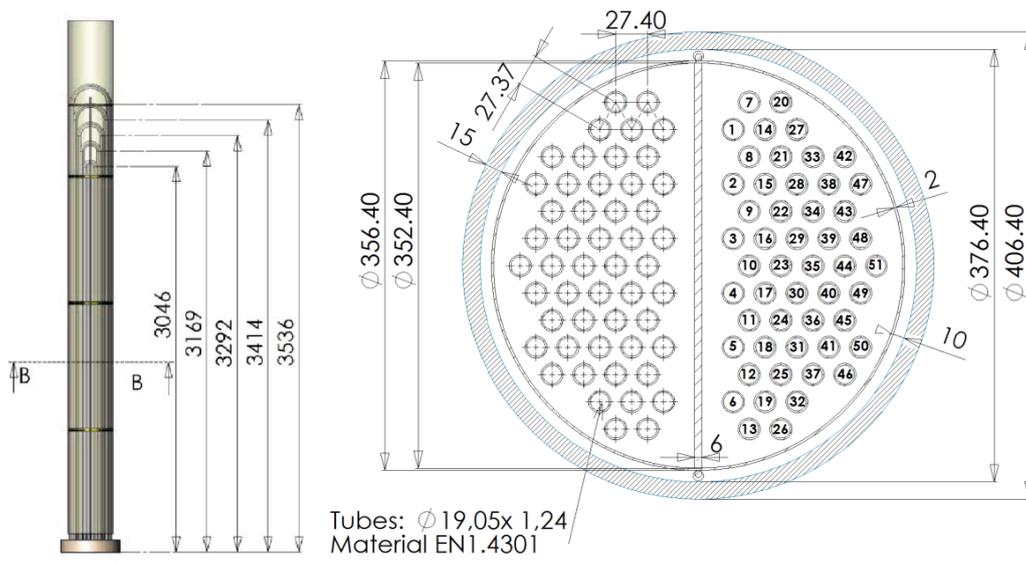


圖 31 PWR PACTEL 蒸汽產生器熱交換管

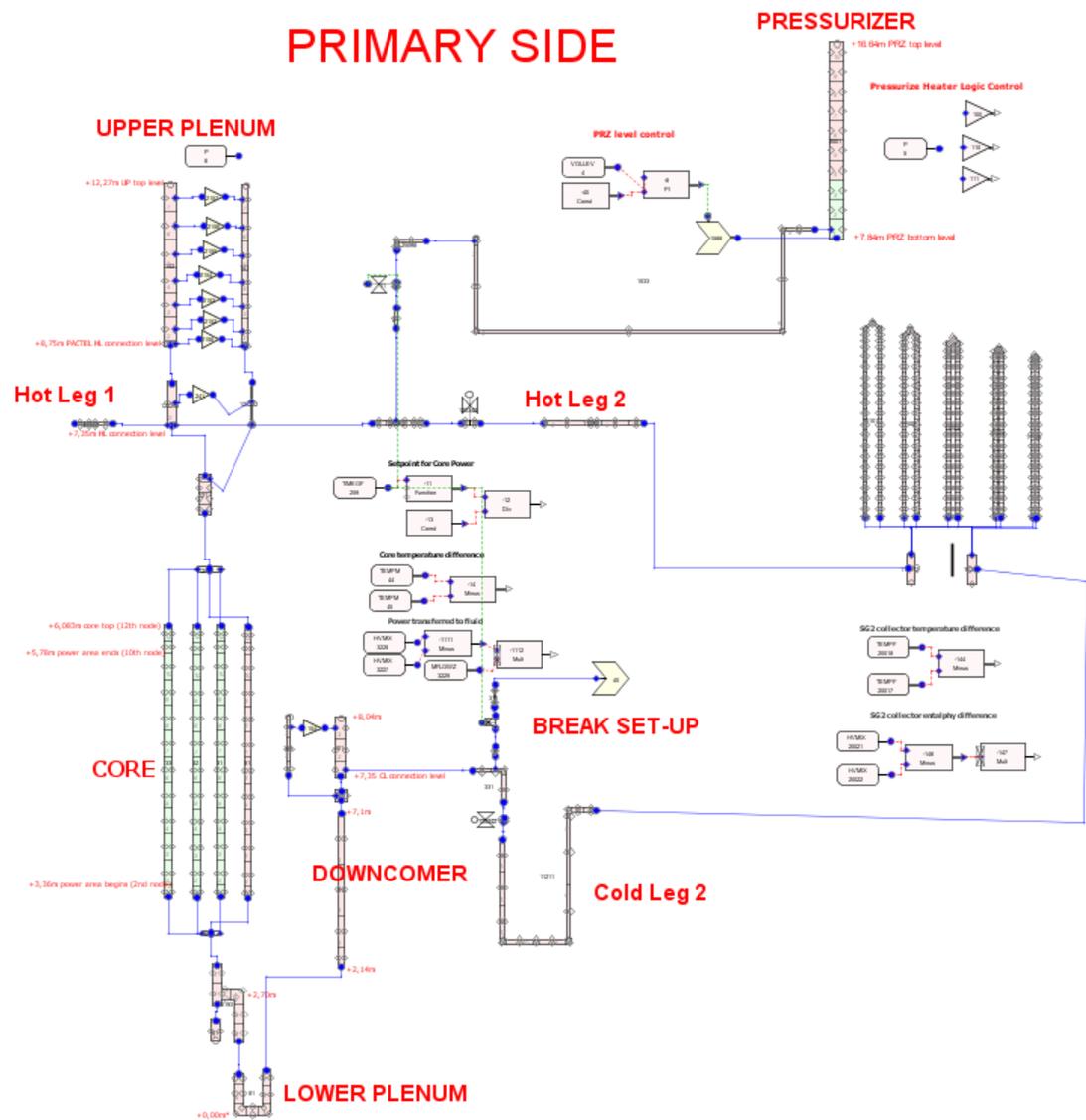


圖 32 PWR PACTEL 一次側 TRACE/SNAP 分析模式

# SECONDARY SIDE

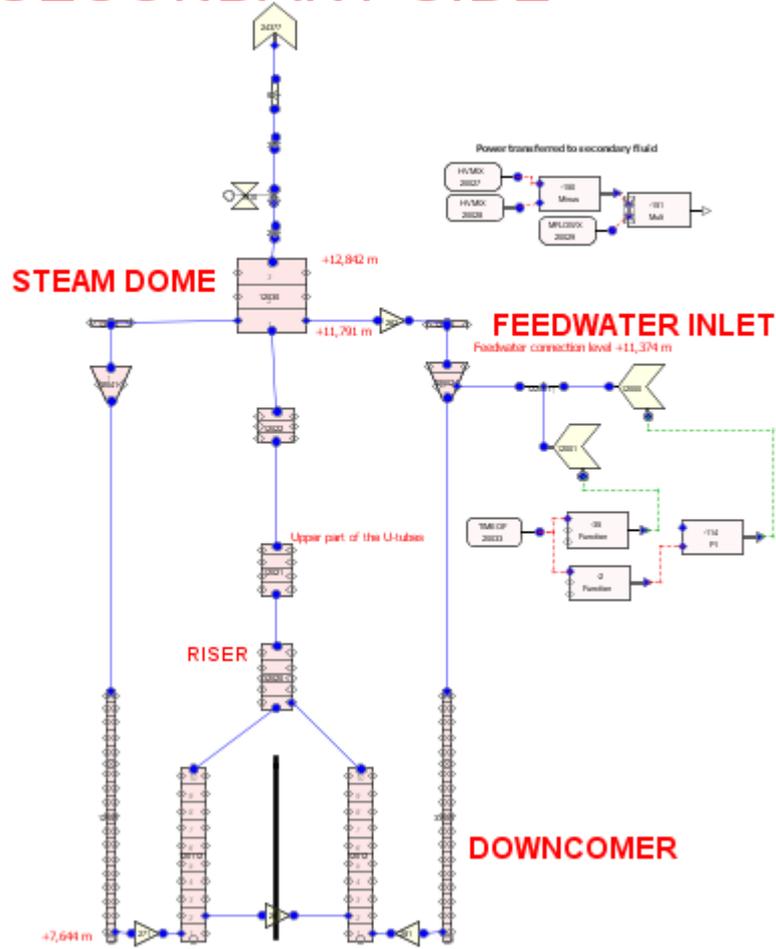


圖 33 PWR PACTEL 二次側 TRACE/SNAP 分析模式

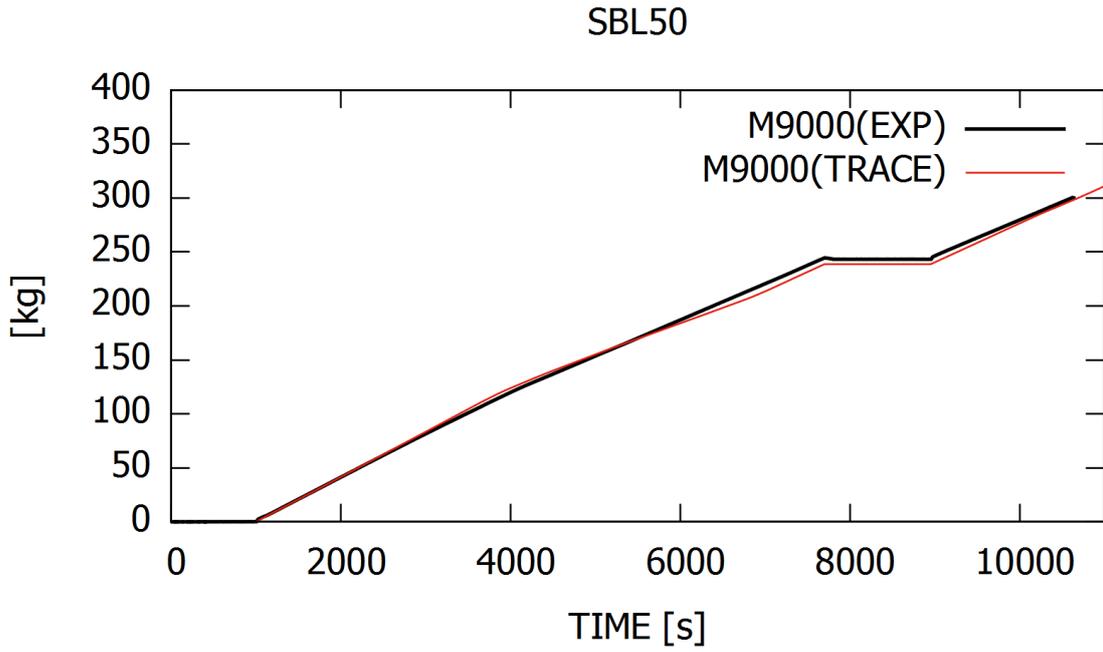


圖 34 實驗數據與 TRACE 計算結果比較-破口流率

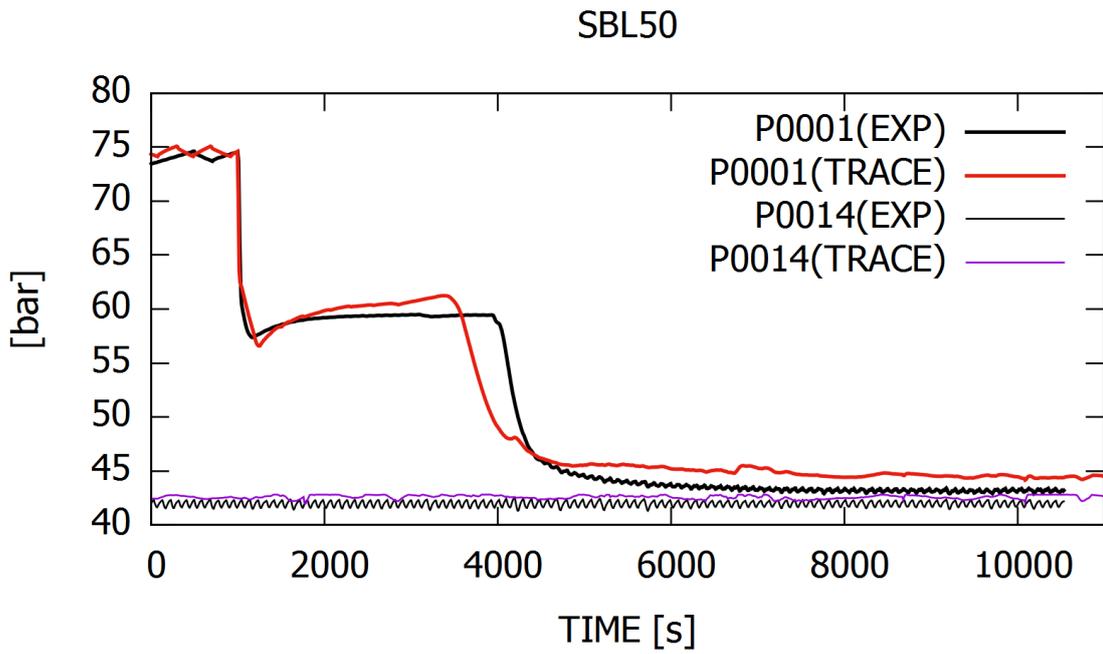


圖 35 實驗數據與 TRACE 計算結果比較-一、二次側壓力

### SBL50

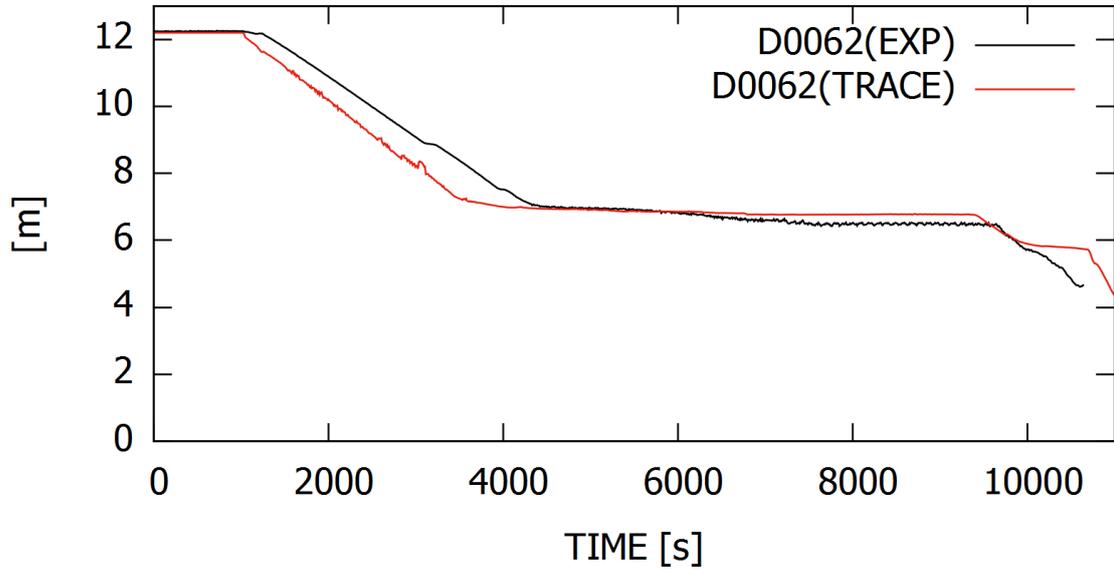


圖 36 實驗數據與 TRACE 計算結果比較-爐心水位

### SBL50

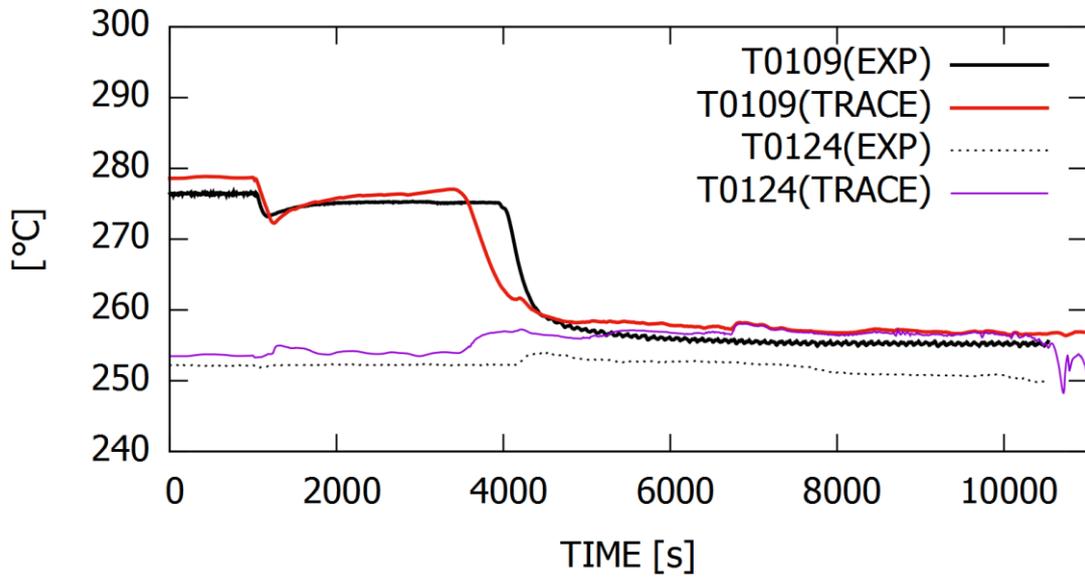


圖 37 實驗數據與 TRACE 計算結果比較-爐心進出口溫度

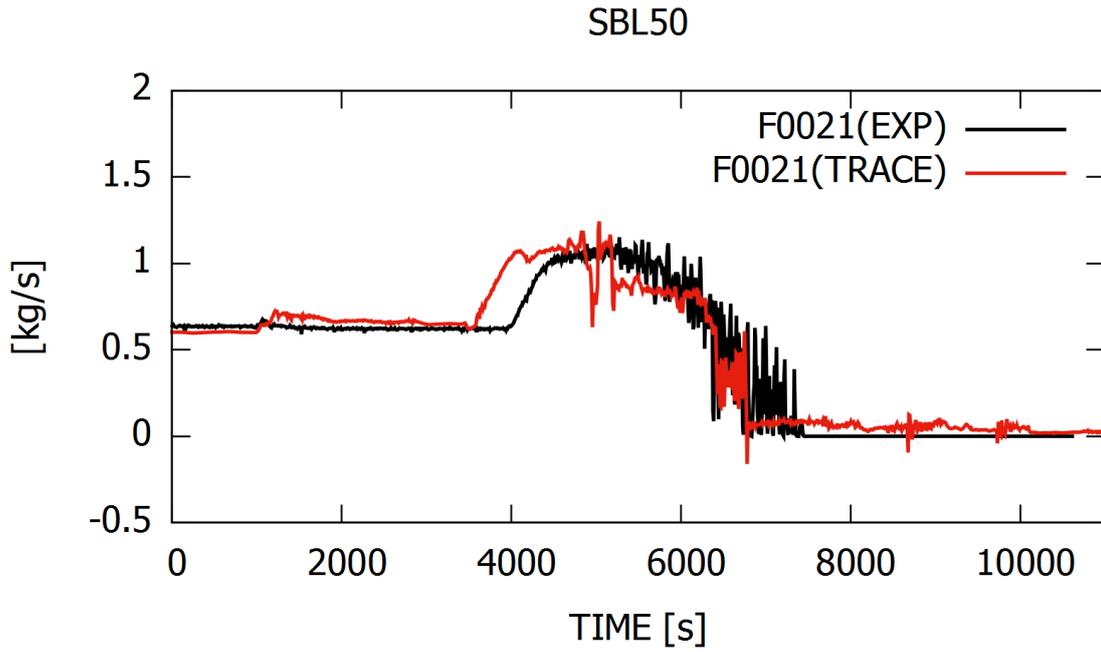


圖 38 實驗數據與 TRACE 計算結果比較-冷端質量流率

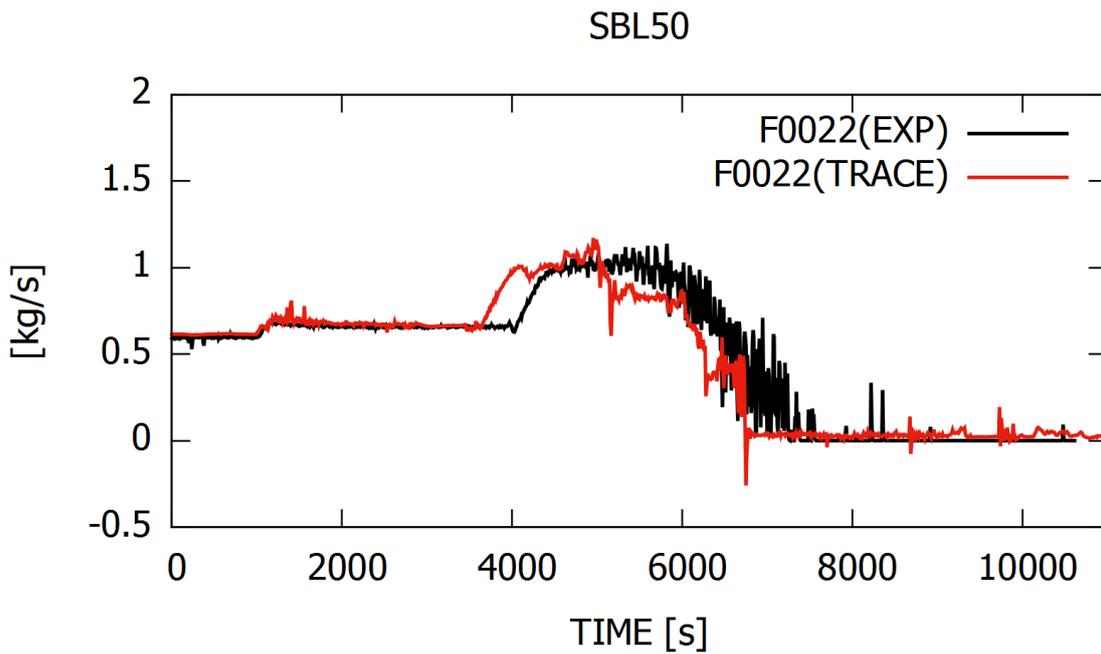


圖 39 實驗數據與 TRACE 計算結果比較-冷端二質量流率

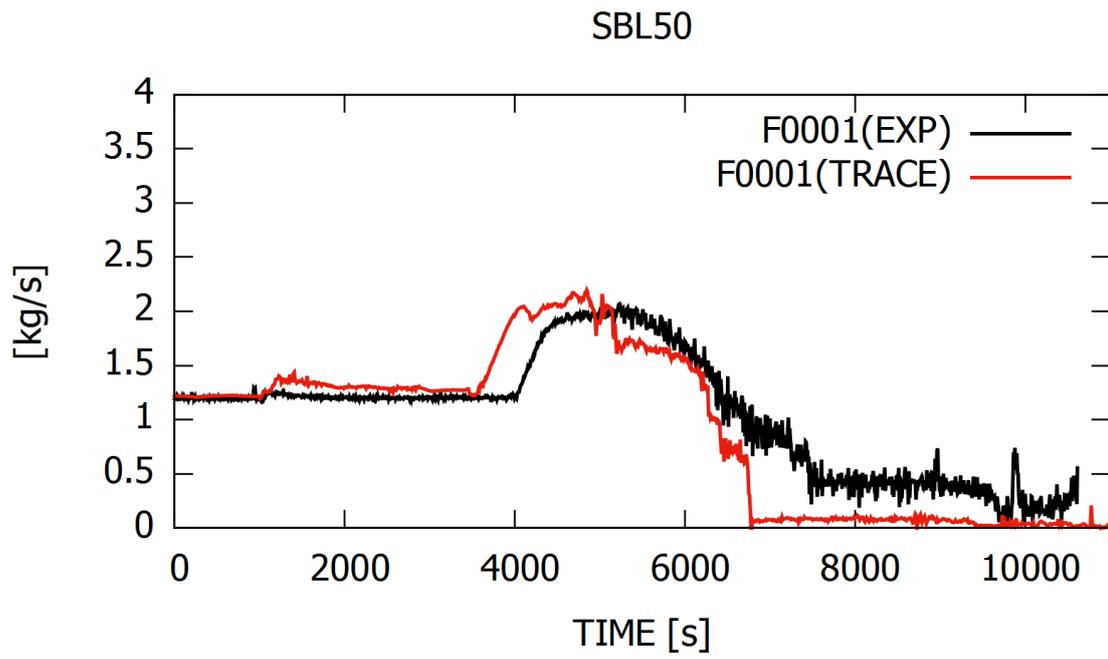


圖 40 實驗數據與 TRACE 計算結果比較- Downcomer 質量流率

## 二、核一廠除役過渡階段開蓋下喪失冷卻水事故安全性分析與 參數靈敏度評估

本計畫為延續型四年期計畫，研究團隊已於 108 年度透過 SNAP 介面程式編輯 TRACE 內部之水力組件、控制系統、熱結構組件、功率組件等[1]，成功建立核一廠除役過渡階段開蓋下之用過燃料池與爐穴連通之熱水流分析模式[2]，本團隊使用馬克一型(MARK I)圍阻體示意圖[3]標示本研究分析之區域，如圖 41 中綠色框線所示，包含用過燃料池、爐穴以及爐心，且爐穴區域與爐心區域之幾何尺寸不同。109 年度計畫目的係執行核一廠除役過渡階段開蓋下假想發生喪失冷卻水事故之模擬，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) 暫態評估說明

本研究之暫態案例主要考量核一廠現況條件與喪失冷卻水事故之可能破口位置與尺寸，以及衰變熱之數值。選擇破口位置需考量核一廠於除役過渡階段之系統運轉情況，必須排除部份關閉或無須維持運轉之系統，及已被移除或封阻之部份管路，例如高壓注水系統(HPCI)，須由蒸汽提供注水動力，但在反應器壓力槽開蓋的情況下，已無法產生蒸汽推動泵浦注水；或如再循環泵浦已停止運轉，同時再循環泵浦之前後管路也已封阻。本研究假設目前仍在運轉中之爐水淨化系統(Reactor Water Cleanup System, RWCU)發生破口，導致冷卻水流失，爐水淨化系統之功能為減少水中及積附於燃料護套表面、爐心機

件上之雜質，維持冷卻水水質，其運作流程如圖 42 所示，爐水淨化系統可由再循環管路取水，或於爐底管路取水，經過淨化再循環泵、過濾式除礦器、再生式熱交換器、非再生式熱交換器等設備移除冷卻水中的雜質，再將冷卻水注回爐心。本研究假設喪失冷卻水事故之破口發生於爐水淨化系統之取水處，破口尺寸假設為取水管路之直徑。爐水淨化系統於再循環管路取水處之管路直徑為 4 英吋，於爐底取水處之管路直徑為 2 英吋。本研究使用 VALVE 組件模擬破口，4 英吋與 2 英吋之 VALVE 組件設定介面如圖 43 與圖 44 所示。

本研究考量兩組用過核子燃料衰變熱之數值，一組保守假設為停機後 7 天之衰變熱，另一組為現況二號機組停機 1050 天之衰變熱，參照 108 年度研究內容衰變熱計算所說明，分別計算爐心用過核子燃料衰變熱及用過燃料池內部之用過核子燃料，使用與除役計畫相同之參考文獻 NUREG-0800 內之 ASB9-2 公式以估算衰變熱[4]，其公式將衰變熱分為兩部分，分別是分裂產物與重元素，以此計算核一廠爐心與用過燃料池之衰變熱。衰變熱數值如表 1 所示，爐心用過核子燃料於停機後 7 天及 1050 天之衰變熱分別為 5.2MW、0.26MW；用過燃料池內部用過核子燃料於停機後 7 天及 1050 天之衰變熱分別為 0.68MW、0.65MW。由於衰變熱數值在模擬時間內的改變極小，本研究使用固定功率之 POWER 組件為 TRACE 分析模型提供熱能，POWER 組件設定介面如圖 45 所示。

表 1 分析模式之衰變熱數值設定

|       | 7 天    | 1050 天 |
|-------|--------|--------|
| 爐心    | 5.2MW  | 0.26MW |
| 用過燃料池 | 0.68MW | 0.65MW |

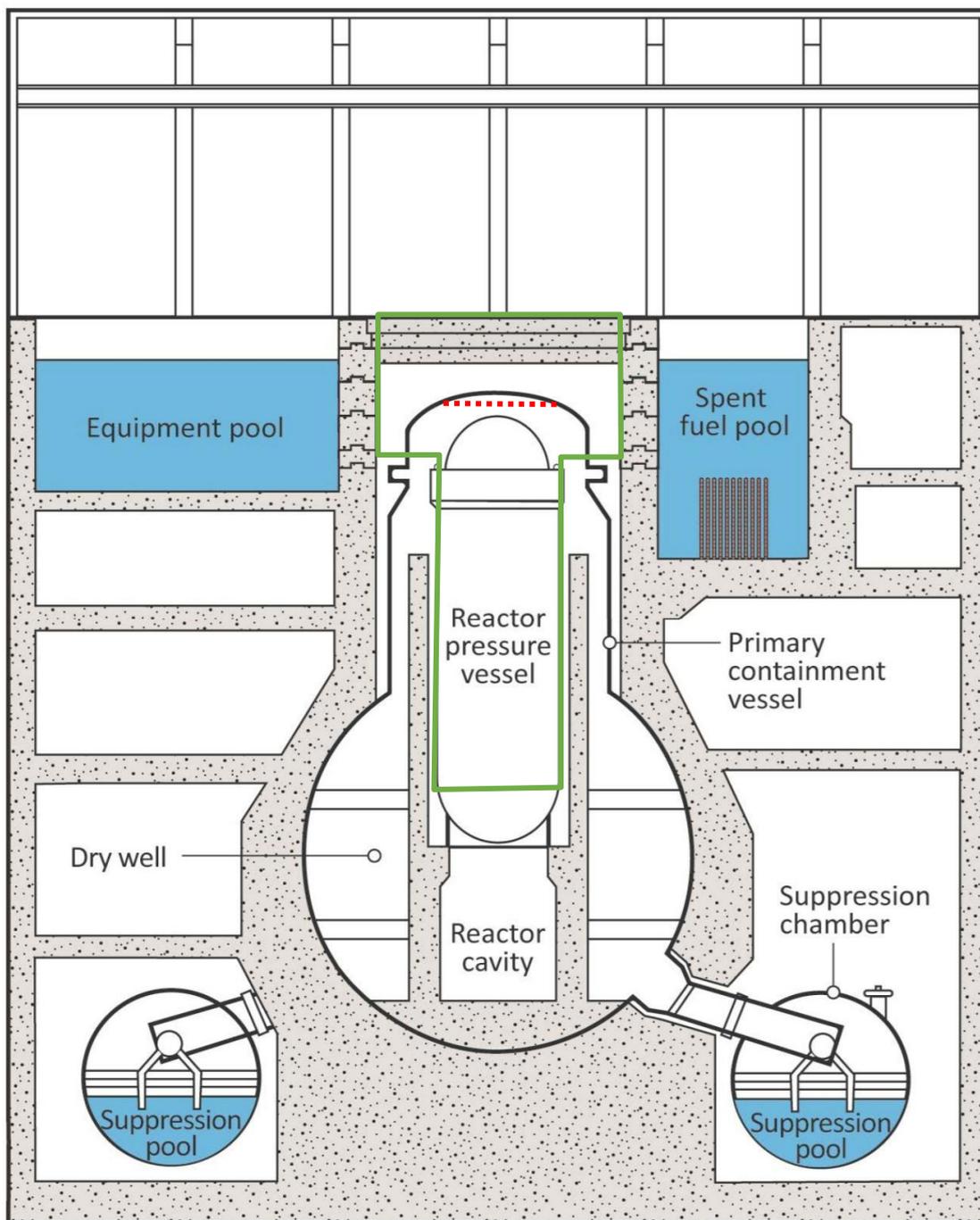


圖 41 開蓋示意圖[3]

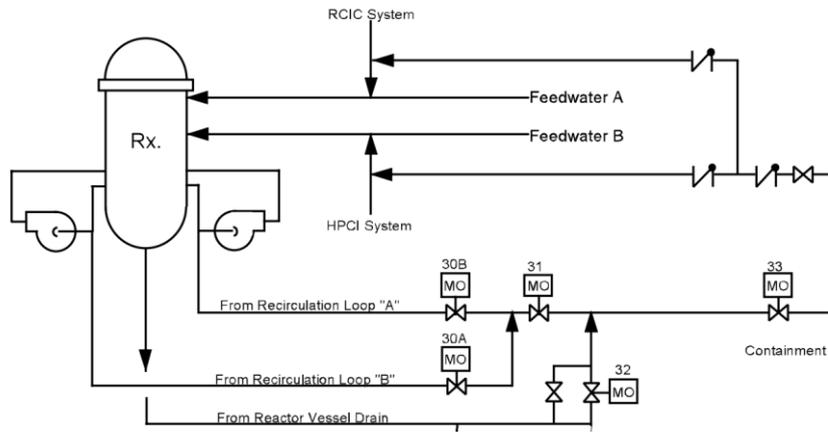


圖 42 爐水淨化系統簡圖[5]

Geometry - Valve 200

| Edge Number | Flow Area (m <sup>2</sup> ) | Calculate Hydraulic Diam. | Hydraulic Diam. (m) | CCFL Model |
|-------------|-----------------------------|---------------------------|---------------------|------------|
| 1           | 8.107313E-3                 | <input type="checkbox"/>  | 0.1016              | <none>     |
| 2           | 8.107313E-3                 | <input type="checkbox"/>  | 0.1016              | <none>     |
| 3           | 8.107313E-3                 | <input type="checkbox"/>  | 0.1016              | <none>     |

Cells Edges Orientation

Close

圖 43 模擬 4 英吋破口之 VALVE 組件

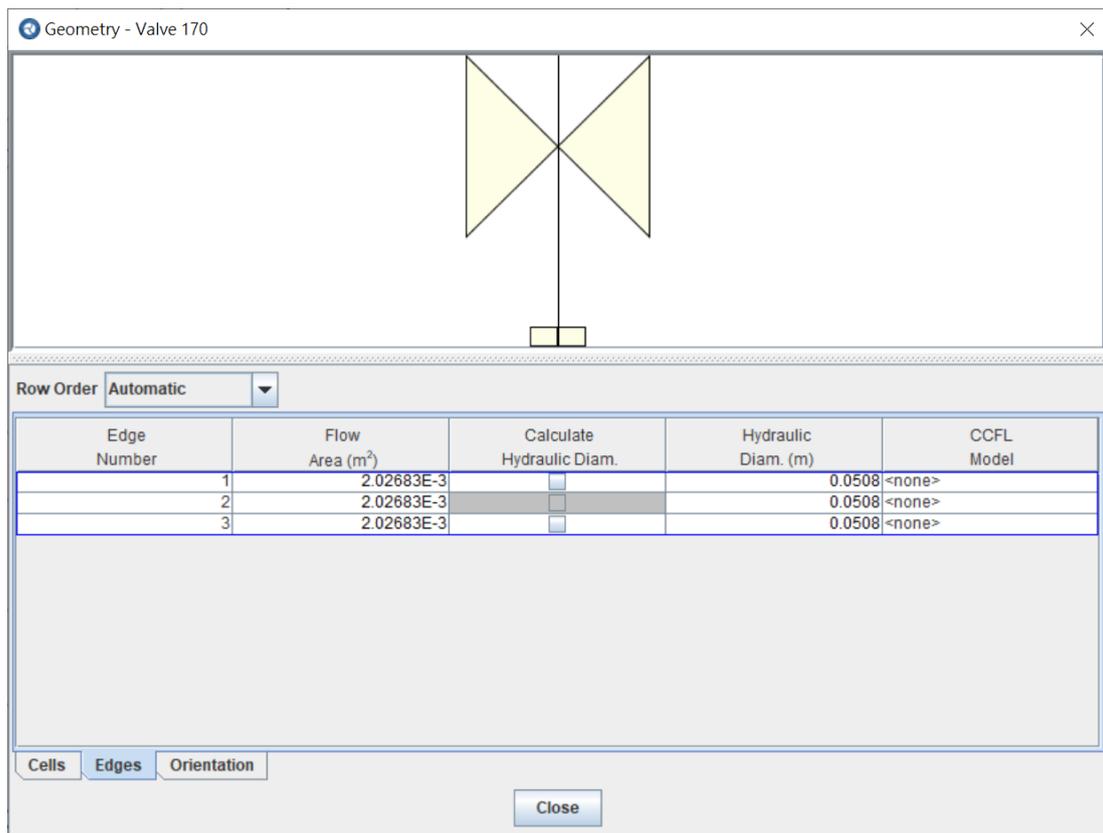


圖 44 模擬 2 英吋破口之 VALVE 組件

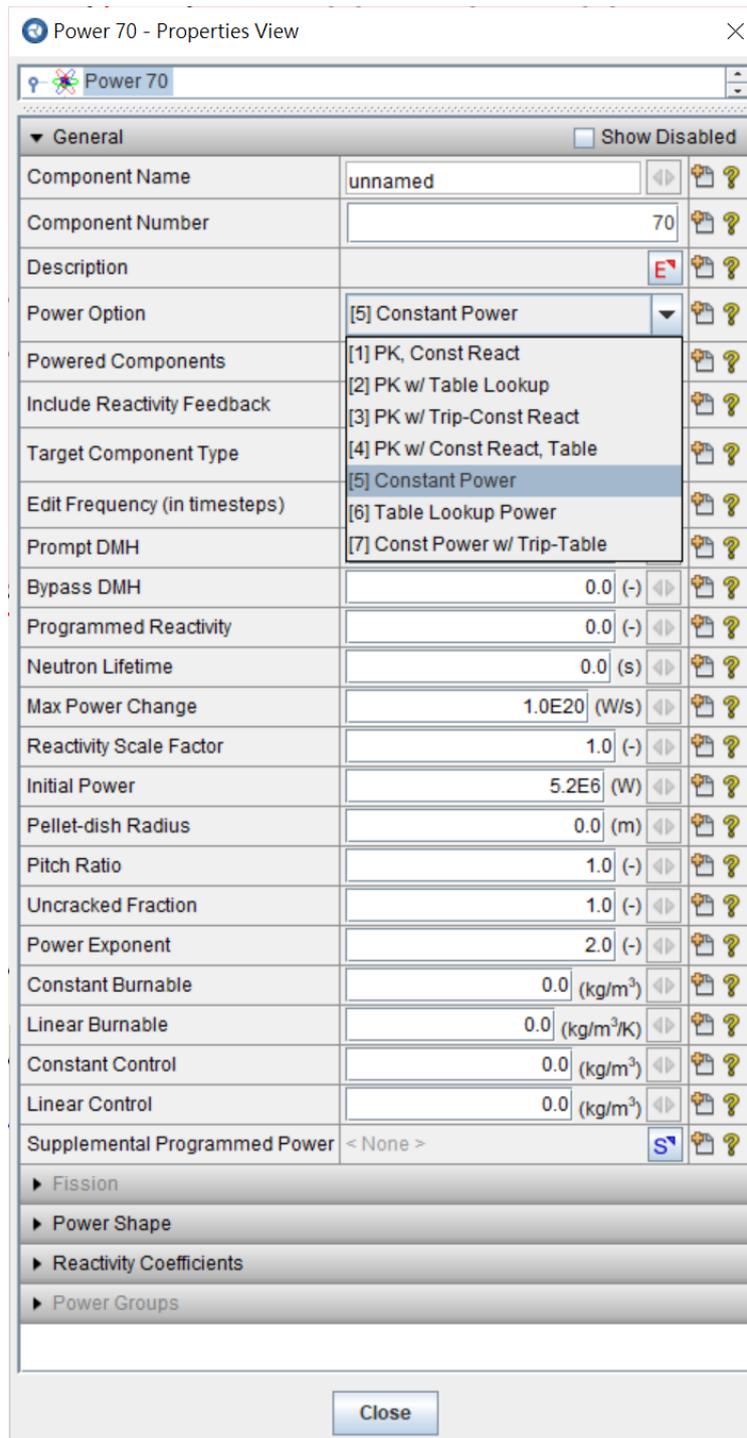


圖 45 固定功率之 POWER 組件設定

## (二) 初始假設條件與案例說明

本研究計畫依需求共進行 8 組案例分析，案例一至案例四為保守採用停機後 7 天之衰變熱進行模擬，案例五至案例八採用現況核一廠二號機停機後 1050 天之衰變熱進行模擬，其餘差異包含破口位置(RWCU 於再循環管路取水處或 RWCU 於爐底取水處)與破口直徑(4 英吋或 2 英吋)，及閘門狀態(開啟或關閉)做一系列之探討，案例之間的差異分別標示於表 2 及表 3；案例間共同初始假設條件為初始水溫假設為 41°C、模擬時間 0 小時發生喪失冷卻水事故、模擬期間假設無任何安全注水措施，以探討假想冷卻設備失效，且無救援補水措施之系統之熱水流現象以及事故發展時序，並評估核一廠除役過渡階段開蓋下閘門開啟或關閉對事故發展時序之影響性。

表 2 案例對照表(7 天)

|      | 案例一     | 案例二 | 案例三   | 案例四 |
|------|---------|-----|-------|-----|
| 破口位置 | 再循環管取水處 |     | 爐底取水處 |     |
| 破口管徑 | 4 英吋    |     | 2 英吋  |     |
| 閘門位置 | 開啟      | 關閉  | 開啟    | 關閉  |

表 3 案例對照表(1050 天)

|      | 案例五     | 案例六 | 案例七   | 案例八 |
|------|---------|-----|-------|-----|
| 破口位置 | 再循環管取水處 |     | 爐底取水處 |     |
| 破口管徑 | 4 英吋    |     | 2 英吋  |     |
| 閘門位置 | 開啟      | 關閉  | 開啟    | 關閉  |

### (三) 評估結果與討論

本研究共分為 8 個案例，並針對喪失冷卻水事故下系統水位、護套溫度、以及破口流量進行探討。圖 46 至圖 49 依序為案例一至案例四之水位模擬結果，水位基準點為反應爐底 0 公尺，橘色實線代表反應爐爐心區與爐穴之水位高度，藍色實線代表用過燃料池之水位高度，綠色虛線代表閘門底部高度，也是爐穴與用過燃料池連通的最低點，紅色虛線為爐心燃料(爐心區有效燃料)之頂部(TAF)高度。案例一與案例二之差異為閘門是否關閉，觀察圖 46 可知在閘門開啟的假設條件下，反應爐爐心與爐穴與用過燃料池連通，兩者的水位在破口發生後 3 小時同時降至閘門底部，而觀察圖 46 可知在閘門關閉的假設條件下，導致用過燃料池的水位持續維持在滿水位高，而反應爐爐心與爐穴之水位則在 1.4 小時左右降至閘門底部。由水位圖中可觀察到反應爐爐心區與爐穴之水位約在 17 公尺處有斜率變化，其原因為爐穴與反應爐爐心區域之尺寸不同，反應爐爐心區域之直徑較小(參照圖 41)，因此水位下降速度、斜率會較爐穴區域高。案例一與案例三之差異為破口位置及破口尺寸，由於案例三與案例四之破口尺寸較小，案例三反應爐爐心與爐穴之水位在 25 小時後降至閘門底部，案例四則耗費 12.6 小時由滿水位降至閘門底部，相較於案例一與案例二由滿水位降至閘門底端僅需 3 小時及 1.4 小時，由此可見破口尺寸為喪失冷卻水事故中的關鍵參數。另一方面比較水位由閘門底部降至爐心核子燃料頂端之時間，由於此時用過燃料池與爐穴已不再連通，閘門開啟與關閉之狀態不會對時序造成影響，唯

一影響水位變化之因素為破口尺寸，較大的破口直徑會形成較大的破口流量，由案例一至案例四的分析結果可知，水位由閘門底部降至爐心核子燃料頂端之時間，案例一與案例二皆為約 1.6 小時，案例三與案例四皆為約 5 小時，水位時序變化之趨勢與破口尺寸一致，顯示本分析模式計算之合理性。圖 50 至圖 53 依序為案例五至案例八之水位模擬結果，由圖 50 可知，案例五之反應爐爐心與爐穴之水位由滿水位降低至閘門底部為 3 小時，再由閘門底部降低至爐心燃料頂部為 1.6 小時，水位變化時序與案例一完全相同，基於案例一與案例五如破口位置、尺寸、初始條件等假設皆相同，因此兩者水位變化時序一致為合理之分析結果。此外，案例二與案例六、案例三與案例七、及案例四與案例八，皆因分別具有相同之假設與初始條件，而分別具有相同之水位變化時序，各案例詳細水位變化時序如表 4~表 6 所列。

圖 54 至圖 57 依序為案例一至案例四之護套溫度，橘色實線為爐心燃料護套溫度，藍色實線為用過燃料池燃料護套溫度，紅色虛線為溫度 1088K 之標示，由於爐心燃料衰變熱高達 5.2MW，在案例一與案例二當中，在水位低於用過核子燃料頂端的 0.5 小時內，爐心燃料護套溫度開始急遽上升，並在之後的 1.5 小時升溫至 1088K，最終導致護套失效、TRACE 程式終止運算。在案例三與案例四當中，由於冷卻水流失速度較低，在爐心燃料裸露後約 3 小時，護套溫度上升至 1088K，最終因護套失效、TRACE 程式停止運算。圖 58 至圖 61 為案例五至案例八之護套溫升結果圖，觀察圖 58 可知，爐心燃料

護套在發生破口後的 5 小時內僅有極小幅度的溫升現象，隨後於 29 小時左右迅速升溫至 1088K，比對圖 54 可知，案例五之水位約在 5 小時左右降低至爐心燃料頂端，用過核子燃料喪失冷卻水覆蓋之時間與用過核子燃料護套迅速升溫之時刻相符，另一方面，案例五與案例一具有相同之水位變化時序，因此爐心燃料護套在相同時間迅速升溫，然而案例五具有較低之爐燃料衰變熱，因此護套之溫升現象也較為和緩，案例一之護套溫度於爐心燃料喪失冷卻水覆蓋的 2 小時內升溫至 1088K，而案例五則為爐心燃料喪失冷卻水覆蓋後約 20 小時升溫至 1088K，由案例五與案例一之比較可知燃料衰變熱為影響用過核子燃料喪失冷卻水覆蓋後溫升的關鍵參數。由於案例五與案例六之破口參數與燃料衰變熱設定相同，兩者之護套溫度約在用過核子燃料裸露出水面後 20 小時升溫至 1088K，而案例七與案例八之護套溫度約在用過核子燃料裸露出水面後 22 小時升溫至 1088K，由於案例七與案例八之破口直徑較案例五與案例六小，較低之破口流量減緩水位下降速率，因此延遲護套溫度在用過核子燃料裸露出水面後升溫至 1088K 的時間。

圖 62 至圖 69 為八組案例之累積破口質量，代表模擬期間由破口流失的冷卻水總量隨時間之變化，線段的斜率越大代表當下的破口流量越大，由結果圖中可觀察到斜率會逐漸變得平緩，代表喪失冷卻水的速度會逐漸降低，而線段的最高點代表模擬期間由破口流失的冷卻水總量，以案例三為例，破口位於 RWCU 爐底取水處且閘門為開啟狀態，使其具有最高的累積

破口質量；至於案例二 RWCU 再循環管取水處具有較高的破口高程，且用過燃料池內部之冷卻水無法經由閘門補充至爐心區域，其累積破口質量為案例一至案例四當中最底。案例五至案例八之破口流量、水位時序皆依序對應，因此累積破口質量之時序與案例一至四相同。

由本研究所分析之八組案例可知，破口尺寸為決定水位變化時序之關鍵參數，在同一破口高程下，較大的破口直徑會具有較大的破口流量，會加速水位變化之時序；燃料衰變熱則是決定用過核子燃料喪失冷卻水覆蓋後，護套溫升現象的關鍵參數，較高的衰變熱會使用過核子燃料在更短的時間內升溫至護套失效；閘門狀態也對水位時序有重要影響，在爐心發生喪失冷卻水的情況下，連通爐穴與用過燃料池可以增加冷卻水存量，延緩水位降低的時序。

表 4 反應爐爐心與爐穴到達關鍵水位之時序結果彙整(小時)

|         | 案例一/五   | 案例二/六 | 案例三/七 | 案例四/八 |
|---------|---------|-------|-------|-------|
|         | 再循環管取水處 |       | 爐底取水處 |       |
|         | 閘門開啟    | 閘門關閉  | 閘門開啟  | 閘門關閉  |
| 事故開始    | 0       | 0     | 0     | 0     |
| 閘門底部    | 3       | 1.4   | 25    | 12.6  |
| Level 3 | 3.9     | 2.2   | 28.7  | 16.4  |
| Level 2 | 4.1     | 2.4   | 29.2  | 16.8  |
| TAF     | 4.6     | 3     | 29.7  | 17.3  |
| BAF     | NA      | NA    | 30.8  | 18.5  |

表 5 八個案例護套溫度升至 1088K 之時序比較

| 溫度\案例  | 一 | 二   | 三  | 四  | 五  | 六  | 七  | 八  |
|--------|---|-----|----|----|----|----|----|----|
| ~1088K | 6 | 4.8 | 33 | 21 | 29 | 26 | 51 | 39 |

表 6 用過燃料池水位到達關鍵水位之時序結果彙整(小時)

|      | 案例一/五   | 案例二/六 | 案例三/七 | 案例四/八 |
|------|---------|-------|-------|-------|
|      | 再循環管取水處 |       | 爐底取水處 |       |
|      | 閘門開啟    | 閘門關閉  | 閘門開啟  | 閘門關閉  |
| 事故開始 | 0       | 0     | 0     | 0     |
| RA2  | 1       | NA    | 10.5  | NA    |
| RS2  | NA      | NA    | NA    | NA    |
| TAF  | NA      | NA    | NA    | NA    |
| BAF  | NA      | NA    | NA    | NA    |

\*RA2：緊急戒備事故用過燃料池水位低於燃料格架上方 4.98 公尺(Level2)或喪失維持池水溫度低於 80°C 能力。

\*RS2：廠區緊急事故用過燃料池水位低於燃料格架上方 0.3 公尺(Level3)。

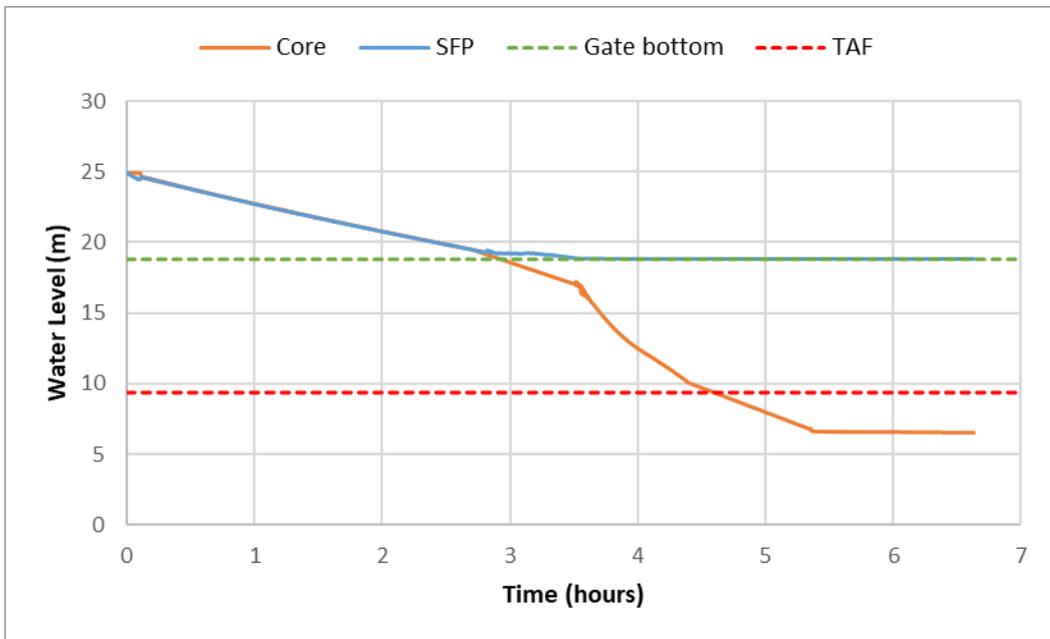


圖 46 案例一水位圖

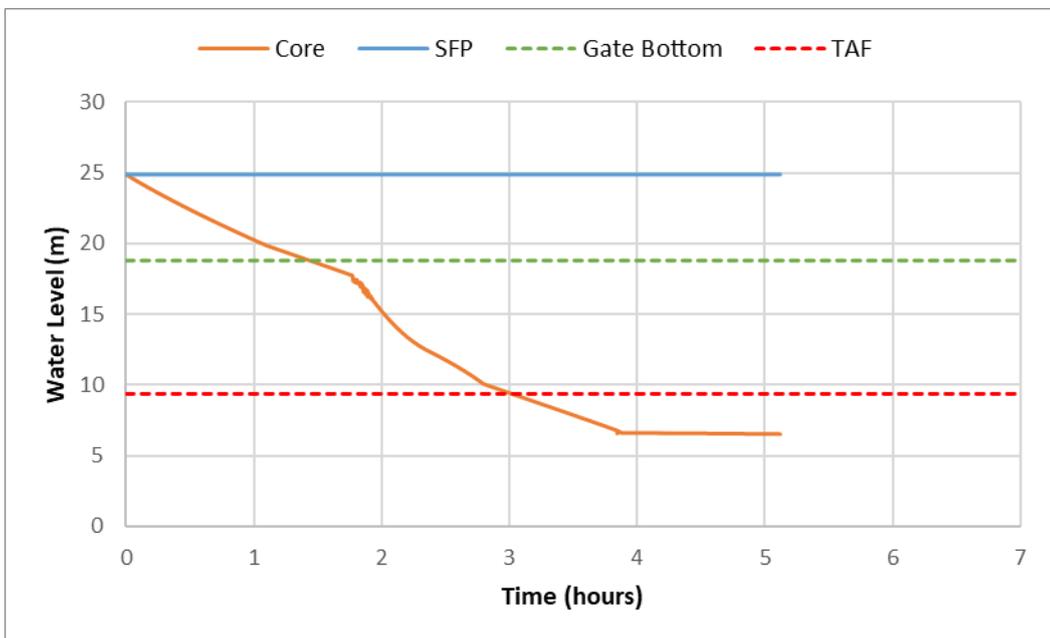


圖 47 案例二水位圖

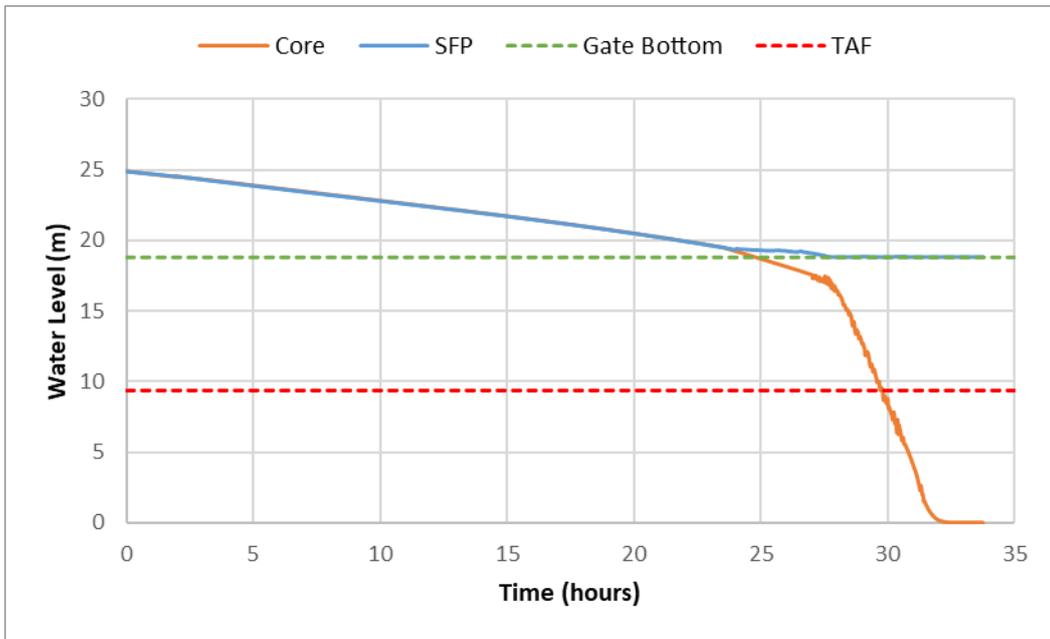


圖 48 案例三水位圖

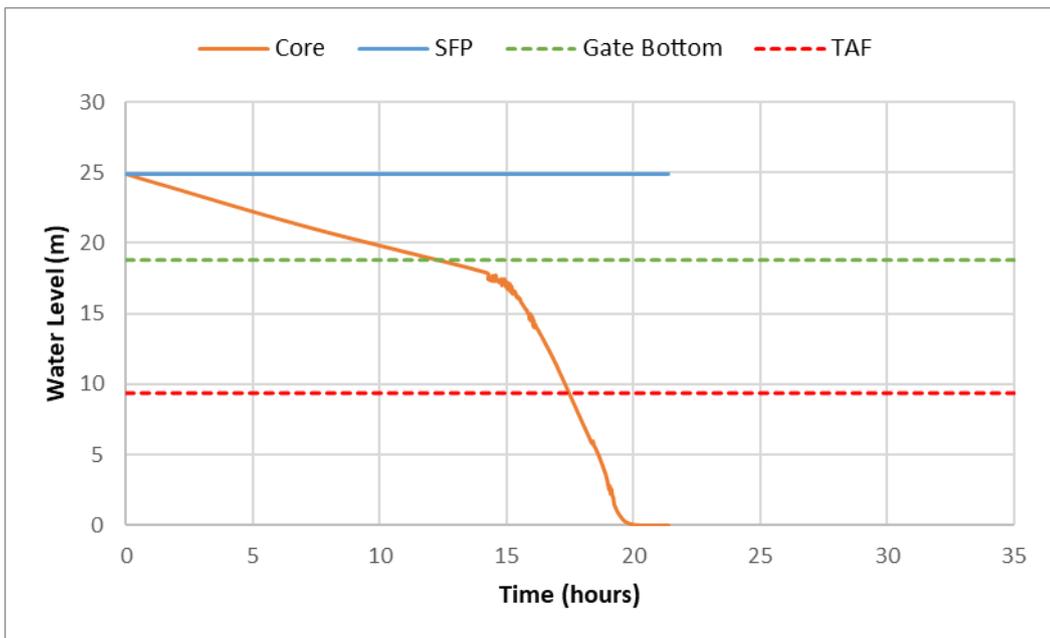


圖 49 案例四水位圖

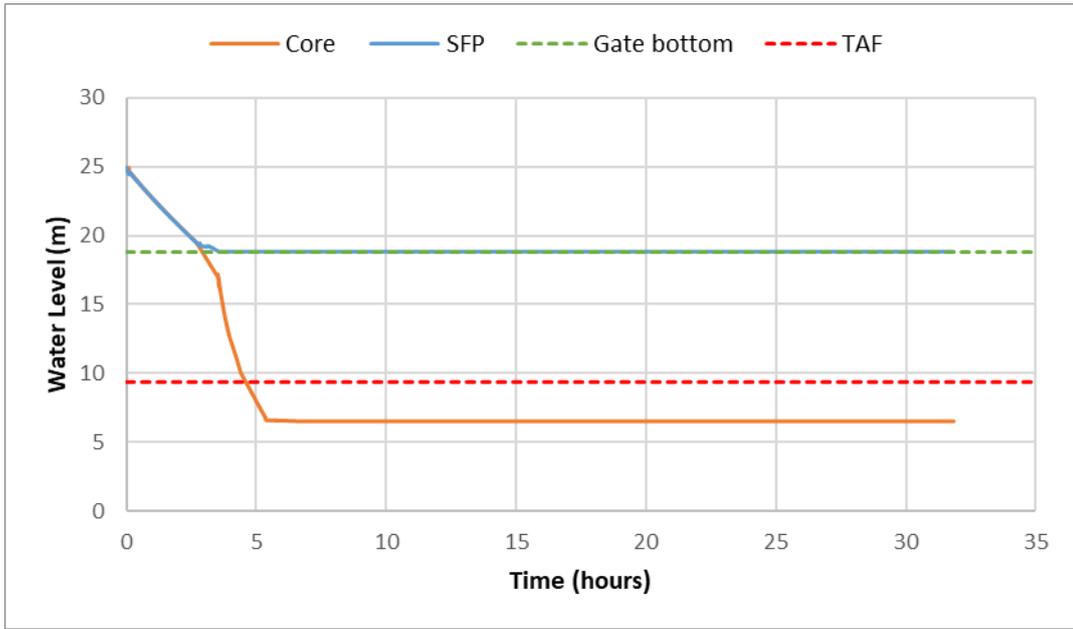


圖 50 案例五水位

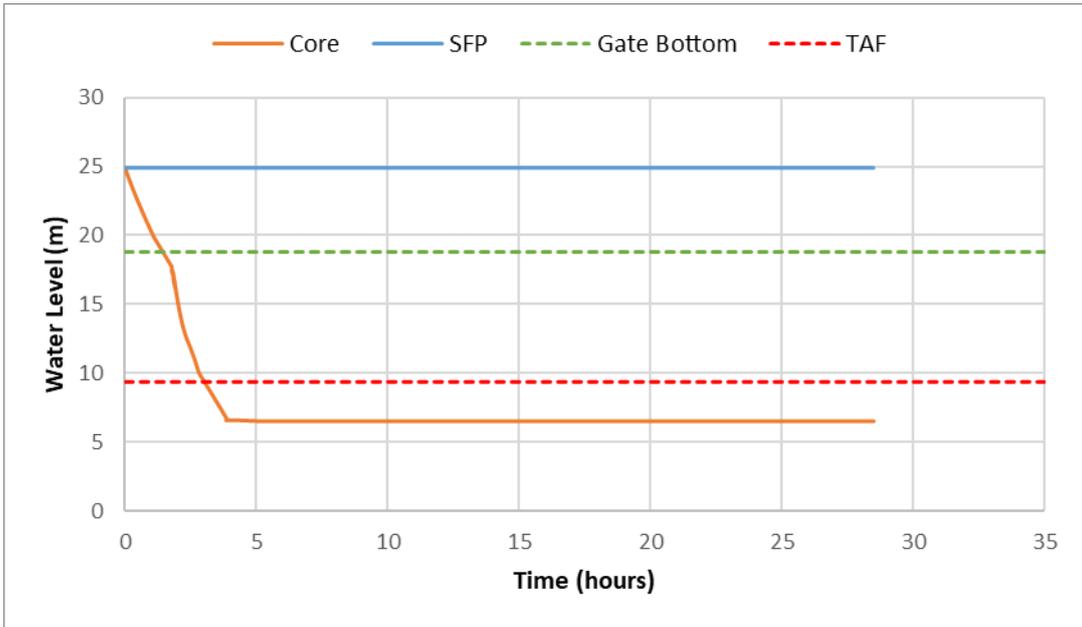


圖 51 案例六水位

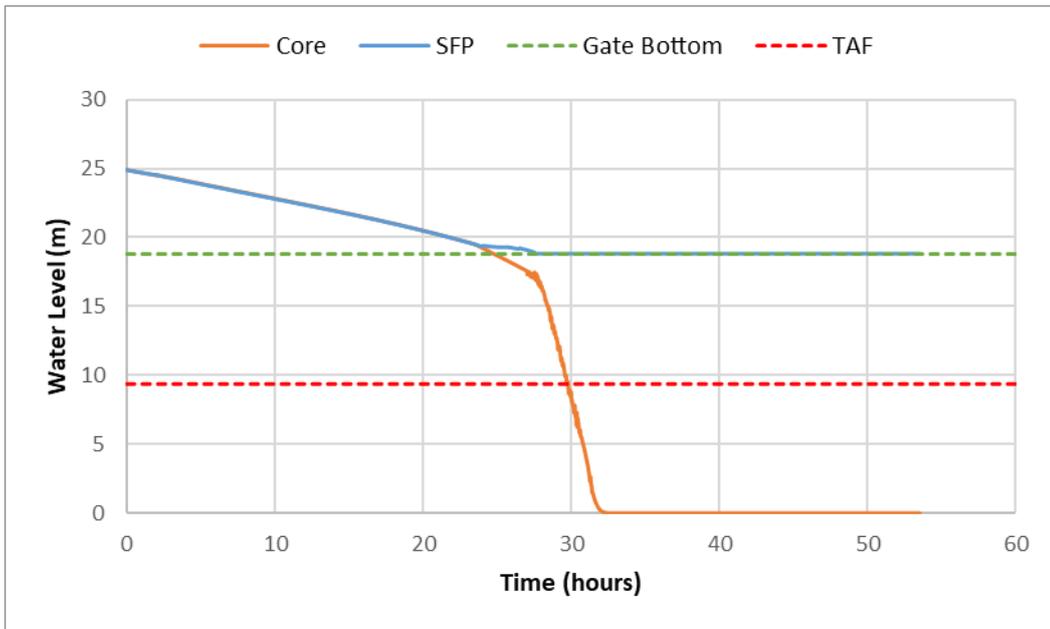


圖 52 案例七水位

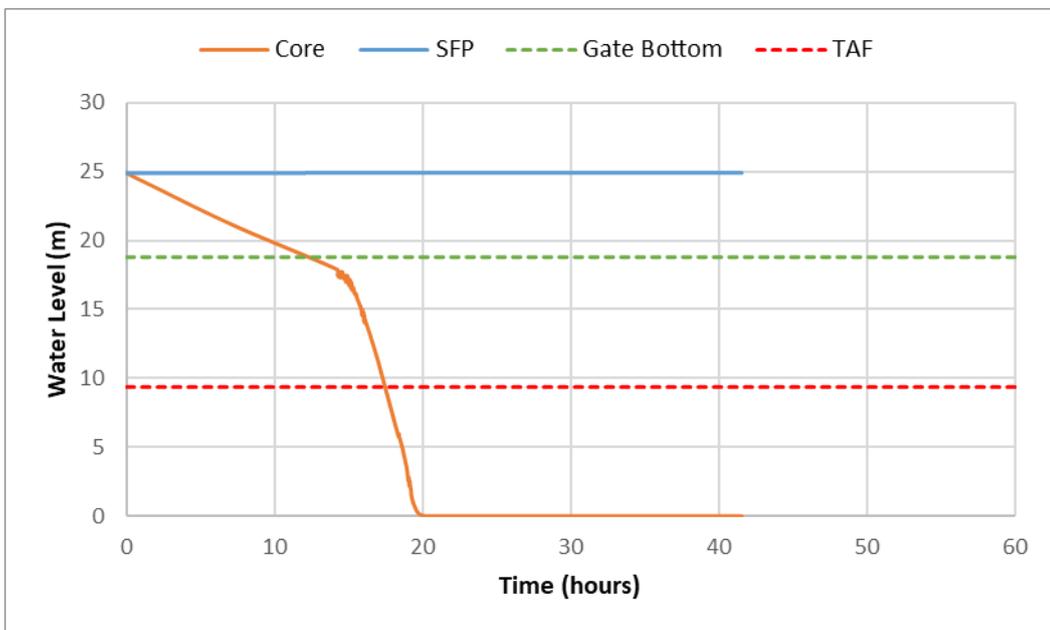


圖 53 案例八水位

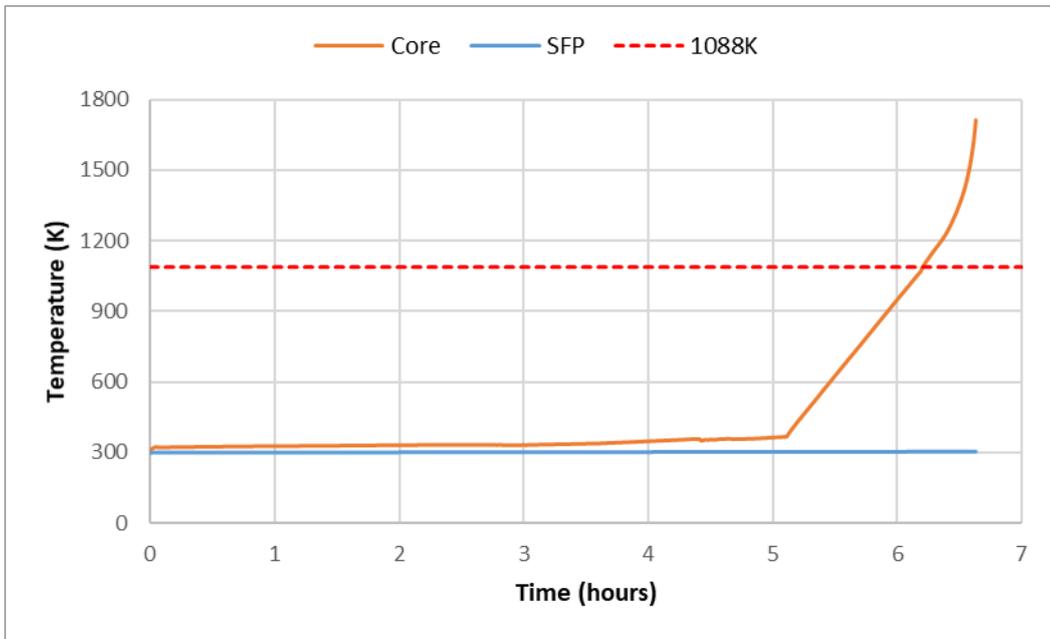


圖 54 案例一護套溫度

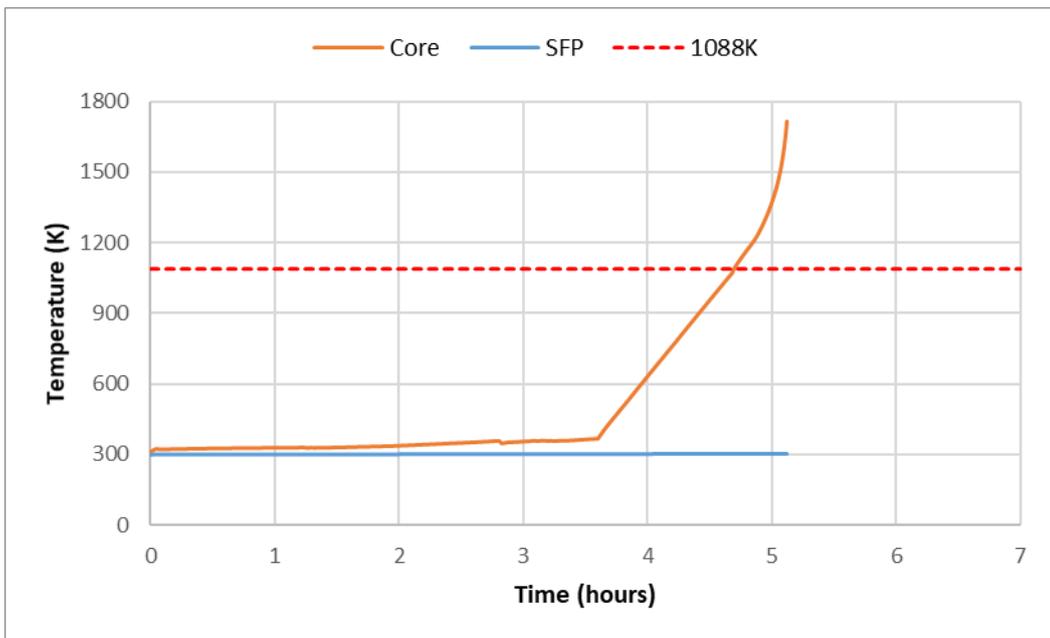


圖 55 案例二護套溫度

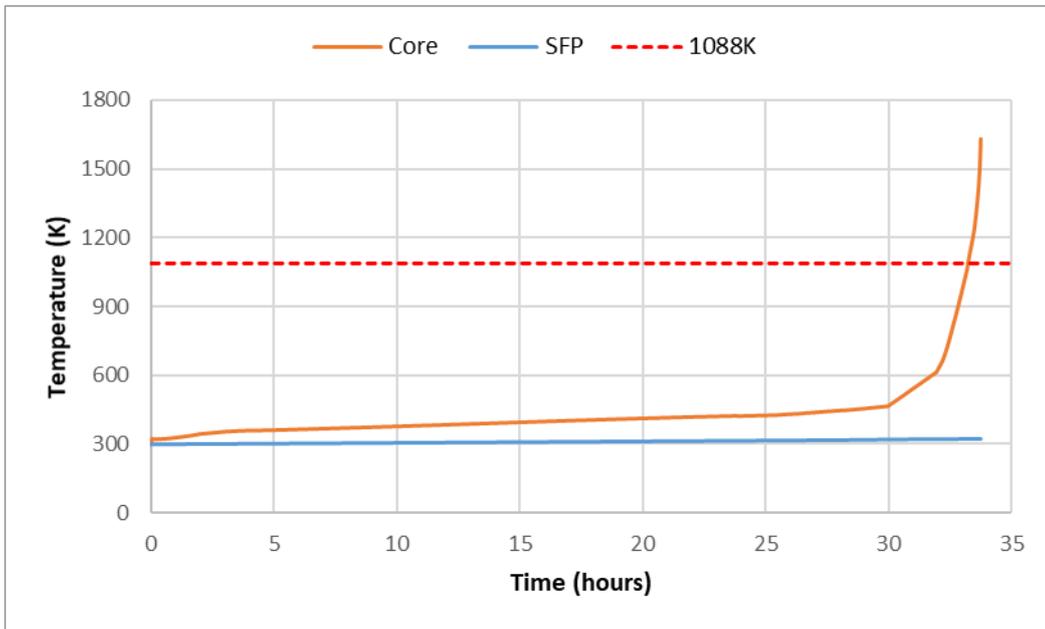


圖 56 案例三護套溫度

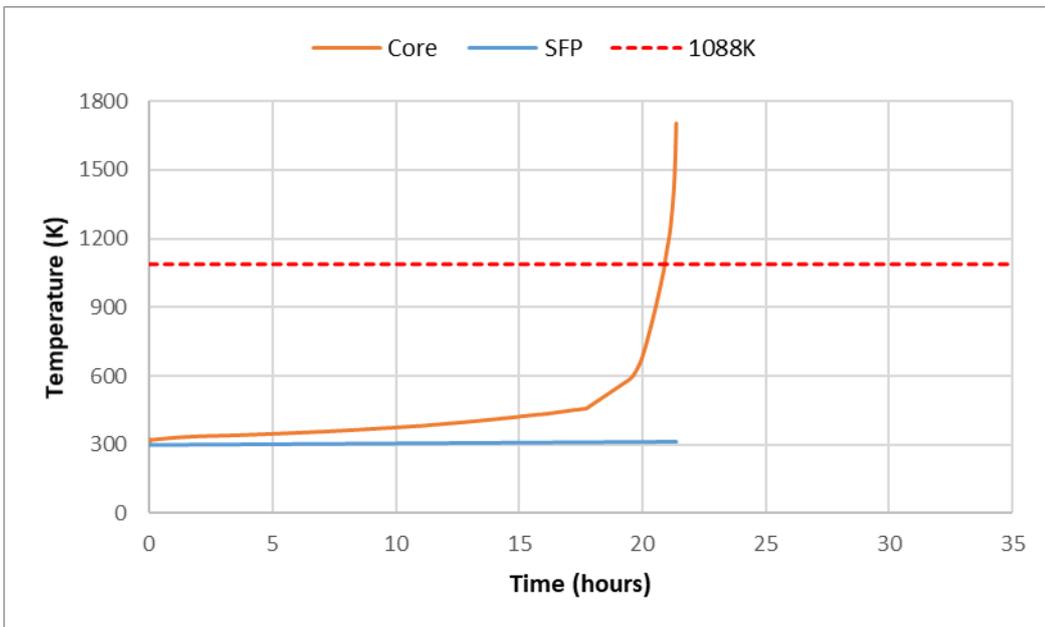


圖 57 案例四護套溫度

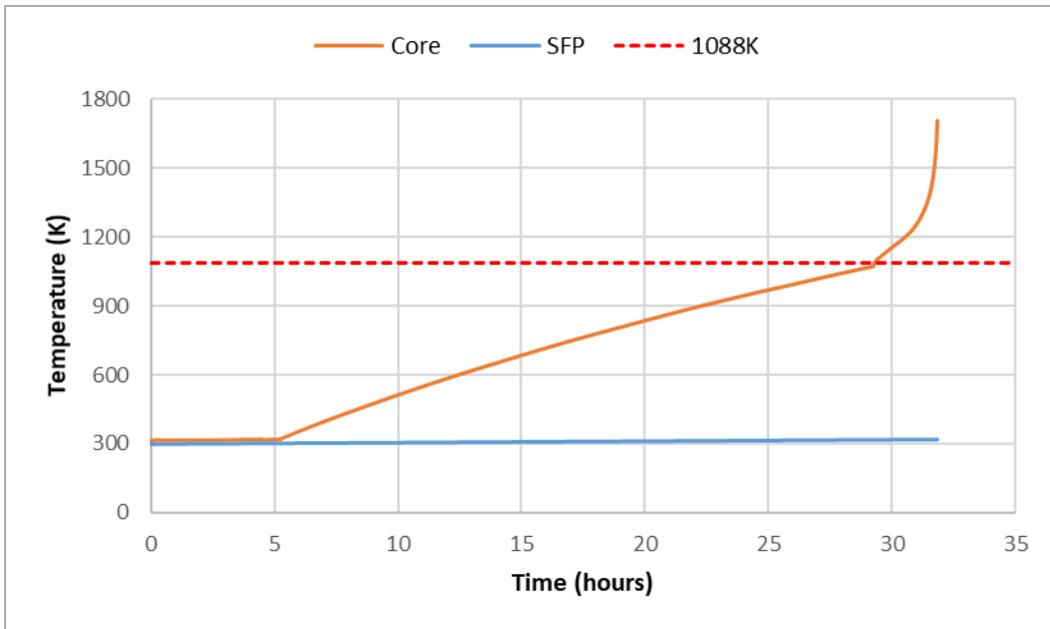


圖 58 案例五護套溫度

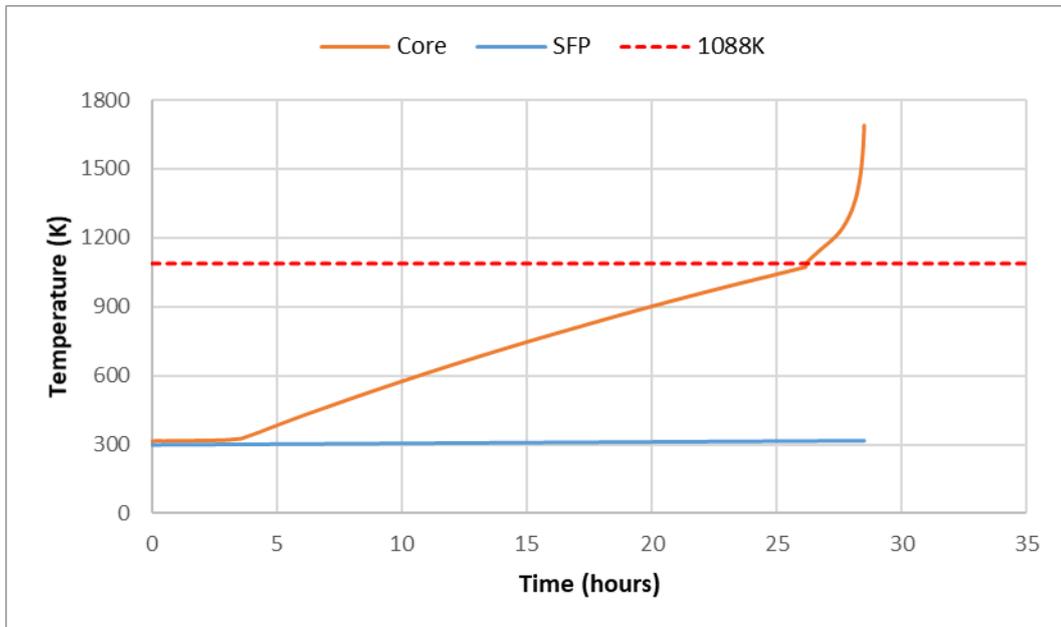


圖 59 案例六護套溫度

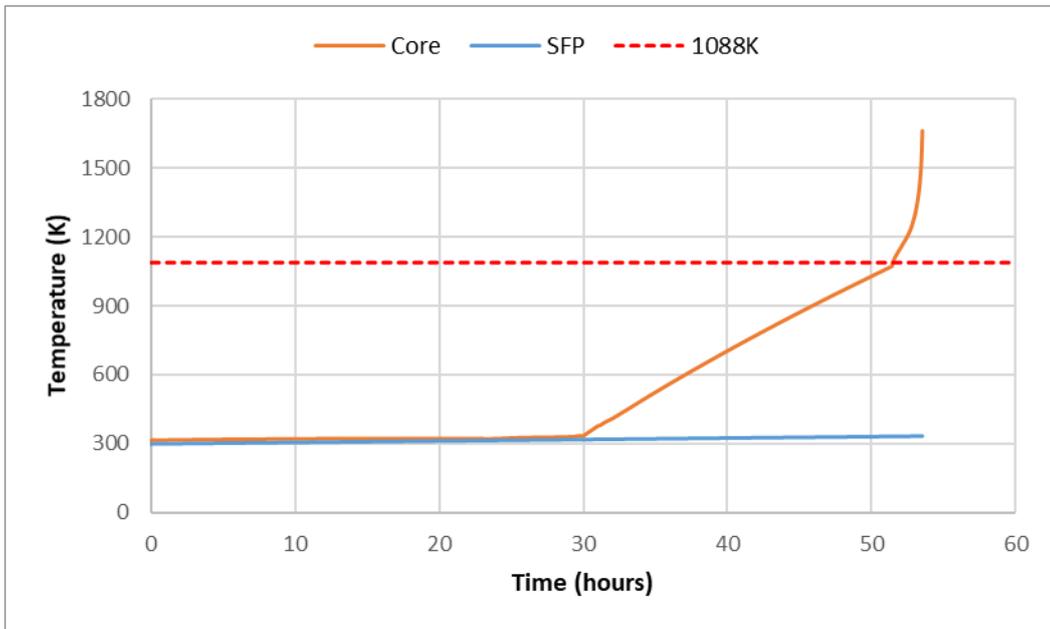


圖 60 案例七護套溫度

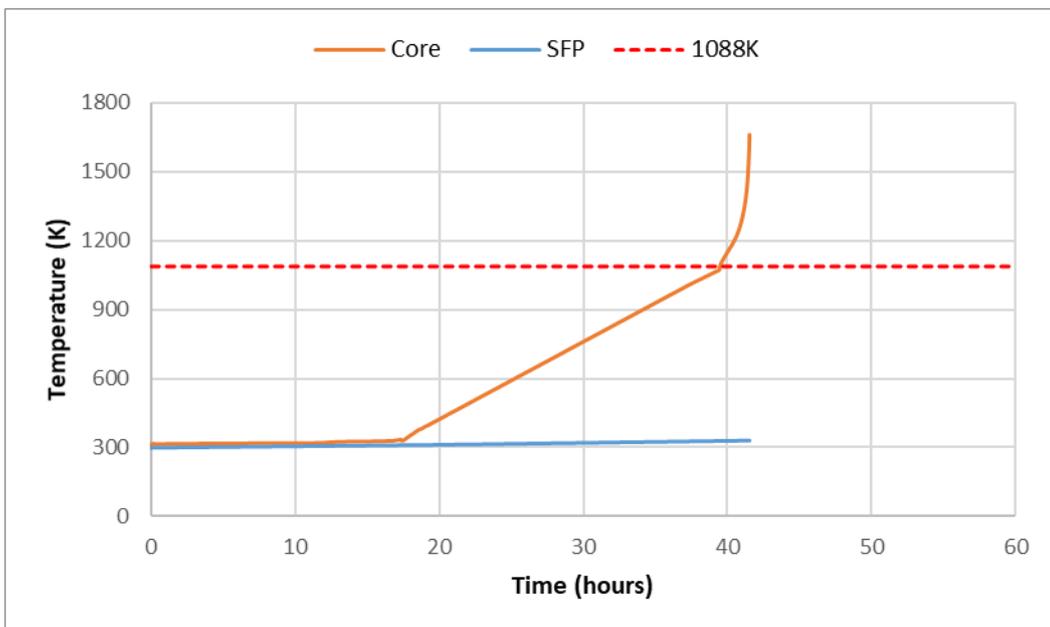


圖 61 案例八護套溫度

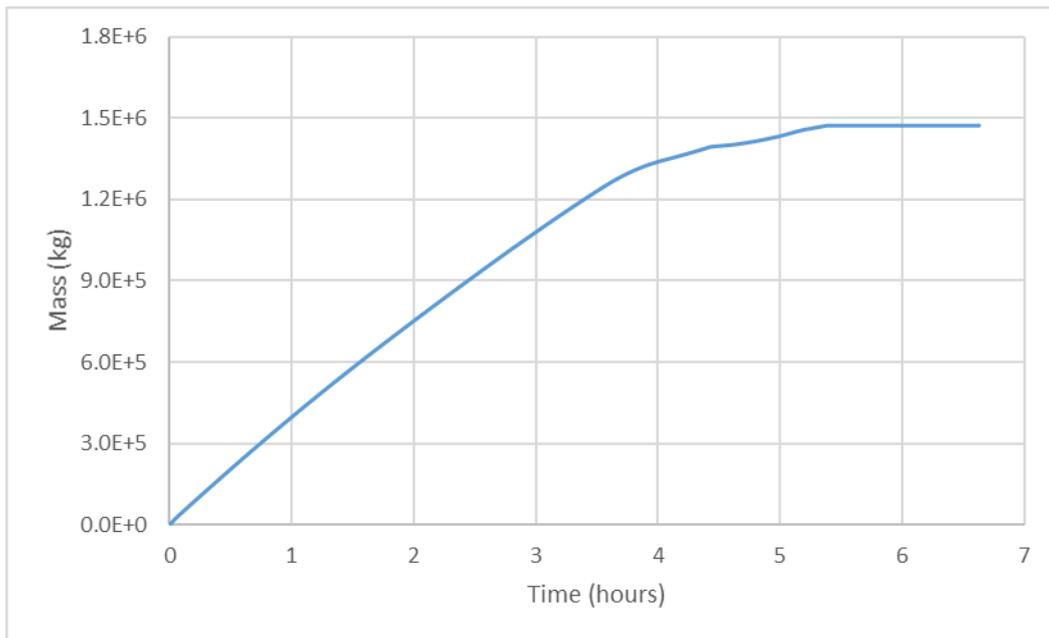


圖 62 案例一累積破口質量

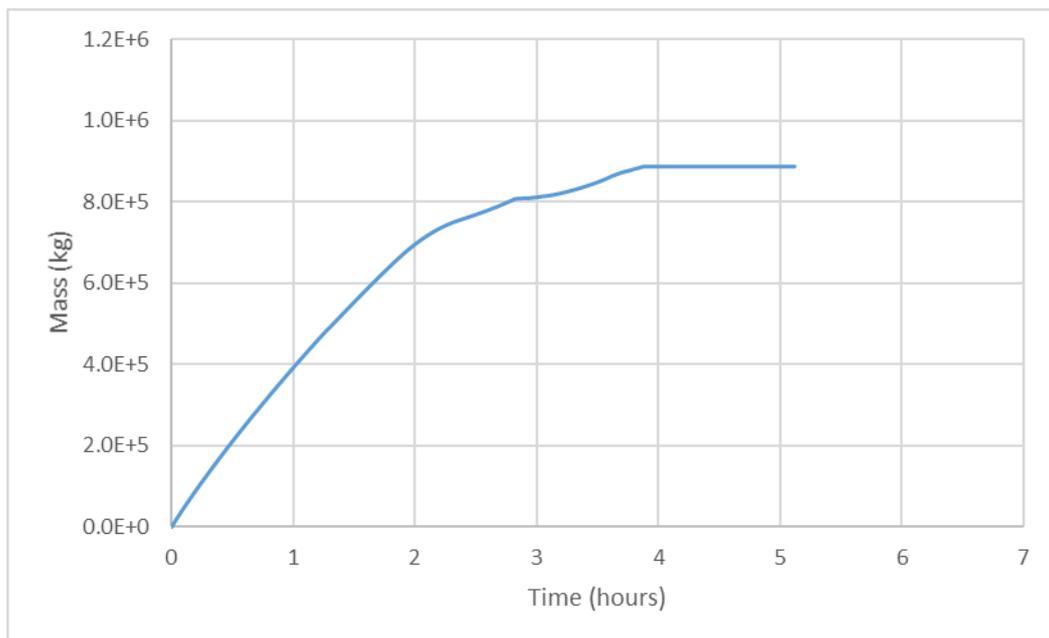


圖 63 案例二累積破口質量

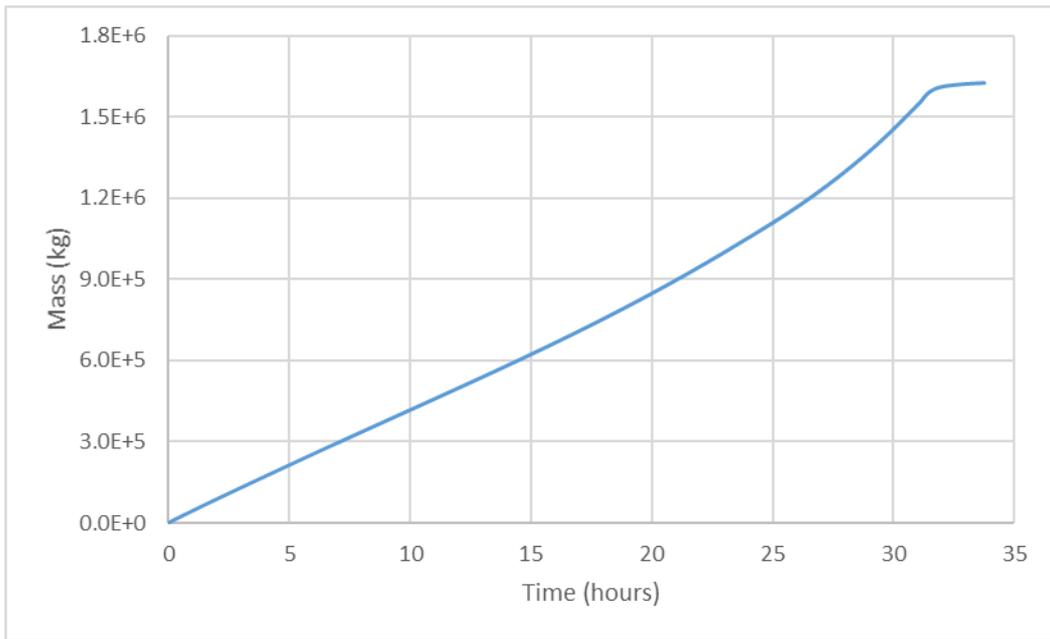


圖 64 案例三累積破口質量

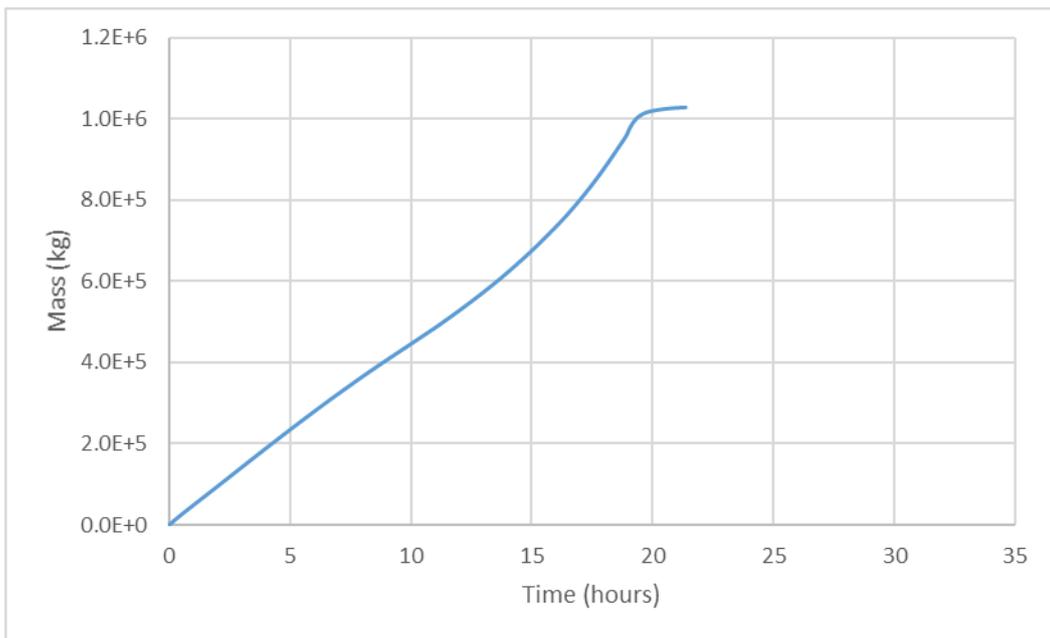


圖 65 案例四累積破口質量

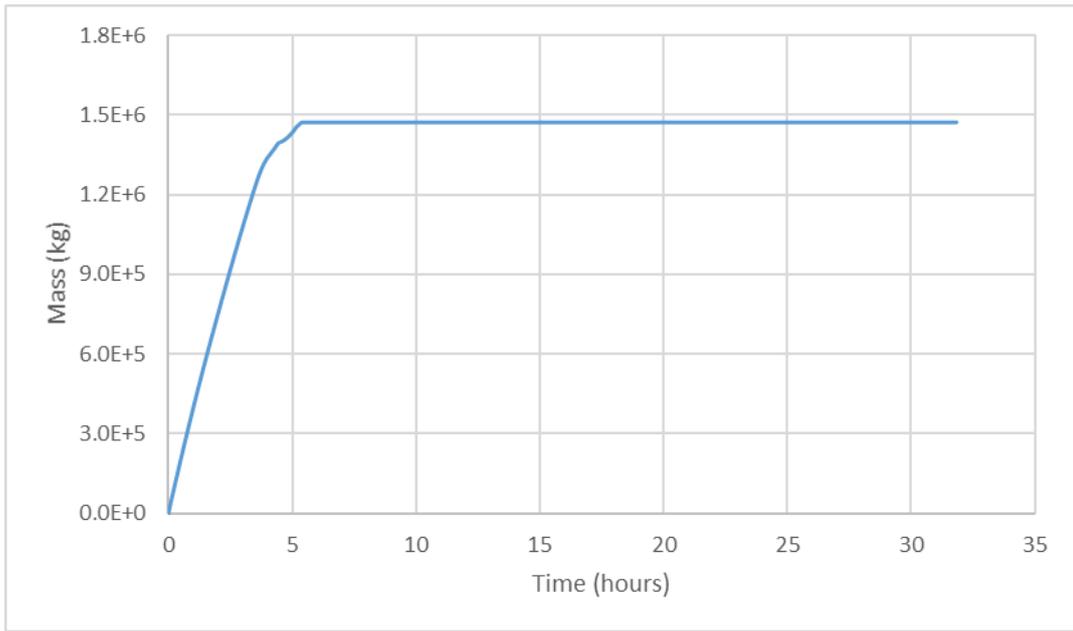


圖 66 案例五累積破口質量

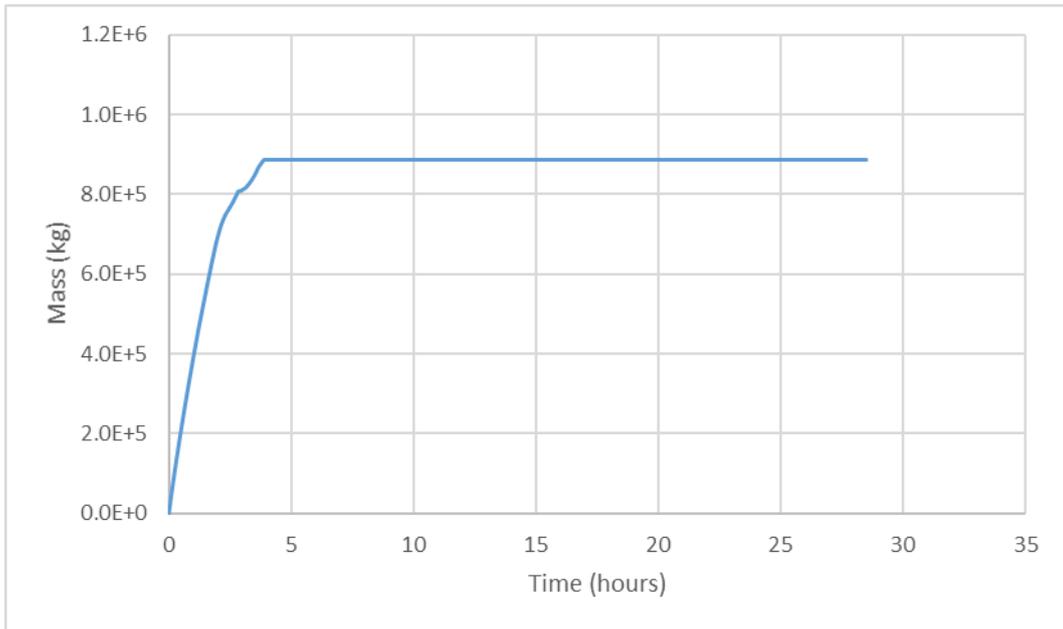


圖 67 案例六累積破口質量

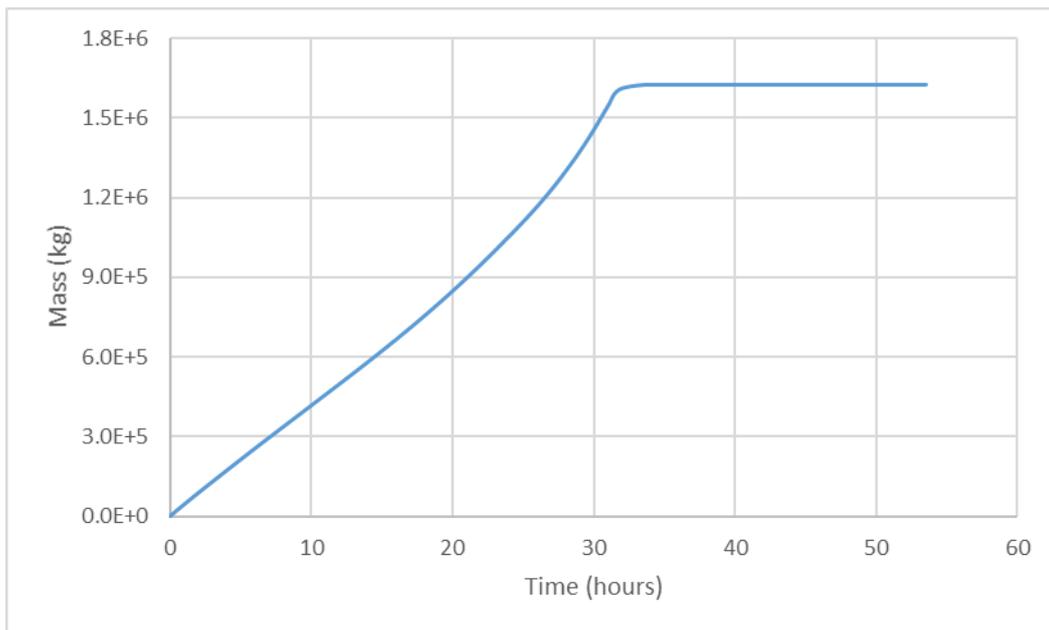


圖 68 案例七累積破口質量

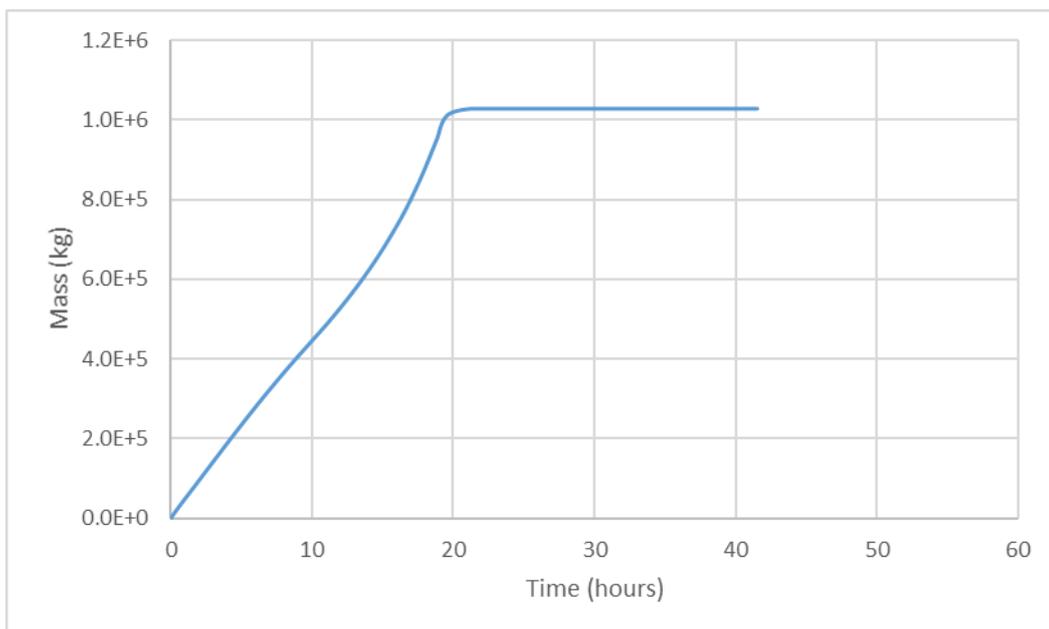


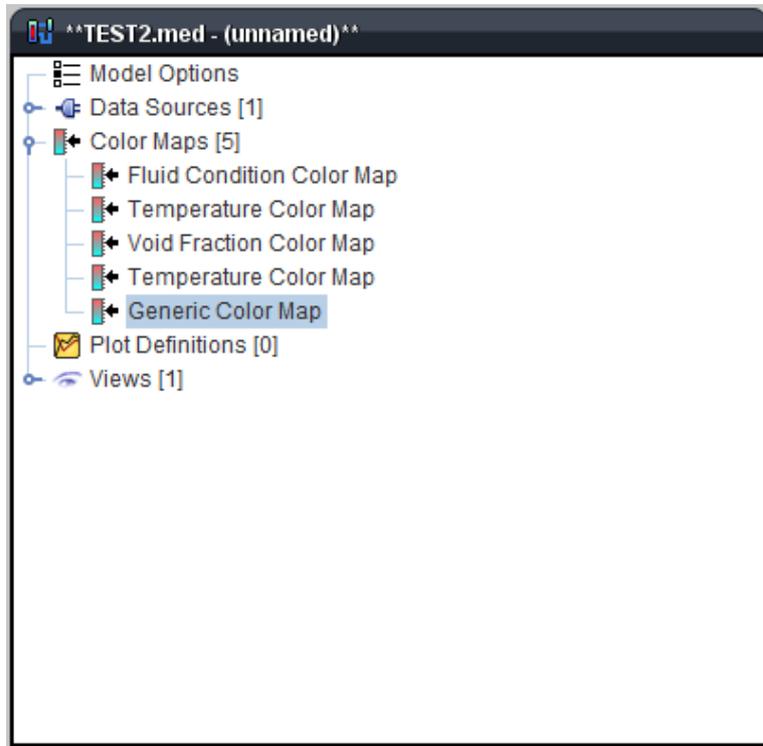
圖 69 案例八累積破口質量

#### (四) 模組開發與展示

為使分析結果易於觀察，本研究團隊成功建立分析案例之模組化，將 TRACE 程式之分析結果以圖形化介面呈現，其主要包含數據顯示、重要時序顯示、時間軸、水位動態顯示及溫度動態顯示等資訊。本章節將依序詳細介紹其設定與建立方式。

於本報告建立之模組中，本團隊使用馬克一型(MARK I)圍阻體示意圖做為圖形化介面顯示之背景，如圖 41 所示，並重新繪製反應爐壓力槽、爐穴及用過燃料池三個部份，透過不同設定方式顯示各項關鍵分析結果，同時以數值及不同色彩呈現分析結果之數值變化。Color Map 組件為模組中最關鍵之物件，使用者可以自訂讀取之參數類型，如圖 70 所示，包含任意數值、流場狀態、溫度、壓力及空泡分率等，並可以自訂參數數值所對應之顏色變化，如圖 71 所示，該圖代表顏色分為兩階段呈現，第一階段為當溫度數值為 300K 時顯示螢光綠色，隨著溫度持續增加顏色隨之變化，在 900K 時轉為橘色，第二階段隨著溫度持續增加顏色持續變化，在 1500K 時轉為紅色。Stacked Elements 為一方形組件，使用者可自由設定其大小與分割層數，並可以與 Color Map 組件進行搭配，如圖 72 所示，Stacked Elements 組件與呈現空泡分率之 Color Map 組件配合，共同呈現分析結果之水位變化；如圖 73 所示，Stacked Elements 組件與呈現溫度之 Color Map 組件配合，共同呈現分析結果之燃料護套溫度變化。設置完成之分析模組圖如圖 74 所示，上半部顯示各項關鍵分析結果之數值、模擬時

間之時間軸等；下半部則透過圖形及顏色變化再次呈現各項關鍵分析結果，圖中<null>及灰色方塊代表分析模組尚未與分析結果進行連結，在連結分析結果後，便會呈現數值及 Color Map 組件之顏色變化設定，如圖 75 所示，分析模組上半部<null>部份呈現出數值，分析模組下半部灰色部份呈現出深藍色與綠色，分別代表空泡分率及溫度之 Color Map 組件設定，圖 76 呈現某一時刻之分析模組情況，相較於傳統之數據圖，此分析模組以圖形化介面呈現分析結果，提供更簡易的數據判別方式。



**Generic Color Map**

▼ General  Show Disabled

|                        |   |  |
|------------------------|---|--|
| Name                   | unnamed   |  |
| Color Map Type         | Generic   |  |
| Paint Background       | Generic   |  |
| Minor Ticks Per Major  | Temperature   |  |
| Number of Major Ticks  | Liquid Temp   |  |
| Dynamic                | Vapor Temp  |  |
| Segmentation Style     | Pressure  |  |
|                        | Quality   |  |
|                        | Void Fraction   |  |
| Color Display Width    | 35  |  |
| Range Segments         | [1] Segments  |  |
| Channel Name Patterns  | < none >  |  |
| Engineering Units      | No Units  |  |
| Use Out of Range Color | <input type="radio"/> True <input checked="" type="radio"/> False |  |
| Show Title             | <input checked="" type="radio"/> True <input type="radio"/> False |  |
| Use Custom Title Font  | <input type="radio"/> True <input checked="" type="radio"/> False |  |
| Use Custom Legend Font | <input type="radio"/> True <input checked="" type="radio"/> False |  |

圖 70Color Map 設定介面

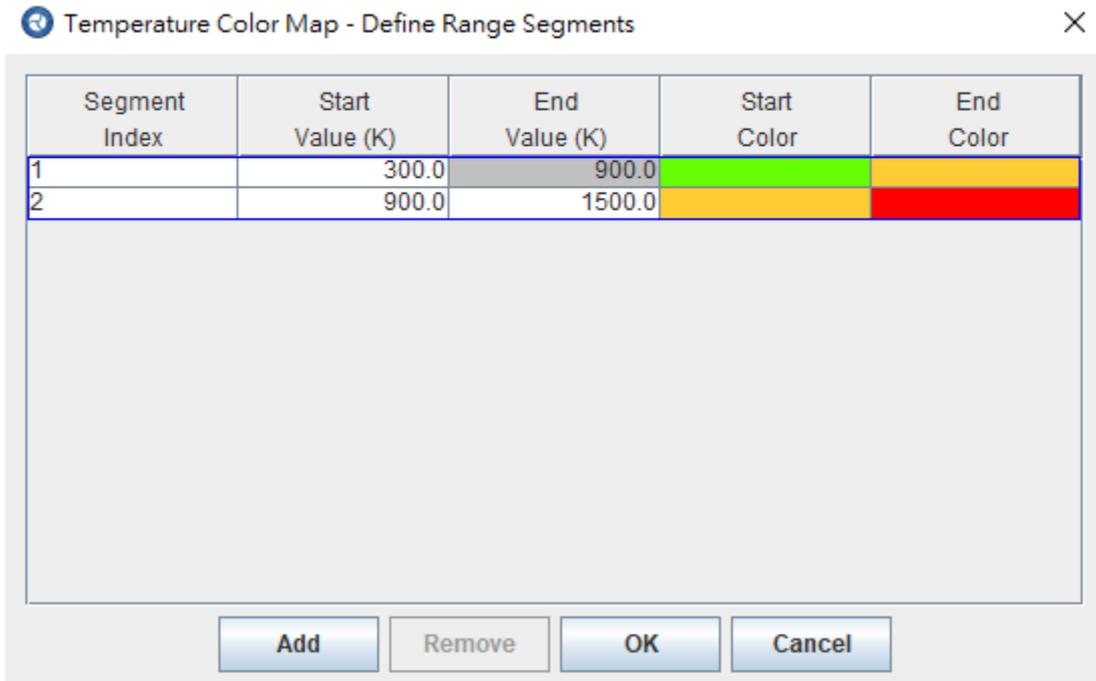


圖 71 Color Map 之顯示顏色設定介面

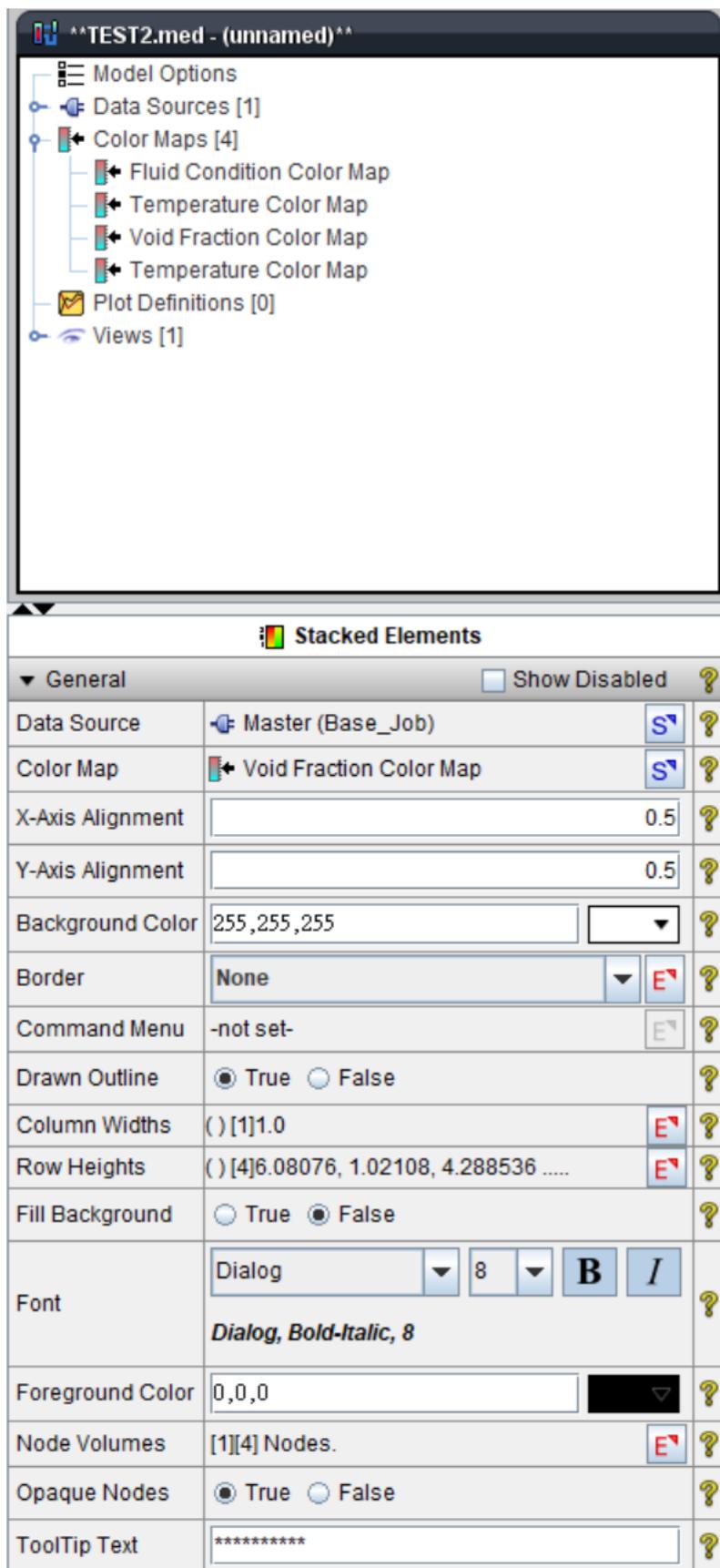


圖 72 空泡分率顯示設定

^^TEST2.med - (unnamed)^

- Model Options
- Data Sources [1]
- Color Maps [4]
  - Fluid Condition Color Map
  - Temperature Color Map
  - Void Fraction Color Map
  - Temperature Color Map
- Plot Definitions [0]
- Views [1]

---

**Stacked Elements**

▼ General  Show Disabled ?

|                  |   |   |   |
|------------------|---|---|---|
| Data Source      | Master (Base_Job)   | S | ? |
| Color Map        | Temperature Color Map   | S | ? |
| X-Axis Alignment | 0.5   |   | ? |
| Y-Axis Alignment | 0.5   |   | ? |
| Background Color | 255,255,255   |   | ? |
| Border           | None  | E | ? |
| Command Menu     | -not set-   | E | ? |
| Drawn Outline    | <input checked="" type="radio"/> True <input type="radio"/> False |   | ? |
| Column Widths    | () [1]1.0   | E | ? |
| Row Heights      | () [1]1.0   | E | ? |
| Fill Background  | <input type="radio"/> True <input checked="" type="radio"/> False |   | ? |
| Font             | Dialog 8 <b>B</b> <i>I</i><br><i>Dialog, Bold-Italic, 8</i>       |   | ? |
| Foreground Color | 0,0,0   |   | ? |
| Node Volumes     | [1][1] Nodes.   | E | ? |
| Opaque Nodes     | <input checked="" type="radio"/> True <input type="radio"/> False |   | ? |
| ToolTip Text     | *****   |   | ? |

圖 73 溫度顯示設定

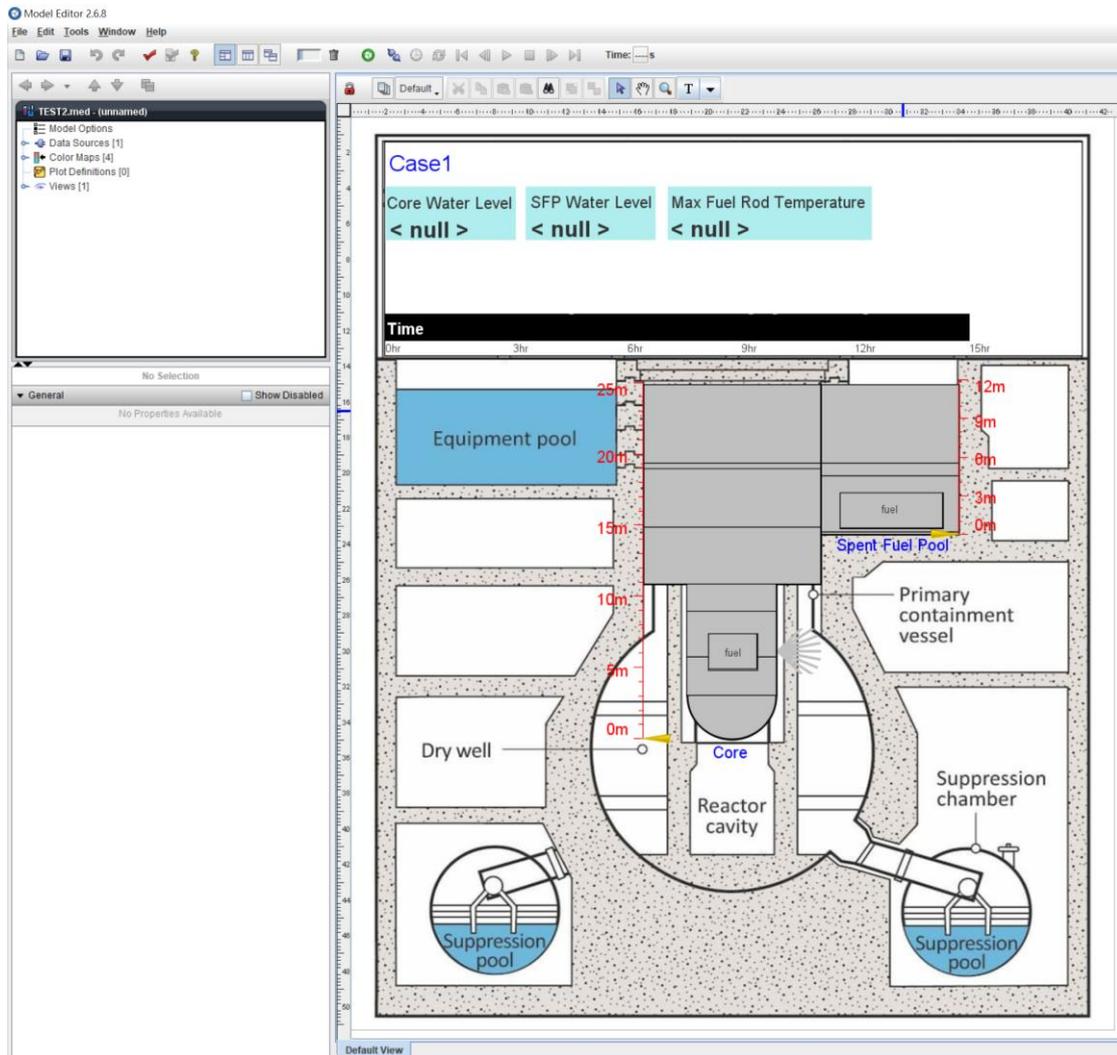


圖 74 分析模式圖

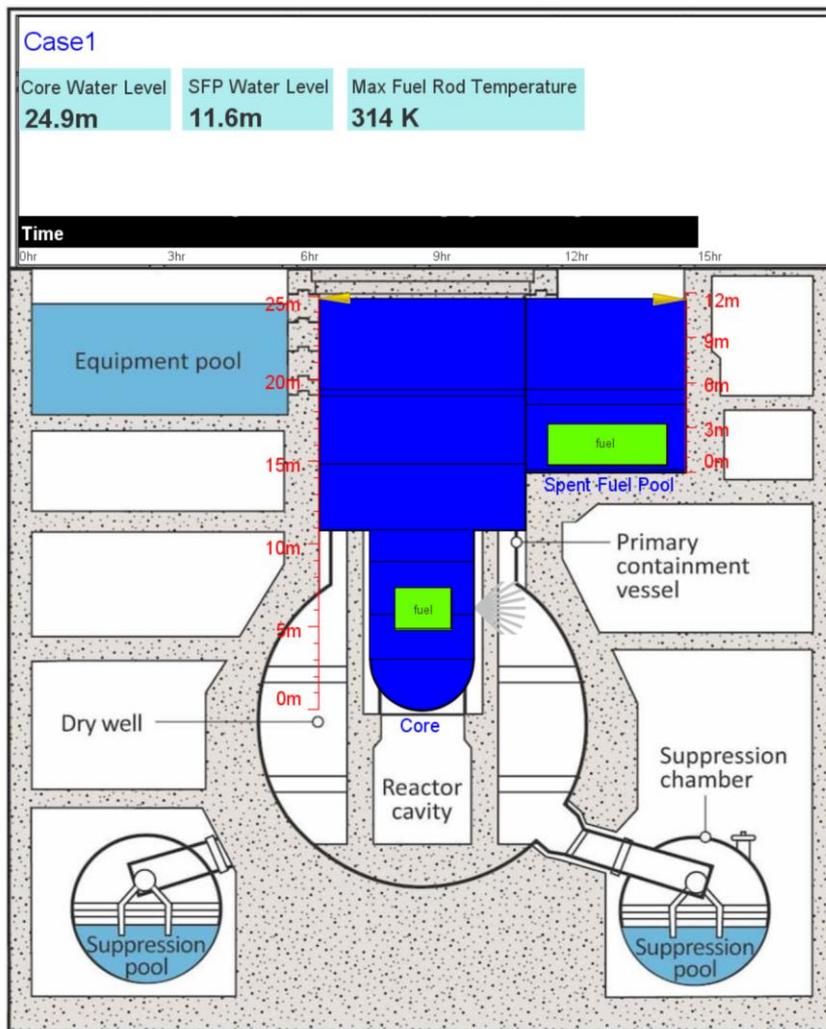


圖 75 連結數據後之分析模式

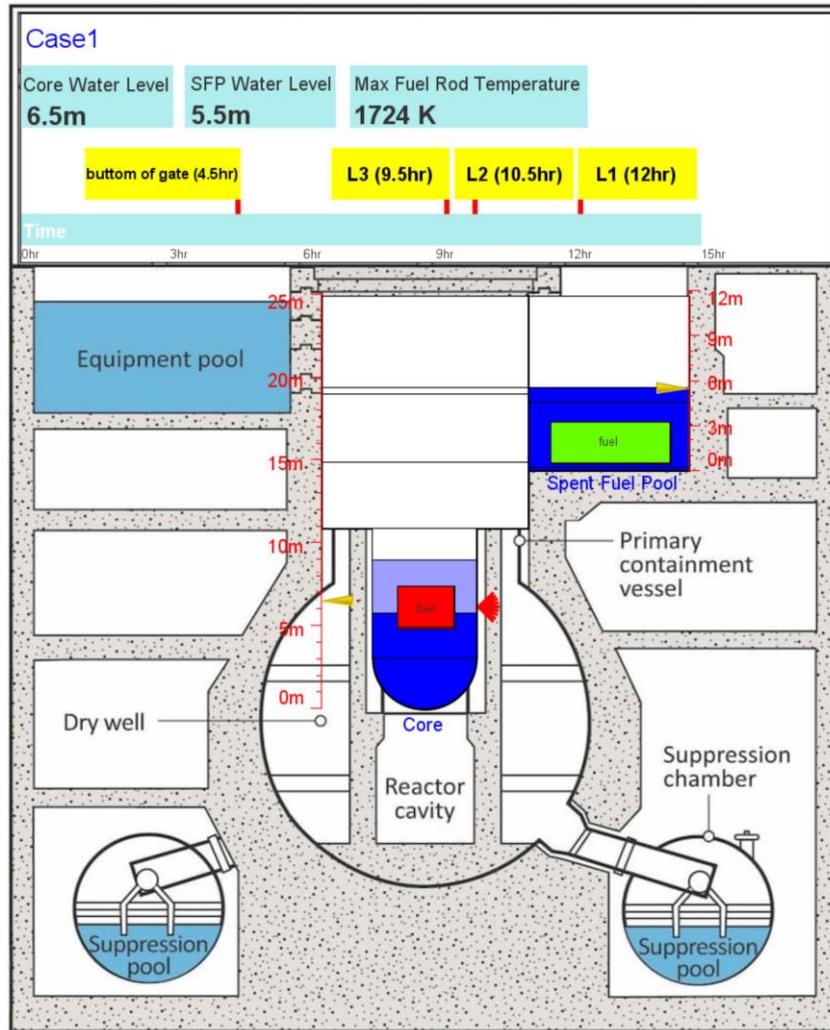


圖 76 運行中之分析模式

### 三、撰寫 NUREG-IA 技術報告

本研究計畫完成撰寫 NUREG/IA 技術報告「Establishment of Chinshan SFP Model and Safety Analysis in Decommission Phase」一篇，其詳細內文請參考附件 1。

#### 四、擬提之管制建議

- 根據 CAMP 會議資料研析，USNRC 全力發展 TRACE 熱水流分析程式作為主要審查工具，並且建議會員國持續發展各國核設施之分析模式及回饋程式使用經驗以精進程式。而多個會員國已結合國內產、官、學、研等單位一同執行 CAMP 發展計畫，建議我國可以效法國際作法，有助於管制機關掌握程式分析模式發展過程，並且提昇程式分析結果之信心度，協助核安審查工作順利進行。
- CAMP 程式發展趨向於多元並開發不同程式之耦合工具，目的為強化分析程式的模擬應用範圍，如爐心中子計算 (PARCS)、圍阻體完整性評估 (CONTAN)、不準度分析 (DAKOTA)、燃料完整性評估 (FRAPTRAN) 等，建議持續開發上述等程式耦合，強化核管技術能力與分析工具，有助於協助審查安全評估報告之佐證與參考。
- 根據 CAMP 會員國動態與 NUREG/IA 發表資訊來看，我國是第一個將 CAMP 相關程式應用於核電廠除役過渡階段分析模式建立與應用，相關研究成果與技術相信他國會感興趣，建議仍持續發展核電廠除役過渡階段分析模式並協助確保電廠除役過渡階段之安全無虞。
- 核三廠將於 2025 年進入除役，而在運轉執照到期前，仍需進行核安監管，以確保核能安全，因此維護分析程式與安全評估作業仍然不可鬆懈，建議我國持續維持核能安全評估技術與作業，以確保核電廠運轉安全。

## 五、研究成果與結論

根據 USNRC 之發布訊息，美方全力發展 TRACE 先進熱水流分析程式並成為主要審查工具，建議 CAMP 會員國將程式發展與應用重心放於 TRACE 程式上，因此在近年 CAMP 會員國動態上可發現各國家研究單位將舊有的 RELAP5 模式轉為 TRACE 模式並執行計算結果比對，例如今年度 CAMP 秋季會議中，匈牙利發表關於利用 RELAP5 程式、TRACE 程式與該國內實驗設施 PMK-2 進行驗證比對，且正在將 RELAP5 分析模式轉為 TRACE 分析模式，主要包含分析設計基準事故及電廠全黑事故等案例；斯洛維尼亞則是利用 BETHSY 實驗設施與 RELAP5 程式及 TRACE 程式進行比對，TRACE 程式之分析結果具有較佳的準確性。其他報告國家如瑞士與義大利則專注於 TRACE 程式應用於多種反應器之研究，如 EPR 與 SMR 等。另一方面，由 CAMP Check-In 會議當中可知，部分國家及 USNRC 重視 TRACE 程式於高效能運算叢集系統下運作的情況，雖然 TRACE 程式為一熱水流系統程式，但若能提供更龐大的效能，對於耦合各程式的過程及分析研究成果會有所幫助，如 TRACE 耦合 DAKOTA 進行不準度分析或連結 Python 進行數據處理等。

本研究完成核一廠於除役過渡階段之假想喪失冷卻水事故之案例模擬，獲取事故下水位變化與燃料護套溫升之關鍵時序，以及閘門開啟與否對於事故時序的影響性。依照本研究結果顯示，已冷卻 1050 天之用過核子燃料束就算在喪失冷卻水覆蓋後超過 20 小時才會使護套溫度升至 1088K，然而目前核一廠一號機已停機逾 5 年，二號機已停機逾 3 年，隨著時間的增長，電廠更具有

充足的餘裕時間能夠執行相關救援措施；此外，開啟閘門連通爐穴與用過燃料池於此事故下可延遲爐心水位下降至 TAF 之時序，提供救援所需時間，另一方面也可增加進行救援注水措施之彈性，不論是由用過燃料池、爐穴或是爐心區域補水，皆可透過開啟的閘門連通整個系統，以提供多管道或後備救援補水路線，以避免單一注水設備或管線之失效。

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、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，其研究成果更有助於強化我國核能安全管制，協助核一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. 楊融華，「108 年核能安全管制及安全度評估技術能力建立-「CAMP 合作計劃下核電廠系統安全分析應用程式模式建立與驗證」，」 2019.
3. The Fukushima Daiichi Accident Technical Volume 1/5, IAEA, 2015.
4. 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.
5. General Electric Systems Technology Manual Chapter 2.8, USNRC, 2011.

**附件 1、NUREG/IA 技術報告**

請參閱電子檔。