

行政院原子能委員會
委託研究計畫研究報告

108 年核能安全管制及安全度評估技術能力建立
Establishment of Nuclear Safety Regulatory and Probabilistic
Risk Assessment Capabilities

計畫編號：108B003

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：許文勝、陳詩奎、曾永信、楊融華

研究期程：中華民國 108 年 5 月至 108 年 12 月

研究經費：新臺幣 415 萬元

核研所聯絡人員：黃智麟

報告內容係研究者之研究觀點，
不應引申為本機關之意見

目 次

A ·	日本核能電廠海嘯安全度實施標準修訂版之研究.....	A
B ·	火山危害現象之風險分析研究.....	B
C ·	核電廠於除役過渡前期的材料劣化評估研究.....	C
D ·	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.....	D

行政院原子能委員會

委託研究計畫研究報告

**108 年核能安全管制及安全度評估技術能力建立-日本核能電廠海嘯
安全度實施標準修訂版之研究**

**2019 Establishment of Nuclear Safety Regulation and Probabilistic
Risk Assessment Capabilities - Study on Revised Edition of
Implementation Standard Concerning the Tsunami Probabilistic
Risk Assessment for Nuclear Power Plants in Japan**

計畫編號：108B003

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：ystseng@mx.nthu.edu.tw

協同主持人：許文勝、陳詩奎、曾永信、楊融華

研究期程：中華民國 108 年 5 月至 108 年 12 月

研究經費：新臺幣 415 萬元

核研所聯絡人員：黃智麟

目 錄

中文摘要	1
英文摘要	2
壹、計畫緣起與目的	3
貳、研究方法與過程	4
一、資料蒐集	4
二、實例分析	4
三、結果彙整	4
參、核電廠海嘯機率性風險評估實施標準修訂版概述	5
一、概述	5
二、適用範圍	6
三、參考標準	6
四、名詞定義及縮寫	7
五、評估程序	9
(一) 海嘯 PRA 評估程序	9
(二) 與 Level 2 的關係	10
(三) 確保海嘯 PRA 的品質	10
六、對核電廠的組態及特性，及廠址狀況進行調查	11
(一) 蒐集及分析核電廠及其廠址的資料	11

(二) 進行廠址及核電廠踏勘.....	14
七、 鑑別事故情節.....	17
(一) 廣泛分析及選定事故情節.....	17
(二) 在考慮自然現象的影響下，廣泛分析及選定海嘯事故情節	
18	
(三) 篩濾事故情節.....	19
(四) 明確化事故情節.....	19
(五) 分析肇始事件.....	19
(六) 制定廠房及組件清單.....	20
八、 海嘯危害度評估.....	21
(一) 危害度評估程序.....	21
(二) 掌握海嘯危害度評估中的不確定因子	27
(三) 建立海嘯生成模型.....	29
(四) 建立海嘯生成與傳播的數值模型	34
(五) 篩濾邏輯樹分支的項目.....	35
(六) 發展邏輯樹.....	35
(七) 海嘯危害度評估.....	35
(八) 估算海嘯參數，以使用於耐受度評估	38
九、 廠房及組件的耐受度評估.....	43
(一) 廠房及組件耐受度評估流程	43

(二) 設定評估目標及損壞模式.....	46
(三) 選擇評估方法.....	47
(四) 實際耐力評估.....	47
(五) 實際反應評估.....	51
(六) 耐受度評估.....	55
十、 事故序列評估程序.....	63
(一) 事故序列評估流程.....	64
(二) 設定肇始事件.....	66
(三) 建立事故序列模型.....	67
(四) 建立系統模型.....	73
(五) 量化事故序列.....	79
十一、 文件化.....	88
(一) 一般項目.....	88
(二) 目的、範圍、結果、方法等項目的文件化.....	89
(三) 應以符合規定方式進行文件化.....	89
肆、 主要發現與結論.....	90
伍、 參考文獻.....	92

圖 目 錄

圖 3- 1	海嘯 PRA 評估程序.....	10
圖 3- 2	海嘯危害度評估程序	22
圖 3- 3	海嘯危害度分位數曲線群（示意圖）	26
圖 3- 4	海嘯危害度曲線（示意圖）	26
圖 3- 5	控制點與 SSCs 評估地點的概念圖.....	27
圖 3- 6	處理海嘯危害度評估中的隨機不確定因子及認知不確定因子（示意圖）	28
圖 3- 7	在一個海嘯危害度評估中考慮的隨機不確定度（示意圖）	29
圖 3- 8	建立海嘯生成模型的程序步驟	30
圖 3- 9	用於耐受度評估的海嘯參數的估算流程	40
圖 3- 10	廠房及組件的耐受度評估流程	44
圖 3- 11	實際耐力的基本概念（示意圖）-1.....	49
圖 3- 12	實際耐力的基本概念（示意圖）-2.....	49
圖 3- 13	實際耐力的基本概念（示意圖）-3.....	50
圖 3- 14	損壞機率 $F(A)$ 的估算方法（示意圖）	57
圖 3- 15	近似耐受度曲線（示意圖）	58
圖 3- 16	根據公式(8.6.5-6)及公式(8.6.5-7)所獲得的耐受度曲線（示意圖）	61

圖 3- 17 有無考慮到淹水對策的耐受度曲線的基本概念（示意圖）	
-1.....	62
圖 3- 18 有無考慮到淹水對策的耐受度曲線的基本概念（示意圖）	
-2.....	62
圖 3- 19 有無考慮到淹水對策的耐受度曲線的基本概念（示意圖）	
-3.....	63
圖 3- 20 事故序列評估流程	64
圖 3- 21 系統建模流程	73

表 目 錄

表 3-1	海嘯 PRA 評估所需的資料	11
表 3-2	海嘯造成的直接損壞	17
表 3-3	用於耐受度評估的海嘯參數的估算方法（範例）	43

中文摘要

標題：108 年核能安全管制及安全度評估技術能力建立

子項：日本核能電廠海嘯安全度實施標準修訂版之研究

計畫編號：108B003

計畫參與人員：許文勝、楊雋之

所屬單位：清華大學

福島事故後，日本為消弭外界對核電廠抵禦海嘯能力的安全疑慮，近年來持續致力發展及完善核電廠海嘯安全度評估相關技術與方法，並在「機率式風險度評估方法(Probabilistic Risk Assessment，簡稱 PRA)」之技術應用上累積了許多研究成果與實務經驗，值得同屬地震頻繁、亦有海嘯的潛在風險的我國借鏡。日本原子力學會(Atomic Energy Society of Japan，簡稱 AESJ)於 2012 年發行海嘯 PRA 標準，為即時反映新知並於 2019 年發行修訂版，以更新相關建議與指導。期望藉由本研究之執行，同步更新日本海嘯 PRA 研究之最新進展，以作為國內管制機關應用之參考，有助於進一步提升國內電廠運轉的安全性。

英文摘要

After the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident, technologies for assessing the tsunami risk of nuclear power plants have been developed and improved in Japan. As a guideline, the Atomic Energy Society of Japan (AESJ) issued the tsunami PRA standard in 2012 to reflect the state-of-the-art knowledge and issue a revised version in 2019 to update relevant technologies and recommendations. It is expected that the introduction of the latest progress of tsunami PRA research in Japan by this study will help to further improve the safety and regulation of nuclear power plants in Taiwan.

壹、計畫緣起與目的

福島事故後，日本為消弭外界對核電廠抵禦海嘯能力的安全疑慮，近年來持續致力發展及完善核電廠海嘯安全度評估相關技術與方法，並在「機率式風險度評估方法(Probabilistic Risk Assessment，簡稱 PRA)」之技術應用上累積了許多研究成果與實務經驗，值得同屬地震頻繁、亦有海嘯的潛在風險的我國借鏡。

現階段日本原子力學會(Atomic Energy Society of Japan，簡稱 AESJ)持續不斷關注國內外新的海嘯 PRA 相關應用研究成果，與時俱進的修訂海嘯 PRA 標準及應用案例，即時反映新知。並且，於 2019 年 5 月出版海嘯 PRA 標準之修訂版，檢討地震以外原因（如火山現象、海底地滑等）所引起之海嘯、地震加海嘯複合型災害的聯合機率(Joint Probability)及控制點(Control Point)等，以更新相關建議與指導，強化核電廠海嘯風險評估之作法。

期望藉由本計畫之執行，深入瞭解 AESJ 海嘯 PRA 標準修訂版之內容，並以海嘯危害度評估之應用案例作為分析重點，同步更新日本在海嘯 PRA 發展上的最新研究成果，以供管制機關參考，增進我國核電廠海嘯風險評估之管制技術及能力。

貳、 研究方法與過程

108 年度計畫係延續 107 年度之執行成果，針對 AESJ 海嘯 PRA 標準修訂版進行資料蒐集工作，並加以彙整分析，以掌握日本電廠使用海嘯 PRA 之最新研究進展。其次，108 年度計畫研究重點將聚焦在「海嘯危害度評估」，蒐集並綜整分析相關應用案例，以供管制機關參考。

具體規劃之執行方法及步驟如下：

一、 資料蒐集

資料蒐集重點以 AESJ 海嘯 PRA 標準修訂版及相關技術報告為主，以瞭解日本核電廠海嘯風險評估的學理方法與最新進展。

二、 實例分析

針對海嘯 PRA 標準修訂版，以海嘯危害度評估之應用案例作為分析重點，以瞭解日本核電廠海嘯風險評估之實務應用。

三、 結果彙整

彙整上述相關的研究成果，作為管制機關進行決策時之參考。

參、核電廠海嘯機率性風險評估實施標準修訂版概述

一、概述

鑑於 2011 年發生的東日本大地震及隨後而來的巨大海嘯造成福島第一核電廠事故，日本原子力學會(Atomic Energy Society of Japan，簡稱 AESJ)認為有必要制定一套海嘯 PRA 標準，以積極反映從中汲取的知識經驗與重大教訓。AESJ 將長期以來積累的研究成果及最新的研究進展，陸續反映於下述出版物中：

- 2012 年 2 月出版「核電廠海嘯機率性風險評估實施標準」(AESJ-SC-RK004E:2011)(後述簡稱「海嘯 PRA 標準」)
- 2013 年 4 月出版「核電廠海嘯機率性風險評估實施標準之應用案例」(AESJ-SC-TR006:2012)(後述簡稱「海嘯 PRA 標準之應用案例」)
- 為符合最新的研究知識，2019 年 5 月出版「核電廠海嘯機率性風險評估實施標準修訂版」(AESJ-SC-RK004:2016)(後述簡稱「海嘯 PRA 標準修訂版」)

本報告中粗體字部份為「海嘯 PRA 標準修訂版」(AESJ-SC-RK004:2016)中新增或修訂之內容。

二、 適用範圍

「海嘯 PRA 標準修訂版」係針對輕水式核電廠在功率運轉狀態下的機率性風險評估(PRA)中，地震引起海嘯致使爐心熔毀之事故序列，並將求得其發生頻率的 Level 1 PRA 之必要條件，以及所需滿足的具體方法，加以規定作為實施標準。本標準亦可適用於地震以外原因所引起的海嘯。地震以外原因所引起的海嘯，包括：陸地山體崩塌物（包含斜坡崩塌）滑入海中、海底地滑、火山現象（山體崩塌或火山口坍塌）等自然現象引起的海嘯。

本標準係以功率運轉狀態的 Level 1 PRA 為對象。雖然，Level 2 PRA、Level 3 PRA 及停機 PRA 不在本標準適用範圍內，然而並非不需評估。目前已分別針對 Level 2 PRA、Level 3 PRA 及停機 PRA 制定有 AESJ-SC-P009:2008、AESJ-SC-P010:2008 及 AESJ-SC-P001:2010 等標準。將留待今後決定是直接引用上述標準或是否應重新制定一個新的實施標準來執行海嘯 Level 2、Level 3 PRA 及停機 PRA。因此，本標準僅以功率運轉狀態的 Level 1 PRA 為對象。

三、 參考標準

「海嘯 PRA 標準修訂版」係引用以下參考文獻，若其規定與本標準之間存在差異，則應以本標準為準。

- **AESJ-SC-RK003:2014** 核電廠機率性風險評估標準中常用名詞及定義:2014
- **AESJ-SC-RK001:2010** 核電廠機率性安全評估參數推估實施標準:2010
- **AESJ-SC-P006:2015** 核電廠地震機率性安全評估實施標準:2015
- **AESJ-SC-P008:2013** 核電廠於功率運轉狀態下的機率性風險評估實施標準(Level 1 PSA):2013
- **AESJ-SC-RK006:2013** 核電廠機率性風險評估之品質保證實施標準:2013

四、 名詞定義及縮寫

「海嘯 PRA 標準修訂版」所用名詞定義如下：

- **痕跡高度(Trace Height)**：指溯上高度或淹水高度。
- **控制點(Control Point)**：表示海嘯危害度曲線中的海嘯高度的定義點。
- **地震地體構造(Seismotectonics)**：從地震規模、震源深度、震源機制及地震發生頻率去觀察，在地震發生的方式上具有共同性質的某個範圍內的地質結構。
- **淹水高度(Inundation Height)**：指海嘯在陸地上的

水面高度，或指水淹進建築物內部等封閉空間時的水面高度。

- 淹水深度(Inundation Depth)：指從淹水高度下的固定面測量到的水面高度，或指水層的深度。
- 溯上高度(Running-up Height)：指海嘯在陸地上昇起的垂直高度。
- **SSCs(Structure, System and Components)**：指結構、系統及組件在本標準中則作為廠房、建築結構物、設備及管路系統的統稱使用。
- **海嘯作用參數**：表示 SSCs 評估地點海嘯強度的參數，可藉由海嘯溯上分析等求得，以用於評估對應 SSCs 各損壞模式的結構損壞及功能損壞或累積損壞。舉例而言，海嘯作用參數包括：海嘯造成的淹水高度、波力及浮力、流速、漂流物碰撞荷重及海底泥沙移動量及範圍等。
- 海嘯水位(Tsunami Water Level)：指相較於未發生海嘯時的水面，在某一時間點海嘯引起的水面振幅或波動，或指水面隨著時間的水位變化。
- 海嘯高度(Tsunami Height)：指海嘯水位在某一位置的最高水位或最低水位。

- 海嘯波源(Tsunami Wave Source)：指引起海嘯產生的現象。針對地震引起的海嘯，應表示地震、斷層模型或地震時因海底地殼變動造成的海底沉降及隆起的分布剖面。

五、 評估程序

(一) 海嘯 PRA 評估程序

海嘯 PRA 應依據圖 3- 1 所示的評估程序進行以下項目：

1. 對核電廠的組態及特性，以及廠址狀況進行調查
2. 鑑別事故情節
3. 海嘯危害度(Hazard)評估
4. 廠房及組件的耐受度(Fragility)評估
5. 事故序列評估

各項要求的調查及其評估結果均應在一系列的評估流程中，互相調整及使用，並於必要時給予回饋(Feedback)。調查與評估的內容及結果應予以文件化(Documentation)。

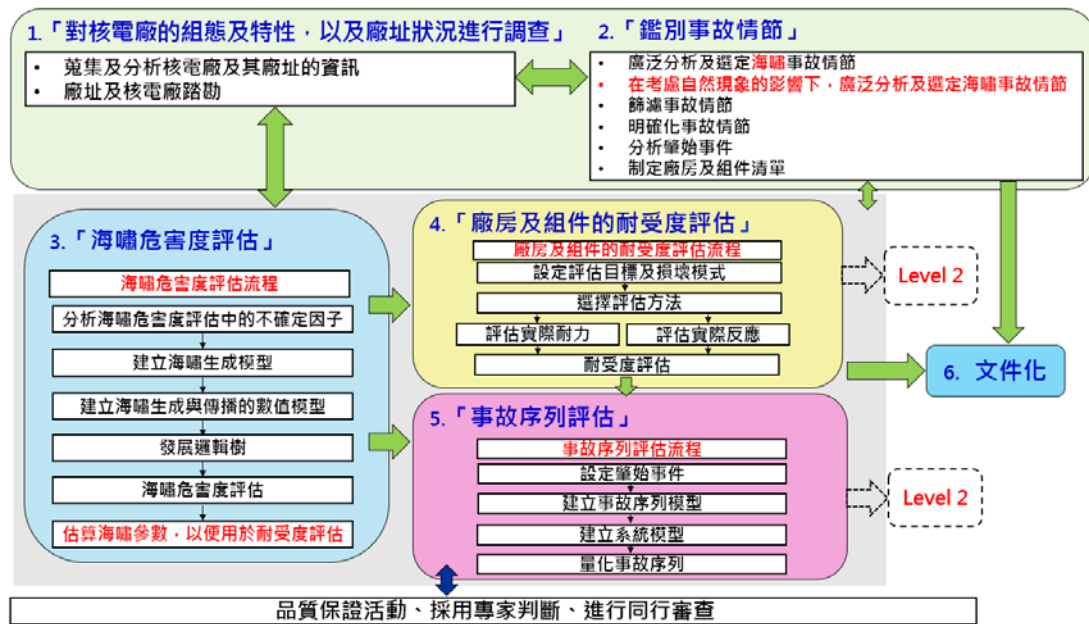


圖 3-1 海嘯 PRA 評估程序

(二) 與 Level 2 的關係

從 Level 1 PRA 進入到 Level 2 PRA 時，評估圍阻體完整性或輻射源項所需的廠房及組件耐受度評估結果會從 Level 1 PRA 移交至 Level 2 PRA。

此外，Level 1 PRA 事故序列的最終狀態將依照核電廠各損壞狀態進行分類並作為與 Level 2 PRA 連接的介面，並為了能夠根據這些狀態設定發生頻率，對於圍阻體完整性或輻射源項評估結果產生重要影響的因子將予以模型化。

(三) 確保海嘯 PRA 的品質

應根據 AESJ-SC-RK006:2013 實施品質保證活動 (Quality Assurance Activities)、採用專家建議及判斷、進

行同行審查(Peer Review)，以確保 PRA 的品質。

六、對核電廠的組態及特性，及廠址狀況進行調查

(一) 蒐集及分析核電廠及其廠址的資料

1. 一般項目

應廣泛蒐集執行海嘯 PRA 所需必要的核電廠及廠址資料：如廠址的最新狀況、設計、運轉管理等。然而，當使用非核電廠固有的資訊進行評估時，應分析與該核電廠之間的相似性及差異性，並說明從這些 PRA 所獲得的資訊是可適用於該核電廠。在考慮地震的影響時，應根據 AESJ-SC-P006:2015 第 5.2 條進行資料蒐集。當蒐集的資料有不足時，則視需要進行其他調查。

表 3-1 海嘯 PRA 評估所需的資料

	PRA 評估作業	所需的資料
1	掌握核電廠的設計及運轉	執行海嘯 PRA 所需的設計及運轉管理的相關資訊： • 基本規格 • 系統設備的結構特性 • 設備的設計特徵 • 核電廠的配置特徵
2	海嘯危害度評估	• 可能引起海嘯並對目標廠址產生影響的波源形式的相關資訊
3	廠房及組件耐受度評估	核電廠固有的廠房及組件的耐力評估

			及反應評估的相關資訊
4	事故 序列 評估	a) 分析事故情節 及分類肇始事件	海嘯來襲時所假想的電廠狀態
		b) 分析事故序列 - 定義成功準則 - 建立事件樹	- 系統使用條件（如安全系統等） - 系統的實際功能 - 運轉員的緩解操作
		c) 模型化系統	符合目標電廠的設備故障模式、運轉型態
		d) 量化事故序列	在確認評估結果的妥適性時，能夠作為參考的資訊

2. 蒐集及分析海嘯危害度評估相關資料

(1) 蒐集海嘯危害度評估相關資料

應從廣泛的海嘯危害度評估相關資料中，蒐集可能引起海嘯並對目標廠址產生影響的地震模式（如活動斷層及過去地震的數據，以及地震以外的波源數據等）的相關資訊。在考慮地震的影響時，應根據 AESJ-SC-P006:2015 第 5.2 條，蒐集地震危害度評估的相關資訊。

(2) 分析海嘯危害度評估相關資料

應分析所蒐集的資料是否必要而且充足，以進行「鑑別事故情節」及「海嘯危害度評估」。

3. 蒐集及分析耐受度評估相關資料

(1) 蒐集耐受度評估相關資料

應蒐集核電廠的固有資料，並評估 SSCs 對海嘯事件的實際耐力與實際反應。在考慮地震的影響時，應根據 AESJ-SC-P006:2015 第 5.2 條，蒐集核電廠固有的 SSCs 及地層對地震事件的實際耐力與實際反應的相關資訊。

(2) 分析耐受度評估相關資料

應分析所蒐集的資料是否必要而且充足，以進行「鑑別事故情節」及「廠房及組件的耐受度評估」。

A. 分析與實際耐力評估相關之資訊

應著重在海嘯淹水、淹沒、波力、沖刷、漂流物碰撞及海底泥沙移動等造成 SSCs 的損壞模式中，與實際耐力評估相關的項目。

B. 分析實際反應評估相關之資訊

應著重在海嘯淹水、淹沒、波力、沖刷、漂流物碰撞及海底泥沙移動等造成 SSCs 的損壞模式及損壞部分中，與實際反應評估相關的項目。

4. 蒐集及分析事故序列評估相關資料

(1) 蒐集事故序列評估相關資料

與事故序列評估有關的資訊應從核電廠的設計及運轉管理的資訊中蒐集。在考慮地震的影響時，應根據 AESJ-SC-P006:2015 第 5.2 條，從過去的海嘯 PRA 報告中蒐集可適用於目標核電廠的資訊。

(2) 分析事故序列評估相關資料

應分析所蒐集的資料是否必要而且充足，以進行「鑑別事故情節」及「事故序列評估」。

(二) 進行廠址及核電廠踏勘

1. 組織執行團隊

從品質保證的觀點來看，應組織一個具備專業知識及技術的專家團隊。團隊成員應具備以下能力及經驗，然而並非一位專家即需滿足所有的條件：

- 對目標核電廠的系統、安全設計、耐震設計、耐海嘯設計、運轉操作、配置設計等具備專業知識、技術及經驗。特別是針對事故情況下的系統特性 (System Behavior) 及應對操作等。
- 對地震動 (Seismic Motion) 下的組件狀態、損壞部位及損壞模式相關的振動試驗，以及地震災害調

查具有專業知識、技術及經驗。

- 對海嘯事件及海嘯危害度調查具有專業知識、技術及經驗。
- 對**地震 PRA** 及海嘯 PRA 中的**地震危害度評估**、**海嘯危害度評估**、**耐受度評估 (SSCs、地層)** 及**事故序列評估**具有專業知識、技術及經驗。

2. 確定實施範圍

針對蒐集的核電廠的固有資料中，SSCs 在面對**地震及海嘯危害、地震動及海嘯波力**時的耐力及電廠系統配置等資料如有不足時，其 SSCs 應列入實施範圍。此外，特別是針對設置於廠房外低海拔位置的 SSCs 應列入實施範圍。參考以前的**地震**或海嘯 PRA 結果，可將不需其功能的設備排除在踏勘目標之外。

3. 選擇目標 SSCs

應根據實施範圍，制定一份清單。該清單中應包括組件名稱及編號、設置位置及高程等資訊。

4. 廠址踏勘的觀察重點

廠址及電廠踏勘應依據以下觀察重點：

(1) 確認耐震安全性

應確認設計圖上未載明的資訊。應確認目標

組件的基礎部分，特別是針對結構物，包括其周邊環境應確認在面對海嘯波力時是否存在可能會顯著降低耐力的問題。會受到海嘯影響的 SSCs 亦包含在內。針對人員難以接近的目標 SSCs，可使用替代資訊（如照片）。

- 設置在高劑量區域或高度污染區域內的 SSCs
- 在檢查時，可能會與帶電部分接觸的 SSCs
- 位在高處或狹窄空間的 SSCs

(2) 確認地震造成組件間的互相干擾及二次影響

應確認地震動造成的設備互相干擾、系統間的互相干擾，以及核電廠的固有特性（如系統間的相依性）。應確認大地震時因目標設備的變形、脫落或移位等引起的干擾、碰撞。應確認二次災害，如地層變形對可接近性的影響等。

(3) 確認海嘯對廠址的影響

應確認廠房開口部分的高度、大小，以及目標設備的高度。

(4) 確認間接損壞的可能性

海嘯波力可能導致廠房外設置的設備發生

脫落或移位，而造成干擾、碰撞等間接損壞。應確認發生這種間接損壞的可能性。

(5) 確定廠房的區劃

應確認廠房內的區劃是否如設計圖所示，有適當分離。特別應確認流入廠房內的溢淹傳播途徑，以及同時淹沒或淹進多個區劃的可能性。

(6) 確認地震及海嘯後的可接近性

可接近性係取決於地震及海嘯造成的損壞情況，應確認目標設備在海嘯後的可接近性，以及人員是否能接近作業及操作設備。設備的設計應是能夠從附近進行啟動及停止操作。地震或海嘯造成設備暫時喪失功能時，預期能夠藉由隔離操作、使用備用零件或緊急維修措施等恢復設備的功能。

七、 鑑別事故情節

(一) 廣泛分析及選定事故情節

應對海嘯事件的所有事故情節進行篩濾及選定。在選定事故情節時，應考慮海嘯造成的直接損壞及間接損壞的事故情節。

表 3-2 海嘯造成的直接損壞

海嘯的影響	對 SSCs 及管路系統的影響
廠房進水造成設備淹水、淹沒	設備動力功能喪失、電源設備發電及輸電功能喪失
海嘯波力、流體動力、浮力	SSCs 及管路系統結構損壞
海底泥沙移動	海水進水口設施功能喪失
海嘯回流造成水位降低	海水進水口設施功能喪失

除了上述的直接損壞外，亦應考慮海嘯沿著河流及陸地溯上的可能性。應根據 AESJ-P008:2013，適當考慮海嘯對圍阻體完整性或輻射源項的影響，以作為 Level 2 PRA 的介面。

(二) 在考慮自然現象的影響下，廣泛分析及選定海嘯事故情節

1. 地震引起的海嘯

應根據「廣泛分析及選定海嘯事故情節」及 AESJ-SC-P006:2015 第 5.4.1 條，分析及選定考慮到地震影響的海嘯事故情節。從 Level 1 PRA 進入到 Level 2 PRA 時，應根據 AESJ-SC-P006:2015，除了地震導致圍阻體功能喪失的事故情節外，亦應考慮到地震加海嘯對圍阻體完整性或輻射源項的影響。

2. 其他自然現象引起的海嘯

在評估其他自然現象如陸地山體崩塌物（包含斜坡崩塌）滑入海中、海底地滑、火山現象（山體崩塌或火山口坍方）等引起的海嘯時，應考慮該自然現象的影響來分析及選定海嘯事故情節。

（三）篩濾事故情節

應對選定的事故情節進行篩濾。在篩濾中未被排除的事故情節，將成為事故序列評估的有用資訊。

（四）明確化事故情節

應考慮自然現象的影響，鑑別海嘯發生的特有原因所導致的爐心熔毀事故情節，並整理這些事故情節與廠內事件 PRA 所考慮的事故情節之間的關係，以避免忽略海嘯 PRA 應評估之事故情節，以及避免與廠內事件 PRA 重複。合併單獨的地震 PRA 及單獨的海嘯 PRA 時，應注意其評估結果可能會有部分重複。在考慮自然現象的影響下，將海嘯所導致設備功能喪失進而嚴重影響安全功能的海嘯事件予以明確化。

（五）分析肇始事件

針對已明確化的事故情節，在考慮自然現象的影響下，分析海嘯造成爐心熔毀的肇始事件。在分析肇始事件時，應考慮到海嘯事件特有的事故情節特性，並對肇

始事件進行分類，針對與肇始事件有關的 SSCs 及緩解設備進行分析。

(六) 制定廠房及組件清單

在明確化事故情節及分析肇始事件後，應制定廠房及組件清單以提供「事故序列評估」使用。廠房及組件清單除了使用於「廠房及組件的耐受度評估」、「事故序列評估」外，亦可有效應用在「廠址及核電廠踏勘」。

1. 在鑑別事故情節方面

應分析及設定廣泛的事故情節並進行篩濾，以明確化未被篩濾的事故情節並分析其肇始事件。依據分析結果，制定海嘯 PRA 的廠房及組件清單。

2. 在廠房及組件的耐受度評估方面

應對組件及管路系統進行分類，以設定評估目標。若損壞的機率非常小或可納入其他設施，則可依據分析結果進行篩濾。上述資料應反映在廠房及組件清單的調整中。

3. 在事故序列評估方面

首先，應設定肇始事件，並根據這些肇始事件，建立事故序列建模所需之事件樹。其次，應建立事件樹內系統建模所需之故障樹。在發展故障樹前，應選

定故障樹的範圍，以及故障樹中應考慮的 SSCs。依據選定的 SSCs 的資訊，適當調整廠房及組件清單。調整過後的廠房及組件清單將於事故序列評估中作為模型化目標 SSCs 的清單使用。

八、海嘯危害度評估

(一) 危害度評估程序

應根據評估目標廠址附近的活動斷層數據、過去的地震資料等，考慮海嘯生成模型及海嘯生成與傳播的數值模型的不確定度，對海嘯高度等海嘯危害進行評估。針對海嘯的發生原因（波源），視需要將地震以外的原因如陸地山體崩塌物（包含斜坡崩塌）滑入海中、海底地滑、火山現象（山體崩塌或火山口坍塌）等列入考慮。必要時，設定地震與上述原因引起的海嘯的組合。海嘯危害度評估，將依圖 3-2 所示程序進行。

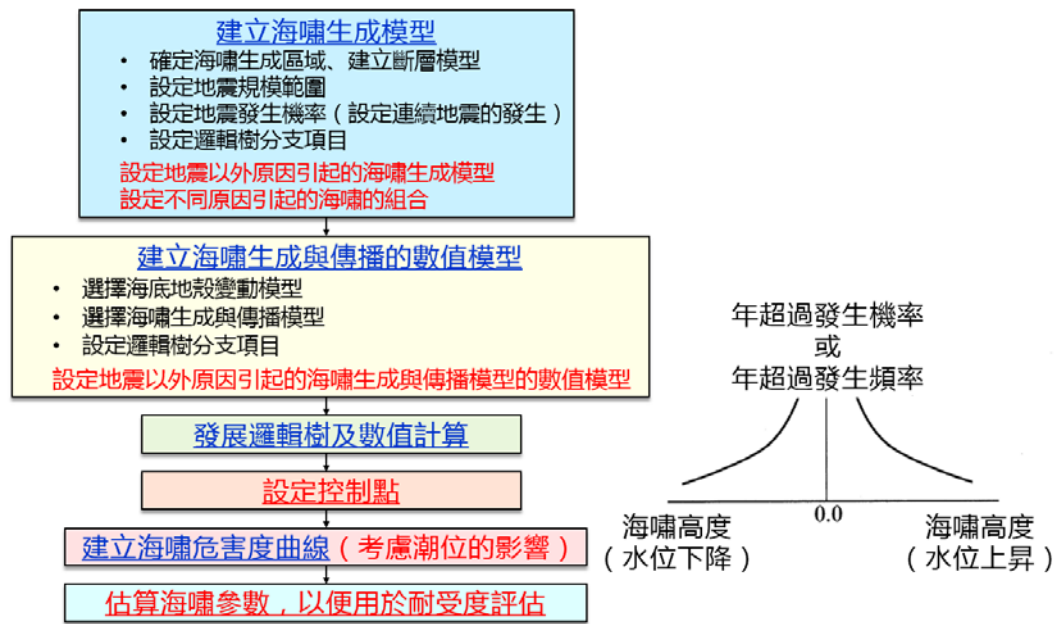


圖 3-2 海嘯危害度評估程序

1. 掌握海嘯危害度評估中的不確定因子

應根據所蒐集及分析的海嘯危害度評估相關資料來確定，海嘯危害度評估中處理目標廠址附近因海嘯事件引起的水位、淹水及相關現象的方法。海嘯危害度中的不確定因子大致可分為「隨機因子」及「認知因子」，並應描述這兩種因子的細節。

2. 建立海嘯生成模型

應為目標廠址區域建立一個海嘯生成模型。應根據所蒐集到的資料，針對依據地震生成形式所進行分類的各個海嘯生成區域中的每次地震，確定其震度規模、發生機率、連續地震及斷層模型。此外，應為可能產生海嘯事件並到達目標廠址的遙遠地區

建立海嘯生成模型。針對地震以外的原因，視需要設定其規模及運動機制。必要時，應設定不同原因引起的海嘯的組合。海嘯生成模型中的隨機不確定度，應表示為由特定規模地震引起的海嘯高度的機率分布。另一方面，應選擇如地震規模範圍等的認知不確定因子作為邏輯樹的分支。

3. 建立海嘯生成與傳播的數值模型

應考慮海嘯生成區域的斷層特性與海嘯傳播特性建立數值模型，以評估特定地點發生特定規模地震時，評估目標廠址所觀測到海嘯高度的機率分布。數值模型是由海底地殼變動模型與海嘯海域傳播模型所組成，前者的生成模型將計算某一斷層模型的海底地殼變動。計算結果應作為海嘯傳播模型中的輸入條件，其將再現海域的海嘯行為，從而獲得評估目標廠址的海嘯高度。針對地震以外原因引起的海嘯則不使用海底地殼變動模型，應根據其原因設定海嘯生成與傳播的數值模型。海嘯生成與傳播的數值模型中的隨機不確定度應表示為由特定規模地震引起的海嘯高度的機率分布。另一方面，應選擇與海嘯水位評估結果誤差有關的認知不確定因子作為邏

輯樹的分支。

4. 篩濾邏輯樹分支的項目

在篩濾邏輯樹分支項目時，假若藉由靈敏度分析判斷了一個不確定因子對海嘯危害度的影響不大時，則可忽略此變動幅度。

5. 發展邏輯樹

在發展邏輯樹時，應從選定的認知不確定因子中，選擇可能對海嘯危害不確定度有重大影響的因子。其次，應判斷上述因子的技術難度，以便設定專業級別（共有三個專業級別，而不同的專業級別有不同的作業程序）。應根據所設定的專業級別之發展程序，發展邏輯樹。

6. 設定控制點

海嘯危害度評估中所評估的海嘯危害度曲線的定義點，應滿足以下條件進行設定：

(1) 可用線性長波理論近似

(2) 代表性情節方面，控制點的海嘯水位變化或最大水位、最低水位不會因設施的有無而有太大差異

7. 海嘯危害度評估

海嘯危害度應根據使用目的進行必要的評估，

具體如下：

- (1) 海嘯危害度會顯示爐心熔毀頻率(CDF)評估的海嘯高度與年超過發生頻率之間的關係
- (2) 海嘯危害度會顯示 SSCs 耐受度評估的海嘯高度與年超過發生機率之間的關係

在海嘯危害度評估中應使用所發展的邏輯樹來獲得如圖 3- 3 所示的海嘯危害度分位數曲線群。任一海嘯危害度曲線如圖 3- 4 所示均表示海嘯高度在某一目標點與在某一期間（n 年）發生海嘯事件與超過機率或超過頻率之間的關係，1 年的超過機率稱為年超過機率；超過頻率稱為年超過頻率。

應根據 AESJ-SC-P006:2015 進行超過機率與超過頻率之間的轉換。在上述(1)的評估中，以年超過頻率表示的海嘯危害度曲線將用於「事故序列評估」。在上述(2)的評估中，以年超過機率表示的海嘯危害度曲線將用於「廠房及組件的耐受度評估」。

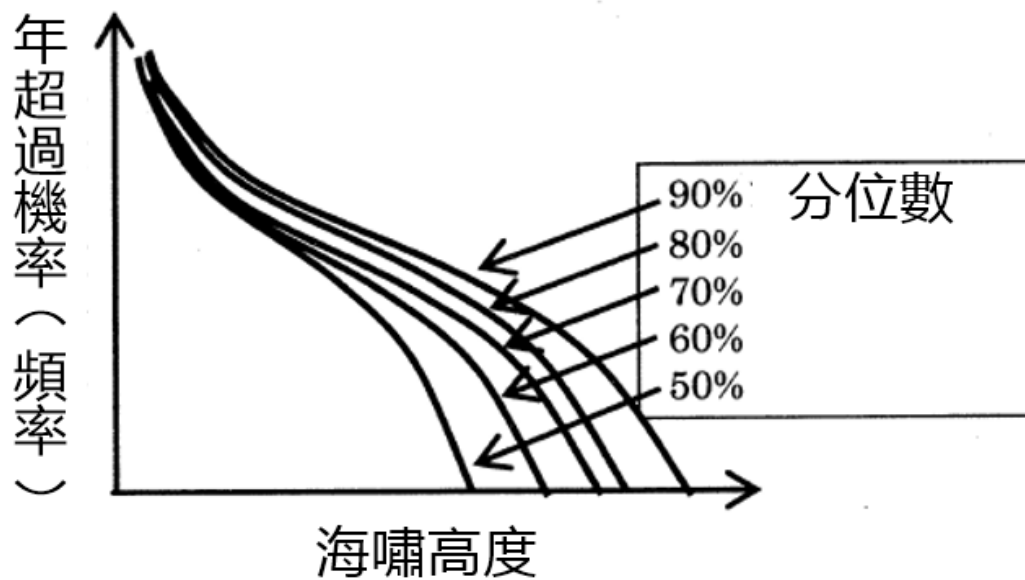


圖 3-3 海嘯危害度分位數曲線群（示意圖）

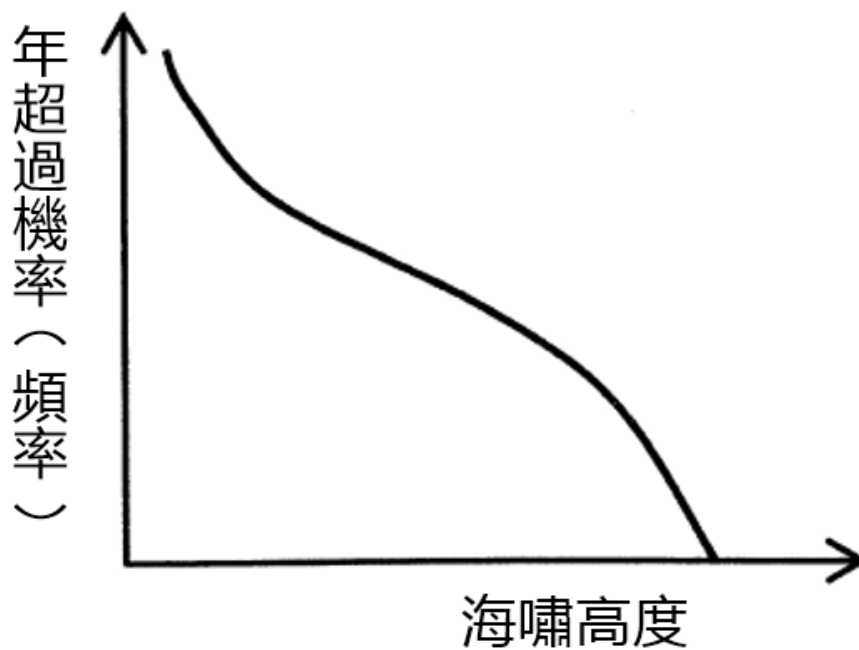


圖 3-4 海嘯危害度曲線（示意圖）

8. 估算海嘯參數，以使用於耐受度評估

應以所選定的控制點來定義海嘯危害度曲線中的海嘯高度，然而，針對具體損壞評估，目標 SSC 位

置（稱作 SSC 評估地點如圖 3- 5）的淹水高度及淹水深度則藉由海嘯溯上計算評估。當海嘯經由進/出水口進入到廠址時，應計算進/出水口內的水位變動，以評估進/出水口內的水位，以及從進/出水口頂部溢出的水。

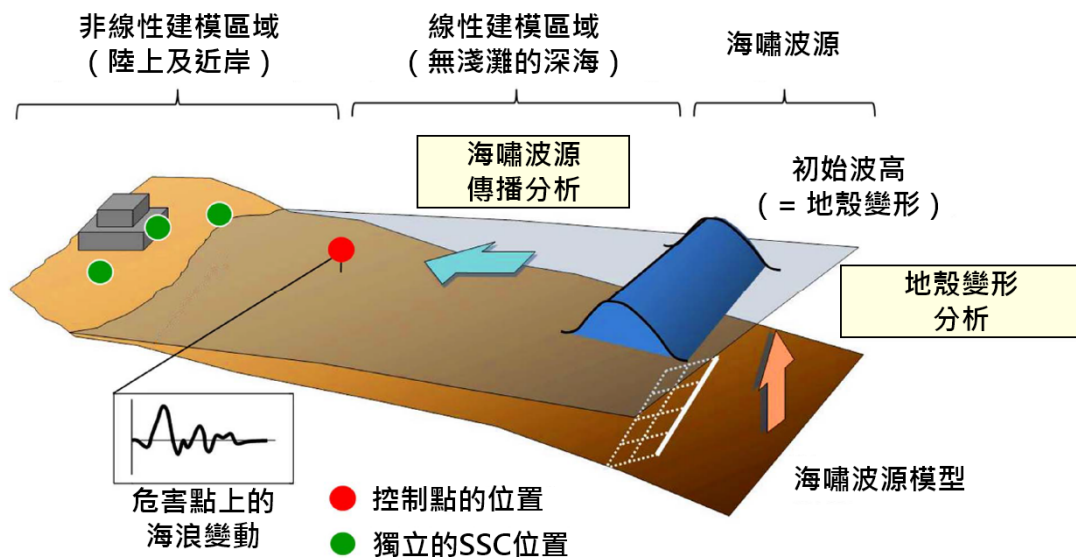


圖 3- 5 控制點與 SSCs 評估地點的概念圖

(二)掌握海嘯危害度評估中的不確定因子

1. 不確定因子的分類

在海嘯危害度評估中，將考慮海嘯生成模型、海嘯生成與傳播的數值模型中存在的隨機不確定因子及認知不確定因子。

2. 掌握不確定因子

如圖 3- 6 所示，在單一海嘯危害度曲線中應考

慮到隨機不確定因子。反之，認知不確定因子則應作為邏輯樹的分支加以考慮，並以多條海嘯危害度曲線加以表示。實際上是難以根據科學依據嚴格地將地震及海嘯事件相關的不確定度（如斷層模型及海嘯高度推估值的誤差）分類為「隨機不確定因子」或「認知不確定因子」。然而評估基本上是以上述方式進行，而不確定度則根據目標廠址地震相關資訊細節來掌握。應藉由靈敏度分析來判斷應考慮的不確定因子，因其將對海嘯危害度評估產生重大影響。

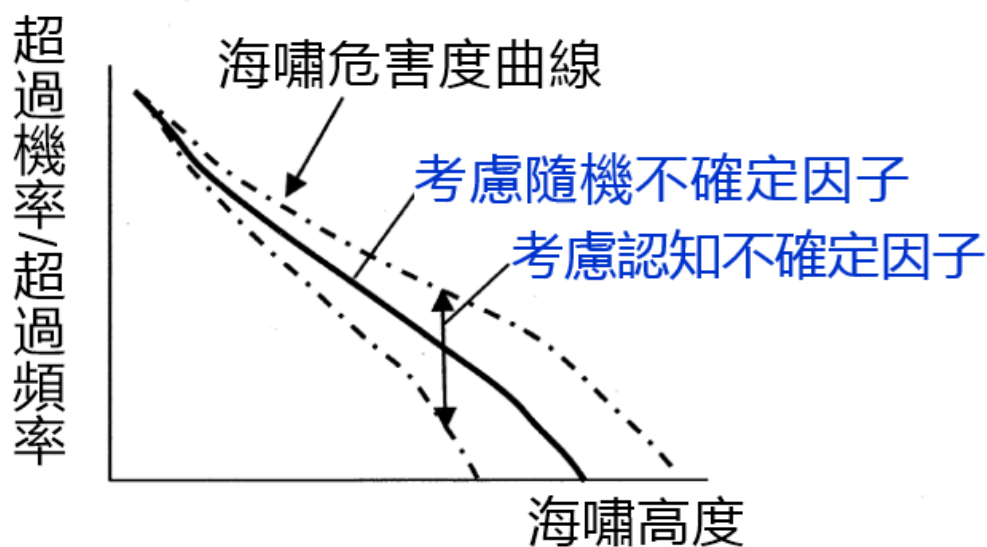


圖 3-6 處理海嘯危害度評估中的隨機不確定因子及認知不確定因子（示意圖）

(1) 掌握海嘯危害度評估中的隨機不確定因子

如圖 3-7 所示，在斷層模型中評估各種參數後產生的不確定度，可表示為海嘯高度的不確定

度。這些不確定度的組合可反映在單一海嘯危害度曲線中。應依照「建立海嘯生成模型」及「建立海嘯生成與傳播的數值模型」的程序處理參數。

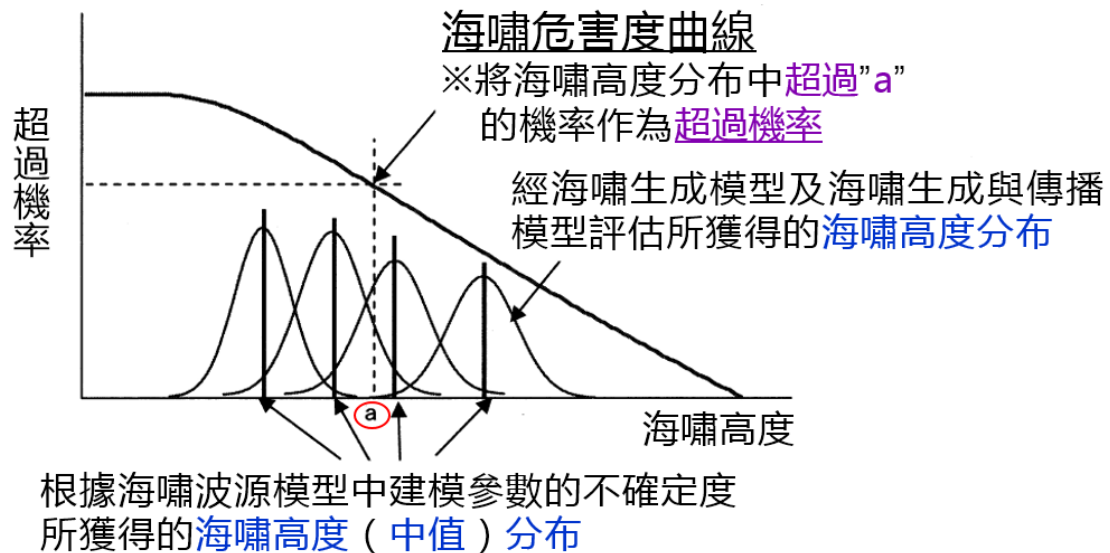


圖 3-7 在一個海嘯危害度評估中考慮的隨機不確定度 (示意圖)

(2) 掌握海嘯危害度評估中的認知不確定因子

以多條海嘯危害度曲線來表示的認知不確定因子，包括：在海嘯生成模型、海嘯高度分布評估模型中，無法作為隨機不確定因子處理的各種參數，例如專家之間的意見分歧。應將這些因子考慮作為邏輯樹的分支。應依照「建立海嘯生成模型」及「建立海嘯生成與傳播的數值模型」的程序處理參數。

(三) 建立海嘯生成模型

1. 執行程序

海嘯生成模型應依照以下程序進行：



圖 3-8 建立海嘯生成模型的程序步驟

應依據這些程序，建立從海嘯發生到抵達海岸線的各種情節。利用每個情節發生機率之評估結果，進行海嘯危害度評估。

2. 確定海嘯生成區域

在考慮對廠址的影響下，確定適當的海嘯生成區域及範圍。在建立海嘯危害度評估模型時，亦應參考地震動危害度評估模型，使海嘯事件與地震動的評估一致。由於中小型地震不會產生大規模地殼運動而引發大型海嘯事件，因此海嘯危害度評估模型可僅以“大型地震”作為評估對象。亦不能夠忽視距離目標廠址“遙遠”地區發生的地震所引起的海嘯影響，因此海嘯評估中應考慮到遙遠地區發生的地震。應根據所蒐集的知識及過去的地震資料，依據地震生成模式，對海嘯生成區域進行適當的分類。

3. 建立斷層模型

應依據引起海嘯的地震特性，適當將斷層運動(Fault Movement)模型化。應依據文獻調查等，建立可能會影響評估地點的斷層模型。亦可參考公共機構所提出的斷層模型來建立模型。除了過去的歷史地震資料外，如液化痕跡及海嘯沉積物等地質學方面的分析亦應列入考慮。

4. 設定地震規模範圍

各海嘯生成區域發生的特徵地震(Characteristic Earthquake)的規模大小應不限於一個值。由於規模大小對海嘯的**最大水位及最小水位**有著很大的影響，因此應確定特徵地震的假定最大規模(Maximum Scale)，並考慮其分布寬度(Distribution Width)。應適當設定規模的分布寬度，使機率分布(Probability Distribution)成為均勻分布(Uniform Distribution)。

5. 設定地震發生（平均重現間隔及變異）機率

為建立地震模型，應為長期平均危害度評估與當前危害度評估，分別建立發生機率的模型。

(1) 長期平均危害度評估(Long-term Average Hazard Assessment)

假設大地震的發生是依循一個平穩的卜瓦松過程(Stationary Poisson Process)。以每單位時間內發生大地震的平均次數為參數，評估一定期間內發生大地震的機率。

(2) 當前危害度評估(Present Hazard Assessment)

應使用布朗通過時間(Brownian Passage Time，後述簡稱 BPT)分布進行評估。BPT 分布定義了從最後一次地震到最近一次地震發生的經過時間分布函數，設定平均地震重現間隔的參數為 μ 、變異係數為 α 。BPT 分布的變異數為 $(\mu\alpha)^2$ 。

6. 設定連續地震模型

板塊邊界處，地震常會連續多次發生。應利用目標地震(Target Earthquake)過去的資料，來確定地震連續發生的機率。海嘯危害會根據多斷層(Multiple Fault)地震發生的時間間隔而變化，因此應適當考慮多斷層地震發生的時間間隔來建立模型。

7. 確定海嘯生成模型中考慮作為邏輯樹分支項目

可將以下項目的認知不確定度，考慮作為邏輯樹的分支。應依據海嘯生成區域的特徵，從下述項目中適當選擇分支項目。

(1) 特徵地震的規模範圍

應將發生在每一海嘯生成區域的特徵地震的規模範圍作為邏輯樹的分支。分支項目可根據「建立斷層模型」中所示的斷層模型進行建立。

(2) 平均重現間隔與 BPT 分布的 α

平均重現間隔應依據特徵地震的概念進行設定。應使用 BPT 分布並將其變動 α 考慮作為邏輯樹的分支，以評估當前的危害。

(3) 斷層模型的類型

有時，除了矩形均勻滑動的均質斷層模型 (Rectangular Uniform-slip Homogeneous Fault Model) 外，亦須考慮到斷層滑動的不均勻性，如粗糙性等的非均質斷層模型 (Inhomogeneous Fault Model)。由一組小斷層所組成的非均質斷層模型就是一個這樣的例子。在這種情況下，將屬於這兩種模型的因子均作為邏輯樹的分支，以適當選擇斷層模型。

(4) 訂比定律 (Scaling Law)

針對地震斷層的長度、寬度及滑動之間的關係 (訂比定律)，由於目前已有多種不同理論適用

於隱沒帶地震、多段地震、活斷層地震等，因此使用這些因子作為邏輯樹的分支。

(5) 多段(Multi-segment)地震模型

由於目前已有多種不同連續地震機率的理論，因此將其作為邏輯樹的分支加以考慮。

8. 地震以外原因所引起的海嘯

考慮生成區域、規模範圍、運動機制及其變動、發生機率等對廠址的影響，適當設定地震以外的原因。規模範圍指山體崩塌、海底地滑及坍塌的體積。運動機制指移動的速度或滑入海面的角度。將生成區域、規模範圍、運動機制及其變動、發生機率考慮作為邏輯樹的分支。

(四) 建立海嘯生成與傳播的數值模型

1. 執行程序
2. 選擇海底地殼變動模型
3. 選擇海嘯生成與傳播的數值模型
4. 確定海嘯生成與傳播的數值模型中考慮作為邏輯樹分支項目
5. 地震以外原因所引起的海嘯

依據地震以外的原因，適當選擇海嘯波源模型

及海嘯生成與傳播的數值模型。針對海嘯傳播的數值計算模型，應選擇適當的公式與數值計算方法，並使用最新的地形數據，適當設定計算區域、空間網格間距、邊界條件、時間網格間距、各種係數、重現時間等。與地震引起的海嘯一樣，將海嘯高度估計值變動的標準偏差大小，海嘯高度估計值對數常態分布的截尾誤差考慮作為邏輯樹的分支。

(五) 篩濾邏輯樹分支的項目

在篩濾邏輯樹分支項目時，假若藉由靈敏度分析得知一個不確定因子對海嘯危害度的影響不大時，則可忽略此變動幅度。

(六) 發展邏輯樹

1. 執行程序
2. 選擇邏輯樹中應考慮的不確定因子
3. 確定邏輯樹發展的技術難度與專業級別
4. 各專業級別發展邏輯樹的程序
5. TI、TFI 專家的選擇標準

(七) 海嘯危害度評估

1. 建立海嘯生成模型

設定海嘯生成區域、規模範圍、斷層模型以及視

需要設定連續地震模型以建立海嘯生成情節。其次，計算每個地震的發生機率。此外，考慮分支項目，以發展邏輯樹。針對地震以外原因所引起的海嘯，應根據原因設定海嘯生成區域、規模範圍、運動機制、發生機率、以發展海嘯生成情節。其次，計算各原因的發生機率。此外，考慮分支項目，以發展邏輯樹。針對可能由於共同原因而引起的海嘯，必要時設定地震及地震以外原因的組合。

2. 建立海嘯生成與傳播的數值模型及數值計算

對於「建立海嘯生成模型」中的每個情節，使用數值模型計算海岸目標點的海嘯高度。如有必要，可依照「選擇海底地殼變動模型」中的方法考慮地震時目標廠址地面高度的變化。對於每個計算結果，考慮數值計算中的變動，以建立相應的海嘯高度機率分布，並將每個計算結果視為中值。若情節數量很多，並且難以針對所有情節進行計算及統計處理，則可使用蒙地卡羅法，建立所需數量的危害度曲線。考慮分支項目，以發展邏輯樹。

3. 建立海嘯危害度曲線

將地震發生機率反映至海嘯高度機率分布上，

建立各種海嘯危害度曲線，以呈現海嘯高度年超過機率。建立海嘯危害度曲線時，應適當考慮潮位的影響。

4. 建立危害度分位數曲線

計算所發展的邏輯樹的權重。其次，根據每個地點的海嘯危害度曲線，藉由與每種情節相應的邏輯分支的權重來建立危害度分位數曲線(Fractile Hazard Curves)。危害度分位數曲線表達了專家們對於各海嘯危害度曲線的共識比例。

5. 評估地震動加海嘯的聯合機率

應根據 AESJ-SC-P006:2015 第 6.10.2 條進行地震加海嘯複合型影響的評估。地震強度與海嘯高度係以 2 維機率分布（聯合機率）來表示。聯合機率方面，由於海嘯的耐受度評估及事故序列評估是基於控制點的海嘯高度來實施，因此以控制點的海嘯高度為條件來表示地震強度的機率分布。假設同一地震的地震強度與海嘯高度的變動之間並無相依性，則依據以下公式來評估聯合機率。假設地震活動區域 i 發生規模 m_j 的地震，以 $t_{i,j}$ 及 $a_{i,j}$ 作為目標地點所生成海嘯高度與地震強度的中值。中值附近的

變動則呈現為對數常態分布。

$$f_{i,j}(a) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}\sigma_{\ln a}} \exp \left[-\frac{1}{2} \left(\frac{\ln a - \ln a_{i,j}}{\sigma_{\ln a}} \right)^2 \right]$$

$$g_{i,j}(t) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}\sigma_{\ln t}} \exp \left[-\frac{1}{2} \left(\frac{\ln t - \ln t_{i,j}}{\sigma_{\ln t}} \right)^2 \right]$$

假設海嘯高度與地震強度的變動之間並無相依性，海嘯高度在 t_0 時的地震強度的條件機率密度函數則由以下公式表示：

$$p(a|t=t_0) = \frac{\sum_i \sum_j f_{i,j}(a) \cdot g_{i,j}(t=t_0) v_i \beta_i(m_j)}{\sum_i \sum_j g_{i,j}(t=t_0) v_i \beta_i(m_j)}$$

在此， v_i 為地震活動區域 i 的年地震發生數。 $\beta_i(m)$

為地震活動區域 i 的規模分布。 $v_i \beta_i(m_j)$ 則表示地震活

動區域 i 的規模 m_j 地震的年發生數。

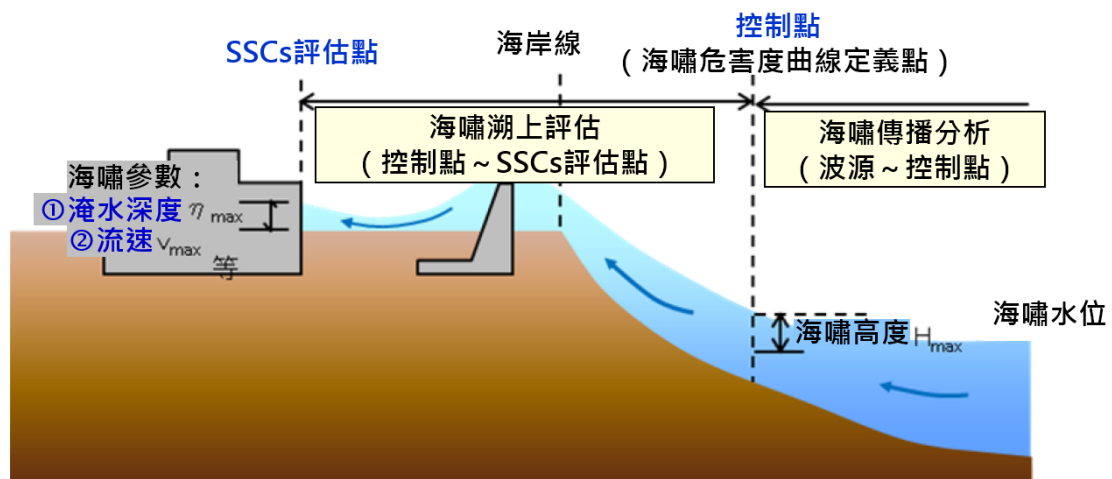
(八) 估算海嘯參數，以使用於耐受度評估

1. 注意事項

用於耐受度評估的海嘯參數的估算流程，如圖 3-

9 所示。應注意近地海嘯與地震的重疊；遠地海嘯則

視需要估算海嘯到達時間，並考慮嚴重事故對策設備的任務時間(Mission Time)。海嘯造成 SSCs 的損壞模式包括直接損壞與間接損壞，除了海嘯傳播分析外，亦應進行海嘯溯上分析以估算 SSCs 評估地點的多個海嘯參數（淹水深度、流速等），並留意各參數之間的關係，以使用於事故序列評估。從海嘯危害度的定義點(控制點)到 SSCs 評估地點的溯上評估，考慮多個海嘯防護設施（堤防、擋水牆）及防止淹水設備（如水密門等）的結構及功能損壞。在估算海嘯參數時，應適當考慮不確定度。為檢視經由海水進水口進入目標廠址的淹水，可藉由模擬海水進水口反應(Response Simulation)等，來獲得必要資訊。為瞭解海嘯引起海底泥沙移動對海水進水口設施之影響，應選擇具有代表性的情節。



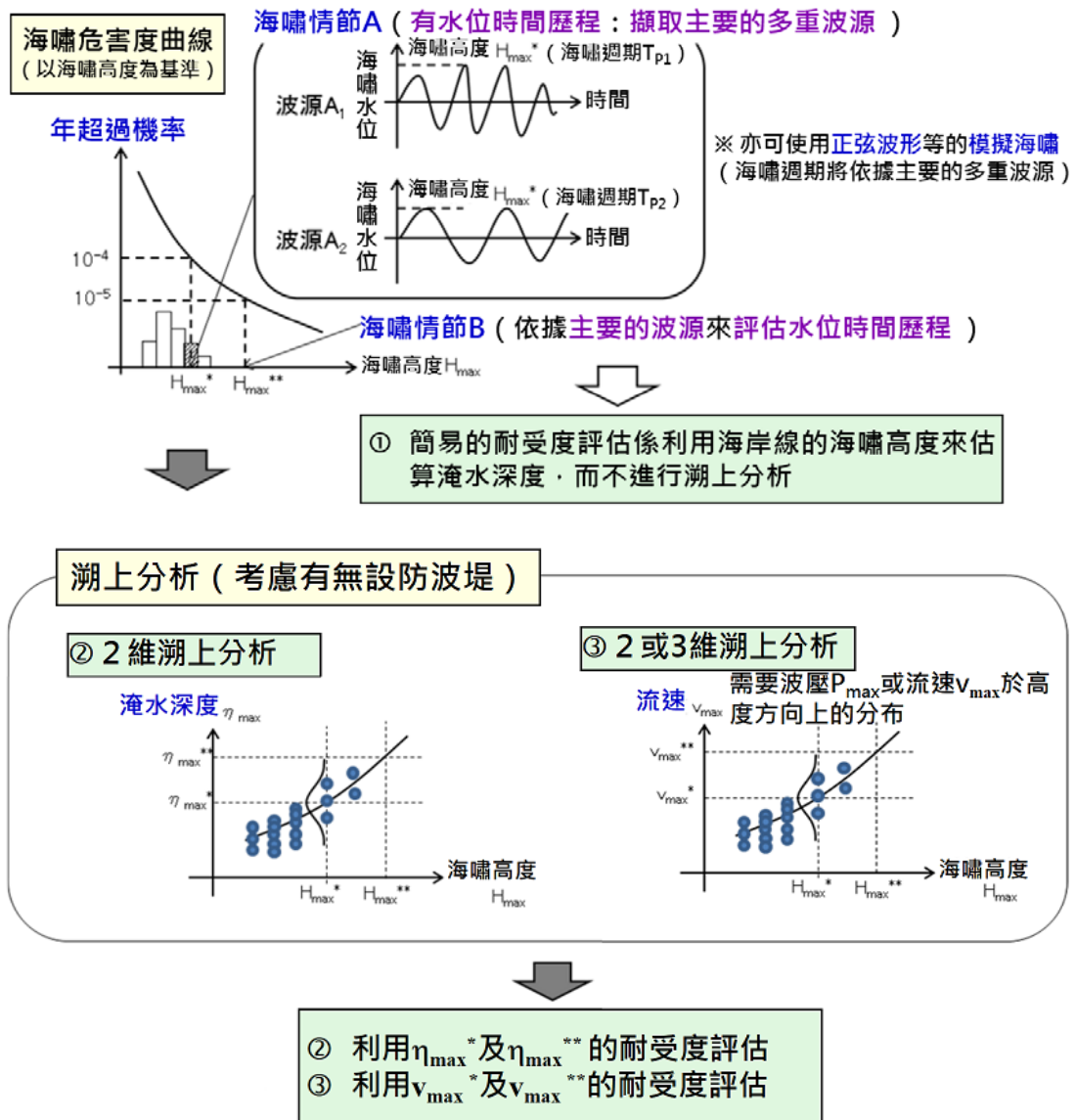


圖 3-9 用於耐受度評估的海嘯參數的估算流程

2. 海嘯參數的估算流程

(1) 控制點的估算流程

A. 進行溯上評估所需的數據(如海嘯高度)

必須與海嘯危害度曲線相對應，以便估算電廠各個設備的海嘯參數。

B. 從危害度分解(Disaggregation)海嘯成

許多段，使用重要的海嘯群(情節海嘯)
進行溯上評估，以求得海嘯參數。

- C. 在建立情節海嘯時，應參考過去的知識，
選定海嘯危害度曲線中對應年超過機率
的海嘯高度，分析產生此高度的各海嘯
波源，並依據重要的海嘯波源資料評估
海嘯水位時間歷程，以用於耐受度評估。
在此，如果要增加海嘯高度，可藉由增
加波源的滑動量來達成。此外，海嘯水
位時間歷程可用正弦波形進行模擬。

(2) 從控制點至 SSCs 評估地點的估算流程

- A. 進行 2 或 3 維溯上分析以適當反應廠址
地形及結構物，並最好從控制點估算
SSCs 評估地點的海嘯參數。
- B. 從控制點至 SSCs 評估地點的溯上分析
可使用以下所示方法並考慮多個海嘯防
護設施（堤防、擋水牆）及防止淹水設
備（如水密門等）的結構及功能損壞。

- 完全耦合：

依據流體及結構物的耦合分析，加

以推估海嘯參數的方法。

- 非耦合：

依據考慮海嘯防護設施的有無進行溯上分析的結果，以及依據各海嘯防護設施的損壞機率，加以推估海嘯參數的方法。

僅針對海嘯防護設施的有無進行溯上分析的結果，進行海嘯參數評估並作為事故序列分析的不確定度，加以考慮的方法。

C. 應留意地震所造成的地層隆起與沉降。

(3) 海嘯參數之間的關係的估算流程

A. 進行 SSCs 損壞模式重疊的耐受度評估時，應進行 2 或 3 維溯上分析以適當反應結構物形狀等，最好應適當考慮 SSCs 評估地點海嘯參數之間的關係。

B. 必要時應考慮地震的影響。

3. 選擇估算的方法

應根據評估用途及準確度，選擇適用於耐受度評估的海嘯參數的估算方法。然而，應依據所選估算

方法之準確度，並根據專家判斷，適當考慮到認知不確定度。除了下表的方法外，亦可使用尚未發表之新技術，然而此情況下，應顯示該方法的有效性。

表 3-3 用於耐受度評估的海嘯參數的估算方法（範例）

估算方法	模型				用於溯上分析的各項海嘯參數
	海嘯傳播分析		海嘯溯上分析		
	中值	變動	中值	變動	
A	2 維		設計評估 係數倍	工程判斷	基準海嘯
B	2 維（一貫分析）			工程判斷	基準海嘯
C	2 維（一貫分析）				基準海嘯
D	2 維（一貫分析）+ 部分 3 維				基準海嘯
E	3 維（一貫分析）				基準海嘯

九、廠房及組件的耐受度評估

（一）廠房及組件耐受度評估流程

廠房及組件的耐受度評估程序應依照下列步驟進行（如圖 3-10）。

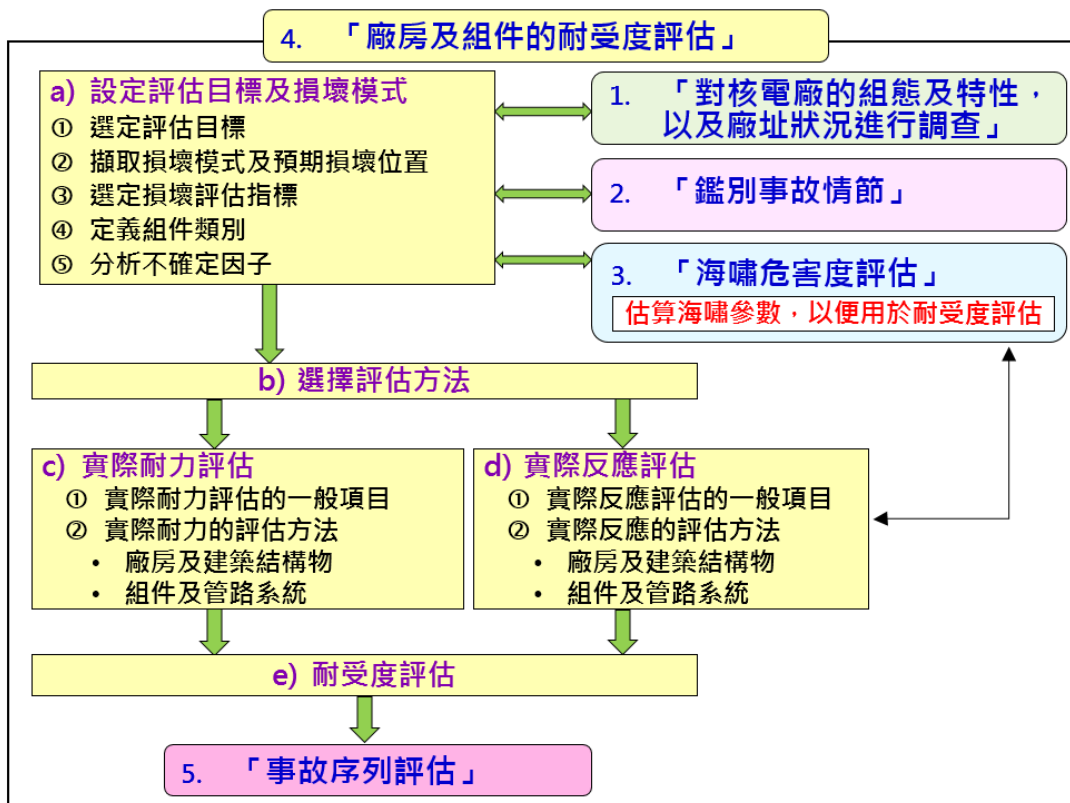


圖 3-10 廠房及組件的耐受度評估流程

1. 設定評估目標及損壞模式
2. 選擇評估方法
3. 實際耐力評估
 - 應將因海嘯的淹水、淹沒、波力及浮力、沖刷、漂流物碰撞及海底泥沙移動對目標位置所造成結構及功能損壞模式的限度，作為實際耐力。
 - 由海嘯的淹水、淹沒所造成的功能損壞模式，可假設為具有上下限值的機率分布；由海嘯的波力及浮力、沖刷、漂流物碰撞及海底泥沙移動所造成的結構及功能損壞模式則假設為對數常態分

布。

- 將不確定因子區分為「隨機不確定因子」與「認知不確定因子」。
- 實際耐力的評估方法，包括：依據經驗的方法（包括實驗）、依據理論的方法（包括分析）、兼具經驗與理論的工程判斷。
- 在進行實際耐力評估時，應考慮有無淹水對策及排水對策，以及必要時應依據在「評估地震動加海嘯的聯合機率」中所得地震及海嘯的聯合機率來考慮 AESJ-SC-P006:2015 第 7.5 條中地震造成結構及功能損壞的影響。

4. 實際反應評估

- 應將因海嘯的淹水、淹沒、波力及浮力、沖刷、漂流物碰撞及海底泥沙移動所造成與結構及功能損壞模式相應之預期損壞位置的應力、變形及海嘯的淹水高度等的損壞指標視為機率量進行評估。一般係假設機率分布為對數常態分布。
- 應將不確定因子區分為「隨機不確定因子」與「認知不確定因子」。
- 和實際耐力的評估方法相同，實際反應的評估方

法，包括：依據經驗的方法（包括實驗）、依據理論的方法（包括分析）、兼具經驗與理論的工程判斷。

- 有關實際反應評估中**控制點**的海嘯高度，應使用「海嘯危害度分析」中所定義的海嘯高度。
- 在進行實際反應評估時，必要時應依據在「評估地震動加海嘯的聯合機率」中所得地震及海嘯的聯合機率來考慮 AESJ-SC-P006:2015 第 7.5 條中地震造成結構及功能損壞的影響。

5. 耐受度評估

- 藉由在「選擇評估方法」中所選定的實際耐力及實際反應的評估方法進行估算，求出實際反應高於實際耐力的機率，並以此求得目標 SSCs 的耐受度曲線。
- 在此，應根據專家判斷並考慮評估方法之準確度，適當設定耐受度曲線的認知不確定度
- 在此所得的廠房及組件的耐受度評估結果，將用於「事故序列評估」。

(二) 設定評估目標及損壞模式

1. 一般項目

2. 設定評估目標
3. 擷取損壞模式及預期損壞位置
4. 選定損壞評估指標
5. 定義組件類別並評估各類別組件的實際耐力
6. 分析不確定因子

(三) 選擇評估方法

應根據所需的評估用途及準確度，選擇適當的評估方法，以評估目標廠房及結構與組件及管路系統的實際耐力及實際反應。在此，應從「選擇估算的方法」中選擇海嘯參數的估算方法，以進行實際反應評估。在選擇評估方法時，可只選用一種評估方法，亦可適當結合多種評估方法。然而，應考慮評估方法之準確度，並根據專家判斷，適當考慮到認知不確定度。亦可使用尚未發表之新技術，然而此情況下，應定量顯示該評估方法的科學合理性。

(四) 實際耐力評估

1. 一般項目

應根據在「擷取損壞模式及預期損壞位置」及「選定損壞評估指標」中設定的損壞模式及損壞評估指標之細節，並考慮在「分析不確定因子」中所確

定的不確定因子，以進行廠房及建築構造物、組件及管路系統的實際耐力評估。

在進行廠房及建築構造物、組件及管路系統的海嘯設計及評估時，應使用可對應於設計海嘯水位及設計物理性質的實際反應（設計實際反應）及容許值（設計實際耐力）。在廠房及建築構造物、組件及管路系統的耐受度評估方面，應針對因海嘯的淹水、淹沒、波力及浮力、沖刷、漂流物碰撞及海底泥沙移動而造成功能喪失之實際耐力及實際反應的機率分布進行評估，以估算耐受度曲線。在進行實際耐力評估時，必要時可考慮嚴重事故的淹水對策。然而，假若在地震 PRA 中有選定評估目標物，則應考慮 AESJ-SC-P006:2015 第 7.5 條中地震造成結構及功能損壞的影響，以及依據在「評估地震動加海嘯的聯合機率」中所得地震加海嘯的聯合機率，評估上述因素對海嘯 PRA 的影響，並將其反映於實際耐力評估。

下圖 3- 11、圖 3- 12、圖 3- 13 表示了因海嘯造成各種損壞模式的實際耐力評估之基本概念，並考慮到隨機不確定度與認知不確定度。

因海嘯的波力、沖刷及漂流物碰撞而造成的結構損壞模式

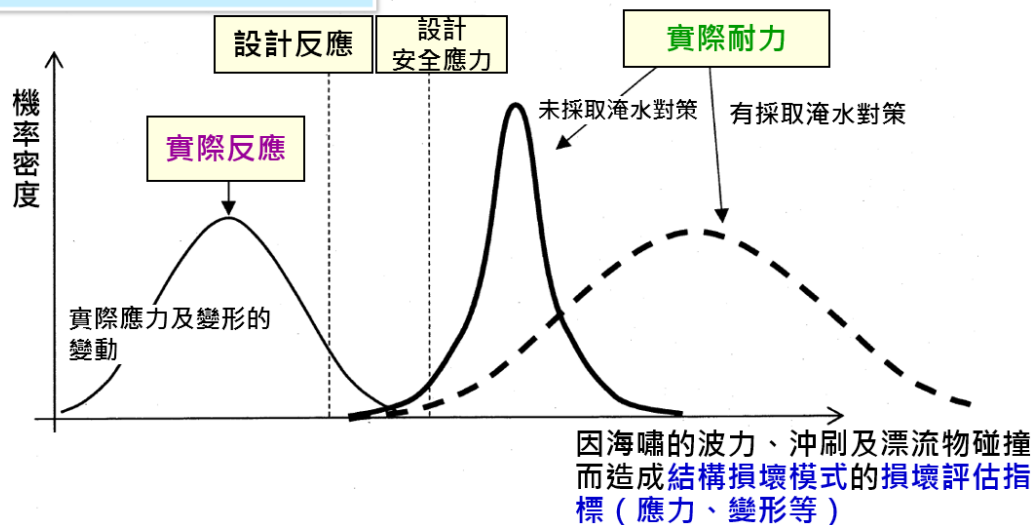


圖 3-11 實際耐力的基本概念（示意圖）-1

因淹沒而造成的功能損壞模式

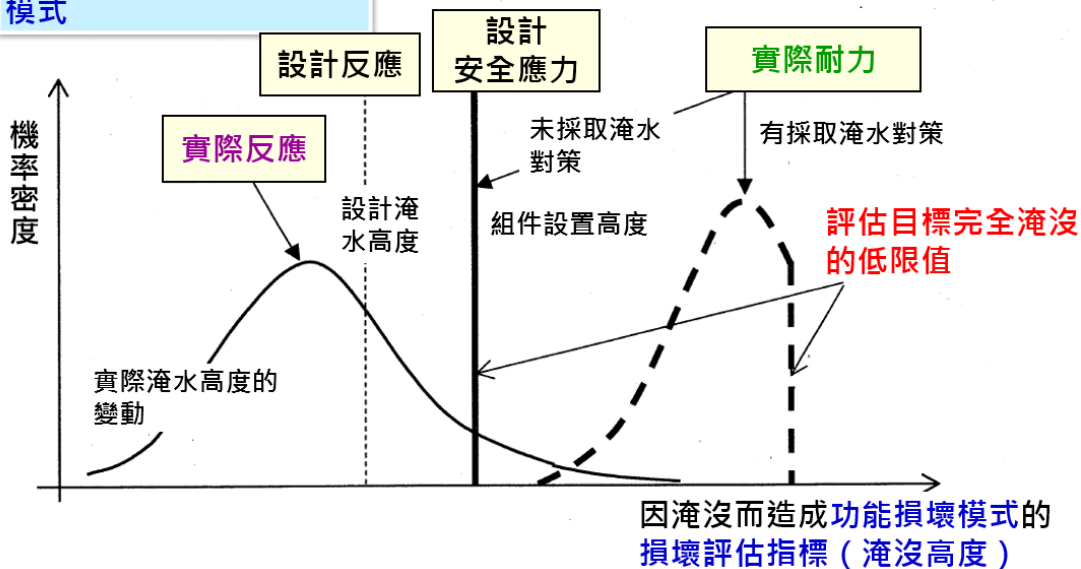


圖 3-12 實際耐力的基本概念（示意圖）-2

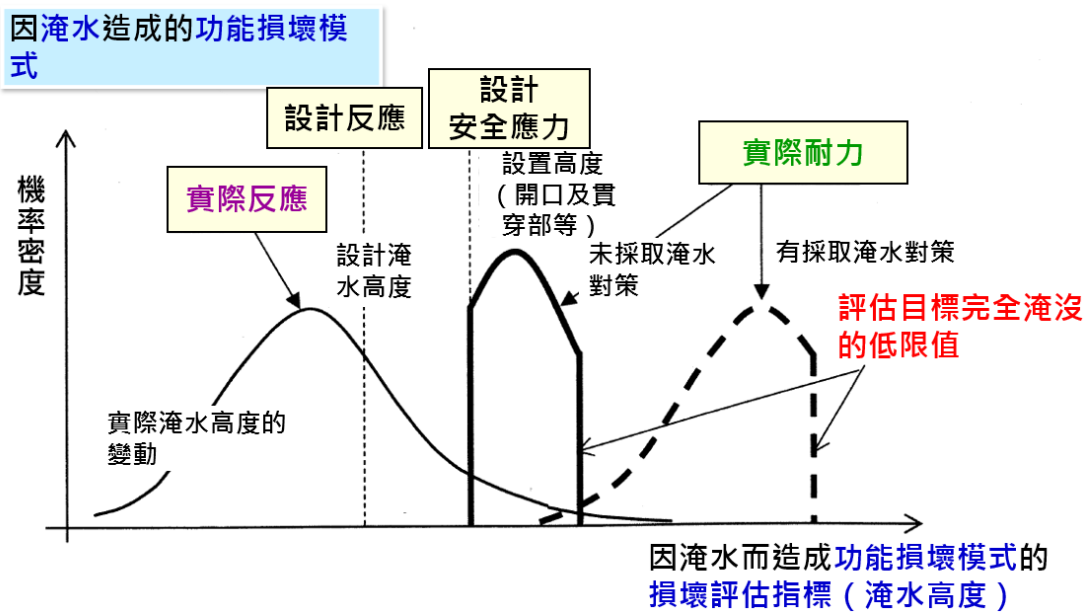


圖 3- 13 實際耐力的基本概念 (示意圖) -3

2. 實際耐力的評估方法

實際耐力評估方面，將針對各種損壞模式所對應預期損壞位置的結構損壞、功能損壞或累積損壞相關的損壞限度進行評估。損壞限度的評估方法，包括如下：

- 依據實驗的方法
- 依據經驗的方法 (包括實驗)
- 依據理論的方法 (包括分析)
- 依據工程判斷的方法

在此，有關材料屬性等標準資料庫，可參考 **AESJ-SC-P006:2015**。由於損壞限度的評估結果為隨機變數，假如使用上述方法僅能得到確定性損壞限

度之情況下，則應將材料屬性值當作隨機變數，藉由不確定度分析方法來估算損壞限度的不確定度。特別是評估多重損壞模式的損壞限度時，應注意損壞限度的可靠度及重要度會隨著評估方法之準確度、各種損壞模式之重要度，以及對爐心熔毀頻率產生的影響程度而異。在評估實際耐力的損壞限度時，應考慮到與實際反應評估的各個因子之間的相關性。在評估對海嘯事件的實際耐力時，若海嘯造成的損壞模式與地震造成的損壞模式類似，則可參考 AESJ-SC-P006:2015 的實際耐力評估方法。

(五) 實際反應評估

1. 一般項目

應根據在「擷取損壞模式及預期損壞位置」及「選定損壞評估指標」中設定的損壞模式及損壞評估指標之細節，並考慮在「分析不確定因子」中所討論的不確定因子，以進行廠房及建築構造物、組件及管路系統的實際反應評估。在進行廠房及建築構造物、組件及管路系統的海嘯設計及評估時，應根據設計海嘯水位及設計屬性值等來評估實際反應。在耐力評估方面，應根據海嘯的淹水高度及流速等不

確定度及保守度，來估算面對海嘯事件時的實際反應機率分布。然而，假若在地震 PRA 中有選定評估目標物，則應考慮 AESJ-SC-P006:2015 第 7.5 條中地震（主震及海嘯來襲前的餘震）造成結構及功能損壞的影響，以及依據在「評估地震動加海嘯的聯合機率」中所得地震加海嘯的聯合機率，評估上述因素對海嘯 PRA 的影響，並將其反映於實際反應評估。此外，為了有助於評估海嘯後餘震的實際反應，必要時應評估海嘯造成結構及功能損壞的影響。

2. 實際反應的評估方法

實際反應評估方面，應依據海嘯的淹水高度、波力及浮力、流速、漂流物碰撞的荷重及海底泥沙的移動量及範圍等的**海嘯作用參數**，評估與各種損壞模式相對應的預期損壞位置的結構損壞、功能損壞或累積損壞。實際反應的評估方法，包括如下：

- 依據實驗的方法
- 依據經驗的方法（包括實驗）
- 依據理論的方法（包括分析）
- 依據工程判斷的方法

由於海嘯造成的淹水高度、波力及浮力，流速等

相關的實際反應的評估結果為隨機變數，假如使用上述方法僅能得到確定性實際反應值之情況下，則應將評估方法的參數當作隨機變數，藉此估算實際反應的不確定度。在此，有關材料屬性等標準資料庫，可參考 **AESJ-SC-P006:2015**。

特別是評估多重損壞模式相關的實際反應時，應注意實際反應的可靠度及重要度會隨著評估方法之準確度、各種損壞模式之重要度，以及對爐心熔毀頻率產生的影響程度而異。假如實際耐力與實際反應之間有著高度相關性時，則應適當考慮其影響。在進行海嘯的淹水高度、波力及浮力，流速等相關的實際反應評估時，應留意廠址周圍地區的隆起或下陷。在進行漂流物碰撞荷重的機率評估時，應考慮到「蒐集及分析耐受度評估相關資料」中獲得的可能對廠址造成影響的漂流物之資訊(如位置、種類及頻率)。

(1) 廠房及結構

應評估與廠房及建築結構物、**海嘯防護設施及防止淹水設備**所選定的損壞模式及損壞評估指標相對應的實際反應。評估時，除了注意海嘯的上溯外，亦應考慮到海嘯回流的影響。針對海

嘯波力及浮力造成的結構損傷模式，應根據海嘯淹沒高度，流速等的評估，來估算海嘯的波力及浮力，以評估實際反應。針對漂流物碰撞造成的結構損壞模式，應根據漂流物碰撞荷重評估，來評估實際反應。在此，應考慮到漂流物的重量、撞擊面積及撞擊速度等的適用範圍，以選擇漂流物碰撞荷重的評估方法。針對海嘯沖刷等造成的結構損壞模式，應根據周圍土壤沖刷深度及範圍，以評估廠房及建築結構物穩定性相關的實際反應。在此，應考慮到廠房及建築結構物的形狀、地面變形、淹水高度及流速等的適用範圍，以選擇周圍土壤的沖刷深度及範圍的評估方法。針對海底泥砂移動所造成阻塞等的功能損壞模式，應根據海底泥砂移動量及範圍，來評估實際反應。

(2) 組件及管路系統

應評估與組件及管路系統所選定的損壞模式及損壞評估指標相對應的實際反應。評估時，除了注意海嘯的上溯外，亦應考慮到海嘯回流的影響。針對海嘯波力及浮力造成組件及管路系統的結構損傷模式，應根據海嘯淹沒高度，流速等

的評估，來估算海嘯的波力及浮力，以評估實際反應。針對漂流物碰撞造成廠房外設置的組件及管路系統的結構損壞模式，應根據漂流物碰撞荷重評估，來評估實際反應。在此，應考慮到漂流物的重量、撞擊面積及撞擊速度等的適用範圍，以選擇漂流物碰撞荷重的評估方法。針對海嘯淹水、淹沒而造成廠房內設置的組件及管路系統的功能損壞模式，應根據預期損壞位置附近的淹水高度來評估實際反應，同時考慮到部分結構受到損壞後的淹水途徑及多重海嘯的累積效應。

(六) 耐受度評估

1. 一般項目

應使用「實際耐力評估」中獲得的實際耐力與「實際反應評估」中獲得的實際反應，來評估耐受度曲線。

2. 損壞機率評估

應根據在「選擇評估方法」中所選用評估方法估算出的實際反應及實際耐力，來對「海嘯危害度評估」中設定的海嘯高度進行離散損壞機率的評估。然而，在設定海嘯高度時，應考慮到可能會對爐心熔毀頻

率產生顯著影響的範圍。可藉由最小平方求得離散損壞機率的對數常態累積分布函數，並估算其連續耐受度曲線。

3. 實際耐力評估

應根據在「實際耐力評估」中描述的實際耐力評估程序，針對廠房及建築結構物、組件及管路系統等，分別評估其實際耐力的中值及標準差。

4. 實際反應評估

應根據在「實際反應評估」中描述的實際反應評估程序，針對廠房及建築結構物、組件及管路系統等，分別評估其實際反應的中值及標準差。

5. 估算耐受度曲線

應使用在「實際耐力評估」中獲得的實際耐力及「實際反應評估」中獲得的實際反應，來估算耐受度曲線。

(1) 估算隨機不確定度的耐受度曲線

圖 3- 14 表示了如何估算任一給定海嘯高度 A 的損壞機率 $F(A)$ 之概念。

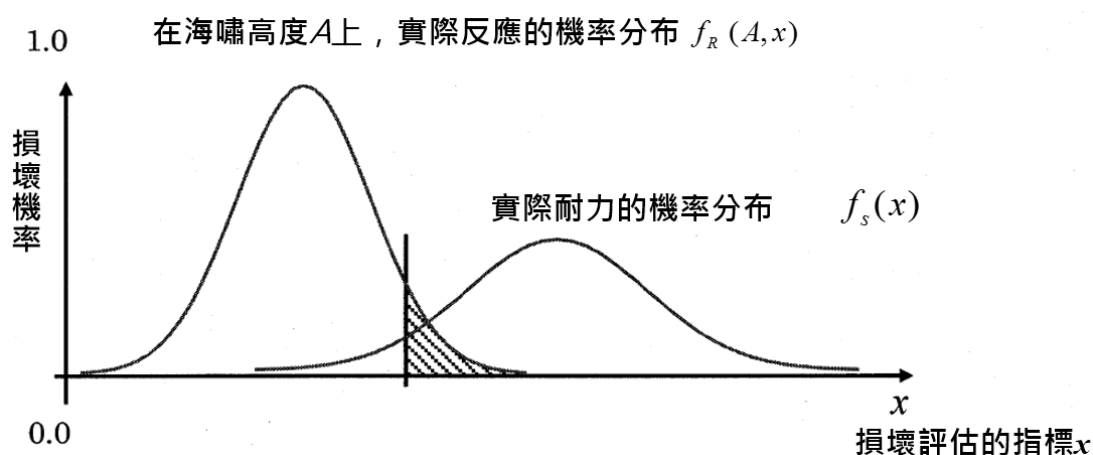


圖 3-14 損壞機率 $F(A)$ 的估算方法（示意圖）

如公式(8.6.5-1)所示，在給定的海嘯高度 A 的實際反應 $f_R(A, x)$ 超過實際耐力 $f_S(x)$ 的條件下，估算損壞機率 $F(A)$ 。

$$F(A) = \int_0^{\infty} f_S(x_R) \left(\int_{x_R}^{\infty} f_R(A, x) dx \right) dx_R = \int_0^{\infty} f_R(A, x_R) \left(\int_0^{x_R} f_S(x) dx \right) dx_R \quad (8.6.5-1)$$

如公式(8.6.5-2)所示，實際反應 $f_R(A, x)$ 是以具有中值 $R_m(A)$ 及對數標準差 $\beta_R(A)$ 的對數常態分布來表示：

$$f_R(A, x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi} \beta_R(A) \cdot x} \exp \left\{ -\frac{1}{2} \left(\frac{\ln(x / R_m(A))}{\beta_R(A)} \right)^2 \right\} \quad (8.6.5-2)$$

另一方面，實際耐力 $f_S(x)$ 同樣以具有中值 S_m 及對數標準差 β_S 的對數常態分布來表示，如公式(8.6.5-3)所示：

$$f_S(x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi} \beta_S \cdot x} \exp \left\{ -\frac{1}{2} \left(\frac{\ln(x / S_m)}{\beta_S} \right)^2 \right\} \quad (8.6.5-3)$$

給定任意的海嘯高度 A ，且連續改變 A 的條件下估算損壞機率，雖能獲得耐受度曲線，但必須進行大量的計算。因此，利用離散方式算出損壞機率，再以最小平方進行內插，亦可估算耐受度曲線（如圖 3-15 所示）。利用最小平方求得連續耐受度曲線，以此作為對數常態累積分布函數之近似時，應注意此項近似亦會增加不確定度。此外，由於耐受度評估高度依賴溯上及淹水途徑，故應根據「海嘯參數的估算流程」，藉由分析及整理淹水區劃，適當考慮多個海嘯防護設施（堤防、擋水牆）及防止淹水設備（如水密門等）的結構及功能損壞對實際反應的影響。

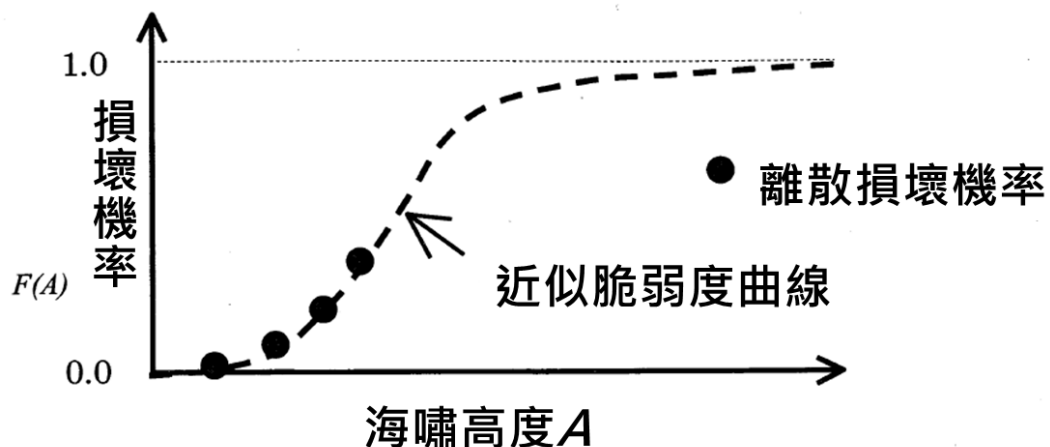


圖 3-15 近似耐受度曲線（示意圖）

(2) 估算認知不確定度的耐受度曲線

在「估算隨機不確定度的耐受度曲線」中獲得的耐受度曲線的不確定度，主要是隨機不確定度。在實際耐力及實際反應評估中，未當作隨機變數處理的認知不確定度及因子，可藉由包含信賴區間的耐受度曲線，加以估算。應考慮評估方法之準確度，並根據專家判斷，適當設定耐受度曲線的認知不確定度。

假設隨機不確定因子的對數標準差 β_S^r 及認知不確定因子的對數標準差 β_S^u 互為獨立的情況下，實際耐力的對數標準差 $c\beta_S$ ，可表示如公式(8.6.5-4)所示：

$$c\beta_S = \sqrt{(\beta_S^r)^2 + (\beta_S^u)^2} \quad (8.6.5-4)$$

同樣，假設隨機不確定因子的對數標準差 β_R^r 及認知不確定因子 β_R^u 互為獨立的情況下，實際反應的對數標準差 $c\beta_R$ ，可表示如公式(8.6.5-5)所示：

$$c\beta_R = \sqrt{(\beta_R^r)^2 + (\beta_R^u)^2} \quad (8.6.5-5)$$

包含隨機不確定因子及認知不確定因子的損壞機率 $F(A)$ ，可表示如公式(8.6.5-6)所示：

$$F(A) = \Phi \left(\frac{\ln \left(\frac{A}{Am} \right) + c\beta^u \cdot X}{c\beta^r} \right) \quad (8.6.5-6)$$

在此公式中， $c\beta^r$ 是隨機不確定因子的對數標準差； $c\beta^u$ 是認知不確定因子的對數標準差； X 是耐受度曲線上，對應於可靠度 p 的標準常態機率變數 ($=\Phi^{-1}(p)$)。在此， $c\beta^r$ 及 $c\beta^u$ ，可表示如下：

$$c\beta^r = \sqrt{(\beta_S^r)^2 + (\beta_R^r)^2}$$

$$c\beta^u = \sqrt{(\beta_S^u)^2 + (\beta_R^u)^2}$$

以下是關於 X 的範例：

可靠度 $p=5\%$ 時， $X=-1.65$

可靠度 $p=50\%$ 時， $X=0$

可靠度 $p=95\%$ 時， $X=1.65$

公式(8.6.5-6)表示對應於給定可靠度的耐受度曲線，而其平均曲線可藉由 $c\beta^r$ 及 $c\beta^u$ 的平方和開根號 $c\beta$ 改寫的公式(8.6.5-7)來表示：

$$F(A) = \Phi \left(\frac{\ln \left(\frac{A}{Am} \right)}{c\beta} \right) \quad (8.6.5-7)$$

利用下列公式可算出 $c\beta$ 值。

$$(c\beta)^2 = (c\beta^r)^2 + (c\beta^u)^2 \quad (= (c\beta_s)^2 + (c\beta_r)^2)$$

使用公式(8.6.5-7)所給定的耐受度曲線如下圖所示，該曲線一般稱為「複合耐受度曲線」，該曲線包含認知不確定因子，其斜率比 50%可靠度的曲線更緩和，這是由於對數標準差 $c\beta$ 包含了 $c\beta^u$ ，而比 $c\beta^r$ 更大所造成。

圖 3-16 分別表示了 $p=5\%$ 、 50% 及 95% 的耐受度曲線，該圖中， $c\beta^r$ 提供耐受度曲線的斜率； $c\beta^u$ 則提供耐受度曲線可靠度的寬度。

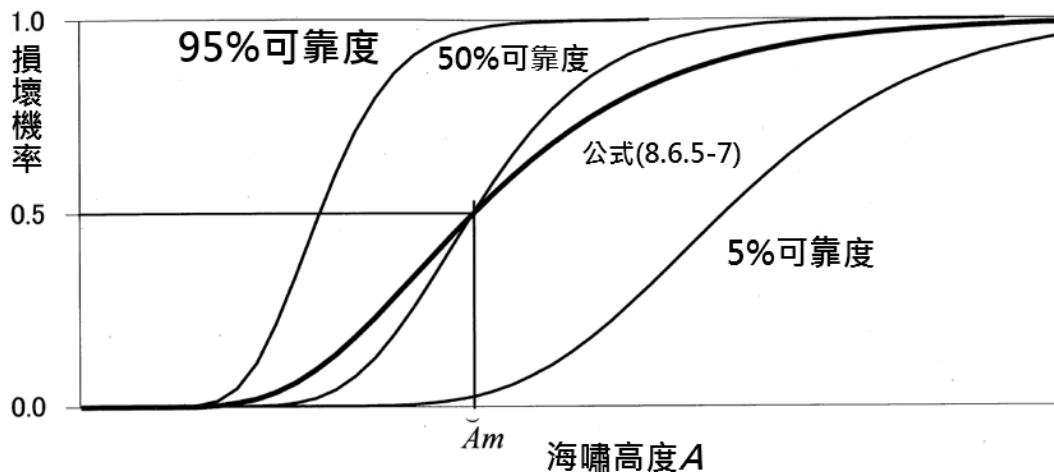


圖 3-16 根據公式(8.6.5-6)及公式(8.6.5-7)所獲得的耐受度曲線（示意圖）

下圖 3-17、圖 3-18、圖 3-19 表示了因海嘯的波力及浮力、沖刷、漂流物碰撞及海底泥沙移動而造成各種損壞模式的耐受度曲線之基本概

念。該曲線的估算是著重在實際耐力評估中
是否有考慮到淹水對策。

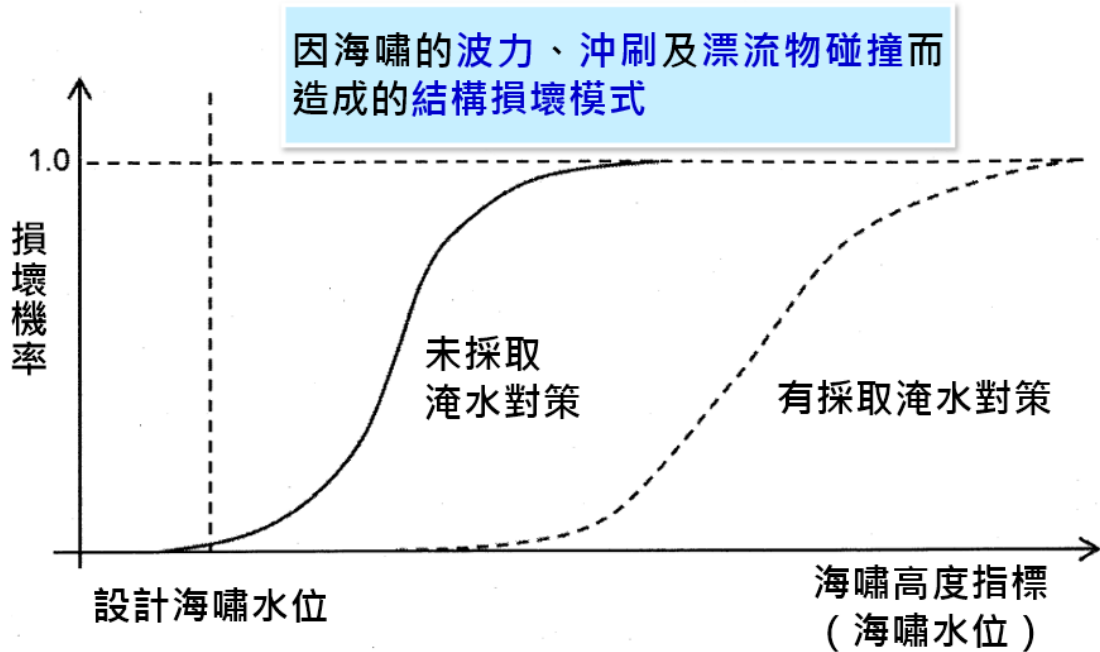


圖 3-17 有無考慮到淹水對策的耐受度曲線的基本概念 (示意圖)

-1

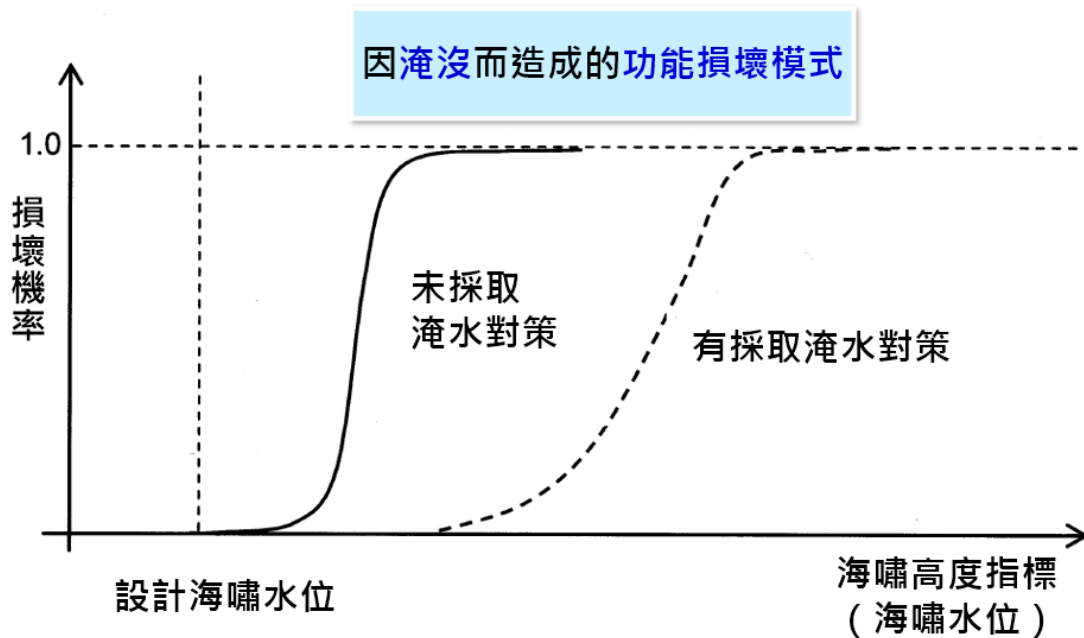


圖 3-18 有無考慮到淹水對策的耐受度曲線的基本概念 (示意圖)

-2

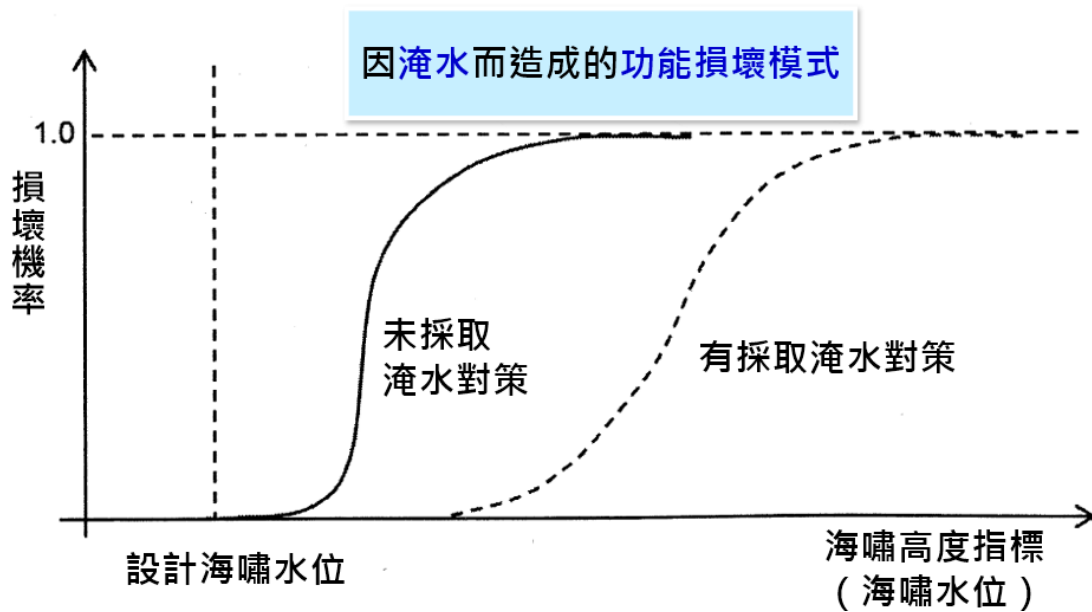


圖 3-19 有無考慮到淹水對策的耐受度曲線的基本概念（示意圖）

-3

十、 事故序列評估程序

應藉由在「對核電廠的組態及特性，及廠址狀況進行調查」、「鑑別事故情節」、「海嘯危害度評估」及「廠房及組件的耐受度評估」中所獲得之資訊，來鑑別對爐心熔毀頻率而言重要的事故序列、SSCs 等，以設定肇始事件，模型化事故序列及系統。此時，應使用「制定廠房及組件清單」中的清單。此外，在模型化的過程中，若有新增或刪除清單中的組件時，應與耐受度評估互相調整，以重新審視廠房及組件清單。並藉由該模型量化事故序列，估算核電廠遭受海嘯侵襲時的爐心熔毀頻率等，以及對主要結果進行分析。此外，進行不確定度分析及靈敏度分析，以掌握爐心熔毀頻率等的

確定度以及可能影響 PRA 結果之因子的靈敏度。

(一) 事故序列評估流程

事故序列評估程序應依照下列步驟進行（如圖 3-20）。

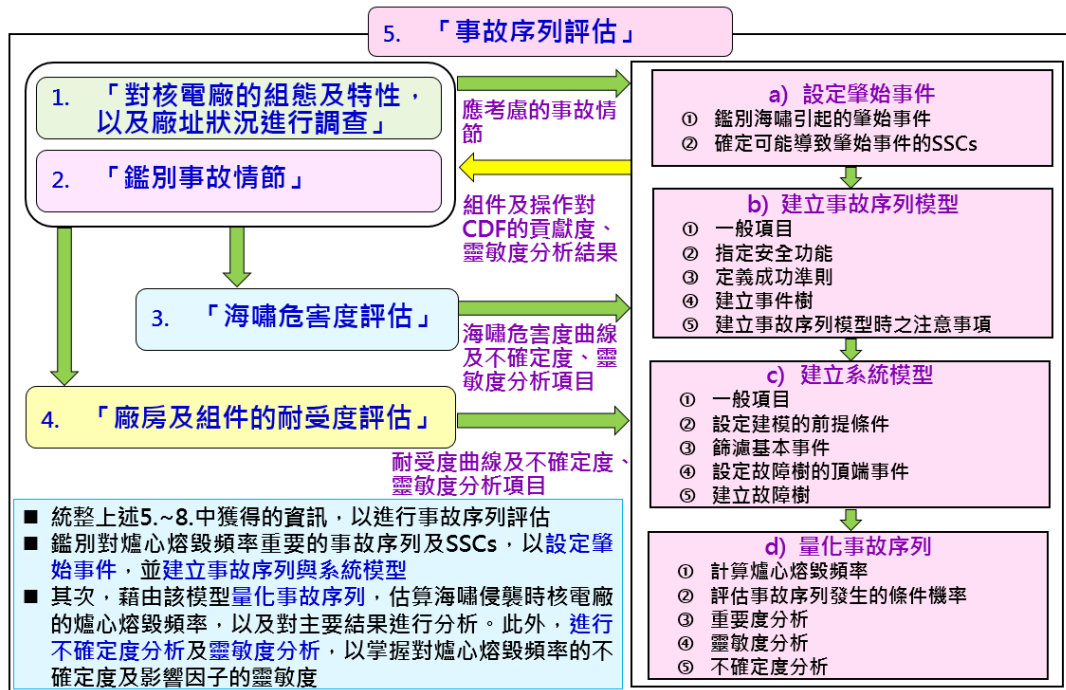


圖 3-20 事故序列評估流程

1. 設定肇始事件

- 應分析在「鑑別事故情節」中所確定的事故情節，以設定海嘯引起的肇始事件及可能發生肇始事件的 SSCs。

2. 建立事故序列模型

- 應將事故序列建模為事件樹，以評估海嘯導致爐心熔毀的事故發展。
- 在建模時，應針對在「1. 設定肇始事件」中所設

定的肇始事件，從中指定能夠防止爐心熔毀所需之安全功能。

- 其次，考慮各功能相關之設備的組合，藉此定義成功準則。
- 最後，根據這些結果，針對能夠防止爐心熔毀所需之功能，模型化相關的設備的狀態（成功或失敗），並建立事件樹。
- 在建立事件樹時，應考慮到系統之間與組件之間的相依性，並將必要的前線系統與支援系統指定為標題。

3. 建立系統模型

- 藉由故障樹方法，建立各系統的邏輯模型，以評估在「2. 建立事故序列模型」中被指定為事件樹標題之系統在受海嘯侵襲時的可靠度（損壞機率）。
- 以前的**地震 PRA 結果**與海嘯 PRA 結果顯示對爐心熔毀頻率有影響的 **SSCs** 等，以及從廠址及核電廠踏勘中獲得的資訊均應反映在評估中。

4. 量化事故序列

- 藉由事件樹及故障樹，並考慮不確定度，評估事

故序列的發生頻率及爐心熔毀頻率。

- 評估時，應將在「海嘯危害度評估」及「廠房及組件的耐受度評估」中獲得的結果作為事故序列評估時之輸入資訊，並藉由靈敏度分析求得每個評估中的重要參數。
- 此外，應將對爐心熔毀頻率有影響之每個系統及組件的貢獻度比例等，作為爐心熔毀頻率評估時之重要指標。
- 其次，應藉由靈敏度分析，瞭解重要的假設及前提條件對爐心熔毀頻率的影響（影響因子的靈敏度）。
- 在上述評估及分析中，亦應考慮到損壞之間的關聯性。

(二) 設定肇始事件

1. 鑑別海嘯引起的肇始事件

若根據「分析肇始事件」的結果確定了海嘯造成 SSCs 損壞並引起肇始事件時，應將這些事件設定為肇始事件。然而，若不需考慮地震的影響，則可假設在海嘯來襲時反應器是處於停機狀態。此時若無法確定從反應器停機到海嘯抵達前的時間間隔，則假

設在海嘯來襲時反應器是停機狀態，以設定故事情節的時間餘裕。

2. 設定可能導致肇始事件的 SSCs

以「鑑別海嘯引起的肇始事件」中所設定的肇始事件為對象，並使用「制定廠房及組件清單」中的清單，設定與這些設定肇始事件相關的 SSCs，並確定肇始事件發生時緩解設備的狀態。亦可對肇始事件進行階層化，以縮小與其他肇始事件同時發生組合的範圍。

(三) 建立事故序列模型

1. 一般項目

事故序列建模方面，首先為每個肇始事件指定在海嘯發生後防止爐心熔毀所需之安全功能。其次，使用所制作的廠房及組件清單，依據安全功能所需的設備及設備數量組合，定義成功準則。藉此模型化設備及操作之成功或失敗，以建立事件樹。在模型化的過程中，若有新增或刪除清單中的組件時，應與耐受度評估互相調整，以重新審視廠房及組件清單。

2. 指定安全功能

應針對所設定的肇始事件，根據評估目標電廠

的設計、程序書及運轉方法，將防止爐心熔毀所需的安全功能，如「反應度控制功能」，「爐心冷卻功能」及「圍阻體熱移除功能」指定為安全功能。然而，若不需考慮地震的影響，則可假設反應器是處於停機狀態，而不用設定「反應度控制功能」。亦可依據核電廠特性，個別指定其他安全功能。

3. 定義成功準則

定義成功準則時，應藉由電廠反應分析或適當評估設計資訊，來鑑別安全功能所需的緩解系統及操作組合，以及所需的必要條件。電廠反應分析方面，依據評估目的，可參考反應器設置許可申請書或以前的 PRA 報告。必要時亦可使用分析程式進行詳細分析。

依據以下程序定義成功準則：

- (1) 選定前線系統，以及相關的支援系統。
- (2) 具體說明上述的前線系統及支援系統所需的 SSCs 之數量或組合。
- (3) 依據下述 A. 的觀點，考慮肇始事件發生時電廠的狀態，針對成功準則所需的緩解系統，設定其達到指定安全功能所需的持續運轉時間（即任務時

間);此外,若有需要藉由嚴重事故措施維持安全功能時,則依據下述 B.的觀點,設定嚴重事故措施使用的有效時間(等同於任務時間)。

A. 依據事故情節的特性及緩解設備的能力,在達到穩定的電廠狀態或實現必要安全功能所需的時間。

B. 藉由修復及支援運轉中設備(包括移動式設備),直到實現必要安全功能所需的時間。

(4) 確認組件所需的運轉操作,藉由電廠反應分析,設定手動啟動組件的時間餘裕。特別是使用消防車、電源車作為嚴重事故措施時,應考慮到人力及設備物資是否足夠、現場可接近性及操作時間。此外,除了考慮海嘯漂流物的影響及地震對廠內通行道路的影響外,亦應考慮到移動式設備接頭的耐震性。

(5) 關於復原操作(包括使用替代方法來恢復功能),應分析以下海嘯來襲後特有的條件,必須完全滿足,才能定義為成功準則。

- 是否有足夠的人力、作業設備及替換零件。

- 是否可接近目標設備（考量物理性破壞或人員安全）。
- 是否有足夠的時間完成修復。
- 若有多部機組共用設備，如共用電源供應等，應考慮鄰近機組的完整性。

4. 建立事件樹

建立事件樹方面，應選定標題並藉由標題成功或失敗的組合來展開事件樹。

(1) 選定標題

將海嘯來襲後導致電廠事故的肇始事件，執行緩解功能的前線系統，及對事故進展有影響的設備的狀態及運轉員操作，選定作為標題。然而，若不需考慮地震的影響，則假設不會因地震動而直接造成緩解功能喪失。

(2) 展開事件樹

依據緩解功能的狀態，針對每個肇始事件展開事故序列。若使用肇始事件的階層事件樹，則每個肇始事件的層次結構均應連結到後續的肇始事件，以展開事件樹。

5. 建立事故序列模型時之注意事項

- (1) 因海嘯波力或其間接影響（如漂流物碰撞等）而造成 SSCs 損壞時，建議進行最佳評估及不確定度評估(Best Estimate Plus Uncertainty, BEPU)，而不假設將直接導致爐心熔毀。然而，如有大型漂流物碰撞造成反應器廠房大規模損壞而導致爐心熔毀的事故情節時，則可保守假設將直接導致爐心熔毀。在此情況下，由於難以鑑別確保安全功能所需的緩解設備，故可省略。
- (2) 針對功能喪失機率較高的 SSCs，或依賴這些設備的 SSCs，即使海嘯淹水高度不高，在某些淹水深度下可假設這些設施無法使用，而從緩解設備中予以篩濾。
- (3) 海嘯的嚴重事故措施，如緩解設備及運轉員操作等，可鑑別為達成安全功能的必要緩解設備。然而，仍應從時間餘裕、海嘯來襲後漂流物等物理性破壞或海嘯警報下的人員安全等觀點或地震對廠內通行道路的影響，考量人員無法接近機器設備的可能性。
- (4) 針對廠房內同一區劃中相同類型且海嘯耐受度幾乎相同之組件，不需個別設定為多個系統或多

個組件，可使用簡化方式將其組合在一起（完全相關）。例如，由 A、B 兩個子系統組成一個系統時，可適用單一子系統的成功準則。

(5) 即使海嘯淹水高度不高，亦可能因海底泥沙移動或長時間的海嘯退潮而導致進水口水量不足（取水困難）。

(6) 針對廠房內淹水傳播情形，應考慮到海嘯特有的傳播途徑，如海嘯造成空調風管損壞、從溝槽進水等。

(7) 地震動可能造成耐震性較低的組件損壞及水密門的水密功能劣化，而道路裂縫及斜坡崩塌則可能使後備操作所需之設備，其到達現場的可接近性受到阻礙，應針對損壞形態及損壞時間之組合加以考慮。

(8) 進行 Level 2 PRA 時，電廠損壞狀態及其發生頻率將作為 Level 2 PRA 的介面，Level 1 PRA 的事故序列的最終狀態將依照核電廠各損壞狀態進行分類，並為了能夠根據這些狀態設定發生頻率，對於圍阻體完整性或輻射源項評估結果產生重要影響的因子將予以模型化。考慮到地震影響

的海嘯，包括地震造成圍阻體功能喪失的事故，應依據 AESJ-SC-P006:2015 第 8.6 條，考慮對圍阻體完整性或輻射源項的影響；若不需考慮地震的影響，則依據 AESJ-SC-P006:2015 第 8.4 條，考慮海嘯對圍阻體完整性或輻射源項的特有影響。

(四) 建立系統模型

1. 一般項目

故障樹是系統建模的方法之一。實施流程如圖 3-21 所示：

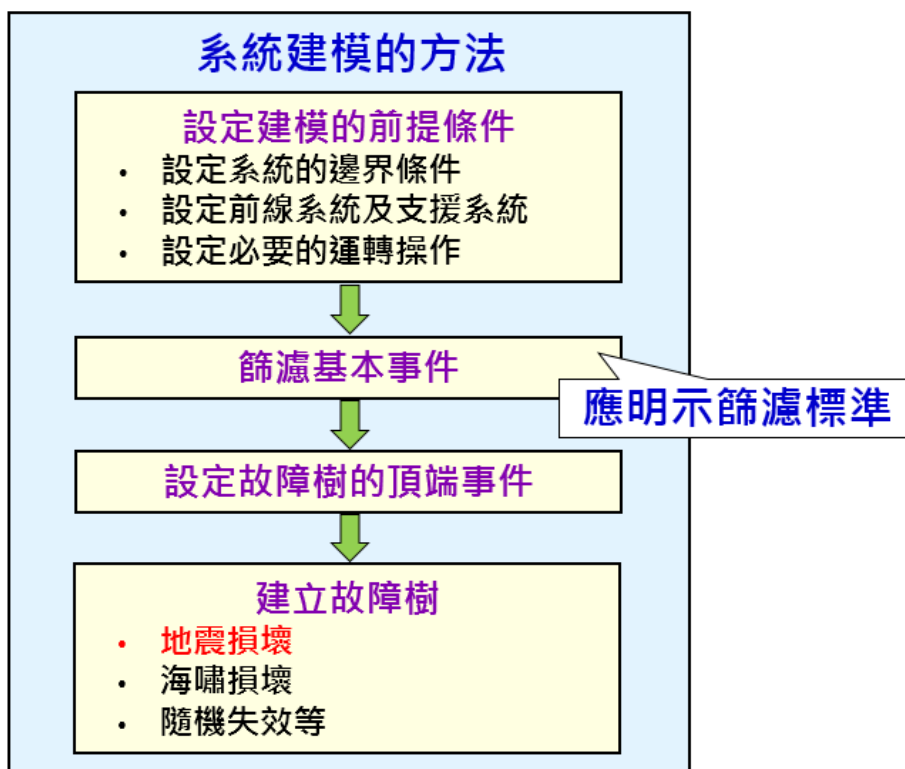


圖 3-21 系統建模流程

2. 設定建模的前提條件

系統建模方面，應設定下述的前提條件。在此，應使用「制定廠房及組件清單」中的清單。此外，在模型化的過程中，若有新增或刪除清單中的組件時，應與耐受度評估互相調整，以重新審視廠房及組件清單。

(1) 設定系統的邊界條件

設設定評估目標的系統邊界，以明確劃分與其他系統之間的邊界。

(2) 設定前線系統及支援系統

若安全功能同時需要前線系統與支援系統時，應明確劃分前線系統與支援系統之間的邊界。此外，亦應明確劃分支援系統與其他支援系統之間的邊界。

(3) 設定必要的操作運轉

設定系統啟動所需的運轉操作。

3. 篩濾基本事件

由於基本事件的數量可能非常多，因此可依據以下的篩濾概念，在量化過程中篩濾一些基本事件。

(1) 若組件的損壞機率對於頂端事件而言非常小，則

假設該基本事件不會發生，而設定其損壞機率值為 0。

- (2) 對於「**地震**或海嘯損壞機率非常高的 SSC」與「**地震**或海嘯損壞的實際耐力非常高的 SSC」的積事件，假設「**地震**或海嘯損壞**機率**非常高的 SSC」的損壞機率值為 1。

4. 設定故障樹的頂端事件

針對事件樹的每個標題，依據所對應系統的成功準則，具體明確化標題的成立條件，以設定頂端事件。在設定故障樹的頂端事件時，應考慮到以下幾點：

- (1) 事故序列的前提條件與事件樹的上一個標題中的系統成功或失敗有關（如變更運轉模式後的系統，是否受到上一個運轉模式期間的損壞影響）。
- (2) 在事件樹中設定分支系統的成立條件（支援系統的成功及失敗等）。
- (3) 導致系統功能喪失的損壞型態（系統及組件的數量、運轉操作等）及系統的運轉狀態。
- (4) 與損壞有關的時間條件（任務時間等）。

5. 建立故障樹

依據「設定建模的前提條件」及「設定故障樹的頂端事件」來建立與事件樹標題對應的各設備的故障樹。亦可參考以前廠內 PRA、地震 PRA 等的故障樹。地震損壞、海嘯損壞及隨機失效等的模型化是故障樹的關鍵。然而，關於地震損壞可依據 AESJ-SC-P006:2015 第 8.4.5 條進行建模。

(1) 海嘯損壞

對於與系統相關的目標，先由「擷取損壞模式及預期損壞位置」得知其海嘯損壞模式，再以此作為基本事件層級，展開故障樹。在故障樹中模型化海嘯損壞時，應考慮到以下幾點：

- 考慮對廠房內淹水量有顯著影響的水密門的狀態。
- 若因廠房水密門損壞而導致廠房內淹水量顯著增加並對多個組件造成影響時，應適當處理故障樹之間的相依性。
- 若廠房中同一區劃內的組件設備對海嘯損壞（耐受度）存在關聯性時，則可使用其中一個基本事件進行建模。
- 在考慮海嘯造成的損壞下進行復原操作的建

模時，應考慮到後述的「運轉員操作」、「復原操作」及「心理壓力」等項目。

(2) 隨機失效

針對地震及海嘯以外的原因造成的功能喪失（如隨機失效），應考慮到以下幾點：

- 因組件故障、測試或維護而導致的停機
- 人為失誤
- 因相依性而發生的共因失效

特別是應考慮到以下海嘯特有的影響，適當模型化人為失誤。假若在組件喪失功能前尚有時間餘裕，則考慮透過運轉員操作以復原功能。一般採用 THERP(Technique for human Error Rate Prediction，人為失誤率預測技術)方法進行人為可靠度分析，係利用系統性方法評估人為失誤機率。然而，若可證明其適用性，亦可使用其他方法。由於很少有海嘯時的運轉操作、復原操作的相關案例及數據，故應考慮到以下幾點：

- A. 運轉員操作：海嘯來襲後的混亂情況下，人員的高度心理壓力會成為妨礙運轉員在**主控室或現場**操作的原因。因此，在

量化海嘯發生後的運轉員操作的失誤機率時，應考慮到人員高度心理壓力的情形。

B. 復原操作：對「定義成功準則」中所確定的復原操作進行建模時，應考慮到海嘯可能會對現場的可接近性（海嘯漂流物的影響及地震對廠內通行道路的影響等）造成阻礙，以及不利於復原操作人員、作業設備及替換零件的確保

C. 考量心理壓力：一般而言，運轉員操作的人為失誤機率(HEP)會高度受到外在環境（溫度、照明等作業環境、任務特性、人機介面等），心理狀態（經驗、訓練等所累積的知識及技術）及壓力等的影響。在海嘯來襲時，運轉員的操作壓力會較平時增加，因此在評估 HEP 時，應考慮到此項因素。此外，海嘯來襲時造成運轉員壓力增加的原因，尚包括許多不確定因素（如有無照明等），因此可能會高估或低估 HEP。為確認是否有低

估 HEP 而導致低估爐心熔毀頻率，或高估某個因子而低估其他因子的情況，應根據重要度分析的結果，針對重要度較高的運轉員操作，假設 HEP 的上下限值進行靈敏度分析，以確認 HEP 的影響。

(五) 量化事故序列

1. 估算爐心熔毀頻率

導致爐心熔毀的事故序列 i 的發生頻率 CDF_i 應藉由以下(9.5.1-1)公式求得，其中 h 是從海嘯危害度曲線中獲得的海嘯高度， $h(h)$ 是海嘯高度 h 的發生頻率， $Q_i(h,a)$ 是海嘯高度 h 的情況下地震強度 a 導致爐心熔毀事故序列 i 的條件發生機率， $P(h,a)$ 是海嘯高度 h 的情況下地震強度 a 的聯合機率。

$$CDF_i = \int_{h_{\min}}^{h_{\max}} \int_{a_{\min}}^{a_{\max}} h(h) \cdot P(h,a) \cdot Q_i(h,a) da dh \dots\dots\dots(9.5.1-1)$$

依據海嘯危害度曲線 $H(h)$ (超過海嘯高度 h 的年超過頻率)，藉由以下(9.5.1-2)公式求得海嘯高度 h 的發生頻率 $h(h)$ ：

$$h(h) = -\frac{dH(h)}{dh} \dots\dots\dots(9.5.1-2)$$

公式(9.5.1-1)中的積分上限，即是所考慮的海嘯高度的上限 h_{max} ，應根據海嘯危害度曲線的線型，上限的設定不應對爐心熔毀頻率造成很大的影響。

此外，公式(9.5.1-1)中的積分下限 h_{min} 是可忽略不計的海嘯高度，該海嘯不會對反應器設施造成影響（海嘯造成安全相關組件損壞的下限等）。

此外，在評估海嘯的回流時，應注意當(9.5.1-2)公式的符號為正時，(9.5.1-1)公式的 h_{max} 及 h_{min} 的概念會正好相反。

爐心熔毀頻率 CDF_{Total} 是導致爐心熔毀所有事故序列 i 的發生頻率 CDF_i 的總和，應藉由以下(9.5.1-3)公式求得：

$$CDF_{Total} = \sum_i CDF_i \quad \dots\dots\dots(9.5.1-3)$$

導致爐心熔毀的事故序列 i 的條件機率 $Q_i(h,a)$ 應於「評估事故序列發生的條件機率」的程序中進行評估。此外，在算出爐心熔毀條件機率（電廠耐受度） $Q(h,a)$ 後，亦可在(9.5.1-1)公式中將 $Q_i(h,a)$ 替換成 $Q(h,a)$ 直接求得爐心熔毀頻率 CDF_{Total} 。

$$CDF_{Total} = \int_{h_{min}}^{h_{max}} \int_{a_{min}}^{a_{max}} h(h) \cdot P(h,a) \cdot Q(h,a) da dh \quad \dots\dots\dots(9.5.1-4)$$

不需考慮地震的影響時，則分別以(9.5.1-5)公式及(9.5.1-6)公式取代(9.5.1-1)公式及(9.5.1-4)公式，使用海嘯高度 h 所導致爐心熔毀事故序列 i 的條件發生機率 $Q_i(h)$ 及爐心熔毀條件機率(電廠耐受度) $Q(h)$ ，求得爐心熔毀頻率 CDF_{Total} ：

$$CDF_i = \int_{h_{min}}^{h_{max}} h(h) \cdot Q_i(h) dh \quad \dots\dots\dots(9.5.1-5)$$

$$CDF_{Total} = \int_{h_{min}}^{h_{max}} h(h) \cdot Q(h) dh \quad \dots\dots\dots(9.5.1-6)$$

2. 評估事故序列的條件發生機率

(1) 事故序列的量化方法

導致爐心熔毀的事故序列 i 的條件機率 $Q_i(h,a)$ ，應藉由：「廠房及組件的耐受度評估」的評估結果、「建立系統模型」中針對海嘯來襲時的人為失誤機率及組件等隨機失效機率等的評估結果、「建立事故序列模型」中的事件樹及「建立系統模型」中的故障樹進行評估。

此外，亦可將各事故序列的條件機率加以整合，算出爐心熔毀條件機率 $Q(h,a)$ (電廠層級的耐受度)。依據事件樹及故障樹中所示的爐心熔

毀模型，可使用以下任一方法來量化事故序列：

- 連結故障樹方法
- 分支條件機率事件樹方法

若能證明其適用性，亦可使用其他方法，如蒙地卡羅法。

(2) 事故序列的篩濾方法

如評估各種**嚴重事故措施**或緩解海嘯事件的減災對策的有效性，在關注風險的相對變化時，對爐心損壞頻率影響很小的事故序列可予以篩濾，而僅需要關注主要事故序列，以期更有效進行事故序列分析。為此，應進行事故序列的篩濾分析，其程序如下：

A. 為每個肇始事件選定主要事故序列

- 只要將所算出的每個最小割集的機率相加起來，即可獲得導致爐心熔毀事故序列的發生機率。因此，應針對每個肇始事件選定約 10~30 個主要事故序列。
- 於此階段，先假設每個肇始事件的發生機率為 1，以獲得每個事故序列

發生機率的相對大小。

- 於下一階段「藉由詳細評估來選定貢獻度較大的事故序列」中，再考慮肇始事件的發生機率。

B. 藉由詳細評估來選定貢獻度較大的事故序列

- 為了對所有序列的發生機率進行排序，應依照每個肇始事件，將上一階段「為每個肇始事件選定主要序列」中選定的主要事故序列，乘以肇始事件的發生機率。肇始事件的發生機率是在所選定的海嘯高度上，經階層事件樹處理後計算得知。
- 最後依據該結果，將前 100 個左右的事故序列作為詳細評估目標。

(3) 考慮事項

進行海嘯事件的事故序列的條件發生機率的評估時，應考慮到以下幾點：

- A. 由於海嘯來襲時，組件的損壞機率會隨著海嘯高度而異，因此需要為每個海嘯

高度求得事故序列的條件損壞機率。

- B. 由於須考慮到**地震損壞**、海嘯損壞與隨機失效所造成的組件損壞模式，因此事故序列數量將非常龐大，故對爐心熔毀頻率影響不大的事故序列則可從評估目標中予以篩濾。在使用這種篩濾方式時，應明示篩濾標準且需小心謹慎，以避免丟失有關海嘯造成系統及組件損壞的相依性，以及損壞之間的關聯性之資訊。
- C. 爐心熔毀的事故序列方面，若包含某些安全功能且該安全功能的成功機率以1.0 近似時，應注意是否會給出保守的結果。
- D. 當組件的損壞機率隨著海嘯高度而增加時，有時會使稀少事件的假設（事件發生機率以各獨立事件機率的總和近似）不成立。
- E. 若使用上限近似（事件發生機率給定為 $1-\Pi$ 的近似方法（ Π 為基本事件不發生的機率）時，有時會高估損壞機率。

3. 重要度分析

應進行重要度分析，以達到以下目的：

- 檢討可提高電廠或系統可靠度及降低風險的措施。
- 鑑別可維持目前電廠風險等級之重要組件、系統及運轉員操作等。
- 瞭解可能對風險產生顯著影響的因子及其影響程度。

在重要度分析中，可藉由將組件損壞，組件故障及人為失誤等事件的發生機率變更為 1 或 0 的值，來更改對爐心熔毀頻率或系統功能喪失機率的影響程度，以估算每個事件對風險的貢獻度。

目前已有提出以風險減低值，風險增加值及重要度分析之 FV(Fussell-Vesely)等作為重要度的指標。應根據不同的目的，選擇適當的指標。

由於組件損壞機率會隨著海嘯高度而有不同。因此，在海嘯 PRA 中進行重要度分析時，應將視為是風險指標的爐心熔毀頻率等參數作為評估條件，並明示這是某一海嘯高度特有條件的爐心熔毀頻率，亦或是所有海嘯高度之整合值的爐心熔毀頻率所作

出的評估。

4. 靈敏度分析

針對海嘯 PRA 中使用的各種假設、模型及數據等，以不同的條件進行分析，藉此了解對爐心熔毀頻率的影響。作為靈敏度分析的目標項目，包括如下：

- 分析上重要的假設。
- 根據重要度分析結果，得知為重要度較高的組件損壞。
- 從計算結果中獲得的主導因子。

靈敏度分析的項目中，若不用進行獨立分析即可瞭解其影響程度時，則僅需進行簡略評估，將該項目的影響程度加入爐心熔毀頻率的結果即可，而無需進行詳細的定量分析。靈敏度分析的程序如下：

(1) 檢討靈敏度分析項目

討論基準案例的假設及分析結果，藉此決定靈敏度分析的項目及其變更內容與變更值。

(2) 計算事故序列的發生頻率

使用各事故序列的模型來計算對應於「確定靈敏度分析項目」的事故序列的發生頻率。如需更改事故序列的模型時，則修改模型並計算發生

頻率。

(3) 檢討結果

比較基準事故序列的發生頻率，藉此評估靈敏度分析項目的影響。此外，依據靈敏度分析結果，審查基準案例所作的假設的有效性，以及對事故序列的發生頻率有較大貢獻度的項目。

5. 不確定度評估

以海嘯危害度、SSCs 等的實際耐力，以及實際反應中包含的不確定因子為對象，分析不確定度的傳播。其次，進行不確定度評估，以獲得事故序列的發生頻率及爐心熔毀頻率的分布，以及表示分布的參數(平均值、中值、5%可靠度值、95%可靠度值等)。藉由以下方法，分析不確定度的傳播：

- (1) 事故序列發生的條件機率 $Q_i(h,a)$ 或爐心熔毀條件機率 $Q(h,a)$ 的不確定度，應依據核電廠損壞模型並藉由整合組件等的損壞機率、海嘯時的人為失誤機率，及組件等隨機失效機率的不確定度，以機率分布的形式呈現。具體而言，應重複以下兩個步驟來獲得事故序列發生的條件機率及爐心熔毀條件機率的機率分布（可靠度分布）：

A. 依據認知不確定因子的對數標準變異

$c\beta^u$ ，準備多條不同可靠度的耐受度曲線。

B. 每個基本事件依據爐心熔毀模型，並使

用隨機取樣的耐受度曲線，獲得事故序

列及條件爐心熔毀的條件發生機率。

(2) 海嘯危害度曲線的不確定度，應藉由公式(9.5.1-

2)，從危害度曲線群 $H(h)$ 所得到的 $h(h)$ 的機率分

布來表示。事故序列發生的條件機率 $Q_i(h,a)$ 或爐

心熔毀條件機率 $Q(h,a)$ 的機率分布與海嘯發生頻

率 $h(h)$ 的機率分布隨機結合後，再對海嘯高度進

行摺積運算。其次，根據「計算爐心損壞頻率」

中的程序來獲得爐心熔毀頻率的機率分布。

(3) 所得到的爐心熔毀頻率或事故序列發生頻率的

機率分布，應以其參數（平均值，中值，5%可靠

度值，95%可靠度值等）加以統整。

若可證明其適用性，亦可使用其他方法。

十一、文件化

(一) 一般項目

在使用、更新及專家審查海嘯 PRA 結果時，應以易

於理解的方式予以文件化。應將**為確保品質**所實施的品

質保證活動、專家判斷的運用、同行審查予以文件化。

(二) 目的、範圍、結果、方法等項目的文件化

海嘯 PRA 的目的、評估範圍、使用方法、條件、模型、參數、評估結果等，應以可理解及可追溯的細節加以描述。

(三) 應以符合規定方式進行文件化

應表明所執行的海嘯 PRA 符合「海嘯 PRA 標準修訂版」中規定的具體規則。此外，若使用了本標準具體規則中所允許的篩濾項目或例外項目，則應顯示其適當性。根據不同使用目的而有不同選項時，應將選擇理由予以文件化；針對有使用注意事項之項目，應將處理方式予以文件化。若有使用「海嘯 PRA 標準修訂版」規定以外的項目，應證明其適當性。

肆、 主要發現與結論

日本原子力學會(AESJ)於 2011 年出版的「核電廠海嘯機率性風險評估實施標準」(AESJ-SC-RK004:2011)中僅單獨檢討了海嘯的影響，為配合 2015 年修訂的核電廠地震 PRA 標準(AESJ-SC-P006:2015)之內容(該標準中新增了地震與其它廠外事件的複合影響)，AESJ 於 2019 年 5 月出版「核電廠海嘯機率性風險評估實施標準修訂版」(AESJ-SC-RK004:2016)，新增內容包括地震加海嘯複合型的影響，地震以外原因(如火山現象、海底地滑等)所引起之海嘯等，與時俱進更新相關建議與指導，以強化核電廠海嘯風險評估之作法。

核電廠海嘯 PRA 實施標準修訂版之修訂重點，彙整如下：

- 新增地震引發海嘯及地震以外原因引起之海嘯而導致爐心熔毀的事故序列。
 - 針對地震引發海嘯進行標準修訂，將地震造成部分設備損壞後的海嘯風險量化方法加以標準化。
 - 修訂版中除了包括原有未受到地震影響的海嘯風險評估之外，亦新增地震以外原因引起之海嘯。
- 採用最新標準，並反映於記載事項中。
 - 參酌近年來修訂的標準規格，盡可能將其納入修訂版內容中。

- 修訂版中除了反映最新版的標準規格，並新增「與 PRA Level 2 的關係」，及「應予以文件化項目之範例」等內容。
- 修訂海嘯危害度曲線定義點的選擇程序，以及反映海嘯溯上評估的結果於結構及功能損壞方面。
 - 修訂海嘯危害度曲線的定義點-控制點的選擇程序、以海嘯高度評估耐受度時所需海嘯參數（淹水高度、流速等）的不確定度評估程序、溯上評估等。
- 配合 2015 修訂之地震 PRA 標準，新增及修訂各實施項目的影響評估。
 - 新增資訊蒐集項目、事故情節的分析應考慮到自然現象、新增地震加海嘯複合型災害的聯合機率至危害度評估、地震對廠房及設備耐受度的影響、地震對肇始事件及爐心熔毀評估的影響。
 - 修訂版內容中反映日本土木學會原子力土木委員會海嘯評估部門的最新研究內容。

原本的海嘯 PRA 標準僅針對海嘯單獨影響，修訂版中則包括地震引發海嘯及地震以外原因引起之海嘯影響。此外，配合 2015 年所修訂的地震 PRA 標準，廣泛修訂海嘯 PRA 標準中各實施項目的內容，並新增許多附件，以反映新知識。

伍、 参考文献

- [1] 日本原子力學會 2016 年 「核電廠海嘯機率性風險評估實施標準修訂版」(AESJ-SC-RK004:2016)
- [2] 日本原子力學會 2011 年 「核電廠海嘯機率性風險評估實施標準」(AESJ-SC-RK004E:2011)
- [3] 九州電力公司 「川内原子力発電所 1 号炉及び 2 号炉津波レベル 1PRA について」
- [4] 東北電力公司 2017 年 11 月 「女川原子力発電所 2 号炉確率論的リスク評価（津波 PRA）について」
- [5] 日本原子力学会標準委員会津波 PRA 作業会 桐本順広 2016 年 10 月 21 日 「日本原子力学会標準 原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準—標準概要及び地震重畳等を考慮した改定」

行政院原子能委員會
委託研究計畫研究報告

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

Establishment of Nuclear Safety Regulatory and Probabilistic
Risk Assessment Capabilities - Study on Volcanic Hazards Risk
Assessment for Nuclear Power Plant

計畫編號：108B003

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：許文勝、陳詩奎、曾永信、楊融華

研究期程：中華民國 108 年 5 月至 108 年 12 月

研究經費：新臺幣 415 萬元

核研所聯絡人員：黃智麟

報告日期：108 年 12 月 04 日

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	2
一、 文獻蒐集與研讀	2
二、 核一廠除役過渡階段前期之火山事件風險評估	21
三、 核一廠程序書 p1454「火山危害因子對設備、人員影響之因應措施指引」之比對	38
參、結論與建議	53
一、 結論	53
二、 建議	54
肆、參考文獻	56
附件一 工作內容與本報告章節之對應表	
附件二 期末報告審查意見與答復	

圖目錄

圖 1. 印尼爪哇穆里亞(Muria)火山與核電廠預定場址位置圖	15
圖 2. 日本 SFR 電廠預定場址位置示意圖.....	18
圖 3. 核一廠除役過渡階段前期之火山前端事件樹.....	23
圖 4(a). 核一廠除役過渡階段前期之火山後端事件樹 CDA3V.EVT	29
圖 4(b). 核一廠除役過渡階段前期之火山後端事件樹 CDB3V.EVT	30

表目錄

表 2-1. 後端事件樹 CDA3V 之 CCDP 最小失效組合	33
表 2-2. 後端事件樹 CDB3V 之 CCDP 最小失效組合.....	36
表 3-1. 核一廠程序書 p1454「火山危害因子對設備、人員影響之 因應措施指引」之比對.....	45

中文摘要

本計畫繼續去年的核電廠火山風險評估工作，除繼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外，並嘗試在有限的經費、人力及時間下，進行核一廠除役過渡階段前期之火山事件風險評估。去年的研究成果，包含了參考 IAEA SSG-21 及日本 NRA 之火山影響評估導則，所作的火山危害分析方法概述；以及台灣北部核電廠可能之火山危害評估，尤以是距離核一、二廠約 11~13 公里的大屯火山群。本計畫參考了日本的火山危害評估方法，並加入風險評估之專家判斷，完成了核一廠除役過渡階段前期機組之火山事件風險評估。並參考日本女川核電廠防止火山事件災害相關之設施設計標準，比對核一廠已建立的程序書 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，以作為管制單位之參考。

Abstract

This project continued the volcanic risk assessment for nuclear power plant last year. In addition to continuing to collect and analyze documents related to the volcanic risk assessments of international nuclear power plants, it also attempted to do the volcanic risk assessment for Chinshan Nuclear Power Plant, during the early transition stage of decommission, under limited funding, manpower and time. The main results from last year's research included an overview of volcanic hazard assessment methodology with reference to IAEA SSG-21 and Japan NRA Volcanic Hazard Assessment Guidelines; and the possible volcanic hazard assessments for nuclear power plants in northern Taiwan, especially for Chinshan and Kuosheng Nuclear Power Plants, those were about 13 km far from the Datun Volcano Groups. This project referred to the methodology of Japan's volcanic hazard assessment, and through expert judges, the volcanic risk assessment for Chinshan Nuclear Power Plant, during the early transition stage of decommission was done. 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 Nukawa Nuclear Power Plant, the established procedures p1454, "The Emergency Guidelines for the Impact of Volcanic Hazards on Equipment and Personnel," of Chinshan Nuclear Power Plant, was assessed that may help the regulatory policy for domestic regulatory agency.

(本頁空白)

壹、計畫緣起與目的

本計畫繼續去年的核電廠火山風險評估工作，如去年的報告所述，2013 年 7 月，日本 NRA (Nuclear Regulation Authority) 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 條規定中增列了「火山」的項目，在參酌國際上所確立的 IAEA 安全導則 No. SSG-21^[1] (以下簡稱 SSG-21，其為根據 IAEA 安全標準計畫制定而成)，並於 2013 年公布「核電廠火山影響評估導則」^[2] 成為正式的規範。

透過本計畫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，可增進對核電廠火山風險評估的瞭解，以提供國內管制單位參考，作為未來審查、管制時之借鏡。

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，進行核一廠除役過渡階段前期之火山事件風險評估；第貳章第三節為核一廠程序書 p1454「火山危害因子對設備、人員影響之因應措施指引」之比對。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 NRC (Nuclear Regulatory Commission) 網頁蒐集火山危害風險分析相關文獻計 8 篇，透過日本 NRRC (Nuclear Risk Research Center) 取得兩篇火山危害分析相關之文獻，以及由網路蒐尋所取得之女川核電廠 1 篇防止火山事件災害相關之設計標準設施相關之文獻，共計 11 篇。這幾篇文獻之摘要內容說明如下：

(一) Volcanic Hazards at the Proposed Yucca Mountain, Nevada, High-Level Radioactive Waste Repository II: Probabilistic Analysis ^[3]

本篇為 1998 年 8 月 28 日 NRC 之編號 ML033600195 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，以概率分析方法所作之火山危害分析，摘要說明如下。

預定作為高階放射性廢棄物儲存場之 Yucca Mountain，其火山噴發之概率估計為 $10^{-8} \sim 10^{-7}/\text{yr}$ ，約為西部大盆地(Great Basin)區域內平均火山活動之 10 倍大。此結果乃基於應用 Gaussian 及 Epanechnikov kernels 方法之概率分析；參數估計則是根據 Yucca Mountain 區域內既有噴發口之分布及噴發口之排列發展，以及玄武岩(Basaltic)火山作用之結構型態。綜合這些因素，便得到比以前之估計($1 \times 10^{-10} \sim 4 \times 10^{-8}/\text{yr}$)更高之危害。此項技術可廣泛應用於評估由小範圍玄武岩火山作用所引致之火山危害。

由於 Yucca Mountain 預定儲存之高階放射性廢棄物，其量高達 70,000 至 100,000 噸，因此正確地定量評估此區域之火山危害至為重要。

本文最後強調，Yucca Mountain 之火山噴發之概率估計，雖然低至 $10^{-7}/\text{yr}$ ，但由於高階放射性廢棄物儲存場所所需之運轉時間，長達 10^4 年，因此其火山危害概率在所需之運轉時間(10^4 年)估計為 10^{-3} ，超過高階放射性廢棄物儲存場之聯合法規選址要求(10^{-4} 在 10^4 年內)。

(二) Probabilistic modelling of tephra dispersion ^[4]

此篇論文於 2006 年發表於 Statistics in Volcanology，主要內容為針對火山灰擴散之概率模擬，摘要說明如下。

火山危害分析方法在最近之 20 年內，尤以在發展更強有力的計算技術方面，有長足之進步。研究人員已經意識到，由於地質記錄的自然偏差(良好的地質記錄有限)，定論式評估通常會產生有限的結果，且往往會產生誤導。考慮到更全面的可能情景，現場數據、數值模擬和概率分析的結合，可以更清楚的理解危害發生的過程及其影響。然而，這種結合並不總是直截了當，而需要對關鍵步驟進行嚴謹的評估。

可靠的現場數據是任何危害研究的基石，但對於全面的危害評估，其收集和處理應根據數值模擬和概率分析的要求進行調整。特別是，應使用等質量圖(Isomass Maps)來量化火山灰積累的分布，確定整個沈積床的完整粒度分布，識別近似零質量的等高線(the Contour Line of Approximately Zero Mass)。應對沈積床和顆粒密度進行分析，並應建立地層記錄。需仔細描述大爆發的場景。為了全面驗證數值模型，應特別注意大爆發的現場數據蒐集。實際上，迄今為止文獻中可獲得的大多數優質數據集來自更頻繁、更弱的噴發，其羽流和沈積動力之特徵通常與大爆發，有明顯不同。

在考慮用於驗證的現場觀察或構建特定情景之前，研究人員需要充分了解數據收集過程的含義，並嚴謹地評估各個數據和所用現場技術相關的不準度。此外，當使用概率方法時，需要闡述分析中的不準度。對概率方法的能力和局限性的誤解，或對現場數據的錯誤解釋，皆可能導致危害評估結果有所偏差甚或錯誤。

危害評估的可靠性也基於物理模型的可靠性。通常用於危害研究的當前物理模型，在進行徹底校準之下，能提供與現場數據良好的一致性。然而，在平行計算技術發展和電腦計算速度的提升下，允許更複雜的計算方法，這有助於減少實驗參數的數量，並使得物理模型更靈活且更易於使用。因此，未來的研究應該針對更強大的物理模型，這些物理模型也可以模擬複雜且關鍵的羽流(Plume)和沈積過程。例如，良好的粒子聚集參數化有利於富含細小顆粒的火山灰之擴散模擬，並且需要更精準地演算在對流柱區域(Convective Column Areas)中的質量分布，來模擬近端區域中的火山灰擴散。研究質量分布隨時間的演變，粒子形狀對末端速度(Terminal Velocity)、湍流擴散(Turbulent Diffusion)的影響，以及羽流與周圍大氣環境的相互作用也是很重要的。

因數據質量和計算技術的進步，並結合跨學科合作，可預期危害調查的發展會越趨快速且精確。由此產生的研究成果，將提供基本工具，以改善生活在活火山附近人們的生活。

(三) Probabilistic modeling of tephra dispersal: Hazard assessment of a multiphase rhyolitic eruption at Tarawera, New Zealand ^[5]

此篇論文於2003年發表於Journal of Geophysical Research，

主要內容為針對在紐西蘭 Tarawera 地區多層次的流紋岩火山噴發(Rhyolitic Eruption)之火山危害分析：火山灰擴散之概率模擬，摘要說明如下。

紐西蘭 Tarawera 火山複合體包括在公元前 17000 年至公元 1886 年之間的五次大爆發所形成的 11 個流紋岩圓頂(Rhyolite Domes)。其中前四次主要是流紋岩(Rhyolite)爆發；唯一的玄武岩(Basaltic)爆發之歷史事件則是發生在公元 1886 年，大約有 2 km³ 體積的玄武岩火山灰落塵。最近一次的流紋岩爆發事件則是發生在公元 1315 年之 Kaharoa 噴發，有超過 2 倍體積大小的火山灰落塵，且覆蓋了火山之西北和東南部更廣泛的區域。我們便使用 Kaharoa 之情景，來評估 Tarawera 未來類似規模的流紋岩噴發所造成的火山灰落塵危害。其火山爆發的普林尼亞階段(Plinian Phase)由 11 個離散的 VEI 4 事件組成。我們開發了一個稱作 TEPHRA 的平流擴散模型(Advection-Diffusion Model)，其可進行粒度相關(Grain Size-Dependent)之擴散，包括粒子密度、上升羽流中的粒子擴散時間、以及不同雷諾數下之粒子沈降速度等分析。其模擬在多個處理器上並行運算，以闡釋物理模型的重要結果及概率分析的輸入和輸出。TEPHRA 以數值模型與新的計算工具，可在火山未爆發前，將火山危害以條件概率方式來作預測。我們研究了三種不同的情景，用於全面的火山灰落塵之危害評估：上限情景、噴發範圍情景、和多次噴發情景。危害曲線和概率圖顯示：Tarawera 之東部和東北部地區受 Kaharoa 火山噴發之影響最大。因此，如漢密爾頓、奧克蘭、和惠靈頓等重點城市，對於火山灰落塵之危害，相對安全。

(四) Volcanic-Hazard Zonation for Mount St. Helens, Washington, 1995 [6]

本篇為 1995 年刊登於 U. S. Geological Survey 期刊。主要內容為講述 1995 年，美國華盛頓州聖海倫火山的火山危害區劃，摘要說明如下。

聖海倫火山仍然是一個潛在的活躍和危險的火山，儘管它現在(1995 年)處於靜止狀態。在過去的 515 年中，已知發生了 4 次主要的爆發性噴發(每次至少噴發 1 km^3 體積的火山爆發沈積)，和數十次較小的爆發。其中兩次主要的爆發僅相隔 2 年，在公元 1480 年的火山爆發，比 1980 年 5 月 18 日的爆發約大 5 倍，而且我們已知在聖海倫山的短暫但非常活躍的 5 萬年的生命期間，發生了更大的火山噴發。在最近一次(即 1980 年 5 月 18 日)的大規模噴發之後的 5 個月內，發生了 5 次較小規模的噴發。此後，到 1986 年 10 月，一系列 16 次圓頂建築式的爆發(Dome-Building Eruptions)於 1980 年 5 月 18 日噴發形成的火山口內建造了新的 270 米(880 英尺)高的熔岩圓頂(Lava Dome)。

火山通常會重複他們過去的行為。因此，過去火山爆發活動的類型、頻率和大小，將來均可能會重複發生。對聖海倫火山而言，重新爆發活動的可能性包括圓頂生長的恢復、玄武岩(Basaltic)或安山岩(Andesitic)火山爆發的火山灰和熔岩流、或爆炸性爆發的火山灰和火山碎屑流，其體積可能等於或甚至大於 1980 年的爆發量。任何火山爆發活動皆很可能伴隨著由融雪產生的火山泥流(Lahars) (火山地區內富含泥沙的洪水)；火山泥流甚亦可能在沒有火山噴發的情況下，由暴風雨掃過易被侵蝕的沈積層而發生，或如城堡湖(Castle Lake)之蓄水壩因地震或大雨

導致破裂而發生。

自從 1986 年 10 月最後一次圓頂建築式噴發(Dome-Building Eruption)以來(註：在火山學中，岩漿圓頂或火山圓頂是由火山緩慢噴出的粘性熔岩形成的大致圓形丘狀突起。圓頂建築式噴發很常見，尤其是在板塊邊界；地球上大約有 6%是此類型噴發)，已經過了夠長的時間，足以讓圓頂下方的管道(Conduit)中之岩漿結晶並形成堵塞。為了克服這種阻塞所需的壓力，可能超過自 1980 年 5 月 18 日以來任何一次噴發的壓力。由於管道的堵塞，因此，下一次噴發初期可能是爆炸性的。儘管有一些重新爆發的活動跡象，但除非有足夠具體的新事證，否則仍保守假設，下一次將是爆炸性的噴發，且大於或等於 1980 年 5 月 18 日。

(五) A computer model for volcanic ash fallout and assessment of subsequent hazard^[7]

本篇為 2005 年刊登於 Computers & Geosciences 期刊。主要內容為介紹可模擬火山灰落塵及評估後續危害之 HAZMAP 程式，摘要說明如下。

HAZMAP 是個 FORTRAN 77 編寫的程式，可在 UNIX 工作站和個人電腦(PC)上運行。可用於求解小顆粒的擴散、輸運、和沈積，以模擬對流柱產生的火山灰之擴散。該程式開發完成的模型，簡化了大氣中火山灰輸運的平流(Advection)－擴散(Diffusion)－沉降(Sedimentation)方程式，從三個維度到兩個維度、並使用半分析方法(Semi-analytical method)，來大大減少所需的計算時間和記憶體。HAZMAP 有兩種模式：(1) 沈積床模式(Deposit Mode)：如果給予一個風廓線(Wind Profile)，可模擬

沈積床的質量分佈；或(2) 概率模式(Probability Mode)：如果有一組統計的風廓線，則可定義在地面上給定的質量累積的概率。該模型需要物理系統的定義(火山點源(Point Source)的空間分佈、總爆發質量、沉降速度分佈、風速廓線(Wind Velocity Profile)、大氣湍流擴散係數)和計算網格。在固定網格上計算的地面質量積累的輸出值、或概率質量累積，適合進一步分析。

此研究提出了一個簡單的零級模型(Simple Zero-Order Model)，來重建火山灰沈積床。該模型使用半分析方法，允許在 PC 上，於相對較短的時間內，進行多次的模擬。該模型以前即應用於距火山點源的中等範圍(10～200 公里)內的各種火山灰沈積床，並有令人滿意的再現性。

HAZMAP 可作為一簡單的工具，只要給定假設的或實際的火山噴發的量級、和給定一個風廓線，即可用來預測火山灰的沉降。若使用一組統計的風廓線記錄(和/或其他輸入參數)，它還可用於繪製火山灰沈積危害圖(hazard maps)。

(六) Volcanic Hazard Assessments for Nuclear Installations: Methods and Examples in Site Evaluation ^[8]

此報告為 IAEA 在 2016 年發布針對火山災害對於核電廠設施的分析方法以及計算案例。為了提供核電廠設施針對火山影響的分析方式，IAEA 在 2012 年發表了安全規範 SSG-21，核電廠設施火山危害分析導則。SSG-21 定義了不同火山現象造成的危害並提供分析危害的導則。此報告依據 SSG-21 的分析方式，透過系統性的火山危害分析來得到符合實際狀況計算結果。分析的結果可用於新電廠的選址與提供現有電廠做為運轉時的參

考。

以下摘要探討 SSG-21 分別在 5.4 節、5.8 節、及 5.9 節提及的火山現象：(1) 火山灰(Tephra Fallout)、(2) 熔岩流(Lava Flow)及穹頂(Dome)、(3) 火山碎屑流(Pyroclastic Density Currents)。

火山灰是火山危害中最普遍的現象，即使是最小的火山灰積累也有可能影響核電廠的正常運行。隨著與火山源的距離、和火山噴發的強度，火山灰厚度和負荷的變化很大，範圍從幾毫米到幾米不等。在某些情況下，通過對安全重要的結構、系統、和元件(Structures, Systems, and Components, SSC)的適當設計，可以減輕火山灰的影響。在理解火山灰擴散的物理學方面已經取得了相當大的進展，並且已經提出了幾種方法，從簡單的經驗到更複雜的數值模式，並且令人滿意地應用於危害評估和風險緩解。不過，在危害評估過程中，瞭解因不良的參數評估、對地形或擴散機制不了解，對模型不確定度的影響至關重要。

熔岩流是種大量現象，能夠高溫(通常 $> 800^{\circ}\text{C}$)地淹沒區域、破壞建築物、或將建築物埋入數米的岩石中。熔岩流偶爾可以行進數百公里，而厚度範圍則從不到一米到超過 100 米。熔岩流的影響應視為選址排除標準的一部分，因為其影響似乎超過了許多對安全重要的結構、系統、和元件(Structures, Systems, and Components, SSC)的典型設計基礎。由於在理解熔岩流的物理學方面，已取得了相當大的進展，以及一些方法已改善來提高我們的知識，以試圖描述熔岩流的複雜性。然而，目前並不存在可將所有相關現象完整的模擬，因為並非所有相關的物理過程

均被完全地理解。由於這些原因，為了模擬熔岩流，我們通常採用不同的模式，範圍從簡單的旨在猜測最可能的流動路徑的“最大斜率”模式、到蜂窩式自動模式、基於淺層方法的二維模式、以及在某些情況下，更複雜的三維模式，能夠估計熔岩流的面積、流量範圍、厚度、和溫度。由於認知了來自估計不佳的參數所帶給模式的不準度，地形分辨率(Topographic Resolution)或機械理解(Mechanical Understanding)，便對於確定這些模式在危害評估中的適用性至關重要。

火山碎屑密度流(Pyroclastic Density Currents, PDC)是流過地面的顆粒和氣體的混合物，並且以不同的方式和來自各種來源，如爆炸性噴發、或圓頂(Dome)的重力驅動坍塌。PDC 對其流動路徑中的障礙物有非常嚴重的影響，因為其可以非常高的速度(快到每秒數百米)、且在高溫(超過 300°C)下移動。PDC 的影響主要取決於三個因素：(1) 初始條件(例如：體積、火山源幾何形狀、揮發物含量、火山方向及生成機制)；(2) PDC 的物理特性(例如速度、動態壓力、溫度、顆粒濃度、厚度)；及(3) PDC 流徑沿路地形的影響。PDC 的影響應視為選址排除標準的一部分，因為其影響似乎超過了許多對安全重要的結構、系統、和元件(Structures, Systems, and Components, SSC)的典型設計基礎。由於在理解 PDC 的物理學方面，已取得了相當大的進展，以及一些方法已改善來提高我們的知識，以試圖描述 PDC 的複雜性。然而，PDC 是複雜的多相流體(Complex Multiphase Fluids)，在流動期間，其特性會發生顯著變化，目前對於相關的物理過程尚未完全理解。由於這些原因，為了模擬 PDC，我們通常採用

不同的簡化模式，包括基本經驗模式、半分析的基部摩擦(Basal Friction)模式、基於淺層方法的二維模式、以及在某些情況下，更複雜的三維模式。在危害評估過程中，清楚因不良的參數評估、對地形或擴散機制不了解，對模型不確定度的影響至關重要。

(七) Volcanic Ash Modeling With the Online NMMB-MONARCH-ASH v1.0 Model: Model Description, Case Simulation, and Evaluation^[9]

本篇為 2017 年 3 月刊登於 Atmospheric Chemistry and Physics 期刊。主要內容為介紹 Barcelona Supercomputing Center (BSC) 所開發的可線上 (Online) 模擬火山灰落塵之 NMMB-MONARCH-ASH 程式，摘要說明如下。

傳統上，火山灰之傳遞(transport)和擴散(dispersal)模型，皆與天氣的數值預測模型個別考慮，人們擔心這種未結合天氣預測之火山灰模擬分析，可能會導致火山灰雲之預測出錯。儘管存在這種擔憂，在 2010 年 Eyjafjallajökull 和 2011 年 Cordon Caulle 兩次的火山爆發之後，火山灰擴散模型的準確性方面，已取得了重大進展。但到目前為止，還沒有可線上模擬，用於預測火山灰擴散的模型。此篇文章描述和評估 NMMB-MONARCH-ASH，這是一種新的、線上多尺度(Online Multi-Scale)的氣象和擴散模式，試圖引領火山懸浮微粒(Volcanic Aerosol)的分析預測。該模式預測了火山灰雲的軌跡、不同高度下之火山灰濃度、以及區域和全域的預期沉積厚度分佈。這個結合氣象與擴散模式的方法改進了當前最先進的火山灰擴散模式，特別是在氣象條件變化迅速、顯著需要雙向反饋、或需要

遠端火山灰擴散模擬的情況。此論文介紹了此模式在 2011 年 Cordón Caulle、和 2001 年 Mount Etna 兩次火山噴發第一階段的應用。NMMB-MONARCH-ASH 的計算效率及其應用結果，勝於其他遠程火山灰擴散模式，有利於其實用施行。

NMMB-MONARCH-ASH 的預報技術，已經通過幾個特徵明確的火山噴發之驗證，包括 2001 年意大利的 Etna、2008 年智利的 Chaitén、2011 年智利的 Cordón Caulle、和 1991 年菲律賓的 Pinatubo 等之火山噴發。為了評估此線上多尺度的氣象和擴散模式結合的能力，本文總結了該模式用在預測 2011 年智利的 Cordón Caulle 火山爆發第一天(具有最劇烈之持續噴發與快速的風向及風速的變化)火山灰之區域和全域的預期沉積厚度分佈。此外，為了評估此模式的沉降機制，這項工作還包括 2001 年 Etna 火山噴發第一階段模擬區域的預期沉積厚度分佈結果，這是一個弱的、長期火山噴發的良好案例研究，具有特徵明確的火山灰沈積。模擬的結果證明，NMMB-MONARCH-ASH 能夠再現火山灰雲和火山灰沉積的空間和時間擴散之變異性。

(八) Volcanic and Seismic Hazards^[10]

本篇為為 2009 年 5 月刊登於 Global Collaborative 期刊。主要內容介紹 Richard Tanter 整理了與印尼 Ujung Lemah Abang 核電廠及其周圍地區的火山、地震、和地殼構造特徵(Tectonic Characteristics)有關的重要公開文件。摘要說明如下。

1. The McBirney et al 2003 study

已公開的最重要的研究，為 2003 年 McBirney 等人之「爪哇中部的核電廠預定場址之火山和地震災害分析」，此乃在

1991 年，由印尼政府邀請 IAEA 評估，穆里亞(Muria) 核電廠預定場址既有之安全研究。對火山和地震災害的調查研究，共花了八年的時間，首先由承包商、繼而由印尼之地質學家與 IAEA 顧問之聯隊進行。

在 McBirney 和他的工作團隊取得可靠的地質、地貌、和地殼特徵的物理資料後，做出結論。他們清楚地表示：核電廠預定場址，如圖 1 所示，面臨著來自 Muria 火山群嚴重的火山和地震危害。他們認為在核電廠的預期壽命內，「該火山群具有未來的火山和地震活動能力」。該場址的兩個關鍵特徵構成了嚴重危害：

首先，就火山危害而言，該場址在篩濾距離內至少面臨四種火山危害：(1) 火山碎屑物質的沉降，(2) 火山碎屑流和湧浪，(3) 泥石流、火山泥流、和洪水，及(4) 新火山口。其中，火山碎屑沉降物的充分保護措施雖可以納入核電廠的設計中，但其他可能的危害更為嚴重。

該研究小組指出，核電廠等敏感設施，對火山危害的可接受風險水平很低：「從每年 10^{-8} 至 10^{-6} ，取決於設施的壽命」。根據相關數據，McBirney 等人提出，在接下來的 100 年中，會衝擊場址的火山大爆發事件之可能性為 $5.0E-04$ 到 $4.0E-05$ 。

其次，就地震危害而言，「在核電廠預定場址現場或附近似乎沒有具威脅性的斷層」，「但評估出的地震危害仍然不利於該核電廠預定場址之合宜性」。

此嚴重性源自於該核電廠在建造和運轉期間，在地震條

件下，基礎沉積物的承載能力及排水系統的負荷能力。亦即：

(1) 現場沉積物的岩土性質非常差，因為它們風化到遠低於預定的開挖深度，以及(2) 這些火山地形地質的滲透性是非常高，且地下水位幾乎等高於海岸線附近的海平面。

2. The Sumintadiredja et al 2007 study

2007 年 Sumintadiredja 等人在進一步獲得更精準的地質數據後，提出穆里亞(Muria)場址的火山危害概率分析，特別是特別是穆里亞山大爆發的概率以及形成的新火山口的可能性。

Sumintadiredja 等人不同意 McBirney 所提出可接受的火山風險概率範圍(每年 10^{-8} ~ 10^{-6})，而認為應該是較好的 10^{-4} 。評估場址的這些現象(如火山灰、火山泥流、和火山碎屑流)的影響是必要的，且由於 Muria 火山群的這些現象都不屬於全新世，因此對這些現象引發的火山危害評估應使用空間時間概率方法，可接受因子為每 100 年 10^{-4} 。Sumintadiredja 等人研究的主要結論，利用空間時間概率法分析，Ujung Lemah Abang 核電廠的火山危害概率為每 100 年 2.463×10^{-7} 到 7.825×10^{-6} 。

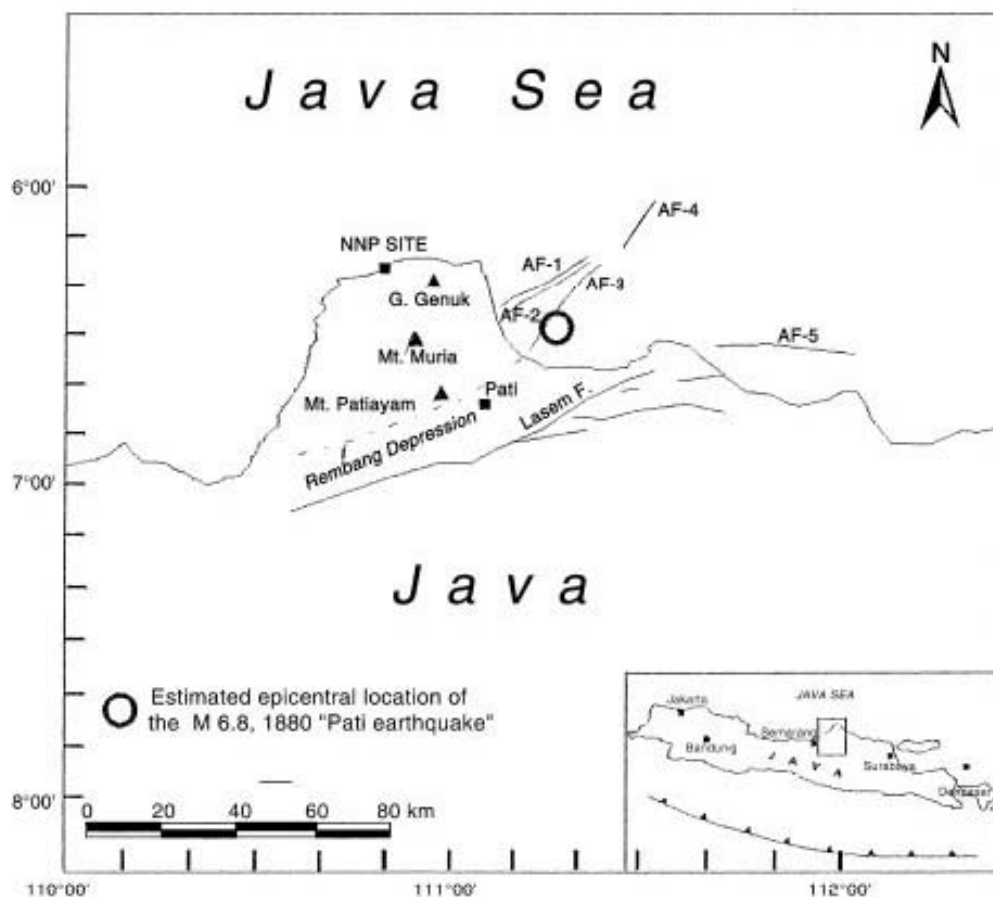


圖 1. 印尼爪哇穆里亞(Muria)火山與核電廠預定場址位置圖

(九) Development of Probabilistic Risk Assessment Methodology Against Volcanic Eruption for Sodium-Cooled Fast Reactors^[11]

本篇為 2018 年 9 月刊登於 ASCE-ASME Journal of Risk and Uncertainty in Engineering Systems, Part B: Mechanical Engineering 期刊。主要內容為針對鈉冷卻快滋生反應器 (Sodium-Cooled Fast Reactors, SFR)，發展其火山爆發之安全度評估(Probabilistic Risk Assessment, PRA)方法，摘要說明如下。

本文的目的是針對鈉冷卻快滋生反應器(Sodium-Cooled Fast Reactors, SFR)的衰變熱移除功能，發展其火山爆發之安全度評估(Probabilistic Risk Assessment, PRA)方法。在火山 PRA 方

法開發中，只考慮了火山灰(Volcanic Tephra)的影響，因為本研究中假定 SFR 的場地距離火山甚遠。火山灰可能會堵塞對衰變熱移除至關重要的進氣口之空氣過濾器，空氣過濾器堵塞的程度可以通過大氣中的灰分濃度、和火山灰落塵的持續時間、以及每種組件的空氣吸入流速來計算。該研究結合火山灰的碎片大小、層厚度、和持續時間，來評估火山危害。在本文中，每個組件的功能失效之概率定義為過濾器替換失敗的概率，其乃利用過濾器失效的寬限期(grace period to filter failure)來獲得的(註：過濾器失效的寬限期係指過濾器可用之有效時間，若空氣中火山灰之濃度越高，過濾器之可用時間越短；此篇報告指出，如空氣中火山灰濃度達 10^{-2} kg/cm^3 ，過濾器可用時間不到 1 小時、若是濃度為 10^{-5} kg/cm^3 ，則過濾器可用時間超過 60 小時)。最後，其爐心損壞頻率(Core Damage Frequency)即可基於一個事件樹，由一組離散的危險頻率乘以條件餘熱移除失敗概率來估計。同時，還鑑定了一個重要的事故序列。此外，靈敏度分析也研究了火山灰的衰減因子和裝設前置過濾器(prefilter)的影響。

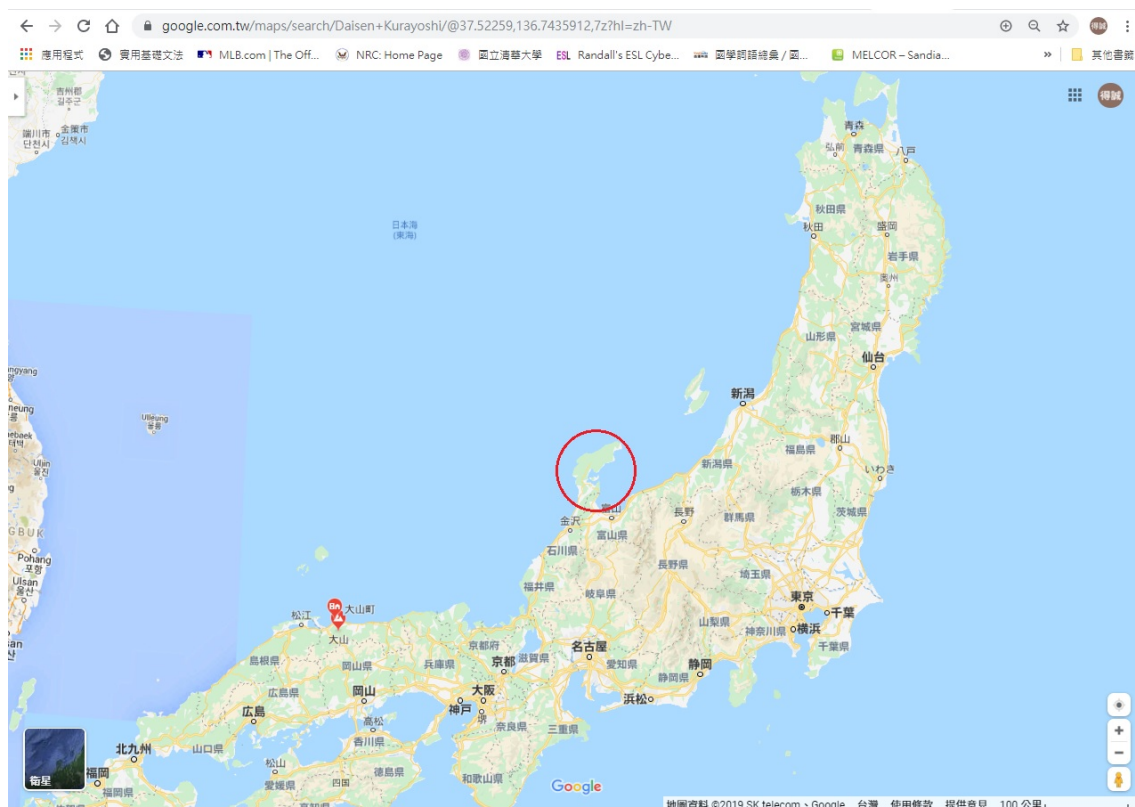
(十) Development of Risk Assessment Methodology of Decay Heat Removal Function Against Natural External Hazards for Sodium-Cooled Fast Reactors: Project Overview and Volcanic PRA Methodology^[12]

本篇為 2016 年 6 月刊登於 ICONE24 研討會之論文。本文的目的除了計畫概述外，主要針對鈉冷卻快滋生反應器的衰變熱移除功能，發展其火山爆發之安全度評估方法，摘要說明如下。

此火山 PRA 方法，只考慮了火山灰(Volcanic Tephra)的影響，因為本研究中假定 SFR 的場地距離火山甚遠(場址位置示意圖，如圖 2。靠日本海，大約位於日本中央)。

火山灰可能會堵塞對衰變熱移除至關重要的進氣口之空氣過濾器，空氣過濾器堵塞的程度可以通過大氣中的灰分濃度、和火山灰落塵的持續時間、以及每種組件的空氣吸入流速來計算。

該研究結合火山灰的碎屑大小(粒徑)、厚度(layer thickness)、和噴發期長(eruption duration)，來評估火山危害。在本文中，每個組件的功能失效概率被定義為過濾器替換的失敗概率，其乃透過過濾器失敗的寬限期來獲得的。最後，基於一個事件樹，其爐心損壞頻率(Core Damage Frequency)即可由一組離散的危害頻率乘以條件餘熱移除失敗概率來估計，約為 3×10^{-6} /年。該研究結果顯示最重要的事故序列，為喪失外電後先是火山灰造成空氣過濾器之堵塞，進而造成緊急電源(EDG)及輔助冷卻系統(Auxiliary Cooling System, ACS)之喪失，最後造成衰變熱移除功能之喪失、爐心損壞。主要的火山危害是大氣濃度為 10^{-2} kg/m^3 、直徑為 0.1 mm 的火山灰顆粒、火山灰的沉積層厚度為 50 ~ 75 cm、並且火山灰的沉降持續時間為 1 ~ 10 小時。



(資料來源：google 地圖及本研究標示)

圖 2. 日本 SFR 電廠預定場址位置示意圖

(十一) 女川核電廠 2 號機設計基準資料(6 条 外部からの衝撃による損傷の防止(火山))^[13]

本篇為平成 31 年(2019 年)4 月日本東北電力公司女川核電廠二號機防止火山事件災害相關之設計標準設施，摘要說明如下。

根據過去的觀測記錄，及石卷地區的平均降雪量，女川核電廠二號機在發電廠運行期間，僅需考慮的火山事件危害只有火山灰的沉降。保守的模擬結果，火山灰厚度可達 15 cm，粒徑為 2.0 mm 或更小，密度為 0.7 g/cm³(乾燥狀態)至 1.5 g/cm³(潮濕狀態)，並會危害電廠之安全設施。因此女川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，須考慮結構上的靜載荷的設施有：

1. 廠房：反應器廠房、汽機廠房、及控制廠房。
2. 戶外設施：海水泵、海水過濾器、冷凝水儲存槽、EDG 燃油儲存槽、緊急氣體處理系統(室外管道)、及 EDG 之排氣消聲器和排氣管。

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。

二、核一廠除役過渡階段前期之火山事件風險評估

本節主要介紹核一廠除役過渡階段前期之火山事件風險評估，其內容主要有：(1) 核一廠火山危害分析；(2) 核一廠除役過渡階段前期之火山前端事件樹分析；(3) 核一廠除役過渡階段前期之火山前端事件樹標題分析；(4) 核一廠除役過渡階段前期之火山後端事件樹分析；及(5) 核一廠除役過渡階段前期之火山爐心熔損頻率分析，分別說明如下。

(一) 核一廠火山危害分析

限於有限的經費、人力及時間，本計畫無法進行詳細的火山危害分析，因此，此部分將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^[11]」。

此篇論文所分析之日本鈉冷卻快滋生反應器(Sodium-Cooled Fast Reactors, SFR)，距離其危害源頭之火山約200公里，火山噴發量及火山噴發期長分別為 10^{19} kg/s 及10~20小時。此項距離因素相較核一廠，距離其危害源頭之火山(大屯火山群)約為11公里，雖較為樂觀；但就另一因素—火山噴發量及火山噴發期長而言，卻遠較核一廠為嚴重。且就火山事件肇始事件頻率而言，日本的火山活躍程度遠較臺灣為嚴重。由於這些因素乃相當地區化(Site-Specific)，各地區可能相差極大，也是核電廠的選址的重要考慮因素。

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 2×10^{-5} /年。核一廠除役過渡階段前期之火山事件肇始事件頻率，應遠小於此值，但在無進一步之資料下，在此不做臆測。

(二) 核一廠除役過渡階段前期之火山前端事件樹分析

參考另一計畫「核能電廠除役過渡階段前期機組之一般性風險內涵研究--107 年廠內事件分析部分^[14]」之成果，以及日本女川核電廠的文獻：「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))^[13]」，建立核一廠除役過渡階段前期之火山前端事件樹。

如前述，由此篇女川核電廠文獻的研讀心得，核一廠除役過渡階段前期之火山前端事件樹須考慮的項目共有：(1) 喪失廠外電源，(2) 循環海水系統進水口之堵塞，(3) EDG 進氣口之堵塞，及(4) 緊急氣體處理系統進氣口之堵塞。並建立核一廠除役過渡階段前期之火山前端事件樹，如圖 3 所示。

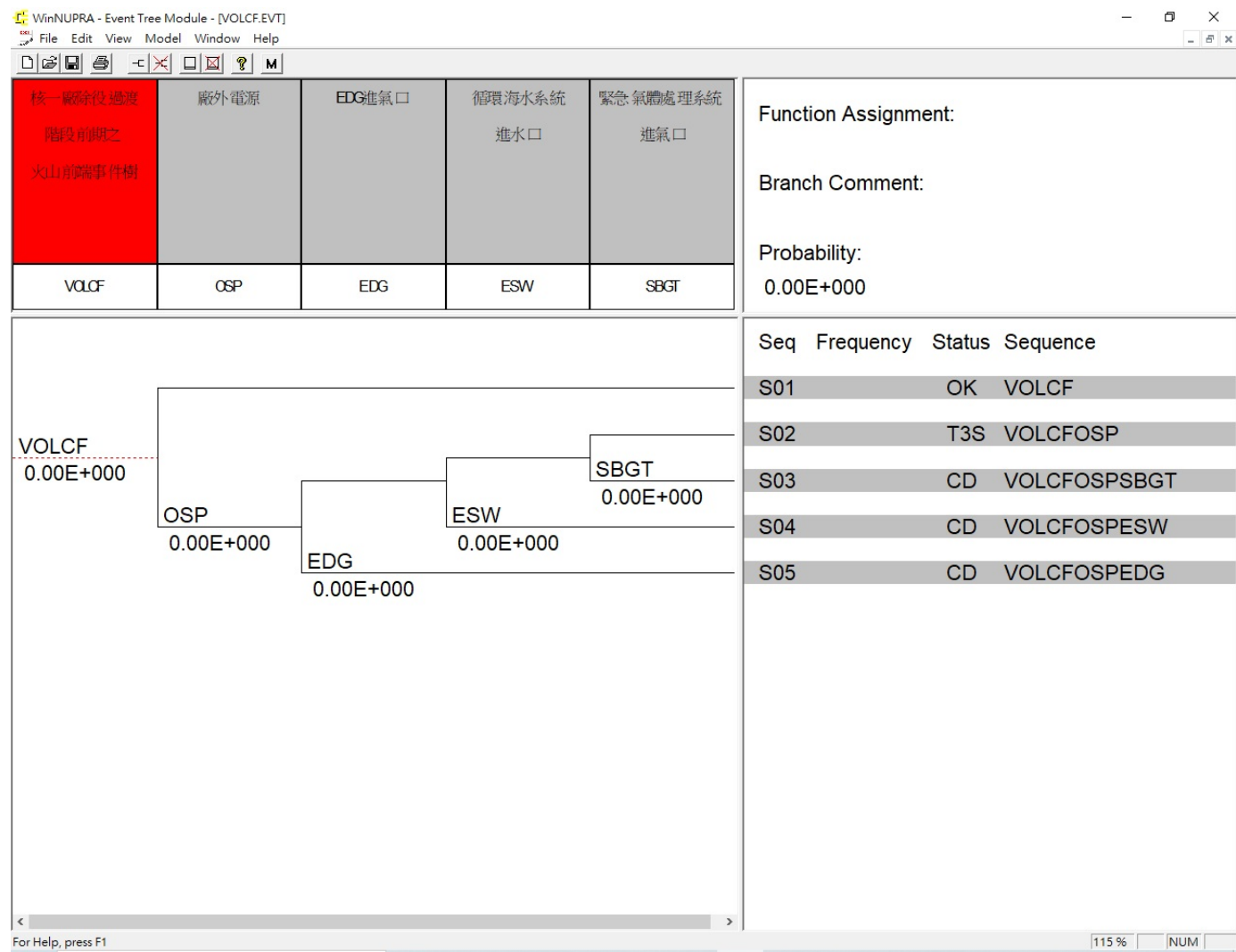


圖 3. 核一廠除役過渡階段前期之火山前端事件樹

(本頁空白)

(三) 核一廠除役過渡階段前期之火山前端事件樹標題分析

如圖 3 所示，核一廠除役過渡階段前期之火山前端事件樹，共有 5 個標題：

1. VOLCF：火山事件肇始事件頻率，依前(第貳、二、(一)節)所述，日本 SFR 廠，在火山灰厚度大於 5 cm 時，約為 2×10^{-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，此標題機率值設定為 1。
2. OSP：喪失廠外電源。如未喪失廠外電源，則為一般暫態，可予忽略。參考下節(第貳章第三節)之表 3-1，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，而導致喪失廠外電源；但可藉程序書 p1454，69kV 開關場之清洗及氣渦輪發電機之運轉，以適時回復廠外電源，故保守假設 OSP 為 1×10^{-2} 。同時，考慮 GT 之機械共因失效(即起動、運轉共因失效)機率為 1×10^{-3} ($= 4.3\text{E-}04 + 5.7\text{E-}04$)。因此，本標題之失效機率為 1.1×10^{-2} ($= 1.0 \times 10^{-2} + 1 \times 10^{-3}$)
3. EDG：喪失 EDG (含 DG-5)。在喪失廠外電源下，如 EDG (含 DG-5)之進氣口再因火山灰而堵塞，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 3-1，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，故其失效等於未及時更換 EDG 進氣口過濾器之人因事件，假設其為 1×10^{-2} 。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 8.1×10^{-4} ($= 1.65\text{E-}04 + 6.45\text{E-}04$)，以及 DG-5 之機械失效 $7.02\text{E-}02$ ($= 1.4\text{E-}02 + 5.62\text{E-}02$)。因此，本標題之失效機率約為 1.0×10^{-2} ($= 1.0 \times 10^{-2} + (8.1\text{E-}04 \times 7.02\text{E-}02)$)。

4. ESW：喪失 ESW。在喪失廠外電源且 EDG 可用下，循環海水系統僅剩 ESW 可用；此時如 ESWP 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。參考下節(第貳章第三節)之表 3-1，在火山灰厚度大於 5 cm 時，保守假設必定導致 ESWP 進氣口之堵塞，而 ESWP 在被火山灰堵塞而失效前，即須派員檢查泵室進出門及對外開口掩蓋，以及適時地清理及檢修。故其失效等於未及時清理及檢修 ESWP 進氣口之人因事件，假設為 1×10^{-2} 。同時，考慮 ESWP 之機械共因失效(即起動、運轉共因失效)機率為 6.3×10^{-4} ($= 4.93\text{E-}05 + 1.38\text{E-}05$)。因此，本標題之失效機率為 1.06×10^{-2} ($= 1.0 \times 10^{-2} + 6.3 \times 10^{-4}$)。

5. SBGT：喪失 SBGT。在喪失廠外電源且 EDG 及 ESW 均可用下，此時如 SBGT 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 3-1，在火山灰厚度大於 5 cm 時，假設必定引致 SBGT 系統進氣口之堵塞，而 SBGT 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。故其失效等於未切換至閉路循環操作、或/及更換緊急氣體處理系統進氣口過濾器之人因事件，假設為 1×10^{-3} 。(原模式 SBGT 未考慮共因。)

(四) 核一廠除役過渡階段前期之火山後端事件樹分析

如圖 3 所示，核一廠除役過渡階段前期之火山前端事件樹，共有 4 個事故序列，須予定量：

1. VOLCFS02：喪失廠外電源，依前(貳、二、(二))述，須參考核一廠除役過渡階段前期廠內事件^[14]之喪失廠外電源事件樹(T_{3S})，再將之改為火山後端事件樹(CDA3V.EVT、CDB3V.EVT)(除役過渡階段前期又分為 POSDA 與 POSDB 兩種模式)，如圖 4(a)、圖 4(b)所示。其修改原則如下：(1) 肇始事件頻率改設為 1；(2) 少於 7 天之外電回復之失效機率改設為 1，7 天以上之外電回復之失效機率(參考 T_{3S})改增為 3 倍；及(3) 人因事件之失效機率增為 3 倍。
2. VOLCFS03：喪失廠外電源且喪失 SBGT，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 ESW，為電廠喪失最終熱沉之事故序列，必定引致爐心損壞，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。

(本頁空白)

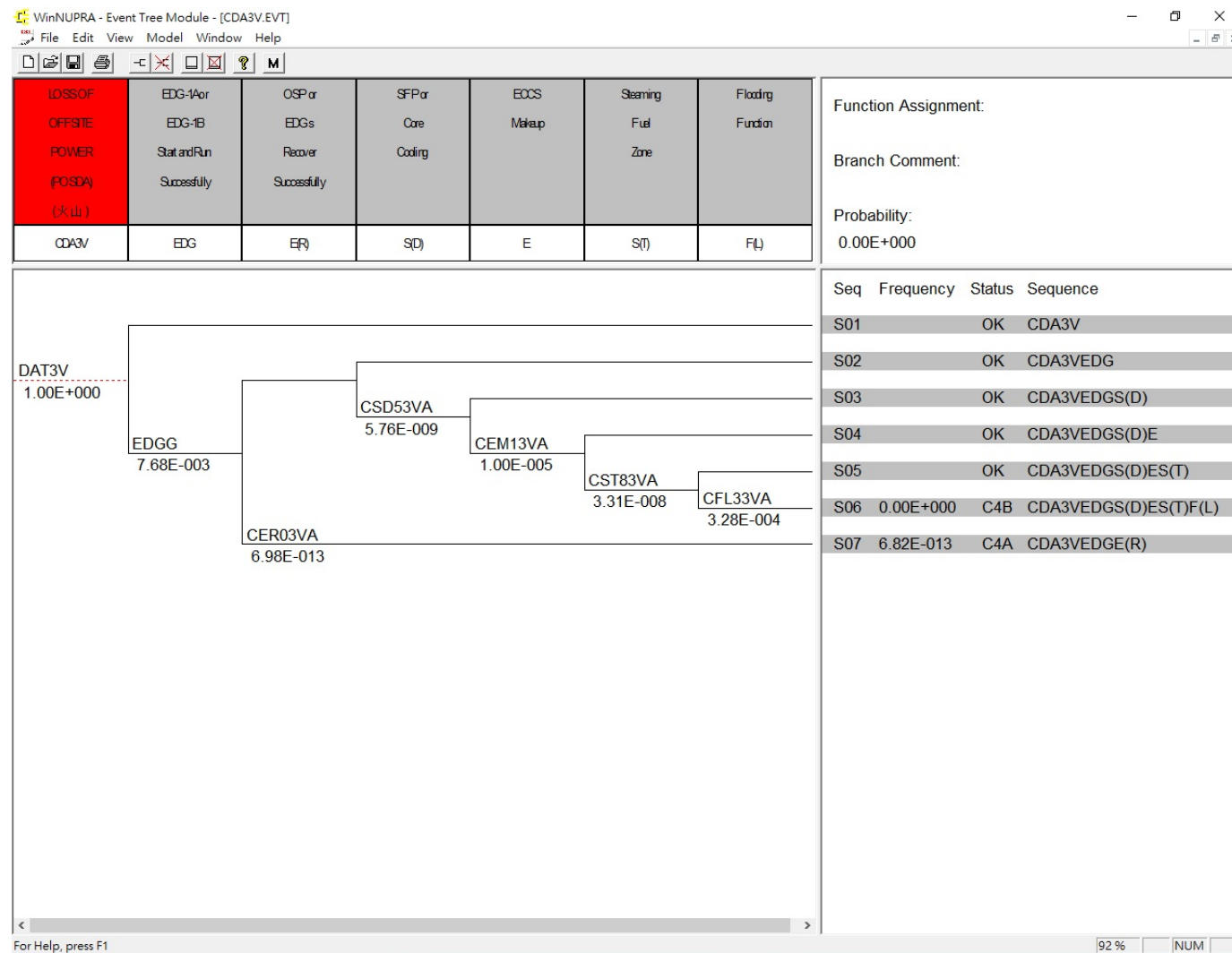


圖 4(a). 核一廠除役過渡階段前期之火山後端事件樹 CDA3V.EVT

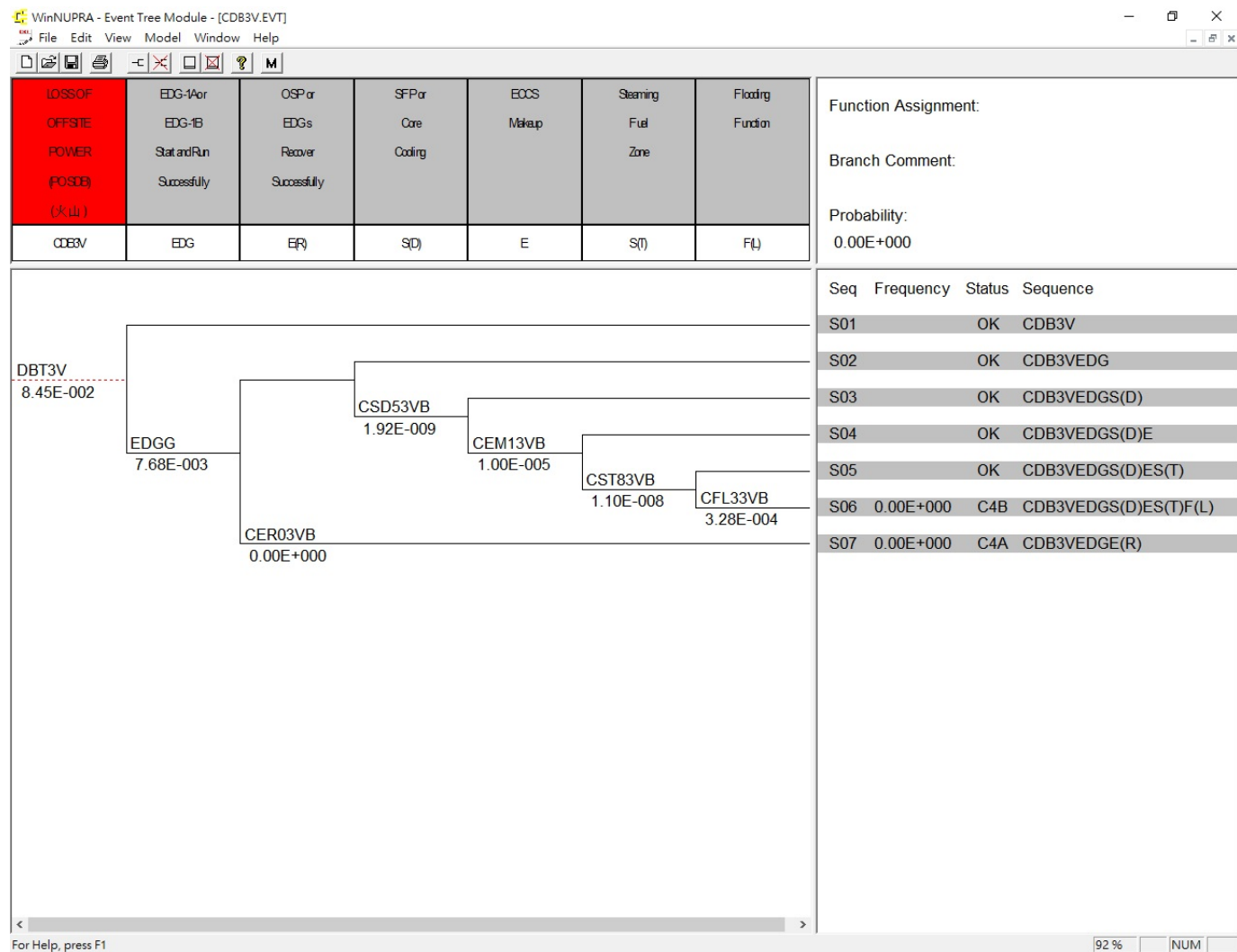


圖 4(b). 核一廠除役過渡階段前期之火山後端事件樹 CDB3V.EVT

(五) 核一廠除役過渡階段前期之火山條件爐心熔損機率分析

如圖 3 所示，核一廠除役過渡階段前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之定量分析結果如下：

1. VOLCFS02：喪失廠外電源，POSDA 及 POSDB (後端事件樹 CDA3V 及 CDB3V)之條件爐心熔損機率分別為 2.0×10^{-12} 及 4.6×10^{-15} ，主要事故序列皆為 EDG 失效且外電與柴油機回復失敗；最小失效組合如表 2-1 與表 2-2 所示。
2. VOLCFS03：喪失廠外電源且喪失 SBGT，為電廠喪失儀控之事故序列，其條件爐心熔損機率為 1.1×10^{-5} 。
3. VOLCFS04：喪失廠外電源且喪失 ESW，為電廠喪失最終熱沉之事故序列，其條件爐心熔損機率為 1.2×10^{-4} 。
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 1.1×10^{-4} 。

綜上所述，核一廠除役過渡階段前期之條件火山爐心熔損頻率，其分析結果為：POSDA 及 POSDB 下之條件火山爐心熔損頻率，幾乎相同，均為 2.4×10^{-4} 。

(六) 靈敏度分析

假設緊急柴油發電機 1A 及 1B 皆不可用，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. VOLCFS02：喪失廠外電源，POSDA 及 POSDB 下之條件爐心熔損機率分別為 3.2×10^{-11} 及 1.2×10^{-13} 。
2. VOLCFS03：喪失廠外電源且喪失 SBGT，為電廠喪失儀控之事故序列，其條件爐心熔損機率為 1.1×10^{-5} 。

3. VOLCFS04：喪失廠外電源且喪失 ESW，為電廠喪失最終熱沉之事故序列，其條件爐心熔損機率為 1.2×10^{-4} 。

4. VOLCFS05：喪失廠外電源且喪失 EDG (其失效機率已由原來之 1.0×10^{-2} 升高至 $8.02 \times 10^{-2} (= 1.0 \times 10^{-2} + (1 \times 7.02 \times 10^{-2}))$)，為電廠全黑事故序列，其條件爐心熔損機率為 8.8×10^{-4} 。

綜合上述，靈敏度分析結果，POSDA 與 POSDB 下之條件火山爐心熔損機率，幾乎相同，均由原來之 2.4×10^{-4} 升為 1.0×10^{-3} 。

表 2-1. 後端事件樹 CDA3V 之 CCDP 最小失效組合(3 之 1)

項目	CCDP	最小失效組合 ^a		
1	3.60E-11	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC	PMA4KVP92CCF12
		HR-GT-INI-1700H	OSP-RECOV-V1700H	AAA-DAT3V
2	1.71E-11	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC	PMA104P8ABCCF12
		HR-GT-INI-1700H	OSP-RECOV-V1700H	AAA-DAT3V
3	8.38E-12	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC	MVD104V286CCF12
		HR-GT-INI-1700H	OSP-RECOV-V1700H	AAA-DAT3V
4	8.38E-12	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC	MVD104S374CCF12
		HR-GT-INI-1700H	OSP-RECOV-V1700H	AAA-DAT3V
5	4.78E-12	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC	PME104P8ABCCF12
		HR-GT-INI-1700H	OSP-RECOV-V1700H	AAA-DAT3V
6	4.17E-12	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC	PMAA104-P-8-1A
		PMAB4KV-P-92-1B	HR-GT-INI-1700H	OSP-RECOV-V1700H
		AAA-DAT3V		
7	4.17E-12	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC	PMAA4KV-P-92-1A
		PMAB104-P-8-1B	HR-GT-INI-1700H	OSP-RECOV-V1700H
		AAA-DAT3V		
8	4.17E-12	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC	PMAA104-P-8-1A
		PMAB104-P-8-1B	HR-GT-INI-1700H	OSP-RECOV-V1700H
		AAA-DAT3V		
9	4.17E-12	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC	PMAA4KV-P-92-1A
		PMAB4KV-P-92-1B	HR-GT-INI-1700H	OSP-RECOV-V1700H
		AAA-DAT3V		
10	3.12E-12	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC	PME4KVP92CCF12
		HR-GT-INI-1700H	OSP-RECOV-V1700H	AAA-DAT3V
11	3.06E-12	CBKA4KV-DG1A	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC
		PMAB104-P-8-1B	HR-GT-INI-1700H	OSP-RECOV-V1700H
		AAA-DAT3V		

表 2-1. 後端事件樹 CDA3V 之 CCDP 最小失效組合(3 之 2)

項目	CCDP	最小失效組合 ^a		
12	3.06E-12	CBKB4KV-DG1B	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC
		PMAA4KV-P-92-1A	HR-GT-INIT-1700H	OSP-RECOV-V1700H
		AAA-DAT3V		
13	3.06E-12	CBKB4KV-DG1B	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC
		PMAA104-P-8-1A	HR-GT-INIT-1700H	OSP-RECOV-V1700H
		AAA-DAT3V		
14	3.06E-12	CBKA4KV-DG1A	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC
		PMAB4KV-P-92-1B	HR-GT-INIT-1700H	OSP-RECOV-V1700H
		AAA-DAT3V		
15	2.25E-12	CBKA4KV-DG1A	CBKB4KV-DG1B	FLAG-DG-5-STBY
		HR-4KV3-DG-5-EC	HR-GT-INIT-1700H	OSP-RECOV-V1700H
		AAA-DAT3V		
16	1.88E-12	CBK4KVDGABCCF12	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC
		HR-GT-INIT-1700H	OSP-RECOV-V1700H	AAA-DAT3V
17	1.42E-12	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC	PMAB4KV-P-92-1B
		PMEA4KV-P-92-1A	HR-GT-INIT-1700H	OSP-RECOV-V1700H
		AAA-DAT3V		
18	1.42E-12	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC	PMAB104-P-8-1B
		PMEA4KV-P-92-1A	HR-GT-INIT-1700H	OSP-RECOV-V1700H
		AAA-DAT3V		
19	1.42E-12	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC	PMAA4KV-P-92-1A
		PMEB104-P-8-1B	HR-GT-INIT-1700H	OSP-RECOV-V1700H
		AAA-DAT3V		
20	1.42E-12	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC	PMAA4KV-P-92-1A
		PMEB4KV-P-92-1B	HR-GT-INIT-1700H	OSP-RECOV-V1700H
		AAA-DAT3V		

表 2-1. 後端事件樹 CDA3V 之 CCDP 最小失效組合(3 之 3)

項目	CCDP	最小失效組合 ^a		
21	1.42E-12	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC	PMAB104-P-8-1B
		PMEA104-P-8-1A	HR-GT-INIT-1700H	OSP-RECOV-V1700H
		AAA-DAT3V		
22	1.42E-12	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC	PMAA104-P-8-1A
		PMEB104-P-8-1B	HR-GT-INIT-1700H	OSP-RECOV-V1700H
		AAA-DAT3V		
23	1.42E-12	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC	PMAB4KV-P-92-1B
		PMEA104-P-8-1A	HR-GT-INIT-1700H	OSP-RECOV-V1700H
		AAA-DAT3V		
24	1.42E-12	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC	PMAA104-P-8-1A
		PMEB4KV-P-92-1B	HR-GT-INIT-1700H	OSP-RECOV-V1700H
		AAA-DAT3V		
^a 本表僅列 CCDP 大於 1.4E-12 之失效組合				

表 2-2. 後端事件樹 CDB3V 之 CCDP 最小失效組合(2 之 1)

項目	CCDP	最小失效組合 ^a		
1	1.40E-13	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC	PMA4KVP92CCF12
		HR-GT-INI-XXH	OSP-RECOV-V/XXH	AAA-DBT3V
2	6.66E-14	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC	PMA104P8ABCCF12
		HR-GT-INI-XXH	OSP-RECOV-V/XXH	AAA-DBT3V
3	3.27E-14	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC	MVD104V286CCF12
		HR-GT-INI-XXH	OSP-RECOV-V/XXH	AAA-DBT3V
4	3.27E-14	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC	MVD104S374CCF12
		HR-GT-INI-XXH	OSP-RECOV-V/XXH	AAA-DBT3V
5	1.86E-14	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC	PME104P8ABCCF12
		HR-GT-INI-XXH	OSP-RECOV-V/XXH	AAA-DBT3V
6	1.63E-14	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC	PMAA104-P-8-1A
		PMAB4KV-P-92-1B	HR-GT-INI-XXH	OSP-RECOV-V/XXH
		AAA-DBT3V		
7	1.63E-14	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC	PMAA4KV-P-92-1A
		PMAB104-P-8-1B	HR-GT-INI-XXH	OSP-RECOV-V/XXH
		AAA-DBT3V		
8	1.63E-14	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC	PMAA104-P-8-1A
		PMAB104-P-8-1B	HR-GT-INI-XXH	OSP-RECOV-V/XXH
		AAA-DBT3V		
9	1.63E-14	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC	PMAA4KV-P-92-1A
		PMAB4KV-P-92-1B	HR-GT-INI-XXH	OSP-RECOV-V/XXH
		AAA-DBT3V		
10	1.22E-14	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC	PME4KVP92CCF12
		HR-GT-INI-XXH	OSP-RECOV-V/XXH	AAA-DBT3V
11	1.19E-14	CBKA4KV-DG1A	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC
		PMAB104-P-8-1B	HR-GT-INI-XXH	OSP-RECOV-V/XXH
		AAA-DBT3V		

表 2-2. 後端事件樹 CDB3V 之 CCDP 最小失效組合(2 之 2)

項目	CCDP	最小失效組合 ^a		
12	1.19E-14	CBKB4KV-DG1B	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC
		PMAA4KV-P-92-1A	HR-GT-INI-XXH	OSP-RECOV-V/XXH
		AAA-DBT3V		
13	1.19E-14	CBKB4KV-DG1B	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC
		PMAA104-P-8-1A	HR-GT-INI-XXH	OSP-RECOV-V/XXH
		AAA-DBT3V		
14	1.19E-14	CBKA4KV-DG1A	FLAG-DG-5-STBY	HR-4KV3-DG-5-EC
		PMAB4KV-P-92-1B	HR-GT-INI-XXH	OSP-RECOV-V/XXH
		AAA-DBT3V		
^a 本表僅列 CCDP 大於 1.1E-14 之失效組合				

三、核一廠程序書 p1454「火山危害因子對設備、人員影響之因應措施指引」之比對

日本女川電廠 2 號機設計資料針對火山灰可能之直接危害與間接危害可能影響之系統提出因應對策，台電公司核一廠也已制訂程序書 p1454「火山危害因子對設備、人員影響之因應措施指引」。

核一廠程序書 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。由女川核電廠 2 號機設計基準資料第 1.8.7.1 節第(4)項與第 3.4.2 節，「火山灰、落塵」之影響可分為「直接影響」和「間接影響」，A.直接影響的因素有(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。又如本報告第貳、一、(十一)節最後一段所述，(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；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。

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。由於核一廠已進入除役過渡階段，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 3-1 所示。以第 1 項為例，程序書 1454 第 5.3.5、5.3.6 與 5.3.8 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。而根據女川電廠資料，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。

本研究針對核一廠除役過渡階段前期之火山前端事件樹各標題，以及火山灰危害現象之因應，比對程序書 p1454 與女川核電廠 2 號機設計基準資料，並提出改善建議或注意事項；如表 3-1 所示，並說明如下：

(一) VOLCF：

- 1.程序書 p1454，4.1 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 p1454，5.1.1 節，核一廠鄰近大屯火山彙，有必要預先對各項危害因子研擬因應措施。

(二) OSP：

- 1.程序書 p1454，5.3.5 節，維持電力系統供應。5.3.5.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 8 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」69kV 開關場部分，火山灰會累積在輸電設備及礙子上，69kV 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。

3. EDG：

- (1) 程序書 p1454，5.3.5 節，維持電力系統供應。5.3.5.a 節，外部電力系統若於火山影響期間喪失，使用機組緊急柴油發電機 A/B 做為停機冷卻電源。
- (2) 程序書 p1454，5.3.5 節，維持電力系統供應。5.3.5.b 節，運轉中緊急柴油發電機 A/B 若進氣口過濾網堵塞，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 EDG)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) 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。(c) 進排氣口處理監視併清理火山灰，及檢查 EDG 空氣、燃油、潤滑油過濾器，必要時予以更換。
- (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：
- (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。

4. ESW：

- (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：
- (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) ESWP 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 ESWP 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。(d) 本系統建物採玻璃窗設計，如高溫火山灰會使玻璃窗破裂，宜事先規劃設置耐高溫之活動屏蔽，於噴發前可以手動關閉。

- (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：(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。(ESW 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)。

5. SBTG：

- (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：(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。
- (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」聯合廠房部分：(a) 聯合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。

(本頁空白)

表 3-1. 核一廠程序書 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	核一廠	日本女川電廠	改善建議或注意事項
1. VOLCF：火山事件肇始事件頻率			
1a	程序書 p1454，4.1 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 p1454，5.1.1 節，核一廠鄰近大屯火山彙，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 p1454，5.3.5 節，維持電力系統供應。5.3.5.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 8 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。 5.3.8 節提供備品需求量。	附件一第 1-43 頁“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 2μm 的粒徑，捕集率為 80%以上。 第 1.8.7.1 節第(6)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。 (2)建議進氣口濾網/過濾器之捕集率應有 80%以上。 (3)除羅列備品數量外，應說明及確認備品數量可支撐七天。

表 1. 核一廠程序書 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	核一廠	日本女川電廠	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 ^a 。
^a 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 “https://volcanoes.usgs.gov/volcanic_ash/response_plan_power.html” ）			

表 1. 核一廠程序書 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	核一廠	日本女川電廠	說明
3. EDG：喪失 EDG			
3a	程序書 p1454，5.3.5 節，維持電力系統供應。5.3.5.a 節，外部電力系統若於火山影響期間喪失，使用機組緊急柴油發電機 A/B 做為停機冷卻電源。	NA	喪失廠外電時，緊急柴油發電機 A/B 將自動起動。
3b	程序書 p1454，5.3.5 節，維持電力系統供應。5.3.5.b 節，運轉中緊急柴油發電機 A/B 若進氣口過濾網堵塞，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)。	附件一第 1-43 頁“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 2μm 的粒徑，捕集率為 80%以上。	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 1. 核一廠程序書 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	核一廠	日本女川電廠	說明
3. EDG：喪失 EDG (續)			
3c	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 EDG)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) 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。(c) 進排氣口處理監視併清理火山灰，及檢查 EDG 空氣、燃油、潤滑油過濾器，必要時予以更換。	附件一第 1-43 頁“個別評估-4「緊急柴油發電機進氣口之影響評估」”，除考慮進氣口堵塞問題外，也評估室外設施(排氣消音器、排氣管)之靜負荷。	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。
3d	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。	NA	確保 EDG 燃油傳送泵 EDG 之可用，將可延長 EDG 之可用時間。

表 1. 核一廠程序書 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	核一廠	日本女川電廠	說明
4. ESW：喪失 ESW			
4a	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) ESW 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 ESW 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。(d) 本系統建物採玻璃窗設計，如高溫火山灰會使玻璃窗破裂，宜事先規劃設置耐高溫之活動屏蔽，於噴發前可以手動關閉。	附件一第 1-41 頁“個別評估--3「海水過濾器之影響評估」”，注意化學腐蝕之長期影響	保護緊急泵室、ESWP 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 ESW 之可用。 透過日常維護和管理確認化學蝕腐對結構的長期影響。

表 1. 核一廠程序書 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	核一廠	日本女川電廠	說明
4. ESW：喪失 ESW (續)			
4b	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。	NA	ESW 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。喪失 ESW 之機率將大為降低。
5. SBGT：喪失 SBGT			
5a	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。	附件一第 1-53 頁“個別評估--9「緊急處理系統(室外配管)排氣管之評估」”，注意化學腐蝕之長期影響	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。 透過日常維護和管理確認化學蝕腐對結構的長期影響

表 1. 核一廠程序書 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	核一廠	日本女川電廠	說明
5. SBGT：喪失 SBGT (續)			
5b	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」聯合廠房部分：(a) 聯合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。	NA	聯合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。 透過日常維護和管理確認化學蝕腐對結構的長期影響
6. 其他			
6a	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」SFPACS 廠房外的設施(電氣組)：冷卻水塔馬達為屋外型設計，待噴發後空氣中火山灰沉靜後，配合冷卻水塔一併清除堆積落塵，即可再使用。	NA	建議評估、說明火山灰靜負荷對冷卻水塔之影響。(沉積量 15cm，密度 1.5 g/cm ³)

表 1. 核一廠程序書 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	核一廠	日本女川電廠	說明
6. 其他(續)			
6b	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(修配組)：火山噴發前減緩對策：備妥備用過濾網，加裝前置濾網。	附件一第 1-47 頁“個別評估--5「緊急通風空調之影響評估」”，進氣口濾網/過濾器對於 2 μ m 的粒徑，捕集率為 80%以上。 長時間控制室氧氣濃度應高於 18%、二氧化碳濃度應低於 1%。	建議進氣口濾網/過濾器之捕集率應為 80%以上。 應注意控制室氧氣與二氧化碳濃度。
6c	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」 CST (修配組)：火山噴發後減緩對策--檢查 CST 呼吸閥及相關設備，做必要之清理及檢修。	附件一第 1-52 頁“個別評估--8「冷凝水槽影響評估」”，火山灰合併積雪之靜負荷	CST 火山灰之靜負荷而不致有影響，檢查 CST 呼吸閥及相關設備，做必要之清理及檢修，應已足夠。
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，建立核一廠除役過渡階段前期之火山事件 PRA 模型並進行火山條件爐心熔損機率分析，其結果為 POSDA 及 POSDB 之火山條件爐心熔損機率幾乎相同，均為 2.4×10^{-4} ；共有 4 個事故序列，依其風險占比大小排序如下：

- (一) VOLCFS05：喪失廠外電源且喪失 EDG，為電廠全黑事故序列，約佔 49.8%。
- (二) VOLCFS04：喪失廠外電源且喪失 ESW，為電廠喪失最終熱沉之，約佔 45.6%。
- (三) VOLCFS03：喪失廠外電源且喪失 SBGT，為電廠喪失儀控之事故序列，約佔 4.6%。
- (四) VOLCFS02：為喪失廠外電源事故序列，約佔 <0.1%。

二、 建議

依據日本與美歐等文獻資料，對電廠而言，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。如欲得確實之核一廠除役過渡階段前期之火山爐心熔損頻率，建議如下：

- (一) 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，並使用完整的火山歷史資料，計算每個火山源之年噴發機率，根據火山灰擴散模型計算火山灰負載速率的衰減，以及分析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。
- (二) 火山灰擴散評估之相關程式有 FALL3D、TEPHRA、TEPHRA2、HAZMAP 等。
- (三) 評估火山灰事件肇始頻率應考慮火山灰碎屑之粒徑、火山灰厚度、及火山灰持續期長等參數。
- (四) 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，進行核一廠除役過渡階段前期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(VOLCF)、喪失廠外電源之機率、EDG 之進氣口過濾器堵塞失效之機率、ESWP 進氣口因火山灰堵塞失效之機率、以及 SBGT 進氣口因火山灰堵塞失效之機率。
- (五) 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，進行核一廠除役過渡階段前期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、EDG 之進氣口過濾器運轉員更換之失效機率、ESWP 進氣口運轉

員清理及檢修之失效機率、以及 SBGT 之進氣口運轉員切換至閉路循環操作或更換堵塞之過濾器之失效機率。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。

(六) 以含有不準度之 PRA 定量分析，量化其火山爐心熔損頻率。

比對核一廠程序書 p1454「火山危害因子對設備、人員影響之因應措施指引」與日本女川核電廠 2 號機設計基準資料後發現，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(女川電廠之標準為足以支撐七天，唯核一廠與女川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。

肆、參考文獻

1. International Atomic Energy Agency, “Volcanic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations”, IAEA Safety Standards Series No. SSG-21, IAEA, Vienna, 2012.
2. 『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。
3. Charles B. Connor, Brittain E. Hill, Budhi Sagar, and John Trapp, “Volcanic Hazards at the Proposed Yucca Mountain, Nevada, High-Level Radioactive Waste Repository II: Probabilistic Analysis”, USNRC ML033600195, 1998.
4. C. Bonadonna, “Probabilistic modelling of tephra dispersion”, Statistics in Volcanology, 2006.
5. C. Bonadonna et al., “Probabilistic modeling of tephra dispersal: Hazard assessment of a multiphase rhyolitic eruption at Tarawera, New Zealand”, Journal of Geophysical Research, 2003.
6. Edward W. Wolfe and Thomas C. Pierson, “Volcanic-Hazard Zonation for Mount St. Helens, Washington, 1995”, U. S. Geological Survey, 1995.
7. G. Macedonio et al., “A computer model for volcanic ash fallout and assessment of subsequent hazard”, Computers & Geosciences, 2005.
8. IAEA-TECDOC-1795, “Volcanic Hazard Assessments for Nuclear Installations: Methods and Examples in Site Evaluation”, IAEA, Vienna, 2016.
9. Alejandro Marti et al., “Volcanic Ash Modeling With the Online NMMB-MONARCH-ASH v1.0 Model: Model Description, Case Simulation, and Evaluation”, Atmospheric Chemistry and Physics, 2017.

10. Richard Tanter, “Volcanic and Seismic Hazards”, Global Collaborative, 2009.
11. 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.
12. Hidemasa Yamano et al., “Development of Risk Assessment Methodology of Decay Heat Removal Function Against Natural External Hazards for Sodium-Cooled Fast Reactors: Project Overview and Volcanic PRA Methodology”, ICONE24, 2016.
13. 東北電力株式会社, “女川原子力発電所 2 号炉設計基準対象施設について(6 条 外部からの衝撃による損傷の防止(火山))”, 女川原子力発電所, 2019。
14. “核能電廠除役過渡階段前期機組之一般性風險內涵研究--107 年廠內事件分析部分”, 行政院原子能委員會, 中華民國 107 年 11 月。

附件一 工作內容與本報告章節之對應表

附件一 工作內容與本報告章節之對應表

依合約規範之工作內容與本報告章節之對應表，如下所示。

工作內容與本報告章節之對應表

工作內容	對應本報告章節
1. 持續蒐集並研析日本有關火山灰危害度與火山灰脆弱度之評估方法。	第貳、一節
2. 蒐集日、美、歐有關火山危害現象之定性、定量分析文獻，增進火山現象對核電廠危害之了解，並完成如火山灰落塵、火山性土石流、火山泥流及洪水等危害度或脆弱度分析參數之研析。	第貳、一節； 第貳、二節；
3. 研析國際上核電廠火山危害評估案例。	第貳、一、(九)(十)節； 第貳、二節、(二)~(五)；
4. 將上述 2、3 項結果彙整成成果報告。	本報告

附件二 審查意見與答覆

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

期末報告審查意見

意見內容	答復說明
1. 目錄頁有所遺漏，未出現第壹與貳章架構，請補正。	遵照辦理。補正目錄架構。
2. p. iv, “.... 本計畫參考了日本的火山危害評估成果，加以風險評估之專家判斷” 建議修訂為: ...本計畫參考了日本的火山危害評估方法，並加入風險評估之專家判斷...	遵照辦理。 相關敘述修訂為「...本計畫參考了日本的火山危害評估方法，並加入風險評估之專家判斷...」，英文摘要也一併修改為「methodology」。
3. p. iv, 並嘗試在有限的經費、人力及時間下 請修改為: ...並嘗試.....	遵照辦理。 「嘗試」修訂為「嘗試」
4. p. iv, 去年的研究成果，包含了參考 IAEA SSG-21 及日本 NRA 之火山導則， 請修改為: ...去年的研究成果，包含了參考 IAEA SSG-21 及日本 NRA 之火山影響評估導則，	遵照辦理。 相關敘述修訂為「...去年的研究成果，包含了參考 IAEA SSG-21 及日本 NRA 之火山影響評估導則」
5. p.2, NRRC 後請加註英文(Nuclear Risk Research Center)，並僅在第一次出現英文縮寫時加註全文，往後再出現則無需重複	遵照辦理。 加註 NRRC 之英文 (Nuclear Risk Research Center)
6. p.2, “...由網路蒐尋所得之女川核電廠..”，建議修訂為“由網路蒐尋取得之女川核電廠..”	遵照辦理。 相關敘述修訂為「由網路蒐尋取得之女川核電廠..」
7. p. 2, ...本篇為 1998 年 8 月 28 日 NRC 之 ML033600195.pdf 報告。 請修改為: ...本篇為 1998 年 8 月	遵照辦理。 加入“編號”二字，刪除“.pdf”。

意見內容	答復說明
28 日 NRC 編號 ML033600195 之報告	
8. p.3, ...因此其火山危害概率在所需之運轉時間(10^4 年)估計為 10^{-3} , 已大於高階放射性廢棄物儲存場之聯邦法規選址要求(10^{-4} 在 10^4 年內)甚多。 建議修改為: ...因此其火山危害概率在所需之運轉時間(104 年)估計為 10^{-3} , 超過高階放射性廢棄物儲存場之聯邦法規選址要求(10^{-4} 在 104 年內)。	遵照辦理。 「...已大於高階放射性廢棄物儲存場之聯邦法規選址要求(10^{-4} 在 10^4 年內)甚多」修訂為「超過高階放射性廢棄物儲存場之聯邦法規選址要求(10^{-4} 在 10^4 年內)」。
9. p. 3, ...實際上, 迄今為止文獻中可獲得的大多數優秀數據集來自更頻繁、更弱的噴發 請修改為: ...實際上, 迄今為止文獻中可獲得的大多數優質數據集來自更頻繁、更弱的噴發	遵照辦理。 「數優秀數據」修訂為「優質數據」。
10. p. 4, ...然而, 在並行計算和更快的計算機的最新進展, 允許更複雜的計算方法 建議修改為: ...然而, 在平行計算技術發展和電腦計算速度的提升, 允許更複雜的計算方法	遵照辦理。 「...然而, 在並行計算和更快的計算機的最新進展, 允許更複雜的計算方法」修訂為「...然而, 在平行計算技術發展和電腦計算速度的提升, 允許更複雜的計算方法」
11. p.7 “自從 1986 年 10 月最後一次穹頂....., 並且等於或大於 1980 年 5 月 18 日的噴發。”可讀性略顯不足建議再修改一下。	遵照辦理。 修訂該段內容敘述, 詳請參閱報告 p.7 第二段。
12. p. 8, 並使用半分析的計算方法, 來大大減少所需的計算機時間和記憶體。 請修改為: 並使用半分析方法 (Semi-analytical method), 來大大減少所需的計算機時間和記憶體。	遵照辦理。 「並使用半分析的計算方法, 來大大減少所需的計算機時間和記憶體」修訂為「並使用半分析方法 (Semi-analytical method), 來大大減少所需的計算時間和記憶體」
13. p. 8, ...它還可用於從火山灰沈積床	遵照辦理。

意見內容	答復說明
中夾繪製危害圖 (Hazard Map)。 請確認此段文字是否正確?	「...它還可用於從火山灰沈積床中夾繪製危害圖 (Hazard Map)」修訂為「它還可用於繪製火山灰沈積危害圖 (hazard maps)」
14. p. 9, 火山灰是火山中最普遍的現象。 建議修改為: ...火山灰是火山危害中最普遍的現象。	遵照辦理。 依審查意見修改為「火山灰是火山危害中最普遍的現象」
15. p. 9 & 11, 由於認知了來自估計不佳的參數所帶給模式的不準度, 地形分辨率(Topographic Resolution)或機械理解(Mechanical Understanding), 便對於確定這些模式在危害評估中的適用性至關重要。 此段文字似乎與原文“ Awareness of model uncertainty arising from poor parameter estimation, topographic resolution or mechanical understanding is critical to determine the appropriateness of these models for use in hazard assessment.”並不相襯, 請再斟酌	遵照辦理。 相關敘述修訂為「在為害評估中, 瞭解因不良的參數評估、對地形或擴散機制不了解, 對模型不確定度的影響至關重要。」
16. p. 14, 「開。挖深度」, 請修正	遵照辦理。 「開。挖深度」修訂為「開挖深度」
17. p.11 第 3 行“且目前並非所有相關的物理過程完全理解。”，語意不清請修正。	遵照辦理。 內容敘述修訂為「目前對於相關的物理過程尚未完全理解。」
18. p.12 第 15 行“強烈的持久噴發與快速的風變化”，似乎有漏字。	遵照辦理。 內容敘述修訂為「具有最劇烈的持久噴發與快速的風向及風速的變化」，文句並加以潤飾。
19. p.16, “...其乃利用過濾器失效的寬限期...”，文意不清，請澄清。	遵照辦理。 修訂報告敘述，加註：過濾器失效的寬

意見內容	答復說明
	限期係指過濾器可用之有效時間，若空氣中火山灰之濃度越高，過濾器之可用時間越短。詳請參閱報告第 16 頁。
20. p.16，“...和預濾器覆蓋的影響”，語意不清，請澄清。	遵照辦理。 刪除贅字“覆蓋”相關敘述修訂為「...火山灰的衰減因子和裝設前置過濾器(prefilter)的影響」
21. p.16，“ICONE24 期刊”，應為“ICONE24 研討會”	遵照辦理。 修訂為「ICONE24 研討會」
22. p. 16，本篇為 2016 年 6 月刊登於 ICONE24 期刊。主要內容為針對鈉冷卻快滋生反應器(Sodium-Cooled Fast Reactors, SFR)，發展其火山爆發之安全度評估(Probabilistic Risk Assessment, PRA)方法，摘要說明如下。本文的目的除了計畫概述外，主要針對鈉冷卻快滋生反應器(Sodium-Cooled Fast Reactors, SFR)的衰變熱移除功能，發展其火山爆發之安全度評估(Probabilistic Risk Assessment, PRA)方法。 請修改為：本篇為 2016 年 6 月刊登於 ICONE24 研討會論文。本文的目的除了計畫概述外，主要針對鈉冷卻快滋生反應器的衰變熱移除功能，發展其火山爆發之安全度評估方法。摘要說明如下。	遵照辦理。 依審查意見修改。報告第貳、一、(十)節，第一段與第二段合併，修訂為「本篇為 2016 年 6 月刊登於 ICONE24 研討會之論文。本文的目的除了計畫概述外，主要針對鈉冷卻快滋生反應器的衰變熱移除功能，發展其火山爆發之安全度評估方法。摘要說明如下。」
23. p. 17，此火山 PRA 方法，只考慮了火山灰(Volcanic Tephra)的影響，因為本研究中假定 SFR 的場地距離火山甚遠(場址位置示意圖，如圖 1。 是否應為圖 2?	遵照辦理。 「如圖 1」修訂為「如圖 2」
24. p.21，“日本的火山活躍程度遠較臺灣為嚴重。由於這些因素乃相當地區化	遵照辦理。 刪除贅字「的」。

意見內容	答復說明
的(Site-Specific)” ,「的」似乎為贅字。	
25. p.23、p.27、p.28，事件樹字樣不清，請更新。	遵照辦理。 更新圖 3~圖 4。
26. p. 24&26，如圖 2 所示 是否應為圖 3?	遵照辦理。 「如圖 2」修訂為「如圖 3」
27. P. 29，如圖 2-1 所示，核一廠除役過渡階段前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之定量分析結果如下： 請確認圖 2-1?	遵照辦理。 「如圖 2-1」修訂為「如圖 3」
28. p.46，表 1 (8 之 4)的說明欄有底色標記尚未取消。p.50 亦同。	遵照辦理。 消除底色標示。
29. p.25，“...喪失最終熱沈之...”，應為“...喪失最終熱沉之...”。 p.26、29 亦有類似筆誤。	遵照辦理。 「熱沈」修訂為「最終熱沉」。
30. p.53，“.... 備品數量是否足以支撐七天..”。核一廠地理位置、對外交通條件與日本女川電廠不同，建議將內文敘述修改為“說明備品數量之計算基礎與確認足以因應長期 SBO 之情境”。	遵照辦理。 依審查意見之建議，修訂為「...備品數量之估算方法並確認足以應付長期 SBO 之情境(女川電廠之標準為足以支撐七天，唯核一廠與女川電廠之對外聯絡交通之條件不同，建議核一廠依自身條件進行說明)」
31. p.7 “自從 1986 年 10 月最後一次穹頂.....，並且等於或大於 1980 年 5 月 18 日的噴發。”可讀性略顯不足，建議再修改一下。	與第 11 項意見重複。

承辦人：黃智麟

行政院原子能委員會
委託研究計畫研究報告

**108 年核能安全管制及安全度評估技術能力建立-核電廠於除役過渡
前期的材料劣化評估研究**

**Establishment of Nuclear Safety Regulation and Probabilistic Risk
Assessment Capabilities-The Research of Material Degradation
Evacuation of Nuclear Power Plants during the Pre-
decommissioning Transition Period**

計畫編號： NL1080337

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 EXT42858

E-mail address：ystseng@mx.nthu.edu.tw

協同主持人：許文勝、陳詩奎、楊融華

研究期程：中華民國 108 年 5 月至 108 年 12 月

研究經費：新臺幣 415 萬元

核研所聯絡人員：黃智麟

目 錄

目 錄.....	I
圖目錄.....	II
表目錄.....	V
中文摘要.....	1
ABSTRACT.....	2
壹、計畫緣起與目的.....	3
貳、研究方法與過程.....	10
一、水化學之研究方法.....	12
二、熱水流之研究方法.....	16
三、輻射場之研究方法.....	30
參、主要發現與結論.....	38
一、熱水流分析結果.....	38
二、輻射場分析結果.....	63
三、水化學及裂紋成長分析結果.....	78
肆、結論與建議.....	86
伍、參考文獻.....	88

圖目錄

圖 1 停機 30 天並採用新增燃料池冷卻系統由爐穴擴散器供水冷卻之溫度場.....	4
圖 2 停機 30 天並採用新增燃料池冷卻系統由燃料池冷卻之溫度場.....	5
圖 3 核一廠除役過渡期，爐水中的過氧化氫濃度隨流徑的分佈情形。.....	7
圖 4 除役過渡階段水化學分析技術圖.....	8
圖 5 整體研究流程圖.....	11
圖 6 CEFM 之裂縫成長原理示意圖.....	14
圖 7 本年度採用之核一靜滯水研究模式示意圖.....	20
圖 8 燃料束全池功率(周期)配置之設定技術.....	27
圖 9 不同燃料的燃料中子射源能譜。.....	33
圖 10 不同燃料的燃料中子射源強度。.....	33
圖 11 不同燃料的燃料光子射源能譜。.....	34
圖 12 不同燃料的燃料光子射源強度。.....	34
圖 13 不同燃料的結構光子射源能譜。.....	35
圖 14 不同燃料的結構光子射源強度。.....	35
圖 15 分析工具 MAVRIC 計算模型示意圖。.....	36
圖 16 分析工具 MAVRIC 計算模型縱切示意圖。.....	37
圖 17 採用 RHR 與新增燃料池冷卻系統進行移熱時之流線與溫度分布.....	40
圖 18 採用新增燃料池冷卻系統於燃料池端移熱時之流線與溫度分佈.....	41
圖 19 採用新增燃料池冷卻系統於燃料池端供水之速度分佈.....	43
圖 20 採用新增燃料池冷卻系統於爐穴端供水速度分佈.....	43
圖 21 採用新增燃料池冷卻系統於燃料池端供水之溫度分佈.....	44
圖 22 採用新增燃料池冷卻系統於爐穴端供水之溫度分佈.....	44

圖 23 採用新增燃料池冷卻系統於燃料池端供水之溫度分佈(停機 3 個周期).....	46
圖 24 採用新增燃料池冷卻系統於爐穴端供水之速度分佈(停機 3 個周期).....	46
圖 25 採用較小新增燃料池冷卻系統流量之爐心速度分佈(停機 3 個周期).....	48
圖 26 採用較小新增燃料池冷卻系統流量之爐心溫度分佈(停機 3 個周期).....	48
圖 27 代表性案例之噴射泵溫度分佈(k)。	51
圖 28 代表性案例之噴射泵出口速度分佈(m/s).....	51
圖 29 代表性案例之降流區溫度分佈(k)。	52
圖 30 代表性案例之降流區速度分佈(m/s)。	52
圖 31 代表性案例之 core shoulder 溫度分佈(k)。	53
圖 32 代表性案例之爐心頂部與底部旁通區溫度分佈	55
圖 33 代表性案例之爐心頂部與底部旁通區速度分佈	56
圖 34 代表性案例之爐心頂部與底部燃料通道冷卻水溫度分佈	57
圖 35 代表性案例之爐心頂部與底部燃料通道冷卻水之流速分佈	58
圖 36 代表性案例之爐穴與爐心出口速度分佈.....	59
圖 37 代表性案例之燃料池格架溫度分佈(K).....	61
圖 38 代表性案例之燃料池格架速度分佈.....	61
圖 39 停機過渡期間靜滯水條件之保守案例之水化學流徑/參數圖	62
圖 40 計算模型中子劑量率分佈。	65
圖 41 計算模型光子劑量率分佈。	66
圖 42 計算模型總劑量率分佈。	67
圖 43 爐心 (Core) 區域軸向劑量率分佈。	69
圖 44 旁通 (Bypass) 區域軸向劑量率分佈。	70
圖 45 降流區 (Downcomer) 與噴射泵 (Jet pump) 區域軸向劑量率分佈。	71
圖 46 爐心下盤區 (Lower plenum) 區域軸向劑量率分佈。	72
圖 47 爐心上盤區 (Upper plenum) 與垂直管 (Standpipe) 區域軸	

向劑量率分佈。	73
圖 48 爐穴 (Cavity) 區域軸向劑量率分佈。	74
圖 49 壓力槽與用過燃料池間的閘道 (Gate) 區域軸向劑量率分佈。	75
圖 50 用過燃料池 (Spent fuel pool) 區域軸向劑量率分佈。	76
圖 51 用過燃料池格架 (Rack) 區域軸向劑量率分佈。	77
圖 52 燃料池與爐心空間於自然對流下之水循環路徑與關鍵參數示意圖	80
圖 53 核一廠除役過渡期，爐水中的溶氧隨流徑的分佈情形	81
圖 54 核一廠除役過渡期，爐水中的過氧化氫濃度隨流徑的分佈情形	82
圖 55 107 年爐水中的過氧化氫濃度隨流徑的分佈情形。	83
圖 56 核一廠除役過渡期，爐水中的溶氫隨流徑的分佈情形	84

表目錄

表 1 水化學狀態	15
表 2 裂縫設定條件	15
表 3 各流場區域之特徵長度與體積	21
表 4 本年度分析模式差異比較與原因說明表	29
表 5 熱水流參數對水化學分析邊界條件之影響整理表	49
表 6 不同區域的平均劑量率。	68
表 7 G Values of the Radiolytic Species in 40 °C Pure Water	85
表 8 G Values of the Radiolytic Species in 288 °C Pure Water	85

中文摘要

為能確保爐心組件於除役過渡期間之安全與完整性，本研究透過整合熱流分析、輻射屏蔽以及水化學評估之方法，探討除役過渡期間在機組因為假設性運轉條件而處於靜滯水之流場時，是否會因為氧化與還原機制的影響而造成裂紋成長速率增加之議題。而經研究顯示，在採用較低的衰變熱與較小的冷卻水循環模式時，爐心外圍之降流區確實可能出現靜滯 ($V < 0.1 \text{ cm/s}$) 現象並具有約 40°C 左右的溫度。而水化學的分析結果進一步顯示，流速較小的案例中因為流體輸送溶氧的能力較低，且輻射分解與再合效應仍會產生些許溶氫，因此其溶氧濃度約為 3.5ppm 左右且較以往分析之 5-6ppm 為低，但也因為流速與溫度的減少而使過氧化氫的濃度上升至 11ppm。此外，在利用美國電力研究所發展之式進行探討後可以發現在上述的水化學條件下，關鍵的 304 不銹鋼組件所具有的裂紋成長機制預期將以潛變與均勻腐蝕為主，而非氧化劑所造成的腐蝕裂縫成長速率。

Abstract

A simulation method combined with CFD, water chemistry and radiation shielding model was purposed to ensure the integrity of the reactor core, because the stagnant water phenomenon might be induced as a hypothetical operating condition was considered in the beginning of decommissioning phase of Chinshan NPP. The stagnant water phenomenon will change the temperature and flow speed and water chemical condition (such as oxidation and reduction mechanism) of coolant near the important component, and further induces the crack growth issue. The result indicates that a stagnant water area with lower temperature (40°C) and flow distribution ($V < 0.1\text{cm/s}$) will be found as a lower decay heat term and lower recirculation capability considered in the hypothetical operating condition. The result of water chemical analysis also proves that the main source of oxidants comes from the water surface the cavity will be further reduced due to the area of stagnant water with lower oxidant transport ability. The oxidant concentration of stagnant water is about 3.5ppm and obviously lower than the research results in 2018. Finally, the CGR model developed by the EPRI was applied on the above results and shows that the CGR induced by the water chemical corrosion mechanism is obviously lower than the creep mechanism and general corrosion.

壹、計畫緣起與目的

我國核一廠的兩座機組已分別於 107 年 12 月 5 日以及 108 年的 7 月 15 日正式邁入除役階段；機組自此再無運轉的需求，且需逐步進行各項組件之移除與燃料中期貯存等作業，以利後續爐心輻射特性調查等除役作業。因此，進入除役過渡階段後機組將不再以密封狀態來進行維護，而以類似大修時之開蓋方式進行維護與除役準備作業。此時反應器爐蓋、燃料上戲板以及汽液分離器等原本位於爐心上方之各項組件或壓力邊界封閉組件將被吊離原有位置，並置於反應器旁之水池內。然而，核一廠兩座反應器因為燃料池空間有限之故，爐心內的燃料將無法全數退出至用過燃料池以進行爐心組件的輻射特性調查。這使得爐心中的元件(含燃料)與燃料池將因為用過核子燃料所持續釋出衰變熱而處於較高的冷卻水溫度與輻射場強度。相較於國外其它除役中電廠，當開放式水池處於高冷卻水溫度與輻射強度之狀況下，是否對冷卻水水質管理以及所伴隨的水化學特性造成影響即是主管機關於除役過渡期間最為關切之處。

經過 107 年的研究，熱流分析顯示當機組處於除役過渡階段，不論是採用 RHR 餘熱移除系統之各式模式，或是單純以單串新增燃料池冷卻系統進行移熱；只要該系統的熱交換器移熱能力充足，即可確保燃料池與爐心各處最高溫度低於「用過核子燃料格架改裝工程導則」所要求之 60°C 溫度限值(如圖 1 與圖 2 所示)。然而，基於吾人對核分裂所造成的分裂產物以及超鈾元素特性的認知，隨著反應爐停機的時間逐步增加，其衰變熱必將持續下降。然而對於長期處於開放狀況的冷卻水，其應管制事項不單僅止於冷卻水的溫度是否因在除役過渡階段能符合上開條件，冷卻水的品質亦是確保機組安全性的一環。

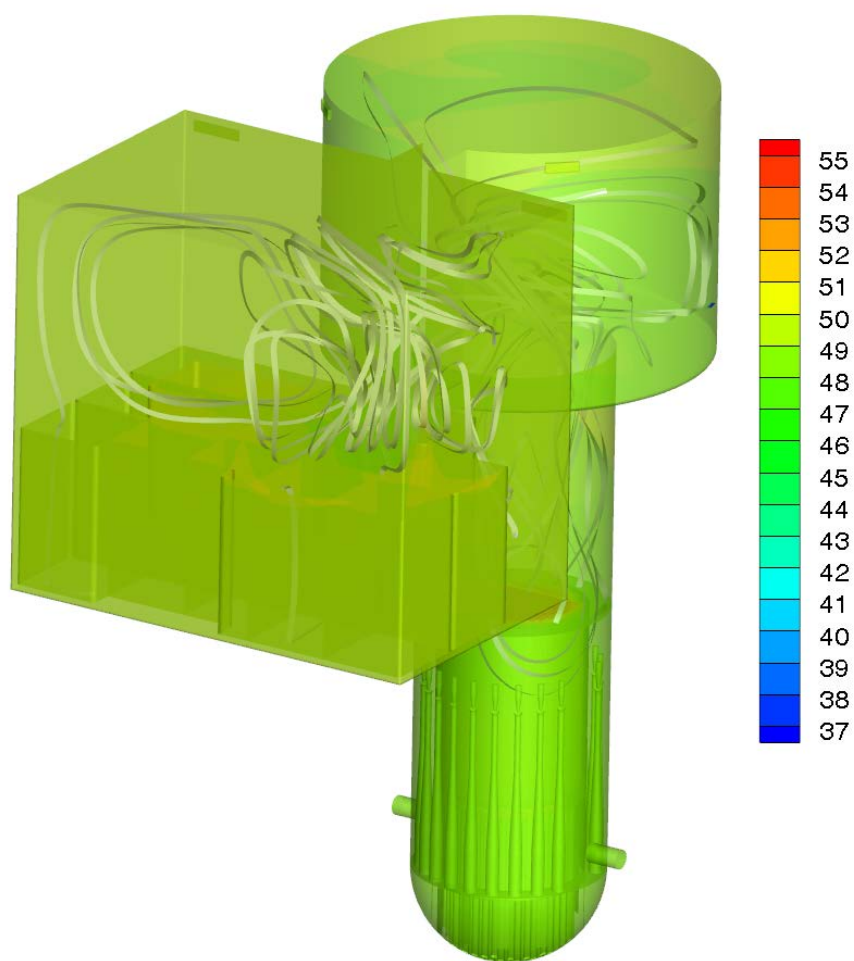


圖 1 停機 30 天並採用新增燃料池冷卻系統由爐穴擴散器供水冷卻之溫度場

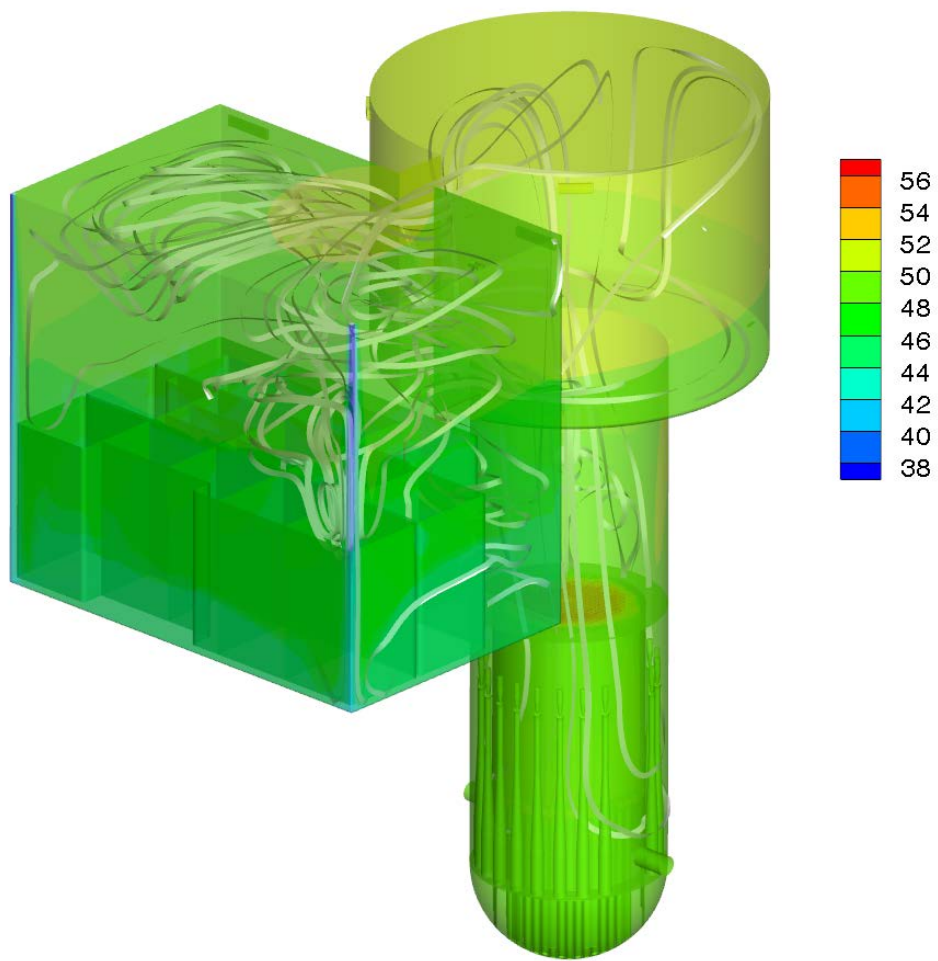


圖 2 停機 30 天並採用新增燃料池冷卻系統由燃料池冷卻之溫度場

這是因為隨著停機時間的增加，冷卻水溫度將持續降低之外，運轉商可能為因應除役作業的需求，而需調整冷卻系統之配置，使燃料池以及爐心所處的流體交換能力改變。這些因素都將使得機組於除役過渡階段因為開蓋狀態與冷卻水溫度的持續降低，而造成冷卻水含氧量提高。這意味著隨著除役階段的推演，我國的燃料池與爐心可能因為冷卻水運轉條件的不同，以及水中不再加氫而使其存在還原態狀態，而需進一步加以研析並確保目前的管制作為是否合適。

為此，本研究團隊於 107 年的研究工作中，整合計算流體力學 (Computational Fluid Dynamics, CFD) 分析方法以及混合式輻射遷移計算方法提供水化學所需的分析參數，如水溫、流量、流速以及輻射場之分佈狀態，以作為水化學評估流路以及氧化劑與還原劑之用。

透過 107 年的研究後發現採用 MAVRIC 混合式輻射遷移計算方法所獲得的輻射分佈結果指出，燃料池與爐穴所具有的充足冷卻水可以達到有效屏蔽之故，停機後之整體輻射影響，將主要作用於燃料池格架與爐心部分，對於爐穴或是燃料池上層等區域，甚至是降流區等區，皆能因為冷卻水的有效屏蔽而減低輻射影響。

上述熱水流與輻射場分佈的研究成果在進行整合後，透過自行建立的水化學分析程式進行其氧化/還原機制之影響評估後，初步發現機組在除役前期過渡階段時，爐心與用過燃料池的用過燃料本身衰變產生的輻射所產生的輻射分解與再結合效應並不明顯(圖 3)，其爐心內各處最高受輻射分解效應所致的氧化劑濃度僅有 95 ppb，遠比因反應爐開蓋而自空氣接觸面所溶入的氧氣為低(5-6 ppm)。

此一發現證實除役過渡階段的主要氧化劑來源將無法透過有效的機組作業條件或維護手段來加以阻絕；透過與熱流、輻射分析的交互探討亦可

得證，除役過渡機組即使在未來爐心燃料充分冷卻後，仍需持續關注其對應水溫下的氧化劑濃度，並需針對機組於該狀況下機組內元件是否因為溶氧與熱水流所致之迴流、滯流甚至靜滯水議題而出現潛在的劣化機制加以探討，以確保其機組之條件是否造成預想外的裂紋成長機制，即為主管機關關注之處。

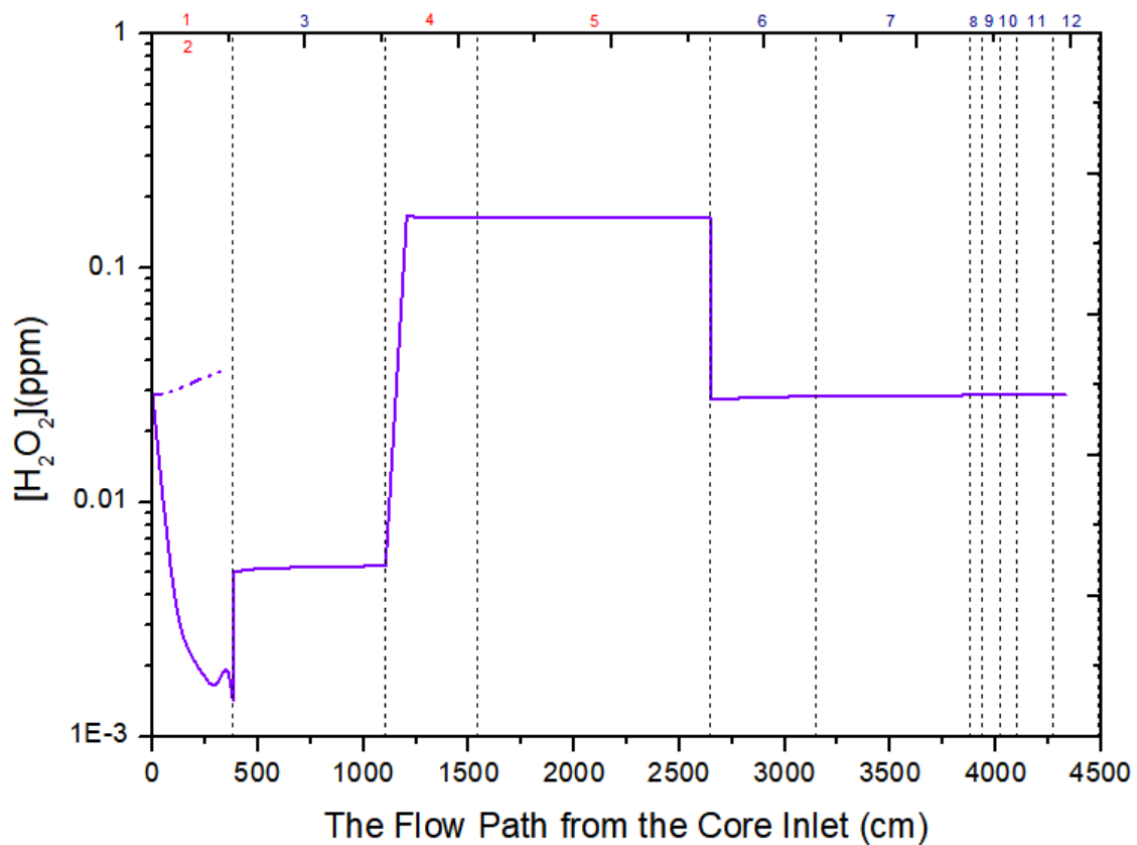


圖 3 核一廠除役過渡期，爐水中的過氧化氫濃度隨流徑的分佈情形。

為此，本研究基於 107 年結合計算流體力學、蒙地卡羅及水化學分析能力而成之水化學分析技術(圖 4 所示)，進一步透過各技術領域之精進；如，計算流體力學之迴流與滯流區分析與研判、細部輻射場強度評估等努力，建立起一套能評估爐心組件在保守參數條件下(例如較慢的流速以及較低的溫度)因為靜滯水議題所帶來的組件裂紋成長速預估技術，以協助管制單位檢視機組內關鍵區域是否因為靜滯水的現象而導致組件各處的裂紋成長潛力超出原運轉期間之管制規劃，以瞭解停機過渡階段是否需進行額外的管制作為。

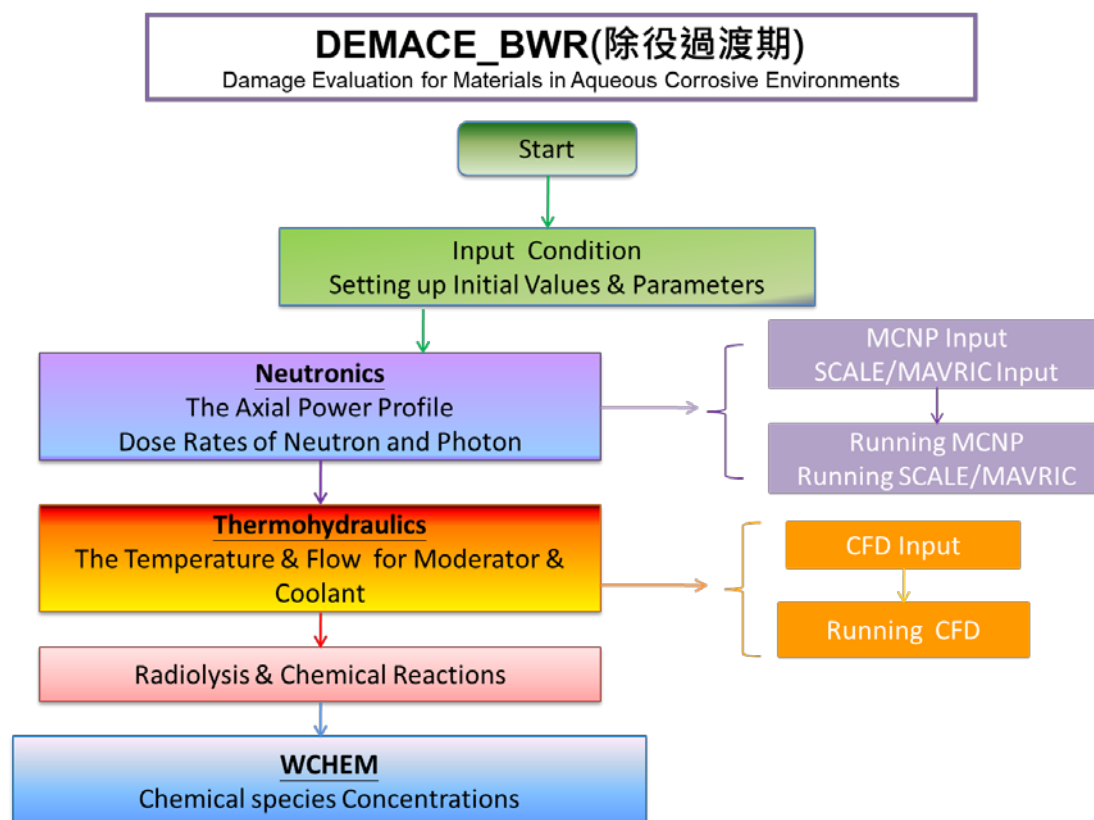


圖 4 除役過渡階段水化學分析技術圖

為能達成此一研究目的，本研究擬著手進行以下工作項目，以期協助管制單位瞭解裂紋成長之速率：

一、熱水流分析

針對本年度需特別關注之靜滯水議題，進行模式之規劃、案例之篩選以期求取具代表性之案例，並與 107 年以強制對流之主之案例進行比較，而提供水化學分析所需的上下邊界案例。

二、輻射場分析

針對代表性燃料進行射源項計算，並探討其能譜與分佈與燃料燃耗及冷卻之關係，以提升水體內輻射場分佈之精確性，並提供沿爐心中心軸、側邊與噴射泵中心軸線之輻射強度與高程之趨勢資訊。

三、CGR 分析程式發展與計算

針對計算所得之關鍵區域與靜滯水區域的熱水流與輻射場分佈進行氧化劑與還原劑之分佈計算，並導入美國電力研究所建立之裂縫成長速率(Crack Growth Rate, CGR)模式，以求得除役過渡階段下，被敏化 304 不鏽鋼組件的裂紋成長速率。

貳、研究方法與過程

為能令本研究能順利依前節所述的三個技術工作加以整合，本研究依據原計畫書中所載之研究流程圖所示之作業規劃(圖 5)，整體研究流(過)程，仍以輻射屏蔽分析及熱水流分析輔助水化學分析工作以求取其所需資訊為執行策略，並於各自技術發展完備之時，共同針對熱水流與輻射場之分析結果來進行水化學評估以及 CGR 分析參數選定。

基於已於 107 年發展之初步進行水化學評估之經驗回饋，本年度的研究將主要以除役過渡期間爐心可能存在的冷卻水靜滯狀況進行探討，首先由熱水流分析技術提供具涵蓋性之熱水流案例後，共同由輻射屏蔽分析之研究人員，依據分析所得之水流狀況與流徑，將輻射分析之模式分割為與其對應之樣式，以利資料匯入水化學分析模式時的一致性。為能順利將本研究所得的水化學、裂縫成長模式與 107 年所選取的代表性強制對流案例進行比較，本研究擬進一步針對可能造成靜滯水狀況之運轉條件進行案例規劃，並納入 107 年期末審查委員所要求的燃料池角落、爐穴底部以及降流區底部與噴射泵等處進行模式精進與細部流場探討，以期能為水化學分析模式提供更為精確的流徑資訊。

以上各研究流程之說明，將本章後續各子節逐一就熱水流、輻射屏蔽分析以及水化學與裂縫成長分析所需之分析方法與必要之理論基礎進行說明。

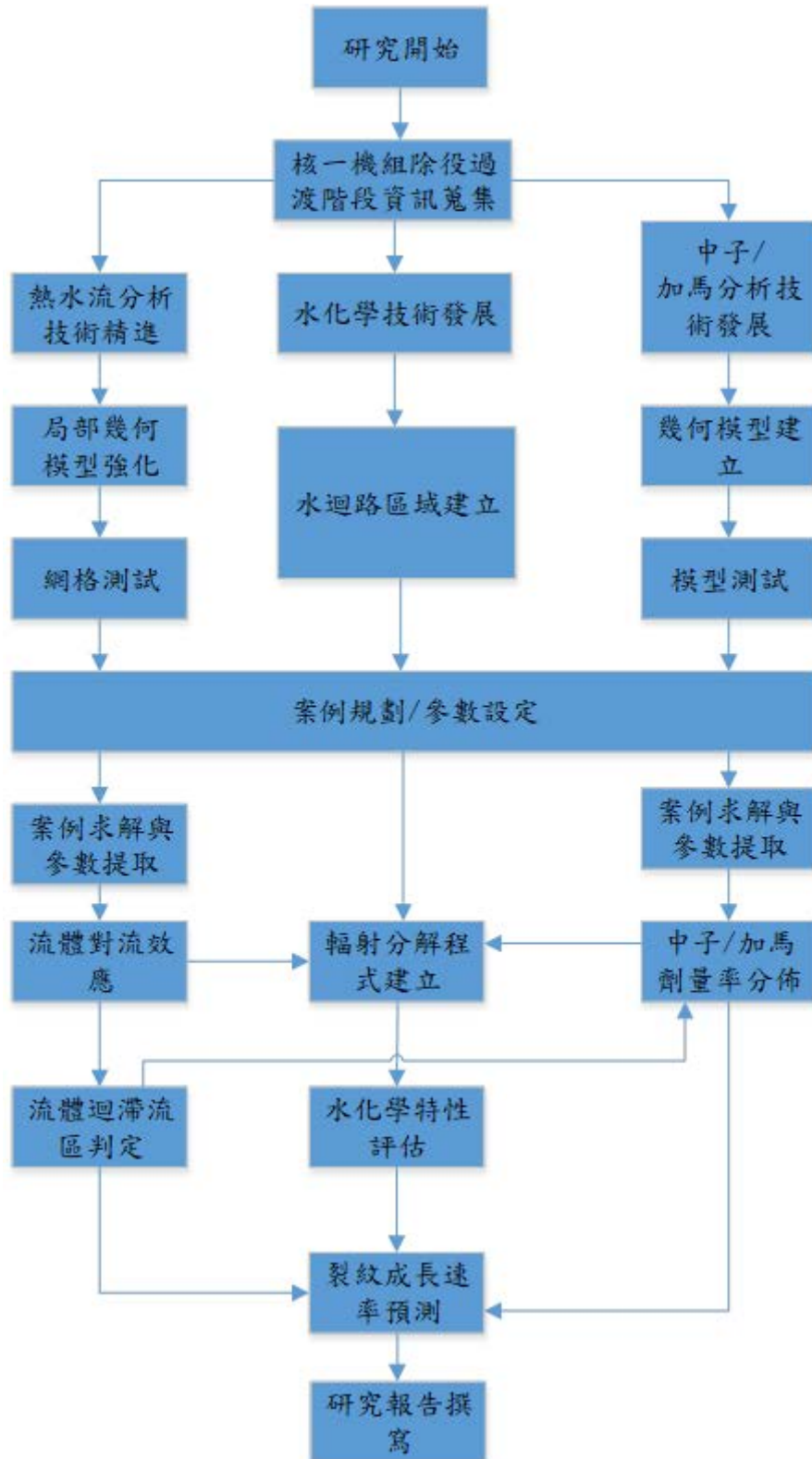


圖 5 整體研究流程圖

一、水化學之研究方法

輕水式反應器主冷卻水迴路的組件材料在殘餘應力與腐蝕性環境的共同作用下，可能出現應力腐蝕龜裂的現象，其中腐蝕性環境的形成關鍵即為主冷卻水在爐心區域發生輻射分解(Radiolysis)行為後所伴隨產生的過氧化氫與氧等強氧化劑。由於中子與加馬輻射劑量率所引發的輻射分解效應決定了主冷卻水的氧化性，並進而影響組件材料的完整性，因此反應器運轉時任何程度的功率改變，均有可能間接導致主冷卻水化學及其氧化性的變化。

BWR 在額定功率運轉時，其再循環系統內約含 200 ppb 的溶氧，其原因是主冷卻水迴路中的輻射分解及後續的化學反應所造成。由於一般 BWR 主冷卻水迴路中，組件材料的劣化特性主要取決於環境中水化學的變化，因此在進行組件劣化可能性與劣化程度評估時，須由主冷卻水迴路中的水化學變化模擬著手。目前核一廠爐心燃料無法退出至用過燃料池，使得爐心中的元件(含燃料)將因為持續釋出衰變熱而具有比國外正常除役機組更高的冷卻水溫度，冷卻水在流經爐心時會受到燃料衰變產生的輻射照射，進而產生輻射分解效應(Radiolysis Effect)，並且核一廠壓力槽處在開蓋的情況下，空氣中的氧氣也會溶入爐水，使得爐水處於氧化性環境。

1. 輻射分解產物濃度的計算

由於水分子和中子或加馬射線間的相互作用，各式分子、離子和化學基會在介質中生成。水經由輻射分解效應產生的自由基並不會穩定地持續存在，會彼此間或與水分子發生化學反應而產生其他種類的化學成分，本研究採用的十一種主要化學成分，而直接經由輻射分解產生的成分卻僅有七種。程式採用的每一種化學成分之輻

射分解產率(Radiolytic Yield, G), 是 Elliot 於 2008 年所發表的數據。

2. 裂縫成長速率 (CGR) 的計算

計算既有裂縫之成長速率是利用 Macdonald 的耦合環境破裂模式 (Coupled Environment Fracture Model, CEFM) 計算出來 CEFM, 圖 6 顯示 CEFM 的物理/電化學理論基礎, 其中包括氧的還原、氫的氧化、金屬材料的溶解 (氧化) 及過氧化氫的還原等反應。其基本假設為裂縫以滑移/溶解/再鈍化 (Slip/Dissolution/Re-passivation) 的機制前進, 可決定物理化學條件的仍是電荷守恆, 就一裂縫而言, 此條件為:

$$i_{crack} A_{crack} + \int_S i_c^N dS = 0 \quad (1)$$

i_{crack} 為裂縫口的電流密度, A_{crack} 為裂縫口的面積, 為外表面上電荷交換反應的淨 (陰極) 電流密度, S 為裂縫外材料表面積, dS 為裂縫外材料表面積的增量。

裂縫尖端附近溶液中的電位 (ϕ_s^L) 及距裂縫口無限遠處表面的電位 (ϕ_s^∞), 在外表面的淨陰極電流可表示為:

$$i_c^N = i(H_2) + i(O_2) + i(H_2O_2) + i_{diss} \quad (2)$$

$i(H_2)$, $i(O_2)$, $i(H_2O_2)$ 是氧化還原反應的分電流密度, i_{diss} 是金屬溶解電流密度。以 Butler-Volmer 方程式計算成份 X 的陰極電流密度:

$$i(X) = \frac{e^{(\phi_s - \phi_s^e)/b_a} - e^{-(\phi_s - \phi_s^e)/b_c}}{\frac{1}{i_0} + \frac{1}{i_{i,f}} e^{(\phi_s - \phi_s^e)/b_a} - \frac{1}{i_{i,r}} e^{-(\phi_s - \phi_s^e)/b_c}} \quad (3)$$

ϕ_s 是溶液相對於表面附近金屬的靜電位, ϕ_s^e 是平衡狀態下的值, 其它的參數與前一節定義相同。以適當的邊界條件解 Laplace 方程式, 求出外表面的電位分佈:

$$\nabla^2 \phi_s = 0 \quad . \quad (4)$$

每一種成份的電流密度計算出之後，即可求得由裂口流出的總電流 I_{total} ，進而可以得知裂縫成長速率。

裂縫成長速率是用以評估組件續用壽命的最佳量化指標，本模擬計算中所考慮的環境與材料條件如表 1 與表 2，，假設組件存在一長度為 0.5 公分的既有裂縫、裂縫尖端的應力強度因子為 $27.5 \text{ MPa}\times\text{m}^{1/2}$ 、以及 304 不鏽鋼組件的敏化程度為 $15 \text{ C}/\text{cm}^2$ 。來自組件機械應力所造成的潛變裂縫成長速率，已列入總 CGR 的考慮之中。

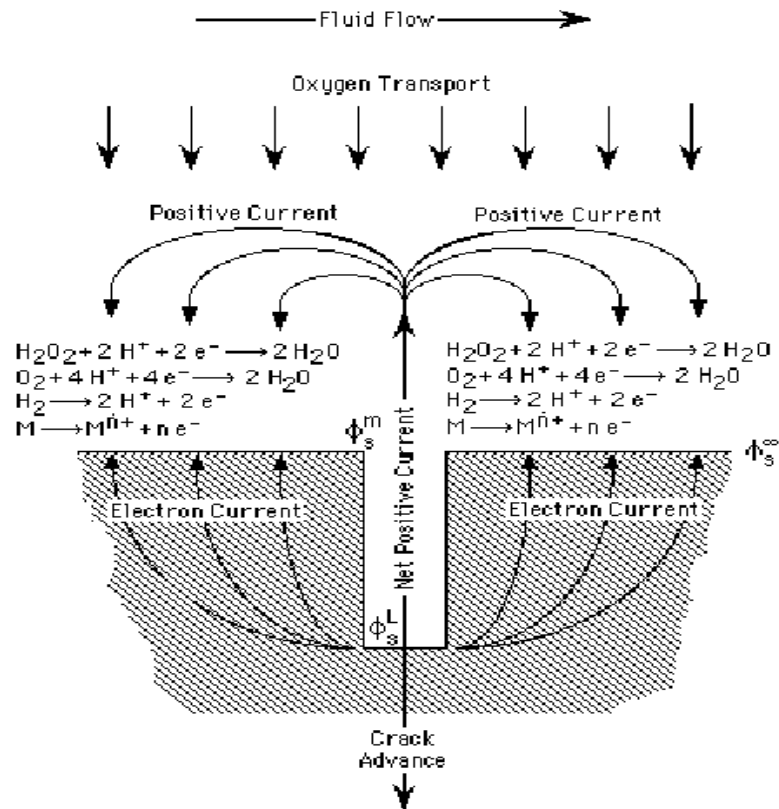


圖 6 CEFM 之裂縫成長原理示意圖

表 1 水化學狀態

Parameter	Limit
Conductivity	$\leq 2 \mu\text{S/cm}$
Cl-	$\leq 100 \text{ ppb}$
SO ₄ -	$\leq 100 \text{ ppb}$
CO ₃ -	$\leq 10 \text{ ppb}$

表 2 裂縫設定條件

Parameter	Data
Crack length	0.5 cm
Crack Area	0.001 cm ²
Crack opening	0.0005 cm
Crack width	1.0 cm

二、熱水流之研究方法

基於機組運轉實際狀況與管制要求，本研究在採用計算流體力學軟體進行分析時，僅需考慮單相熱傳與水力之問題，無需針對雙相以及相變化等機制進行描述。此外，考量機組停機並進入過渡階段後，其熱水流特性將隨著衰變熱之變化差異逐漸減少而趨於穩定；在忽略環境溫度之微幅變化所致之影響下，可視為一穩態或是擬穩態(Quasi-Steady State)。是故，在本研究中僅考慮穩態案例之計算，而不須如同事故分析時將邊界條件的改變或是系統暫態納入考慮。基於此一穩態-單相具熱源且不可壓縮流之自然對流案例，其熱流特性可由以下統御方程式加以描述：

2.1 熱流分析統御方程式

質量守恆

在考慮穩態與不可壓縮流體之前提下，不考慮質量源項之質量方程式可以被寫為：

$$\nabla \cdot (\rho \vec{v}) = 0 \quad (1)$$

其中，

ρ 為流體密度；

$\vec{v}$ 為流體速度向量。

動量守恆

動量方程式可以寫為：

$$\nabla \cdot (\rho \vec{v} \vec{v}) = -\nabla p + \nabla \cdot (\bar{\tau}) \quad (2)$$

其中，

p 為靜壓力；

$\vec{v}\vec{v}$ 為 dyadic product，可展開為：

$$\vec{v}\vec{v} = \begin{bmatrix} u_1 v_1 & u_1 v_2 & u_1 v_3 \\ u_2 v_1 & u_2 v_2 & u_2 v_3 \\ u_3 v_1 & u_3 v_2 & u_3 v_3 \end{bmatrix} \quad (3)$$

$\bar{\tau}$ 為剪力項，可進一步寫為：

$$\bar{\tau} = \mu \left[(\nabla \vec{v} + \nabla \vec{v}^T) - \frac{2}{3} \nabla \cdot \vec{v} I \right], \quad (4)$$

μ 為流體黏滯係數；

I 則為單位張量。

能量守恆

能量方程式可以寫為：

$$\nabla \cdot [\vec{v}(\rho E + p)] = \nabla \cdot (k_{eff} \nabla T) + S_h \quad (5)$$

其中 E 為單位質量之總能量，若忽略位能則可以寫成：

$$E = h - \frac{p}{\rho} + \frac{\vec{v}^2}{2}, \quad (6)$$

h 為焓值；

p 為靜壓力；

$\vec{v}$ 為速度向量；

而 S_h 則為能量源項，其於本研究中除了在爐心與燃料池格架中之區域外，其它部分皆為 0；而各處之燃料束則依據燃料之運轉與停機條件所獲之總熱源(W/Bundle)經功率分佈轉換為單位體積熱產生率(W/m³)後為之，詳細參數將於後邊界條件設定之章節所述。

k_{eff} 為等效熱傳導率：

$$k_{eff} = k + k_t \quad (7)$$

其中 k 為分子熱導率；

k_t 為紊流熱導率。

2.2 數值模式

紊流模式

考量本研究擬分析之燃料池因核能系統之尺寸較大、流量較大，故其流場往往係處於紊流狀態；即使因為停機而轉為自然對流其內部仍可能存在紊流效應。考量 $k-\omega$ 模式先前已於多項研究中獲得良好的分析結果[2, 3]；故選擇 $k-\omega$ 作為紊流模擬之用。此紊流模式之方程式可以表示為：

$$\frac{\partial}{\partial x_i} (p k u_i) = \frac{\partial}{\partial x_j} \left(\Gamma_k \frac{\partial k}{\partial x_i} \right) + \tilde{G}_k - Y_k + S_k \quad (8)$$

$$\frac{\partial}{\partial x_i} (p \omega u_i) = \frac{\partial}{\partial x_j} \left(\Gamma_\omega \frac{\partial \omega}{\partial x_i} \right) + \tilde{G}_\omega - Y_\omega + S_\omega \quad (9)$$

其中，

k 為紊流動能；

ω 為消散率；

$\tilde{G}_k$ 為紊流動能梯度；

$\tilde{G}_\omega$ 為消散率梯度；

Y_k 為 k 所造成的消散項；

Y_ω 為 ω 所造成的消散項；

S_k 與 S_ω 分別為 k 方程式與 ω 方程式之源項

S_k 為 k 所造成的源項；

S_ω 為 ω 所造成的源項；

Γ_k 為 k 所造成的擴散項；

Γ_ω 為 ω 所造成的擴散項，並可進一步表示為：

$$\Gamma_k = \mu + \frac{\mu}{\sigma_k} ; \quad (10)$$

$$\Gamma_\omega = \mu + \frac{\mu}{\sigma_\omega} ; \quad (11)$$

其中，

μ 為流體黏滯係數；

σ_k 與 σ_ω 為紊流普蘭特長數(turbulent Prandtl number)；

μ_t 則紊流為黏滯係數，其可進一步寫為：

$$\mu_t = \alpha^* + \frac{\rho k}{\omega} ; \quad (12)$$

其中，

紊流阻尼 α^* 可以定義為

$$\alpha^* = \alpha^*_\infty + \left(\frac{\alpha^*_0 + \frac{Re_t}{R_k}}{1 + \frac{Re_t}{R_k}} \right) ; \quad (13)$$

而 α^*_∞ 為阻尼則可表示為；

$$Re_t = \frac{\rho k}{\mu \omega} ; \quad (14)$$

$$R_k = 6 ; \quad (15)$$

$$\alpha^*_0 = \frac{\beta_i}{3} ; \quad (16)$$

$$\beta_i = 0.072 \circ \quad (17)$$

2.3 幾何模型

考量本研究係期望基於 107 年的分析結果進一步探討保守靜滯水條件對於組件裂縫之成長率影響，故為求研究方法的一致性，本研究仍以 107 年研究期間所建立之熱流分析模式(如圖 7 所示)為基礎，僅就分析模式所設定之參數以及進一步探討裂紋成長所需精進的邊界條件與網格進行必要之調整。

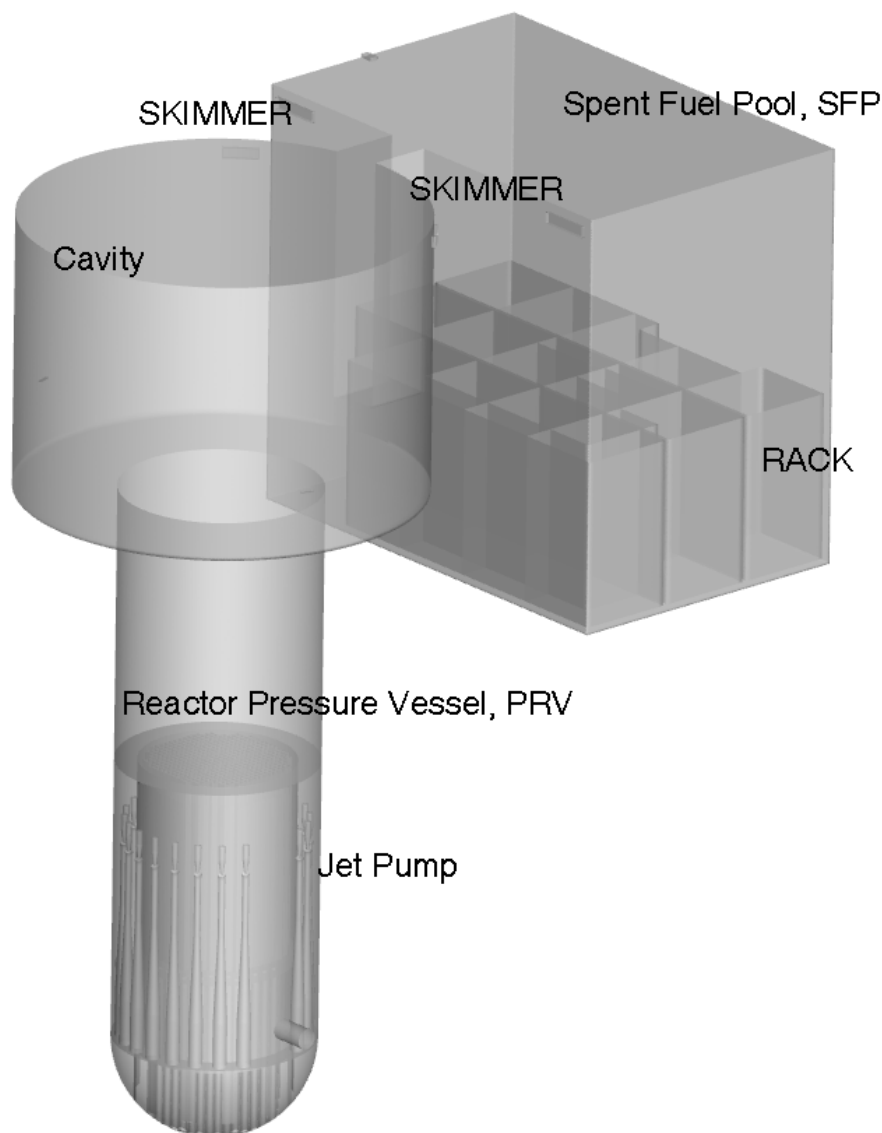


圖 7 本年度採用之核一靜滯水研究模式示意圖

此外，為能將本研究所建分析模式之關鍵設計資訊提供予其他分析軟體進行分析模式發展，本研究遂整理如相關熱水流參數，以供其他節點化分析軟體(如 TRACE)作為參考之依據。

然而考量兩者分析軟體之特性差異，本表格中仍以 CFD 分析模式中應具有之資訊為之，並加註部分區域之孔隙比(例如爐心燃料)，以利節點化方程式換算之用；惟部分幾何模式(如圖 7 所示)中已實際呈現組件結構之處；如爐心下盤區等，則需注意兩種不同分析工具於參數換算時可能存之差異。

表 3 各流場區域之特徵長度與體積

幾何名稱(節點)	節點長度(m)	體積(m ³)	密度 (Kg/m ³)	比熱 (J/Kg.K)	孔隙比
燃料池格架	4.38E+00	1.95E+02	9.98+E2	1.006+E3	0.55
燃料池	1.10E+01	7.08E+02	9.98+E2	1.006+E3	1.0
爐穴	7.25E+00	6.14E+02	9.98+E2	1.006+E3	1.0
爐心燃料	5.01E+00	2.14E+01	9.98+E2	1.006+E3	0.55
噴射泵	7.61E-01	1.27E-02	9.98+E2	1.006+E3	1.0
爐心下盤區*	1.74E+00	2.37E+01	9.98+E2	1.006+E3	1.0
爐心降流區	7.31E+00	4.97E+01	9.98+E2	1.006+E3	1.0
燃料傳送匣道	1.80E+00	1.32E+01	9.98+E2	1.006+E3	1.0
其它壓力槽體積 (自上繫板以上 之組件空間)	5.01E+00	1.56E+02	9.98+E2	1.006+E3	1.0

*已扣除結構組件後之水體體積

2.4 邊界條件

透過以上的模式說明並思考本年度主要以保守條件探討靜滯水效應之目標，本研究於後續案例分析時，預期將採用盡可能影響流場內對流效應的參數來加以設定，以下將逐一說明之：

A. 絕熱壁面

沿續 107 年對於計算域之最外圍壁面之描述，經評估若能忽略反應器與燃料池壁面之熱散失，將有助於減少局部區域之熱對流能力；且考量除役過渡階段仍有其合適冷卻系統行移熱，故在考慮水化學分析需考慮水中溶氧較高的保守情境下，此一假設性邊界並不致造成水體溫度的顯著影響，亦即不會因為溫度的保守性反造成溶氧量的不保守：

$$\frac{\partial T}{\partial N} = 0 ; \quad (18)$$

其中，T 為溫度；

N 指的是任一邊界的垂直方向。

B. 無滑動邊界條件

相對於上述熱傳的絕熱邊界，在所有固體與流體的交界面上，為能表現出流體在其表面流動的邊界層，故於模擬時需將該固體邊界設定為無滑動狀況，亦即流體在此邊界上的速度為零：

$$V = 0 ; \quad (19)$$

C. 絕熱且無滑動剪應力之邊界條件

上述兩項邊界條件主要用於固體與流體之交界處設定，但對於本案而言，燃料池與爐穴液態水的自由邊界並不全然符合上述之描述。因此在考慮在低流速下，自由液面處空氣對冷卻水之剪應力將因為密度差近仟倍之故，可將其視為不影響冷卻水之流動；且在保守假設液面仍為絕熱條件下，其邊界條件可以寫為：

$$\frac{\partial T}{\partial N} = 0 ; \quad (20)$$

$$\frac{\partial V}{\partial N} = 0 ; \quad (21)$$

D. 出口邊界

此類型邊界用於模擬本系統經用過燃料池冷卻系統取水口與 SKIMMER 進行取水時之能量與質量參數，以達到能量守恆與質量守恆之標的，其式可寫為：

$$P_{out} = P_{1atm} ; \quad (22)$$

$$\dot{m}_{outlet} = \vec{V}_{,udf} \cdot \vec{A}_{,udf} ; \quad (23)$$

$$T_{out,avg} = AVG(\dot{m}_{outlet} \cdot T_{outlet}) \quad . \quad (24)$$

E. 質量進口

此類型邊界主要係依據前項邊界條件，將忽略之熱交換器出口參數反應至反應器/燃料池之進口邊界，其式可寫為：

$$\dot{m}_{inlet} = \dot{m}_{outlet} ; \quad (25)$$

$$T_{out} = (\dot{m}_{inlet} \times c_p \times T_{out,avg} - Q_{HX}) / \dot{m}_{inlet} \quad . \quad (26)$$

F. 熱交換器參數

上述質量進出口為能滿足能量守恆並呈現冷卻水經熱交換器移熱之現象，需採用熱交換器模式求解前述之溫度項。故經過熱交換器之設定參數進行式 24 與式 26 之代換後可以求得：

$$T_{out} = 273.15 + T_{out,avg} - 0.8427 * (T_{out,avg} - T_{amb}) \quad (27)$$

其中， T_{amb} 為熱交換器冷卻端之溫度值；而 0.8427 則為該熱交換器於上述流量條件下之熱交換效率。

G. 用過核子燃料衰變熱功率

本研究於 107 年之研究中係採用 ASB 9-2 衰變熱計算方法與進行爐心衰變熱功率的計算，並考量自冷卻 30 天至報告撰寫時二號機已停機

870 天之條件。本年度為能更加詳盡就各式研究進行評估，亦針對其他先進熱源計算方法進行評估，其結果發現雖然考慮如 RG 3.54 rev. 2 方法等納入燃料的燃耗效應，或可進一步瞭解在不同燃耗下對分裂功率的貢獻不同，以及燃耗對鈾系核種的衰變熱功率貢獻之影響。但在預知燃料衰變熱將持續因停機時間的增日加而減少，選用不同衰變熱功率之計算模式並不會對於本假想案例中嘗試探討較低自然對流驅動力(熱源)之標的造成明顯差異；因此本研究中仍以 ASB 9-2 作為熱源之設定依據，其計算僅針對分裂產物衰變熱與重元素衰變熱功率兩部分進行計算，而不若 RG 3.54 rev. 2 分別探討各項鈾系核種的衰變熱功率貢獻：

分裂產物衰變熱：

$$\frac{P}{P_0}(\infty, t_s) = \frac{1}{200} \sum_{n=1}^{n=11} A_n \exp(-a_n t_s) \quad (28)$$

$$\frac{P}{P_0}(t_0, t_s) = (1 + K) \frac{P}{P_0}(\infty, t_s) - \frac{P}{P_0}(\infty, t_0 + t_s) \quad (29)$$

其中，

$\frac{P}{P_0}$ = 功率因子(fraction of operating power)

t_0 = 運轉時間(cumulative reacting operating time, seconds)

t_s = 停機時間(time after shutdown, seconds)

K = 不準度因子(uncertainty factor)，針對停機短期($0 \leq t_s < 10^3$)係為 0.2；而對於停機長期之部分其值為 0.1；由於本案係以長期停機為基準，故採用 0.1 為基礎進行計算。

重元素衰變熱功率：

$$\frac{P(U-239)}{P_0} = 2.28 \times 10^{-3} C \frac{\sigma_{25}}{\sigma_{f25}} \left[[1 - \exp(-4.91 \times 10^{-4} t_0)] \times \exp(-4.91 \times 10^{-4} t_s) \right] \quad (30)$$

$$\frac{P(U-239)}{P_0} = 2.17 \times 10^{-4} C \frac{\sigma_{25}}{\sigma_{f25}} \{1.007[1 - \exp(-3.41 \times 10^{-6} t_0)] \times \exp(-3.41 \times 10^{-6} t_s) - 0.007[1 - \exp(-4.91 \times 10^{-4} t_0)] \times \exp(-4.91 \times 10^{-4} t_s)\} \quad (31)$$

其中， $P(U-239)/P_0$ 為 U-239 的功率因子，而 $P(Np-239)/P_0$ 則為 Np-239 的功率因子；

t_0 = 運轉時間(cumulative reacting operating time, seconds)；

t_s = 停機時間(time after shutdown, seconds)；

C = 單一 U-235 消耗對應之 Pu-239 轉化比；

σ_{25} = U-235 的等效中子吸收截面；

σ_{f25} = U-235 的等效中子分裂截面。

為能確保燃料池內待乾貯之燃料衰變熱在裝載時的明確性，計算中係以特定週期之爐心衰變熱功率計算，並根據該週期之爐心布局，針對同批燃料束自爐心啟動時至停機期間徑向尖峰因子 RPF_i ，求取其平均燃料束徑向尖峰因子，計算時所需要的爐心總衰變熱功率則由：

$$\sum_{i=1}^{N_{ass}} \frac{P_i}{P_{0i}} \text{ 求出；}$$

其中 N_{ass} 為燃料束數目；

$$P_{0i} = \frac{P_0}{408} * RPF_i；$$

P_i 為燃料 i 之衰變熱功率；

P_0 為爐心運轉總功率，本案考慮核一曾進行小幅度功率提升，保守以 1840MWt 進行設定。

依據以上所述，本研究除了在爐心燃料之衰變熱是以逐一設定之方式加以模擬外，亦於燃料池部分建立對應之自定函式(User Defined Function, UDF)技術，避免因為人為作業需設定逾 3000 根燃料束之困擾。本研究採

用使用者自定函式之方式，將爐心燃料之功率、流阻等，透過如圖 8 之燃料配置表進行設定。然而與爐心不同之處在於爐心燃料束停機較短之故，各燃料束之尖峰因子 RPF_i 影響較為明顯，因此於爐心中仍依循 107 年之各束燃料以 RPF_i 進行功率評估後的結果(W/BUNDL)來進程式碼撰寫；但於燃料池中，由於冷卻時間較長，且過用燃料並無徑向功率分佈之需求，因此僅於程式中逕以各周期平均之方式進行設定，以簡化未來應用時的設定困擾外，並便於分析者查核對設定之燃料周期是否正確。

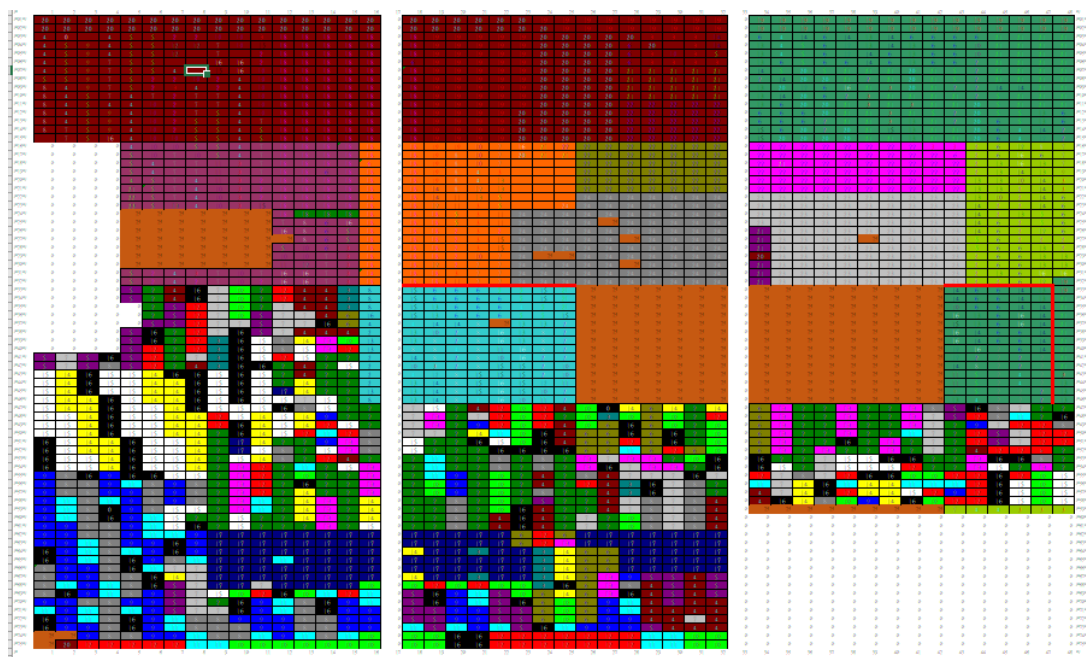


圖 8 燃料束全池功率(周期)配置之設定技術

H. 燃料束流阻

有鑑於本案與 107 年所探討之機組與其內部存放的用過核子燃料型式皆無差異，且先前引用之燃料束流阻已獲證實其保守性。是故本研究仍採用本團隊先前已研發之 ATRIUM-10 燃料於低雷諾數下之流阻來進行其參數設定，其流阻參數可表示為：

慣性阻力(Inertia Resistance)：

$$\Delta p/L = C_2 \frac{\rho \vec{V}^2}{2} ; \quad (32)$$

黏滯阻力(Viscous Resistance)：

$$\Delta p/L = \frac{\mu}{\alpha} \vec{V} 。 \quad (33)$$

在將上式代入燃料廠家所提供之 ATRIUM-10 參數後，則獲得以下參數：

$$f \frac{L}{D} \frac{\rho \vec{V}^2}{2} = \frac{\mu}{\alpha} \vec{V} \times L$$

$$\Rightarrow \frac{1}{\alpha} = \frac{f}{2 \times D^2} \times \frac{\rho \vec{V} D}{\mu} \quad (34)$$

$$\Rightarrow \frac{1}{\alpha} = \frac{f}{2 \times D^2} \times Re \quad (35)$$

若流場處於紊流時， $f = 0.203 \times Re^{-0.200}$ ；則上式可以寫為：

$$\begin{aligned} \frac{1}{\alpha} &= \frac{0.203}{Re^{0.200}} \frac{1}{2 \times D^2} \times Re \\ &= 0.1015/D^2 \times Re^{0.8} 。 \end{aligned} \quad (36)$$

此外，因為本研究係屬於低流速條件，因此在將流場保守假設為摩擦阻力較大的層流時，此時：

$$\frac{1}{\alpha} = \frac{32}{D^2} 。 \quad (37)$$

綜合上述各項模式設定之依據，本研究亦羅列 107 年與 108 分析方法差異(如表 2 所示)除供未來參考之外，亦闡明兩年計畫間之技術關聯性與差異性。

表 4 本年度分析模式差異比較與原因說明表

關鍵模式項目	異同	差異處說明	說明
幾何模型	同	N/A；採用 107 所建立幾何模式	● 分析標的皆為核一廠，並考慮目前除役過渡階段與爐心、燃料池連通之各處水體
燃料束流阻	同	N/A	● 機組燃料束型式並未更改 ● 細部燃料配置未更動 ● 已選燃料流阻具代表性與保守性
爐心熱源配置	同	N/A	● 107 年已具獨立設定熱源之能力，符合本年度研究需求
燃料池熱源配置	異	採用實際燃料束配置進行燃料池熱源配置	● 依據 107 年審查意見對於可能靜滯、迴流之現象進行精進
網格配置	異	燃料池網格 噴射泵與降流區網格加密	● 依據前項需求進行局部網格加密

三、輻射場之研究方法

本節說明利用計算機程式分析核電廠於除役過渡前期的輻射場特性。利用計算機程式分析核電廠的輻射場可分為輻射源項的分析與輻射場的分析，本節輻射源項的分析採用計算機程式 TRITON 與 ORIGEN-S，輻射場的分析採用計算機程式 MAVRIC。TRITON、ORIGEN-S 與 MAVRIC 都是 SCALE[1]程式集中的子程式，以下依序說明各子程式的功能、考慮的參數與分析原理。

SCALE 程式集由美國橡樹嶺國家實驗室 (ORNL) 發展與維護，目前最新的版本是 SCALE 6.2.3 版。TRITON 是 SCALE 中設計做為有關反應器物理應用的燃耗分析子程式。在進行輻射源項分析時，利用 TRITON 依燃料的幾何與材料設定、鈾的初始濃縮度、燃料在爐心中的佈局、燃料使用的時間與冷卻時間、與燃料使用後的燃耗值等分析燃料中各核種隨時間變化的濃度與活度。在執行 TRITON 之前，TRITON 會將燃料使用與冷卻的時間分成數個階段，屬燃料使用的階段會依爐心佈局進行中子遷移計算，屬冷卻階段則進行核種衰變計算。燃料使用階段的中子遷移計算得到的中子通率與該階段各核種的初始濃度可推估該階段結束時各核種的增加量與減少量，冷卻階段的核種衰變計算依該階段各核種的初始濃度與冷卻時間亦可推估該階段結束時各核種的增加量與減少量。各核種的增減量可進一步推估結束時各核種的濃度供下一階段做為初始濃度。

ORIGEN-S 是 SCALE 中設計做為各種核種濃度、活度與輻射源項分析的子程式。在接續 TRITON 進行輻射源項分析時，利用 ORIGEN-S 依 TRITON 結果 (即某個特定時間點的核種濃度) 分析燃料在該時間點中子與光子的能量分佈與射源強度，或依 TRITON 結果設定燃料冷卻時間分

析冷卻後中子與光子的能量分佈與射源強度。ORIGEN-S 依下式求解各核種濃度：

$$\frac{dN_i}{dt} = \sum_{j \neq i} (l_{ij}\lambda_j + f_{ij}\sigma_j\phi)N_j(t) - (\lambda_i + \sigma_i\phi)N_i(t) + S_i(t)$$

其中

N_i 是核種 i 的濃度 (atoms)

λ_i 是核種 i 的衰變常數 (1/s)

l_{ij} 是核種 i 從核種 j 衰變產生的比例

σ_i 是核種 i 與中子作用後不再是核種 i 的作用截面 (barn)

f_{ij} 是核種 i 從核種 j 與中子作用產生的比例

ϕ 是中子通率 (neutrons/cm²-s)

S_i 是核種 i 的初始濃度或特定時間獨立增減的濃度 (atoms/s)

上式表示核種 i 隨時間的濃度 (等號左邊) ORIGEN-S 考慮：

1. 因其它核種 j 經衰變或經與中子作用的增加濃度 (等號右邊第一項)
2. 因核種 i 經本身衰變或經本身與中子作用的減少濃度 (等號右邊第二項)
3. 不因衰變或不因中子作用影響的獨立增減濃度 (等號右邊第三項)

圖 9 至圖 14 是透過 TRITON 與 ORIGEN-S 輻射源項分析的結果，分析案例考慮核一廠用過燃料 GE8×8-1 的幾何與材料設定、GE8×8-1 在爐心中的佈局。另考慮不同初始鈾濃縮度 (1.9%與 3.8%)、不同燃耗度 (36 與 48 GWD/MTU) 與不同冷卻時間 (10 與 40 年) 對輻射源項分析的影響。結果顯示，不同用過燃料輻射源項的能量分佈差不多，但輻射源項的強度差異則相對明顯。燃料中子射源在低初始濃縮度、高燃耗度與短冷卻時間有比較大的射源強度 (圖 10)。燃料光子射源在高初始濃縮度、高燃耗度與短冷卻時間有比較大的射源強度 (圖 12)。結構光子射源與燃料中子射源相同在低初始濃縮度、高燃耗度與短冷卻時間有比較大的射源強度 (圖 14)。

MAVRIC 是 SCALE 中設計做為針對困難屏蔽問題的輻射屏蔽分析子程式，希望透過蒙地卡羅方法在合理的計算時間內得到較小統計誤差的分析結果。在進行輻射場的分析時，利用 MAVRIC 依屏蔽問題的幾何材料設定搭配輻射源項分析的射源能譜與射源強度執行中子與光子通率與劑量率分佈的統計估算。MAVRIC 的特點在於採用 CADIS 與 FW-CADIS 變異數降低方法加速蒙地卡羅計算。使用 CADIS 方法時，MAVRIC 會先以 DENOVO 的決定論法求解屏蔽問題的伴隨函數（Adjoint flux），MAVRIC 再以此伴隨函數建立屏蔽問題準備於蒙地卡羅計算中射源取樣的權重，與建立射源取樣後粒子在各相空間（幾何、能量、角度）遷移時的重要性，最後以 MONACO 依射源取樣權重與相空間重要性執行屏蔽問題的蒙地卡羅計算。射源取樣權重與相空間重要性可引導蒙地卡羅方法的射源取樣與粒子遷移，使該射源與該粒子對分析結果能有效貢獻，如此便能降低分析結果的統計誤差，在合理的計算時間內得到可靠的結果。而 FW-CADIS 方法則是在建立射源取樣權重與相空間重要性之前，會另以 DENOVO 求解屏蔽問題的通率函數或劑量率函數，MAVRIC 以此通率函數加權同一個屏蔽問題但不同偵檢器的伴隨函數，將不同偵檢器的影響都考慮到同一個伴隨函數，再以加權過的伴隨函數建立射源取樣權重與相空間重要性，最後同樣以 MONACO 進行蒙地卡羅計算。FW-CADIS 不同的是提供蒙地卡羅計算多個偵檢器的射源取樣權重與相空間重要性，可同時降低多個偵檢器分析結果的統計誤差，以處理多個偵檢器的屏蔽問題。

圖 15 與圖 16 是參考核能研究所「反應器壓力槽及其內部組件之放射性特性分析報告（含超 C 類廢棄物）」與熱水流分析建立的核一廠壓力槽與用過燃料池 MAVRIC 計算模型。

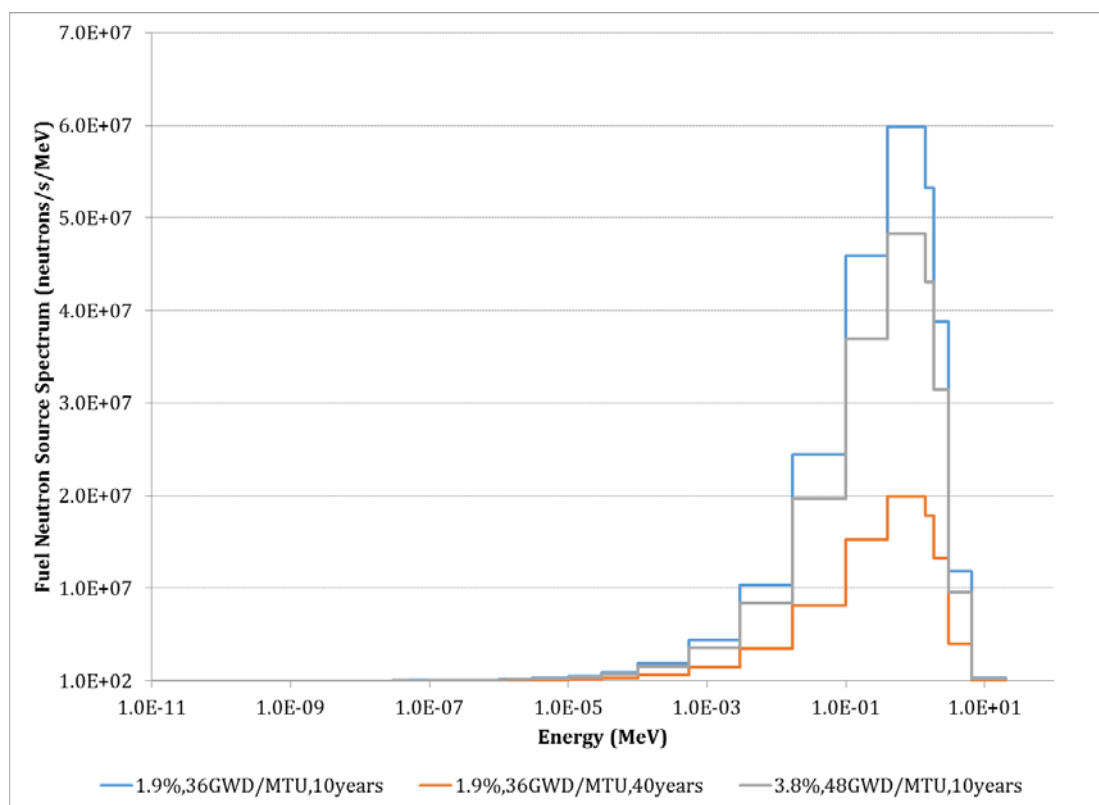


圖 9 不同燃料的燃料中子射源能譜。

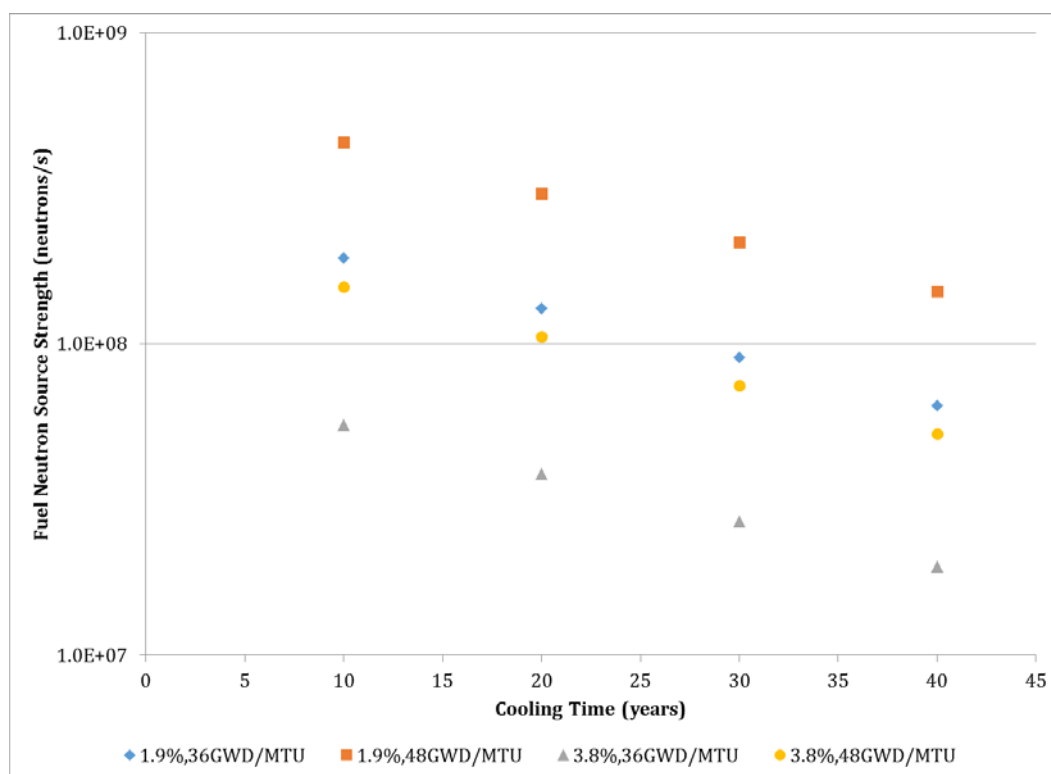


圖 10 不同燃料的燃料中子射源強度。

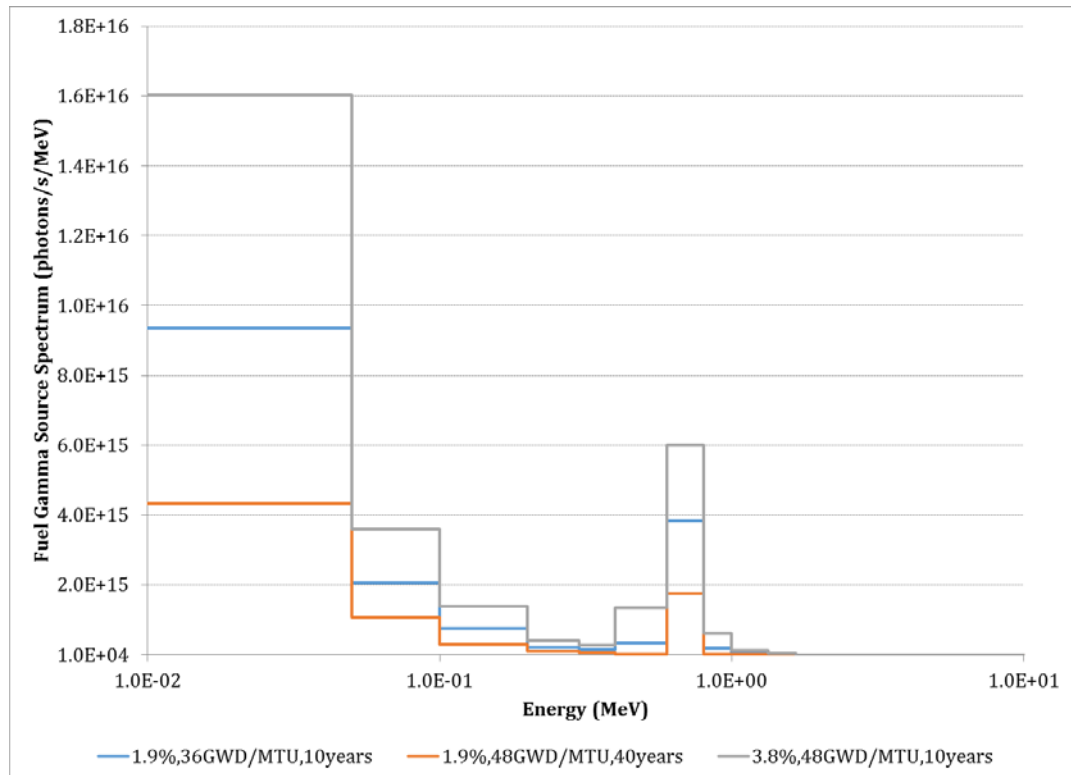


圖 11 不同燃料的燃料光子射源能譜。

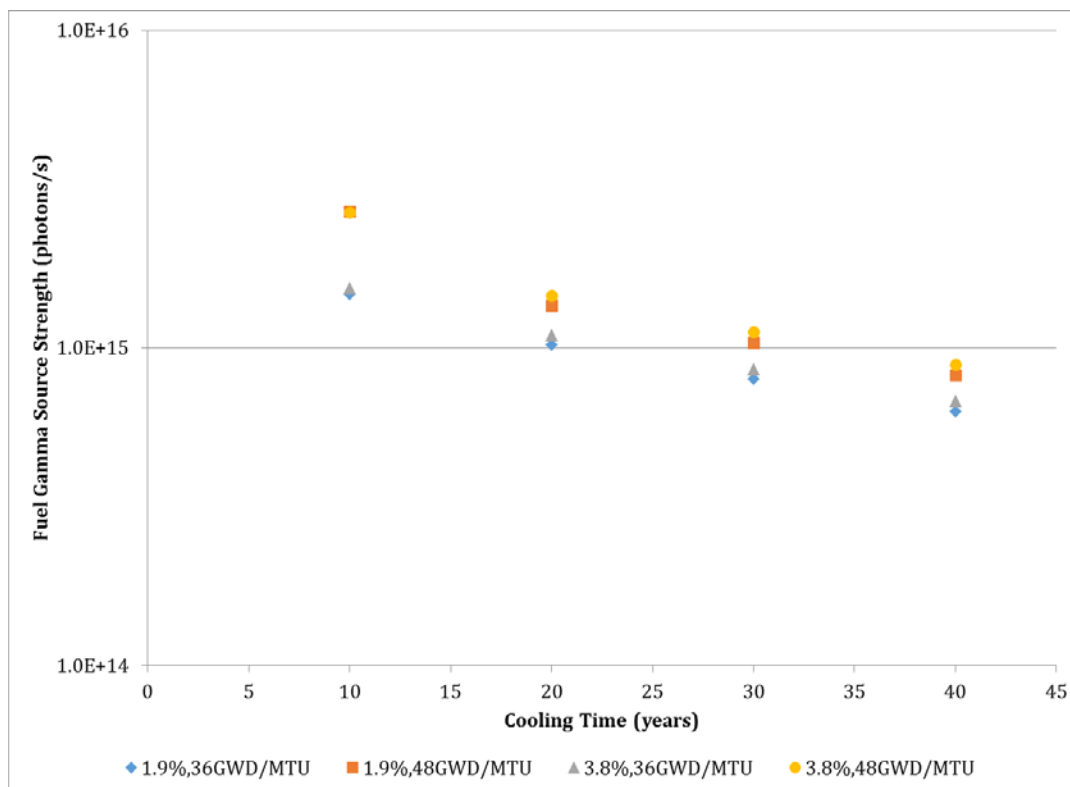


圖 12 不同燃料的燃料光子射源強度。

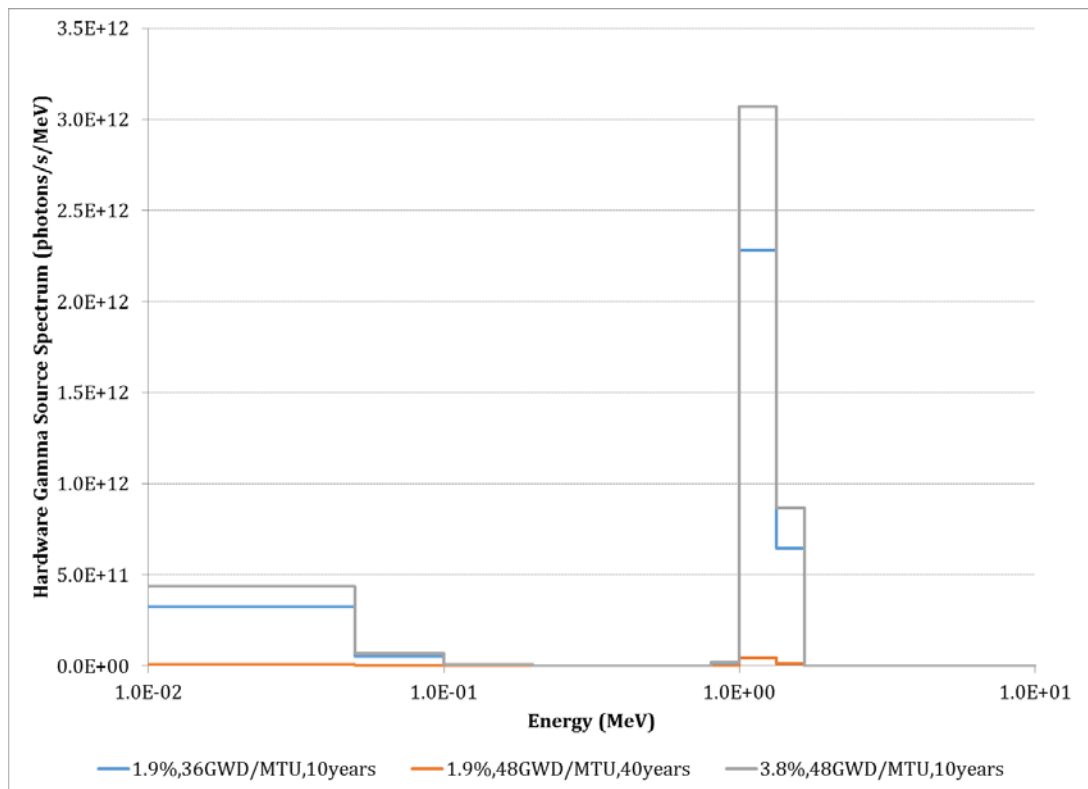


圖 13 不同燃料的結構光子射源能譜。

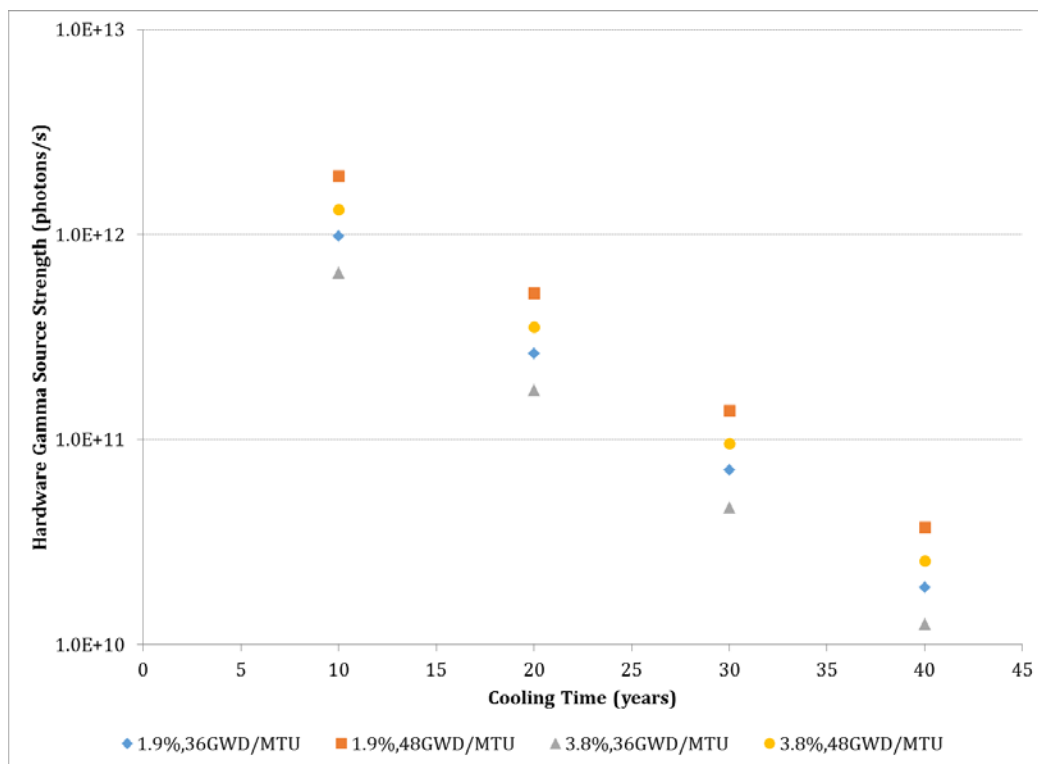


圖 14 不同燃料的結構光子射源強度。

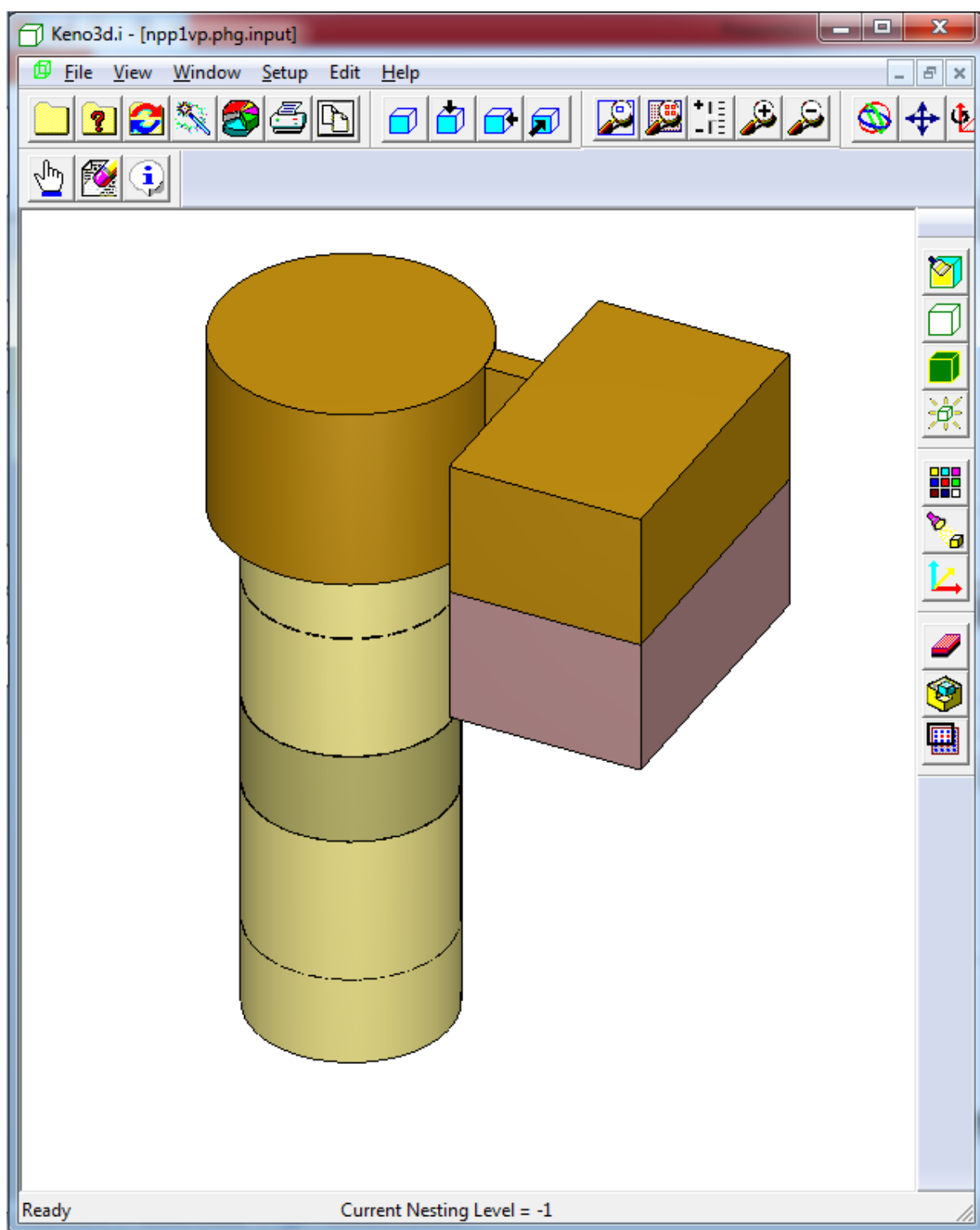


圖 15 分析工具 MAVRIC 計算模型示意圖。

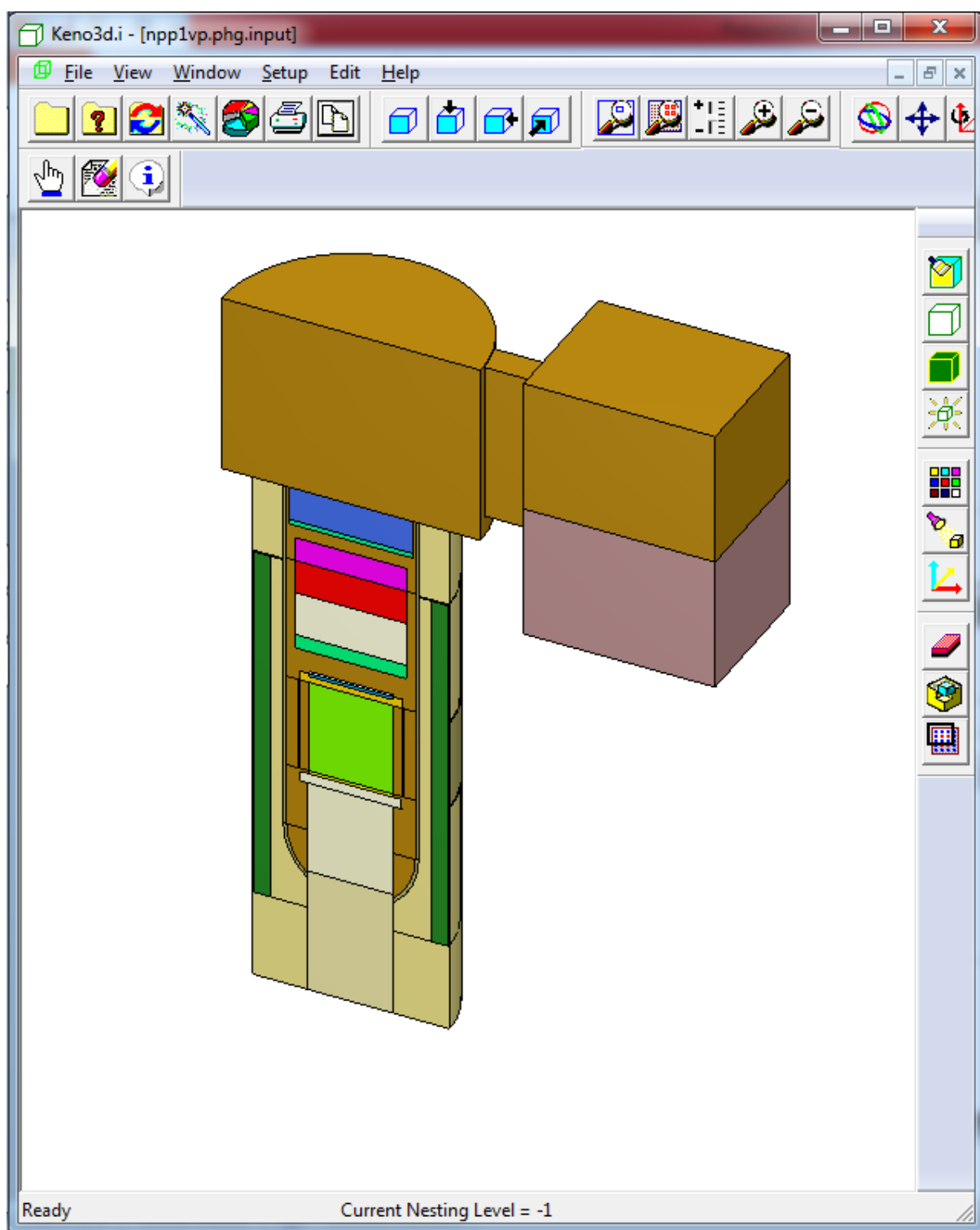


圖 16 分析工具 MAVRIC 計算模型縱切示意圖。

參、主要發現與結論

本研究係為整合熱水流分析、輻射屏蔽與水化學三個分析領域而成之評估工作。為能逐步自分析案例選定與現象探討直至最終計畫目標-元件裂紋成長速率 CGR 之計算，以下將依序就熱水流、輻射屏蔽至水化學分析結果逐項加以探討。

一、熱水流分析結果

基於 107 年對於熱水流中可能影響除役過渡階段水化學及材料裂紋成長之參數主要係為流量以及溫度兩項，其中流量的快慢將影響氧化劑在特定區域的累積或消耗狀況。預期在較緩慢的流場中可能因為靜滯水效應而導致較值得關注的水化學條件；亦即透過後續的流場探討，吾人希望朝向檢索出較低流速之案例，並將其熱水流特性加以量化，以作為水化學分析工作之輸入參數。

然而在溫度的影響方面，其影響並非如同流場的影響般單純，這是因為當溫度較低時溶氧量將會比溫度高時更高，而由 107 年所獲成果可以得知，開蓋時所造成的水中溶氧乃是除役過渡階段冷卻水之主要氧化劑來源，然而溫度降低時亦將進一步造成裂紋成長所需的活化能下降；況且若進一步將池水中的對流與溫度之關係以自然對流機制加以連結並考慮時，亦將獲得溫度愈低可能存在之靜滯水狀況愈顯著等現象，進而對水化學的評估造成不同程度的影響。

是故，在進行後續的水化學評估前勢必要先行就熱水流特性進行探討與篩選，以提供合適的熱水流資訊，甚至與輻射屏蔽分析工作團隊共同決定提交給水化學團隊具幾何一致性的趨勢(例如，爐心中心軸線或是噴射泵軸線)以及特定資訊(如最高/低值或體積平均)；以輔助水化學進行分

析。以下將逐一就各項參數所造成之影響進行探討。

1.1 冷卻機制(模式)對於水體靜滯現象之影響探討

由於餘熱移除系統不僅可用以作爐心冷卻，在以往大修期間更可透過模式的切換來提供機組不同的冷卻能力。而無論其採用之串數，當其啟動後對爐心所提供的流量可提供極大的對流能力，並且使整體流場呈現強制對流現象，進而使爐心燃料束因為溫度差而產生的自然對流貢獻忽略不計。這意味著當 RHR 啟動運轉時，爐心各處重要組件之流場將呈現強制對流之情境，而無需擔心爐心各處呈現靜滯水之狀況。

如圖 17 所示，當本研究採用核一廠 1 號機於運轉於 RHR D 串以及新增燃料池冷卻系統 A 串時，分析所獲之爐心溫度最高接近約 49°C ，而燃料池最高溫度約為 47°C 左右。此一數據與核一廠所提供之爐心 45.3°C 以及燃料池 44°C 似乎略有差異。然而若進一步檢即可得知主要差異係可能來自於

1. 熱交換器冷卻水溫度之差異；由於本研究係採用穩態分析，故未能與實際機組之冷卻端溫度一致；
2. 原始分析模式中，即以較保守之條件設定熱交換器之效率，故此亦可能造成些許差異；
3. 上述所指分析所得之爐心以及燃料池溫度係為模式求得之局部最高溫度，故此與機組運轉時可取得的溫度監測結果較趨近於其平均亦略有差異。

整體而言，此一分析結果已提供充足佐證以確在 RHR 啟用期間，將可以提供充足的對流能力以移除衰變熱之外，更可提供充足的對流能力，令爐心與周圍降流區等處呈現如圖上所示冷卻水由噴射泵注入爐心底部下盤區，並因為吸啜效應讓降流區之冷卻水亦達到流動的效應。

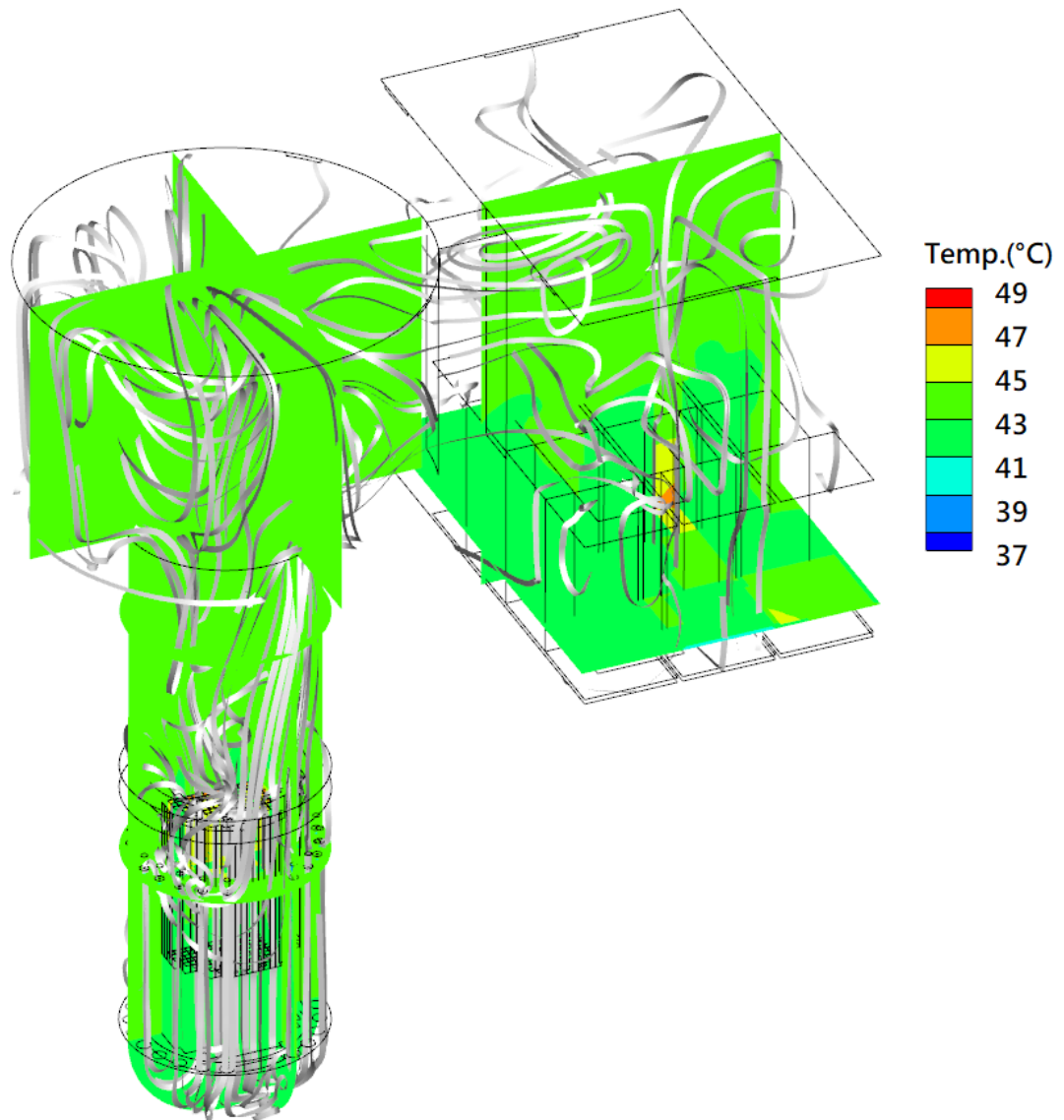


圖 17 採用 RHR 與新增燃料池冷卻系統進行移熱時之流線與溫度分布

相較於採用 RHR 進行冷卻，當僅利用新增燃料池冷卻系統進行移熱，則爐心端的冷卻機制將會由原來的強制對流主導轉為自然對流主導。此時爐心需建立更高的溫度差(圖 18)方能讓足夠的冷卻水移除熱量。因此由圖 17 與圖 18 於爐穴的溫度分佈可以很明顯的發現兩者於冷卻水的均溫性呈現極大的差異。而也因為受熱流體密度較低之故，冷卻水

將僅由可提供流入途徑的噴射泵進口流入並經加熱後由爐心流出，而不具熱源的降流區以及燃料池之處，可預期流動能力將明顯降低。

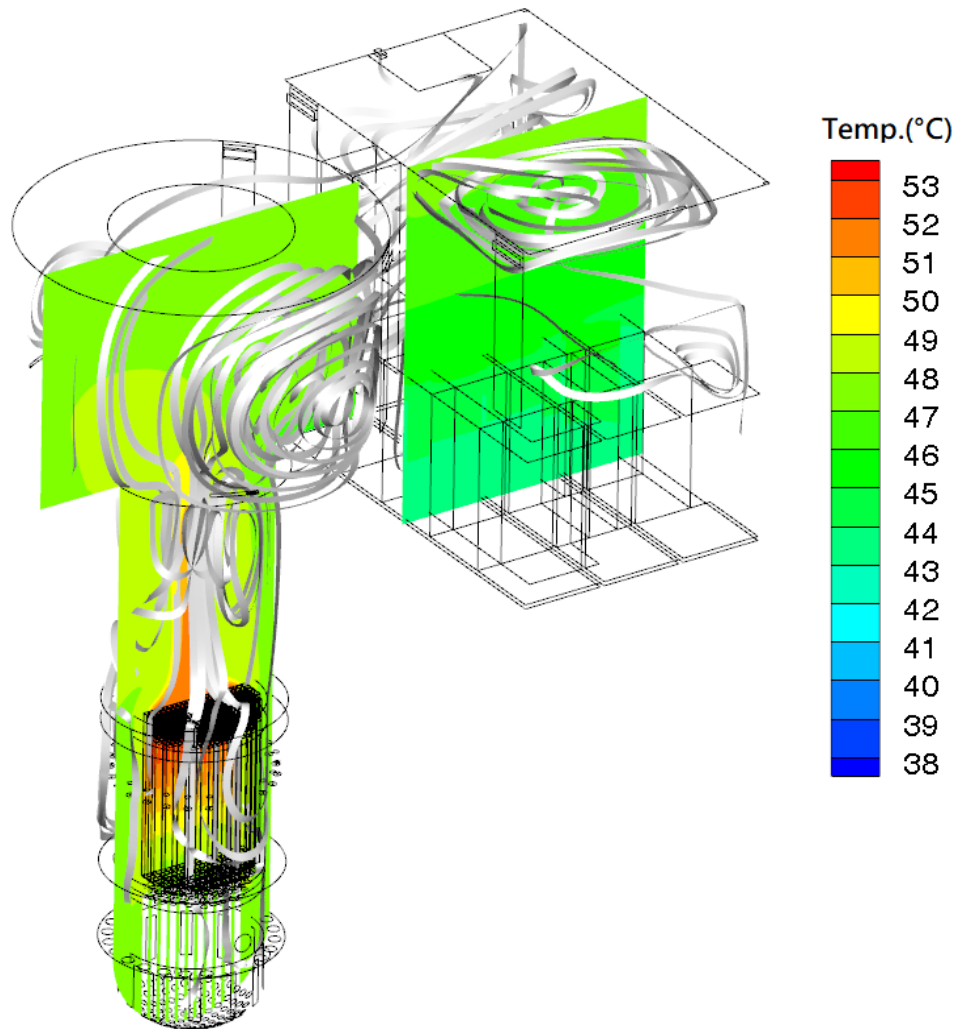


圖 18 採用新增燃料池冷卻系統於燃料池端移熱時之流線與溫度分佈

上述的意味著如果啟用 RHR 系統進行移熱，則可視為整體流場僅與強制對流機制相關而不受自然對流冷卻之影響；是故各處冷卻水之場將近似大修期間之狀況，而不致因為停機時間的增加而產生靜滯水現象。

而若進一步探討在不具有 RHR 冷卻系統之狀況，僅以新增燃料池冷卻系統進行熱移除時，不同冷卻水注水途徑所造成的影響。則可進一步地經由爐穴擴散器與新增燃料池冷卻兩種注水途徑進行探討。其影響可圖 19 與圖 20 所示之速度分佈來加以討論。

當採用燃料池端供水時，可以合理推測得知燃料池將可直接獲得較大的直接冷卻能力，並使其溫度較爐心處之溫度更低(圖 18)。然而在爐心溫度與燃料池溫度皆可被接受之前提下，更意味著以對流機制進行移熱的爐心，在燃料池供水的冷卻規劃下時，爐心所具有的相同熱量需進一步透過較高的對流能力來移除。是故，在比較圖 19 與圖 20 的溫度分佈時可以明顯的發現在採用燃料池端供水的機制時，爐心側以及降流區的流速皆較採用爐穴擴散器進行冷卻更高。

在綜合以上的討論以及本研究希望尋找出具有較高靜滯水現象與高溶氧的水化學特性等熱流分析標的下，可發現採用新增燃料池冷卻系統並利用爐穴端冷卻模式，將使爐心燃料池具有較低的溫度(圖 20 圖 22)與流速(圖 19 圖 20)，是故以下將以此冷卻模式進行後續案例的探討而逐步聚焦以提供水化學分析所需參數。

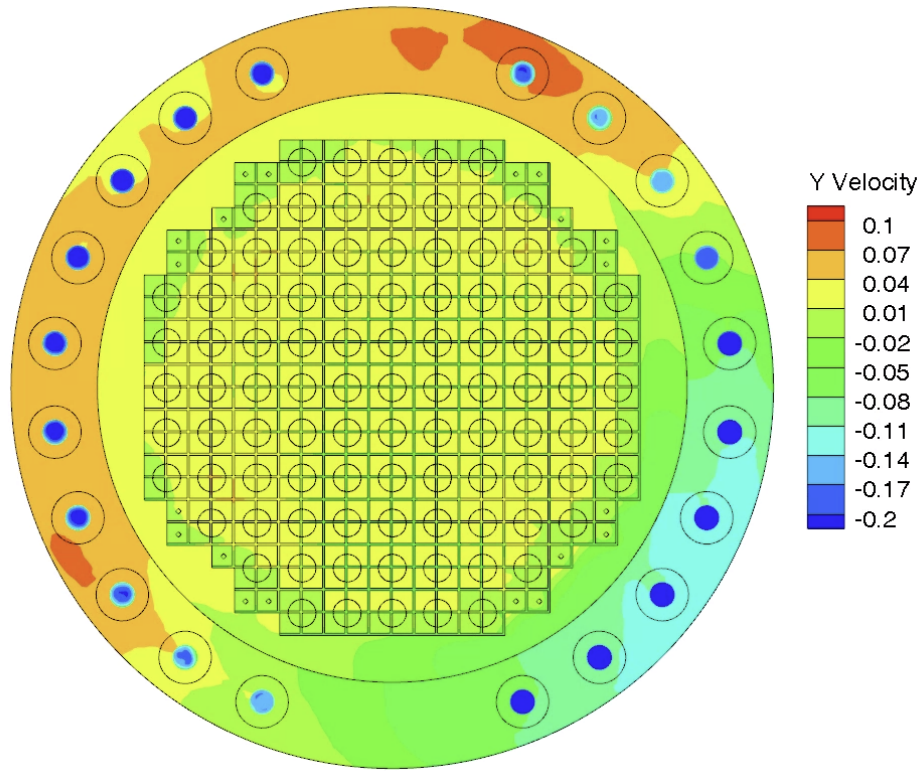


圖 19 採用新增燃料池冷卻系統於燃料池端供水之速度分佈

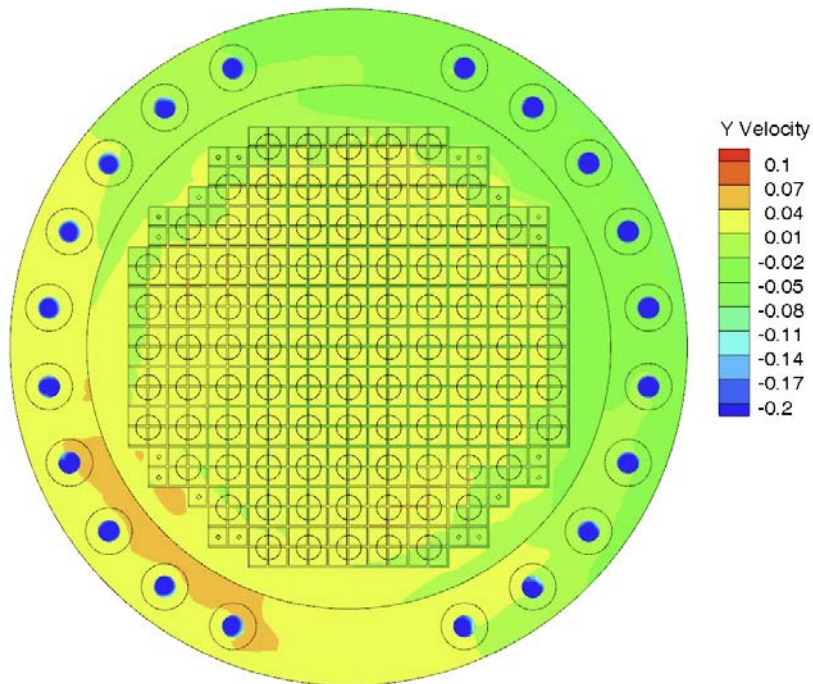


圖 20 採用新增燃料池冷卻系統於爐穴端供水速度分佈

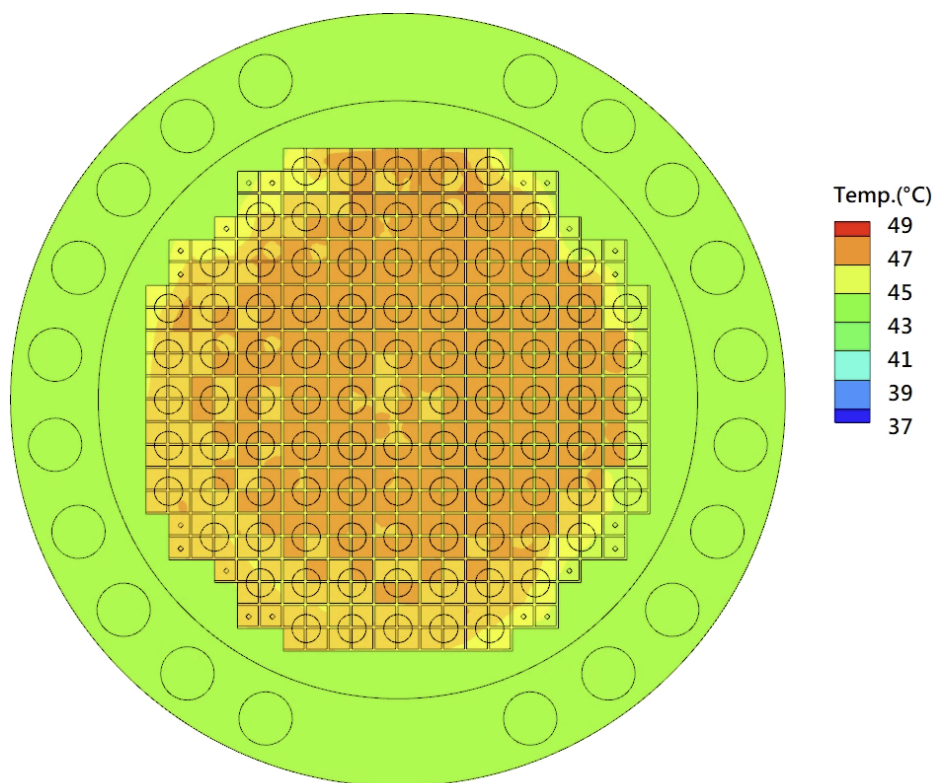


圖 21 採用新增燃料池冷卻系統於燃料池端供水之溫度分佈

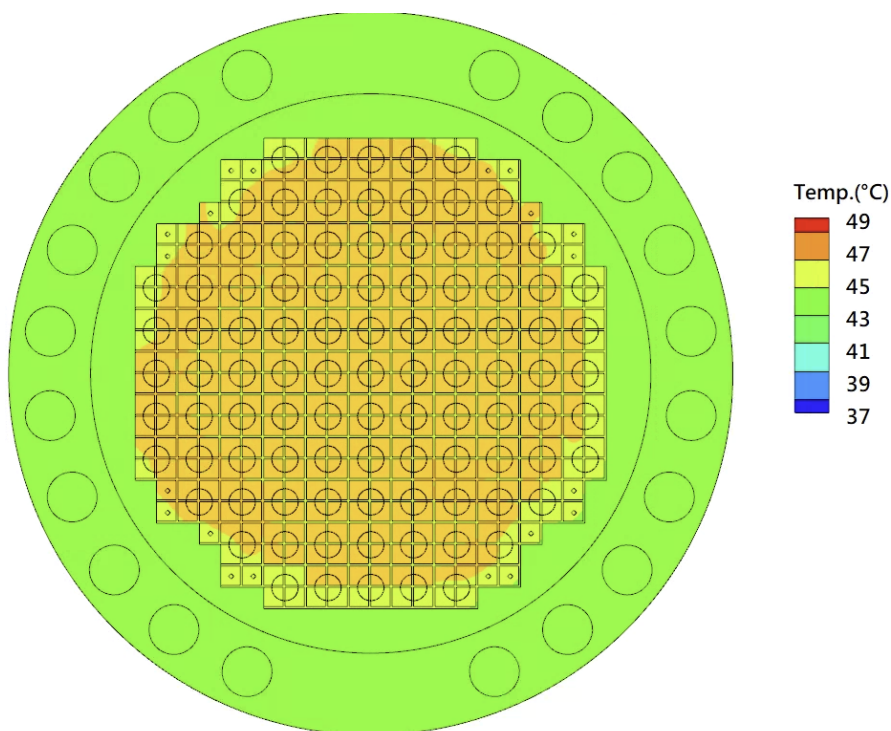


圖 22 採用新增燃料池冷卻系統於爐穴端供水之溫度分佈

1.2 熱負載與冷卻水流量對於水體靜滯現象之影響探討

透過以上之分析，吾人可以得知若要能針對除役過渡期間的靜滯水議題加以研究，則除了需採用新增燃料池冷卻系統自爐穴擴散器進行冷卻方能獲得較低的爐心溫度與爐心流速之外，考量此一冷卻機制主要係來自於爐心熱源所造成的自然對流，是故需要針對此冷卻模式與不同停機時間下的熱負載對冷卻水溫度與流動的綜合影響進行探討，以利進一步挑選水化學分析之代表性參數。

圖 23 為機組停機逾 3 個周期後所獲之溫度特性，其結果當爐心熱源大幅降低後，其溫度亦將因此而減低之外，因為自然對流而混合的降流區溫度亦將同步下降。也由於爐心溫度的顯著下降，圖 24 所示之爐心與降流區速度分佈亦明顯小於圖 20 中所呈現之速度。例如，在爐心冷卻時間較短時，因自然對流所獲得的噴射泵進口流約略為 0.2m/s 左右且分佈均勻，然而當爐心冷卻約 3 個運轉周期的時間後，僅有 2 個噴射泵仍維持有約略 0.17m/s 的流速，其餘噴射泵僅剩下 0.1-0.14m/s 左右的流速，且降流區的平均速度亦由 0.05 減至約 0.02m/s 左右。爐心外圍的 Core shoulder 亦因為近乎為一封閉空間，其流動原本即是利用爐心與降流區的溫度進行對流，故於爐心熱源減少時其內部流速亦進一步下降。

而基於以上的探討，對於未來進行水化學分析之案例，則將傾向於以較低爐心熱源為方向，除以求得較顯著的靜滯水特性外，亦希望較低的整體水溫可以提供較大的氧化劑濃度。

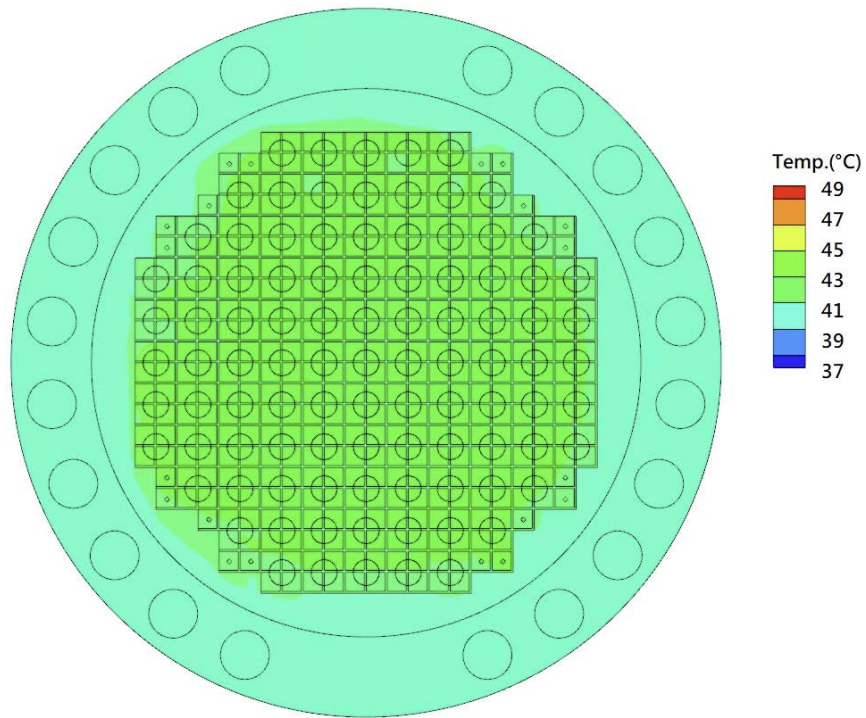


圖 23 採用新增燃料池冷卻系統於燃料池端供水之溫度分佈(停機 3 個星期)

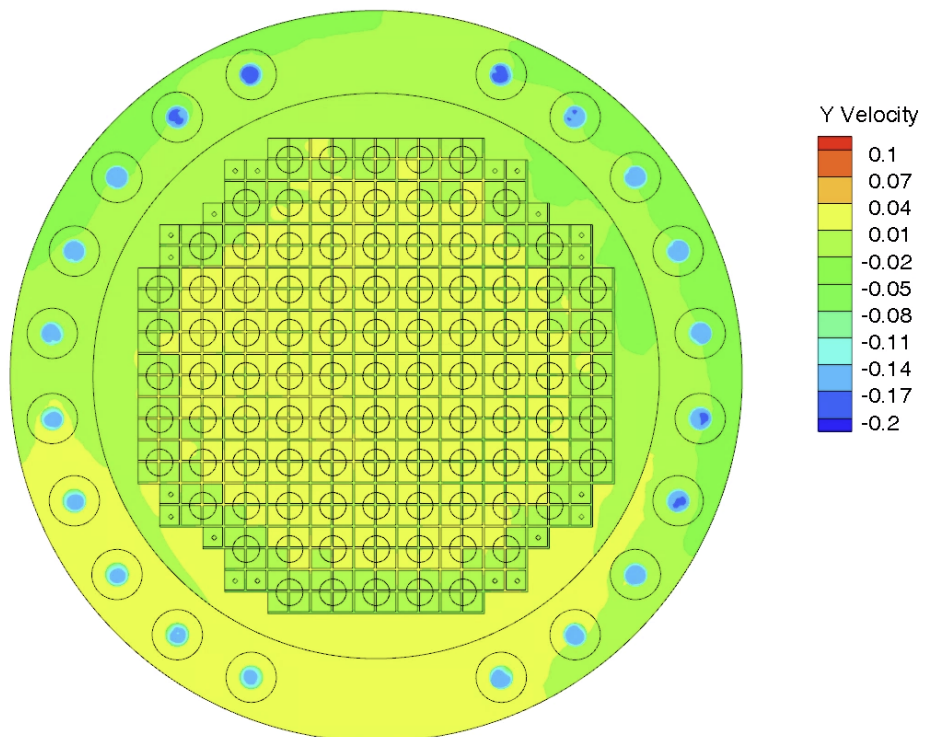


圖 24 採用新增燃料池冷卻系統於爐穴端供水之速度分佈(停機 3 個星期)

此外，冷卻系統之流量對爐心溫度與流場特性則可由圖 25 與圖 26 所示之流場與溫度場分佈來加以說明。但因為原有的 1200GPM 流量在導入爐穴時即無法對整個水體造成有效的動量貢獻，因此當爐穴端採用較小流量(500GPM)的冷卻水來進行移熱時，整體流場仍將以自然對流與主要驅動機制。因此，在溫度差所致之密度與比熱改變不大之前提下，整體爐心流動仍未被顯著改變，是故圖 25 所示之整體流速分佈其量值大致與前案之分佈相當。

但此一流量的改變意味著爐心內所具有的能量仍需藉由此一冷卻機制加以移除，能量守恆方程式揭示當流量變小且比熱不變之時，其溫度差勢必要明顯增加，方能有效移除其熱量。因此圖 26 中才現呈現溫度分佈與前案相似，但整體溫度值向上偏移之分佈結果。

而綜合以上對流量與熱源項的討論，本熱流分析即在接續前節對於冷卻模式選用燃料池冷卻系統並以爐穴擴散器進行供水的發現後，更進一步提議於後續的水化學分析中，應以較高流量以及較低爐心熱源之參數來進行規劃。

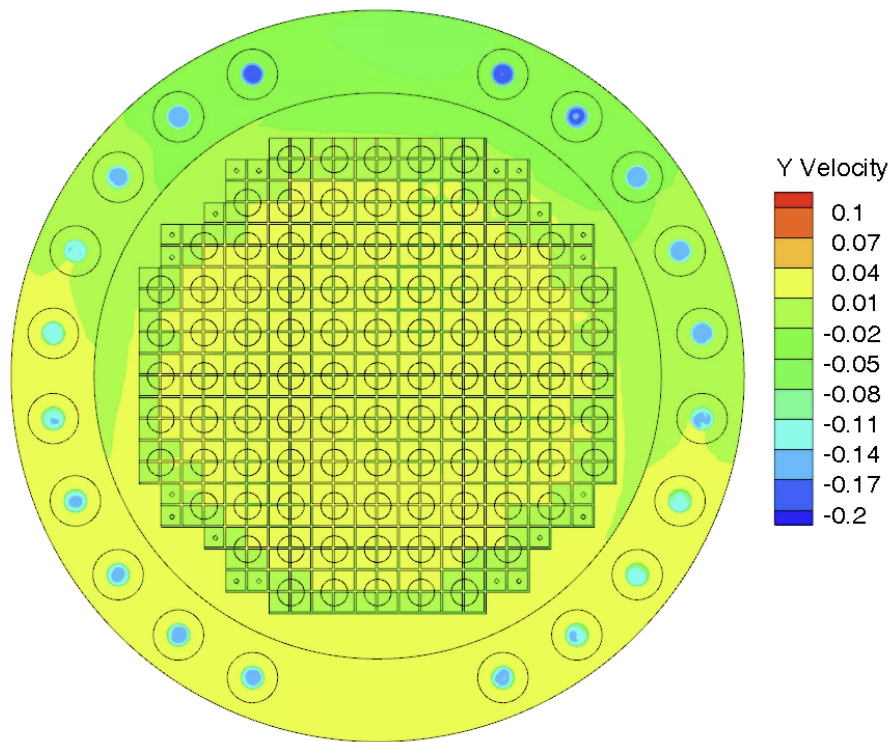


圖 25 採用較小新增燃料池冷卻系統流量之爐心速度分佈(停機 3 個周期)

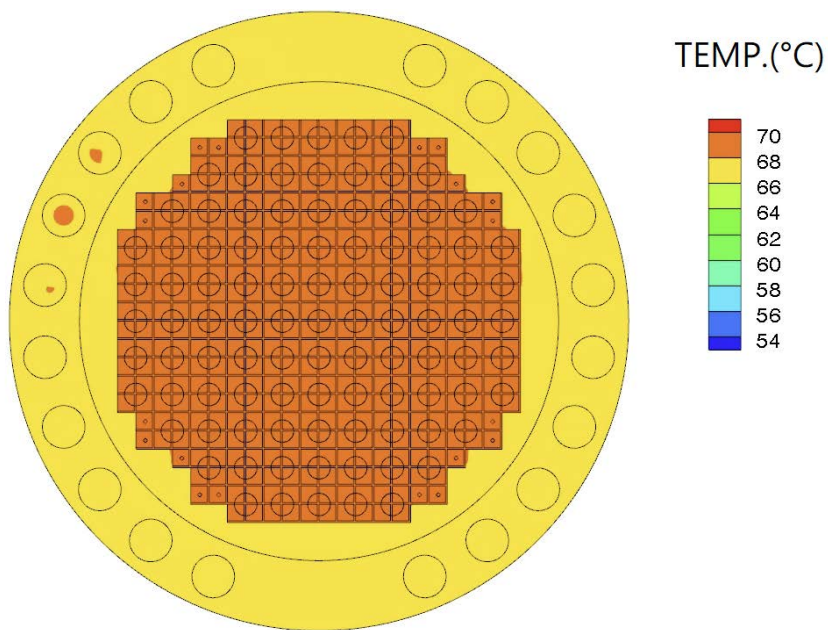


圖 26 採用較小新增燃料池冷卻系統流量之爐心溫度分佈(停機 3 個周期)

1.3 代表案例之整體溫度流場探討

以上各參數之影響討論可進一步匯整如表 5 所示之結果，而基於此整理表所示之各項參數，本研究擬選定以核一廠 1 號機於 2014 年 12 月停爐後之狀況，以 1200GPM 運轉之新增燃料池冷卻系統自燃料池取水，並由爐穴擴散器供水之方進行案例計算。而所獲之各區域熱水流特性，則如以下所示。

表 5 熱水流參數對水化學分析邊界條件之影響整理表

	參數與保守性關係	說明
衰變熱	小為保守	較小熱源有於減少爐心自然對流驅動力
冷卻系統	新增燃料池冷卻系統	現有設備下可以最強制對流能力提供充足冷卻效果
冷卻流量	1200GPM	避免流量過小導致燃料池與爐穴水溫接近燃料池改裝導則之規範
冷卻模式	爐穴供水	直接將較低溫度的冷卻水供入爐穴有助於減少爐心流量與冷卻水平均溫度

為能進一步針對各關鍵組件進行討論，本節將針對機組中各區域進行細部流場探討，並記錄各項流徑與參數以回饋予水化學分析團隊進行評估。

當依據先前表 3 所載之參數進行代表性案例選擇並計算後，可以

獲得如圖 27 與圖 28 所示之溫度與速度分佈。圖面之分佈可以發現，即使在爐心即使在經過長久的冷卻，仍有充足的熱源提供合適的自然對流以移除其所產生的熱源；是故其速度分佈雖然較以往為小，但仍可證實噴射泵於此皆段下亦持續提供一個低流阻的流動路徑，令爐心底部不致成為完全龐大的靜滯水區域。但由圖 28 的速度分佈可以發現其流量已因為自然對流的驅動力減少而不再呈現均勻的速度分佈，其出口的速度將介於 2-3cm 之間，且溫度差異極小。

由圖 29 與圖 30 所示的溫度與速度分佈可以很明顯的發現，以用包覆噴射泵的降流區水體，其速度合向量將隨著高度的下降(遠離噴射泵口)而逐漸趨於靜滯。這是因為由於噴射泵具有逾 5m 的長度，因此當噴射泵本身內部的流速降低時，其進口處將不具有足夠的壓差來引導遠離泵口的流體流動。此外，隨著爐心熱源的降低，core shoulder 亦無法從爐心的燃料獲得充足的熱源(圖 31)，並透過其自身的對流與冷卻水的傳導加熱降流區之冷卻水；故可由圖 29 明顯發現該區域的溫度係隨高度的下降而微量減少，亦代表著兩者間並無有效的自然對流驅動力，而使此區域成為具有靜滯水特徵之區域。考量此區域係鄰近反應器壓力槽邊界、又有若干循環系統之穿越管以及爐心燃料所釋出之輻射源，而值得將其參數特性提供給水化學分析團隊以進一步探討水化學特性。

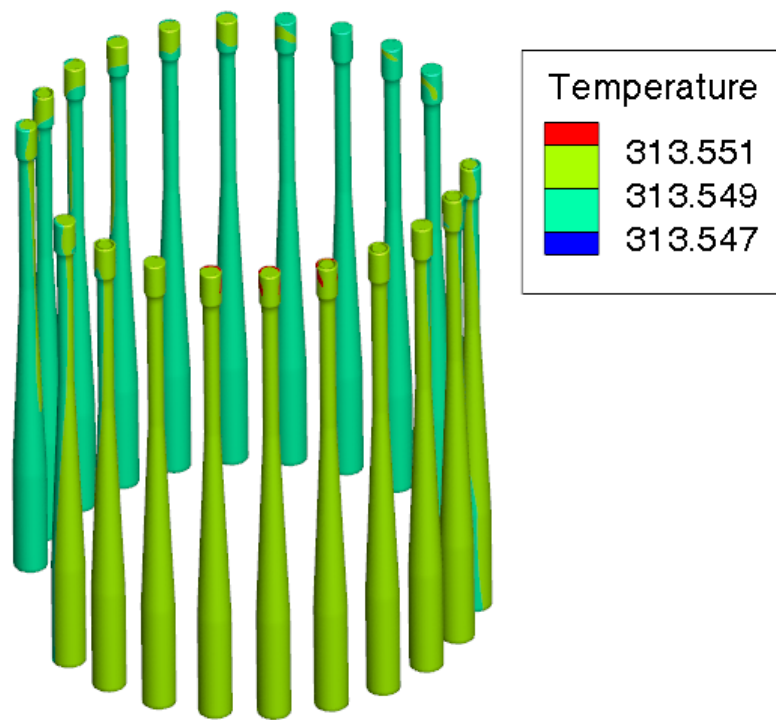


圖 27 代表性案例之噴射泵溫度分佈(k)。

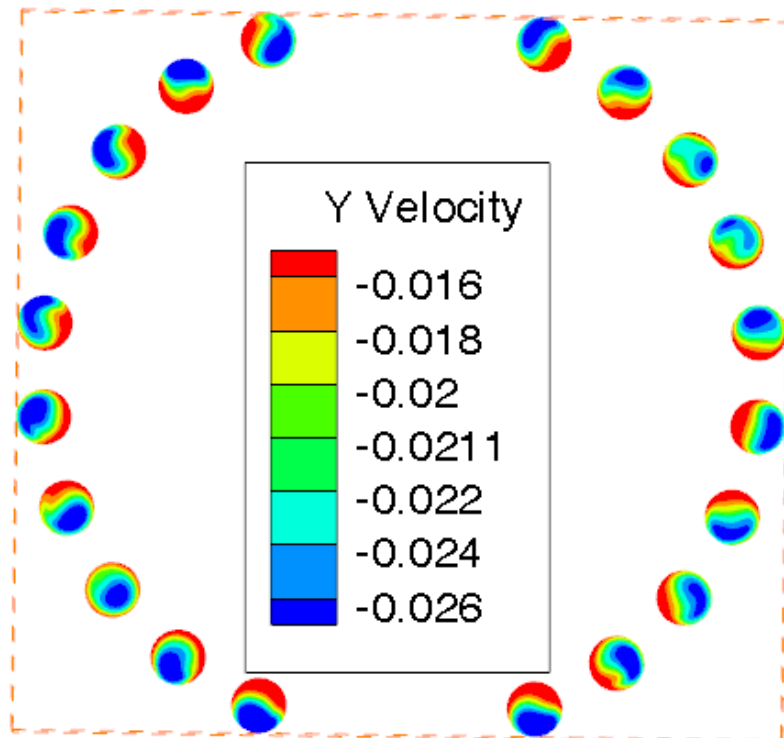


圖 28 代表性案例之噴射泵出口速度分佈(m/s)

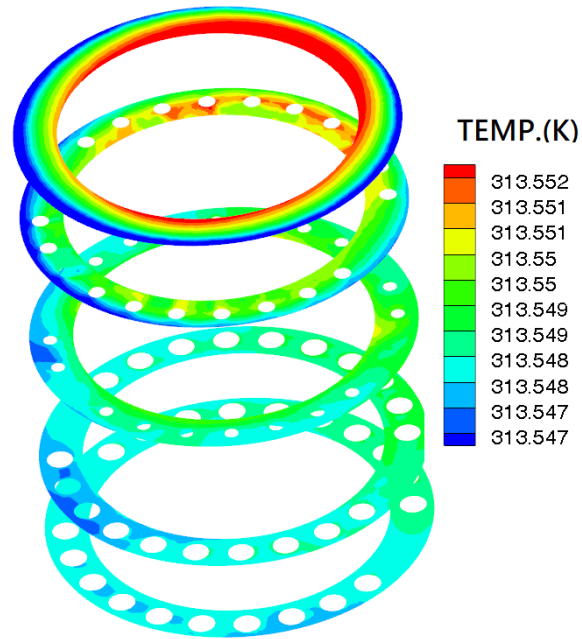


圖 29 代表性案例之降流區溫度分佈(k)。

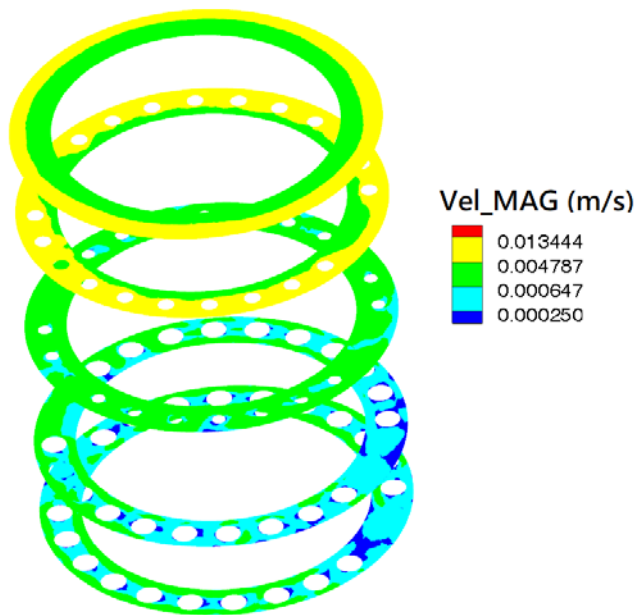


圖 30 代表性案例之降流區速度分佈(m/s)。

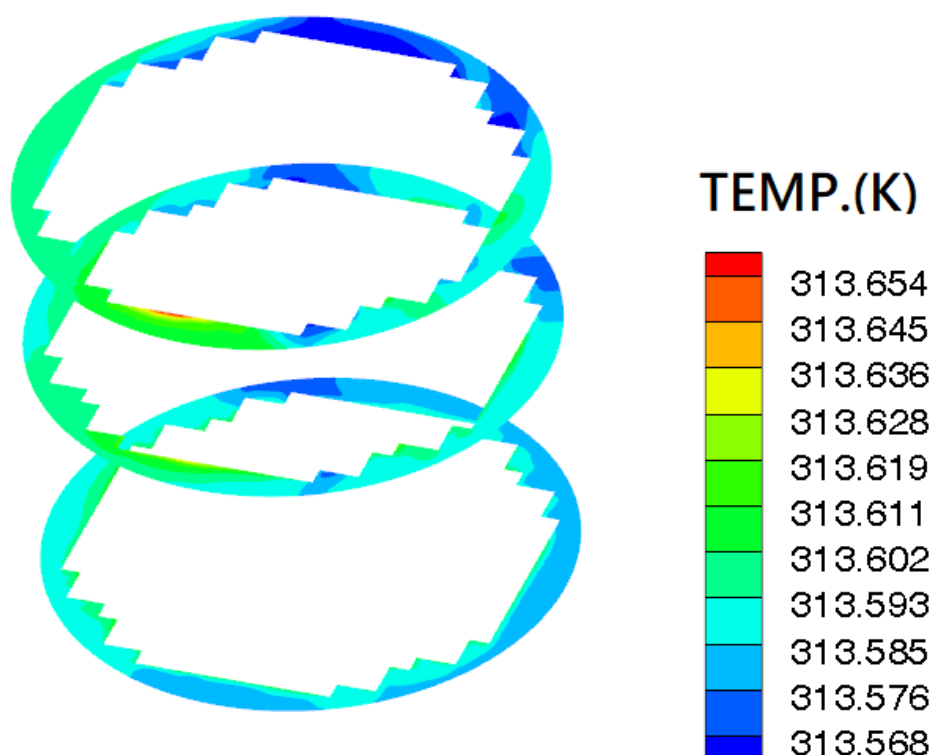


圖 31 代表性案例之 core shoulder 溫度分佈(k)。

由於經過噴射泵進入爐心底部之下盤區、下繫板等區域時，內部不再具有任何的熱量來源，且在不考慮 RWCU 運作時的小量抽水條件下。所有的冷卻水將受到爐心驅動力的引導而向上流動，在考量其密集的組件分佈與無熱源狀況，故本區僅就其流面積與特徵尺寸，將由噴射泵所流入之溫度與流量進行換算，於此不再進行細部討論。

而當燃料流至燃料座塊並由燃料匣通道以及燃料間的旁通通道流出爐心時，因為流場已被 BWR 的燃料分隔為多通道的形式，又因為爐心上方已無任何上繫板、汽水分離器等組件，因此燃料與旁通區將會直接受到來自於爐心上方與下方的冷卻水對流影響，而造成如圖 32 與圖 33 以及圖 34 圖 35 所示之旁通區與燃料束之溫度/速度分佈。

如上述圖面所示，由於燃料溫度的明顯下降，以及外圍燃料本身即具有較低熱源之特性，使得在代表案例中的最外圍燃料束，係呈現由上

向下流的流場分佈。這使得該區域的燃料通道頂端冷卻水溫度將比底部溫度為低，與爐心它處之燃料具有顯著不同的溫度分佈。這意味著在此代表性案例中爐心與旁通區的流場將不再僅有一個方向，而是將外圍燃料與噴射泵所流入之流體於爐心下盤區重新混和後再由中央燃料束向上流出爐心，故為能協助水化學分析能重新規劃其冷卻水流徑，而進行統計後發現爐心外部共有約 100 束燃料束係由上往下流動，其餘約 300 束燃料係維持由下向上流動之流場；其逆流之燃料束平均溫度約為 40.7 °C，而爐心中央之燃料束溫度雖略有差異，但整體仍維持於 42.1-41.5 °C 之間

離開爐心後的冷卻水將隨著爐心的與爐穴之間的對流機制而傳送到爐穴並進一步透過燃料池與爐穴的對流進行溫度的混和。而由圖 36 的速度分佈可以很明顯的發現，由於爐穴與爐心的流體交換，使得爐心上方呈現一個顯著的迴流區；部分流體可以經過此區的中向流動至爐穴，而爐穴向下流動的低溫水則會沿著 RPV 表面向下流動。而透過此圖上之流線分佈，亦可進一步證實爐心外側的降流區並非主要之冷卻水流動途徑，進而確認本報告先前各項參數選擇以呈現最保守靜滯水現象的描述確為合適。

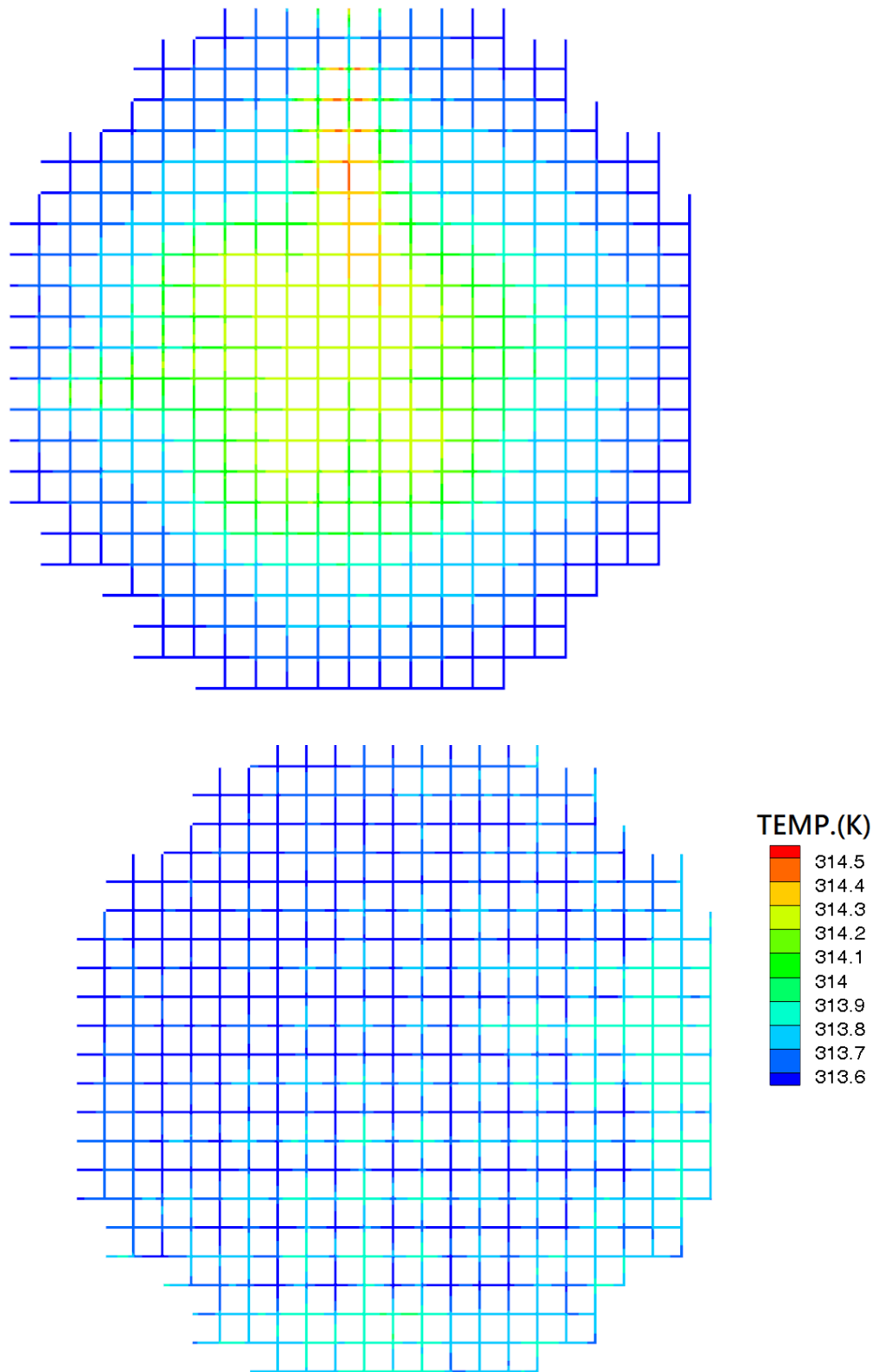


圖 32 代表性案例之爐心頂部與底部旁通區溫度分佈

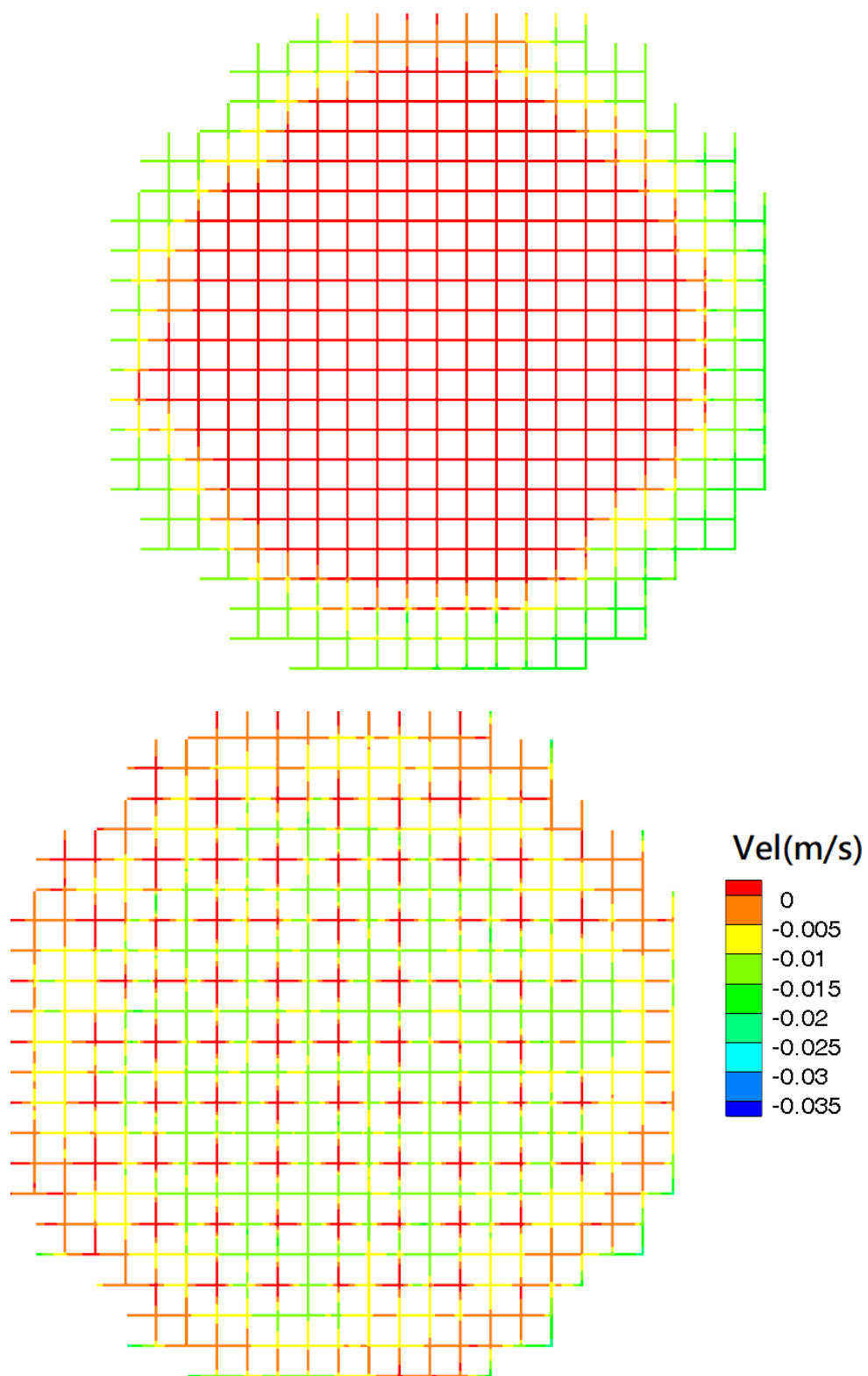


圖 33 代表性案例之爐心頂部與底部旁通區速度分佈

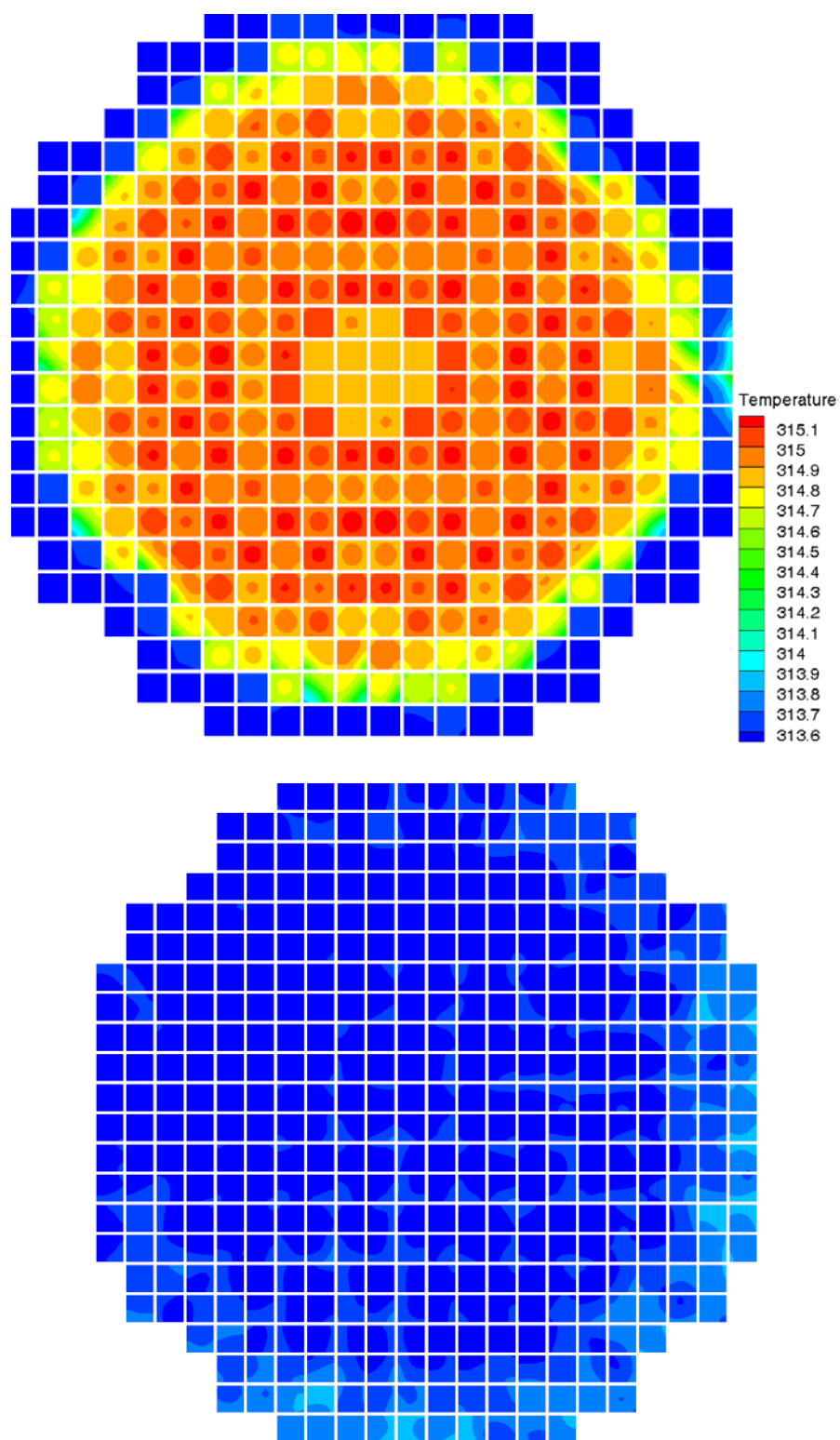


圖 34 代表性案例之爐心頂部與底部燃料通道冷卻水溫度分佈

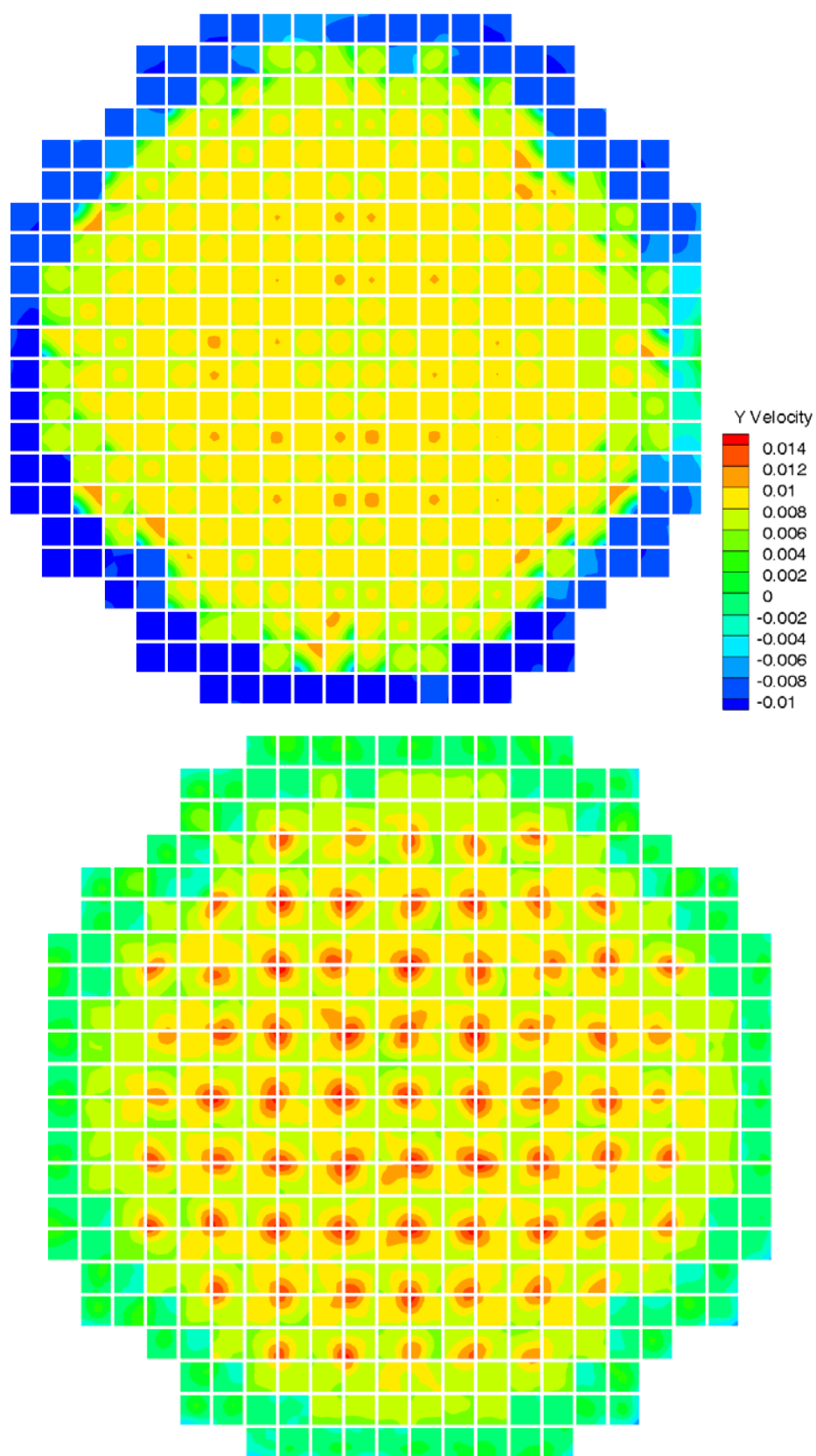


圖 35 代表性案例之爐心頂部與底部燃料通道冷卻水之流速分佈

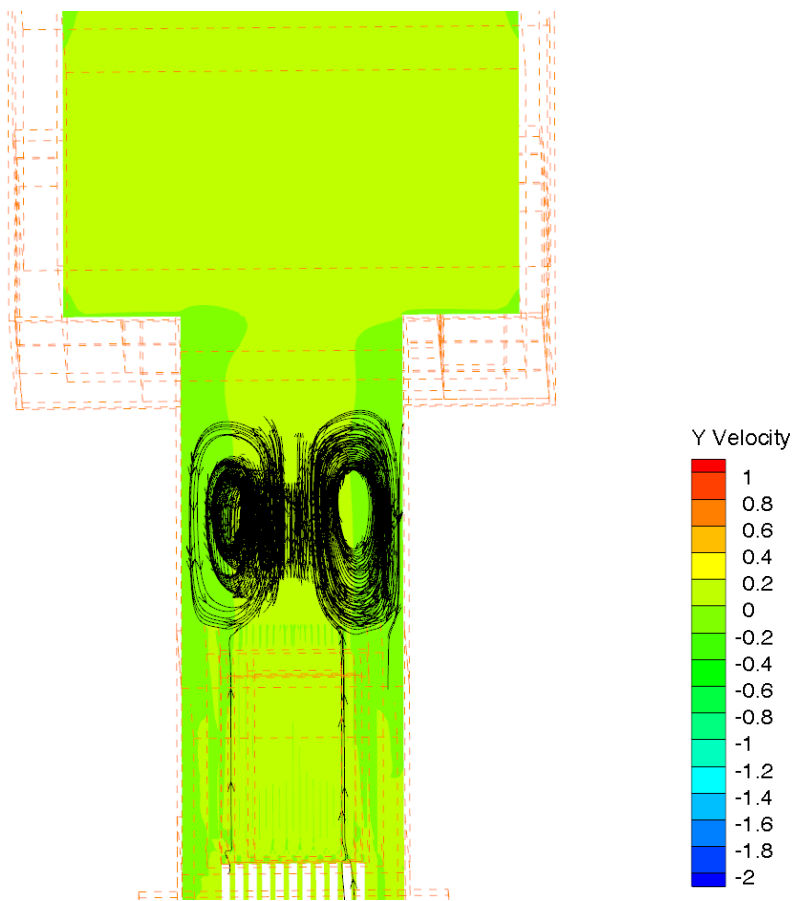


圖 36 代表性案例之爐穴與爐心出口速度分佈

當爐穴與燃料池之間的冷卻水透過燃料傳送閘道進行交換時後，冷卻水最會由 SKIMMER 流出至熱交換器，並經由新增燃料池冷卻系統的移熱再回到燃料池。而此時，由於燃料池之冷卻系統係由注入爐穴之故，而使得整個池體內的格架呈現較為單純的自然對流分佈(圖 37 圖 38)，但因為燃料池的各處燃料衰變熱比爐心差異更大，且周圍有保留有乾貯作業所需之護箱裝載區，是故仍有局部區域將因為自然對流而產生逆流之現象，但整體而言仍較前述爐心之區域有較大的流動速度與溫度差，因此不致造成靜滯水區域，亦不致因為冷卻水邊界存在靜滯水區域而有安全疑慮。

上述各區之流場討論可以發現整體停機過渡階段之靜滯水保守情境，可進一步匯整如圖 39 所示之流徑與流量圖，且其中可以發現機組處於過渡現象時，若以新增燃料池冷卻系統進行移熱，將使降流區底部 (LOWER DOWNCOMER) 與噴射泵具有顯著之靜滯水現象。考量該區係有大量管路穿越 RPV，實屬於除役過渡階段仍值得關注並需確保其邊界之處，故綜合以上之發現可證實本研究針對各項參數篩濾與討論後所選擇之代表性案例確可提供吾人關鍵區域處於靜滯水條件下之參數，並提供相關資訊以進行水化學技術評估，以探討機組是否可能因為停機過渡期間之靜滯水而存在有裂紋成長速率超出預期之可能。

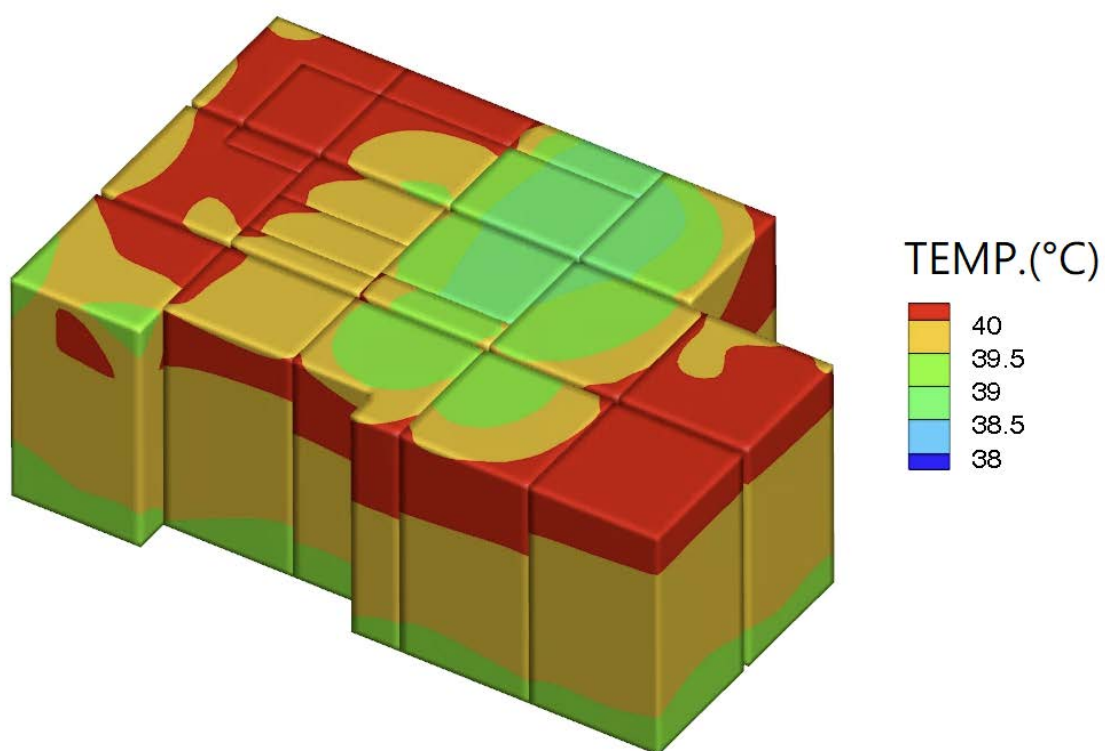


圖 37 代表性案例之燃料池格架溫度分佈(K)

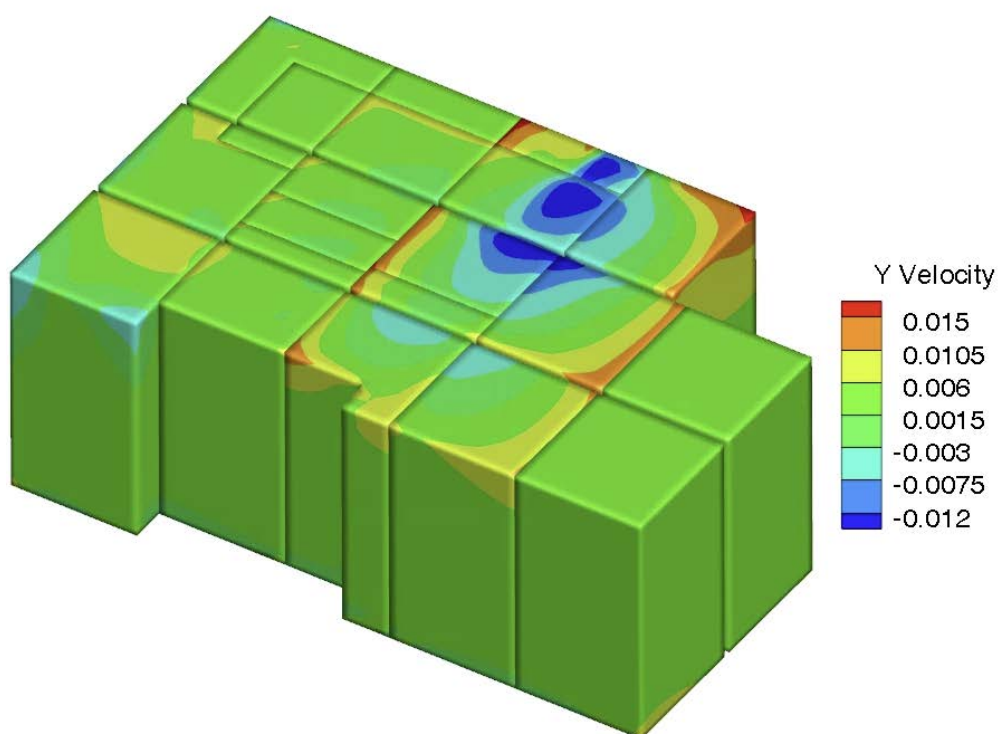


圖 38 代表性案例之燃料池格架速度分佈

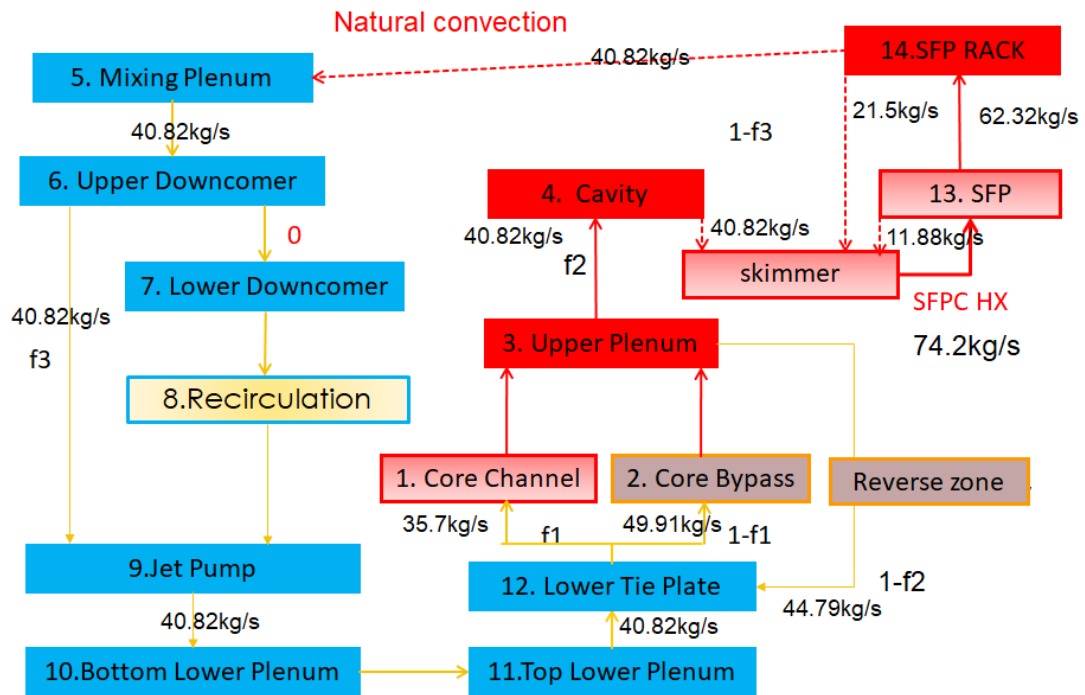


圖 39 停機過渡期間靜滯水條件之保守案例之水化學流徑/參數圖

二、輻射場分析結果

本節說明使用 MAVRIC 分析核電廠於除役過渡前期的輻射場特性，射源的部份考慮核一廠使用的 GE8×8-1 燃料，燃耗度 36 GWD/MTU，燃料中子射源與結構光子射源考慮 1.9%初始濃縮度，燃料光子射源考慮 3.8%初始濃縮度，且在保守考量之前提下以不考慮用過燃料冷卻時間進行輻射劑量的保守涵蓋。通率劑量轉換因子採用 SCALE 內建的 ANSI Standard (1977) Dose Rate。分析的範圍包含有：

1. 爐心 (Core)
2. 爐心旁通 (Bypass)
3. 降流區 (Downcomer) 與噴射泵 (Jet pump)
4. 爐心上盤區 (Lower plenum)
5. 爐心下盤區 (Upper plenum) 與垂直管 (Standpipe)
6. 空腔 (Cavity)
7. 壓力槽與用過燃料池間的閘口 (Gate)
8. 用過燃料池 (Spent fuel pool)
9. 用過燃料池隔架 (Rack)

各區域的劑量率分為中子劑量率、光子劑量率與總劑量率，並提供水化學分析需要的各區域劑量率軸向分佈與平均劑量率。

圖 40 至圖 42 是核一廠壓力槽與用過燃料池間的劑量率分佈，圖 40 是中子劑量率，圖 41 是光子劑量率，圖 42 是總劑量率。結果顯示，

於除役過渡前期核電廠壓力槽與用過燃料池附近的劑量率以光子劑量為主。表 6 是各區域輻射劑量率的平均值，各區域的光子劑量率皆比中子劑量率大 4 個數量級。圖 43 至圖 51 是各區域劑量率的軸向分佈，很明顯地各區域的劑量率主要由光子貢獻。

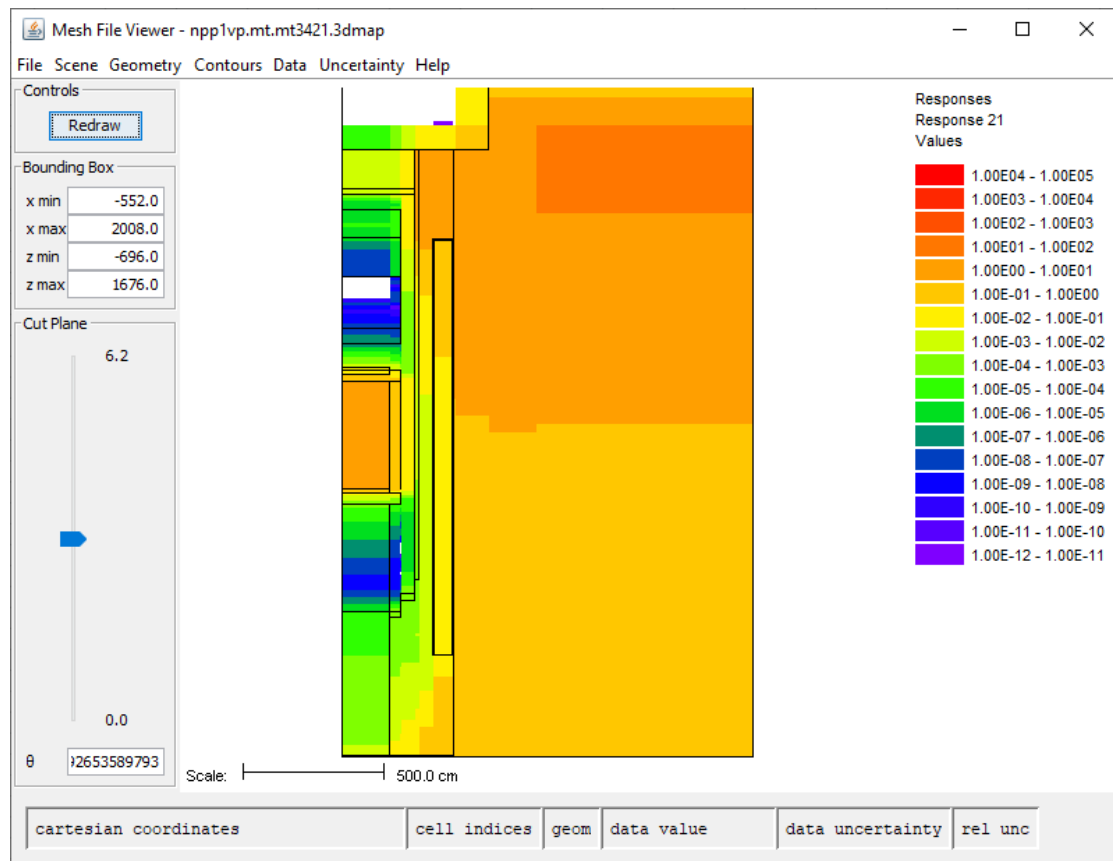


圖 40 計算模型中子劑量率分佈。

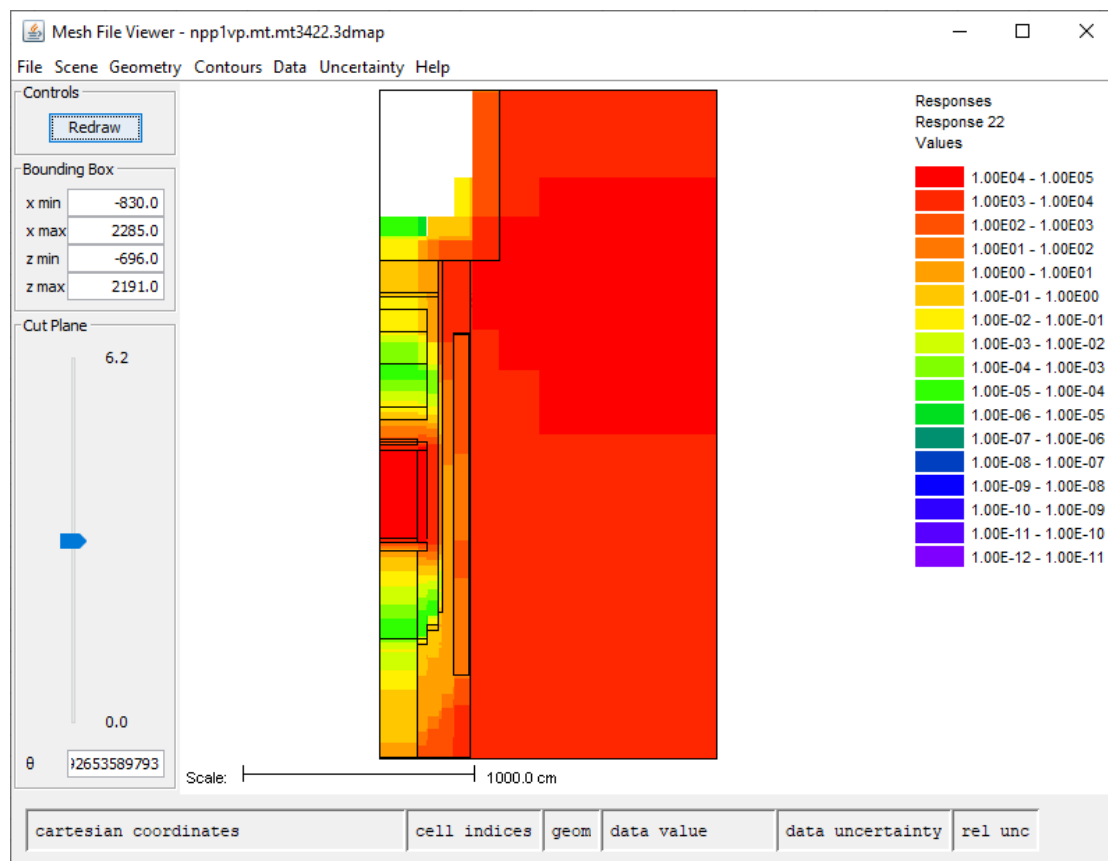


圖 41 計算模型光子劑量率分佈。

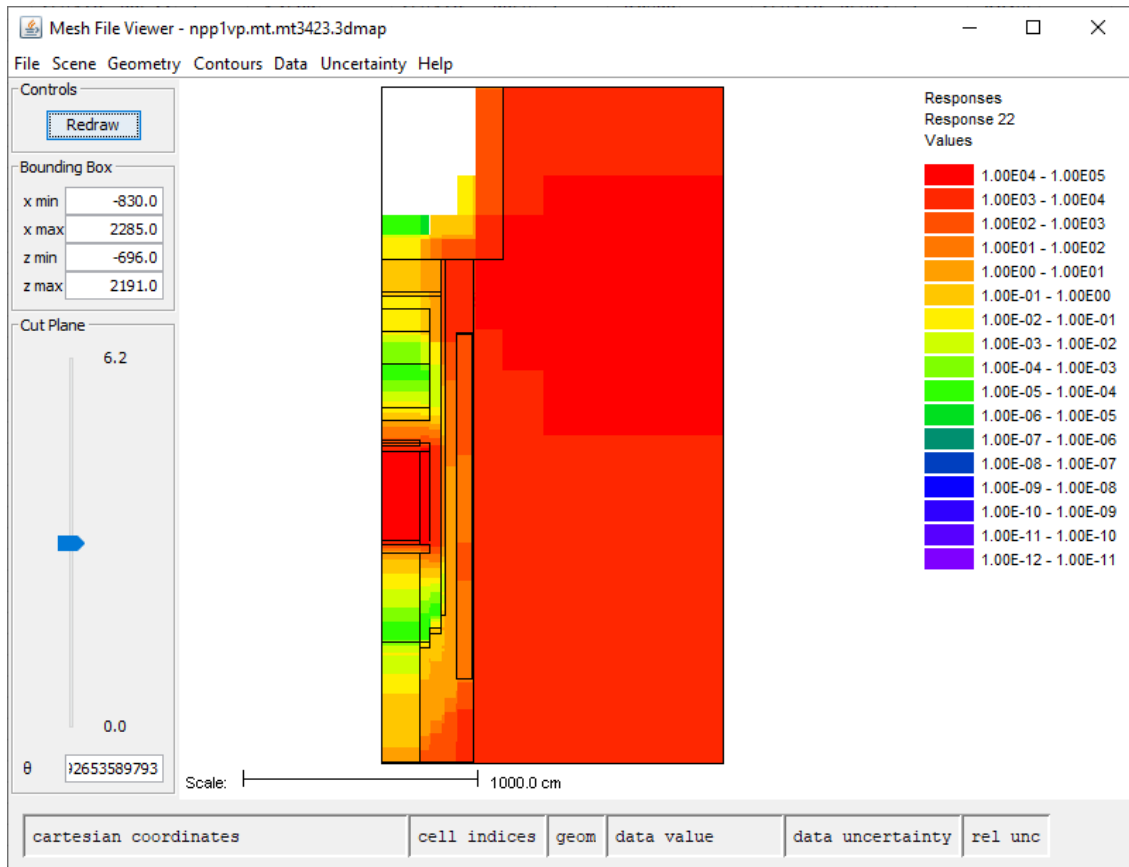


圖 42 計算模型總劑量率分佈。

表 6 不同區域的平均劑量率。

Region	Average Dose Rate (rem/h)		
	Neutron	Photon	Coupled
Core	2.5215	21067	21070
Bypass	0.6729	62266	62266
Downcomer /Jet pump	0.0700	7609.4	7609.4
Lower plenum	1.3222×10^{-5}	0.2013	0.2014
Upper plenum /Standpipe	2.4364×10^{-6}	0.0464	0.0464
Cavity	5.9792×10^{-6}	0.0114	0.0114
Gate	1.0156	7260.4	7261.4
Spent fuel pool	0.3675	6851.0	6851.4
Rack	9.0651	39839	39848

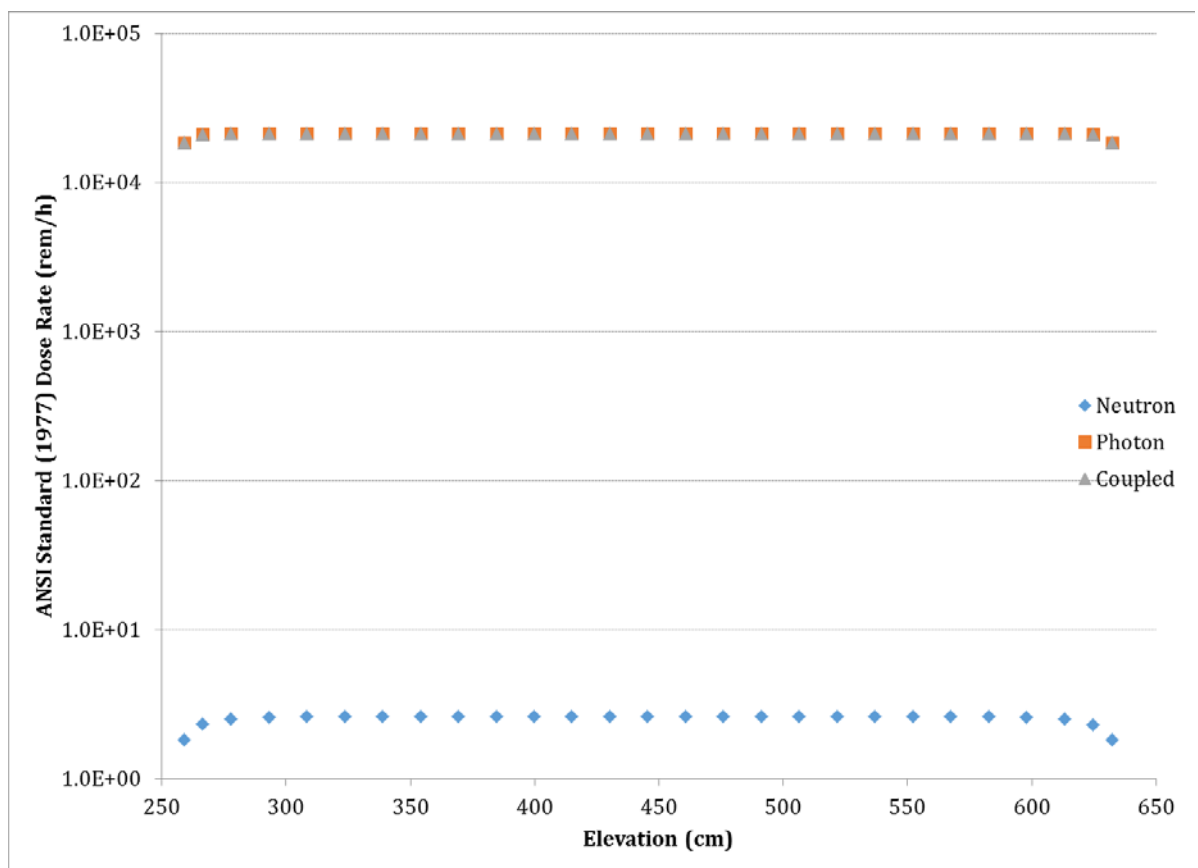


圖 43 爐心 (Core) 區域軸向劑量率分佈。

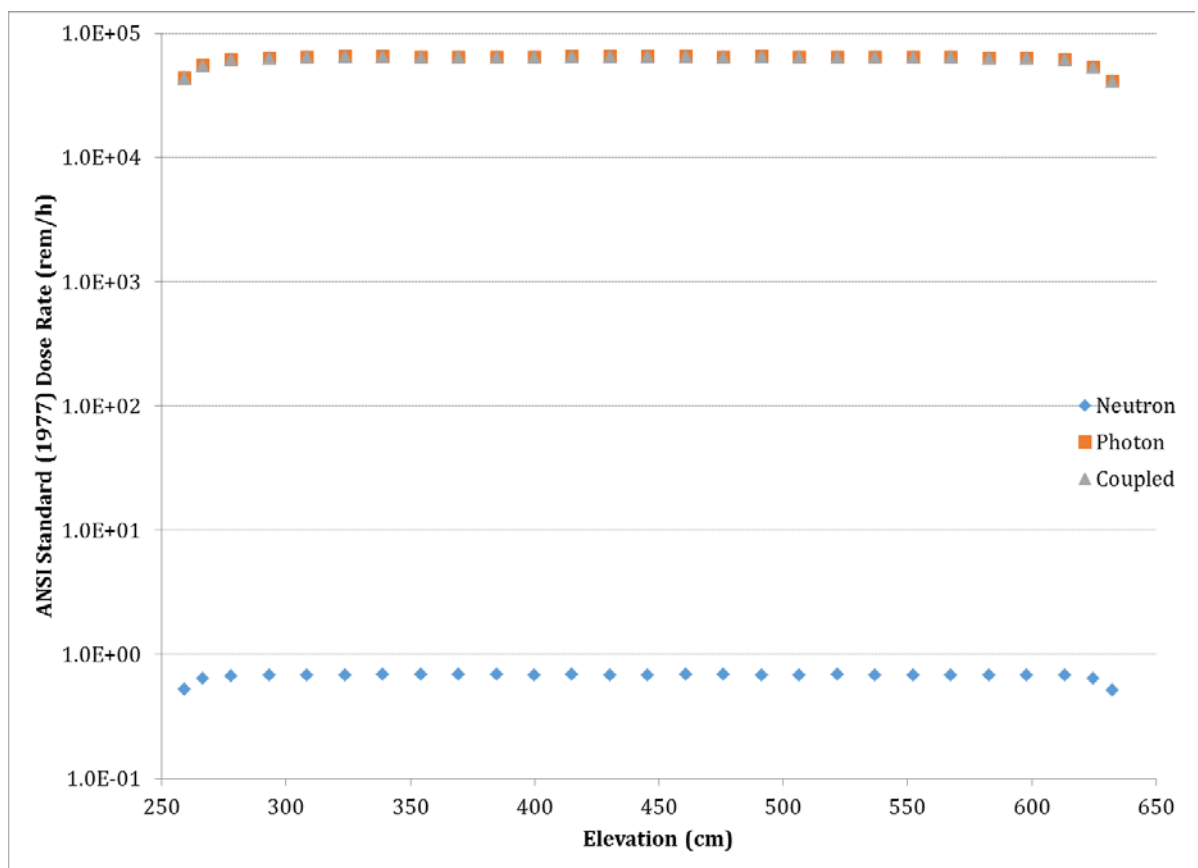


圖 44 旁通 (Bypass) 區域軸向劑量率分佈。

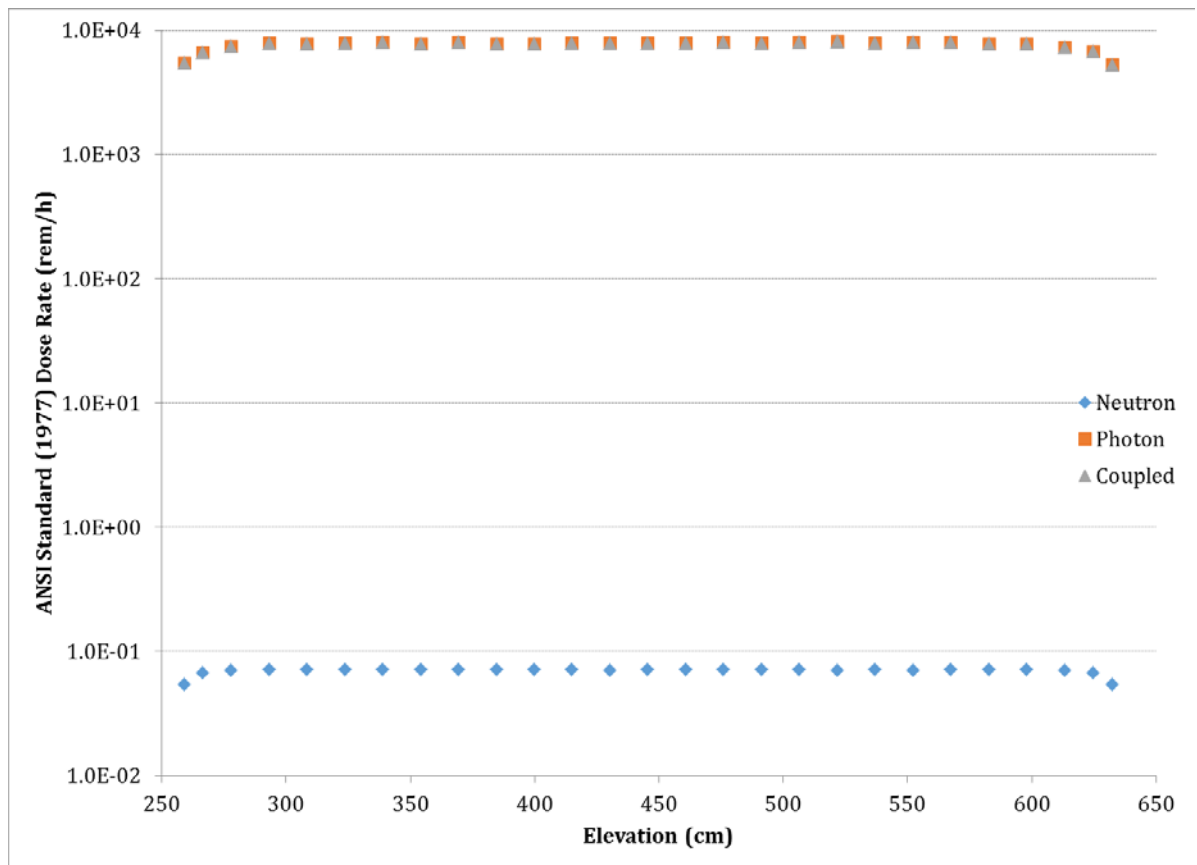


圖 45 降流區（Downcomer）與噴射泵（Jet pump）區域軸向劑量率分佈。

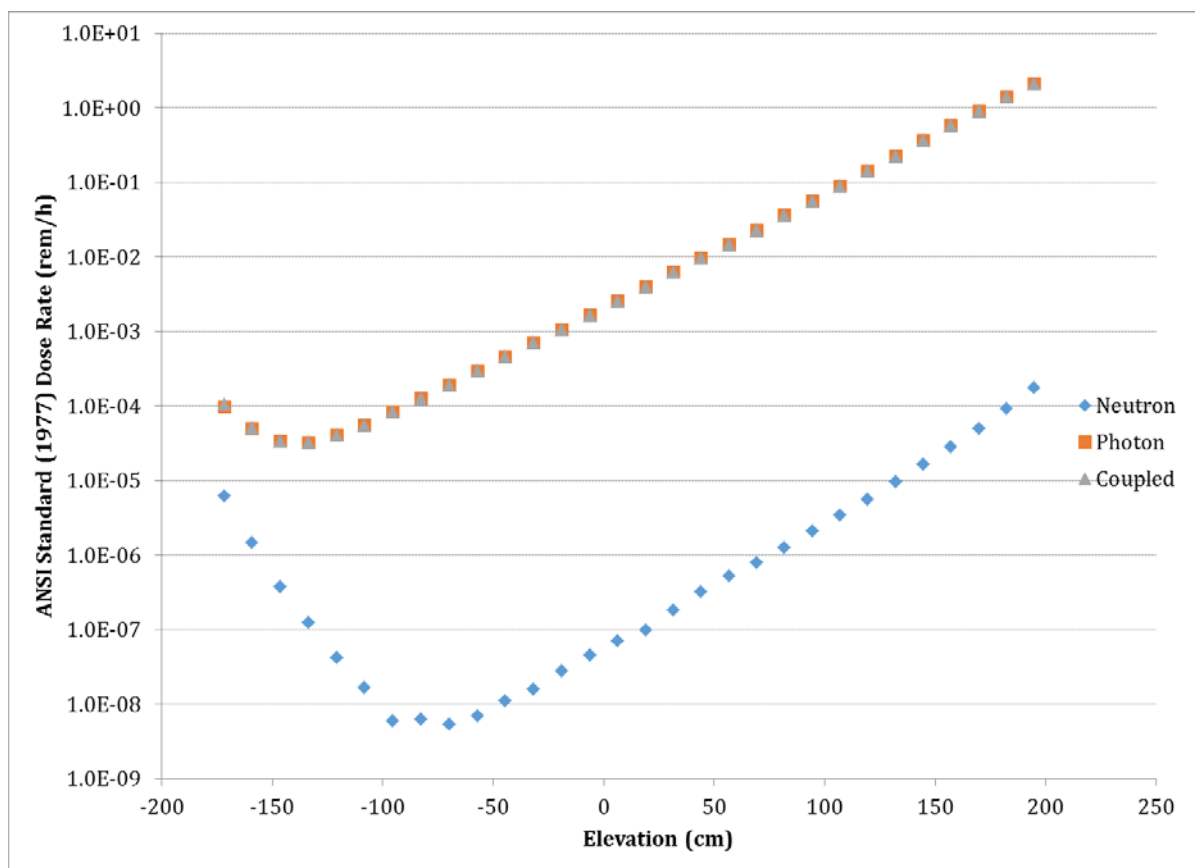


圖 46 爐心下盤區（Lower plenum）區域軸向劑量率分佈。

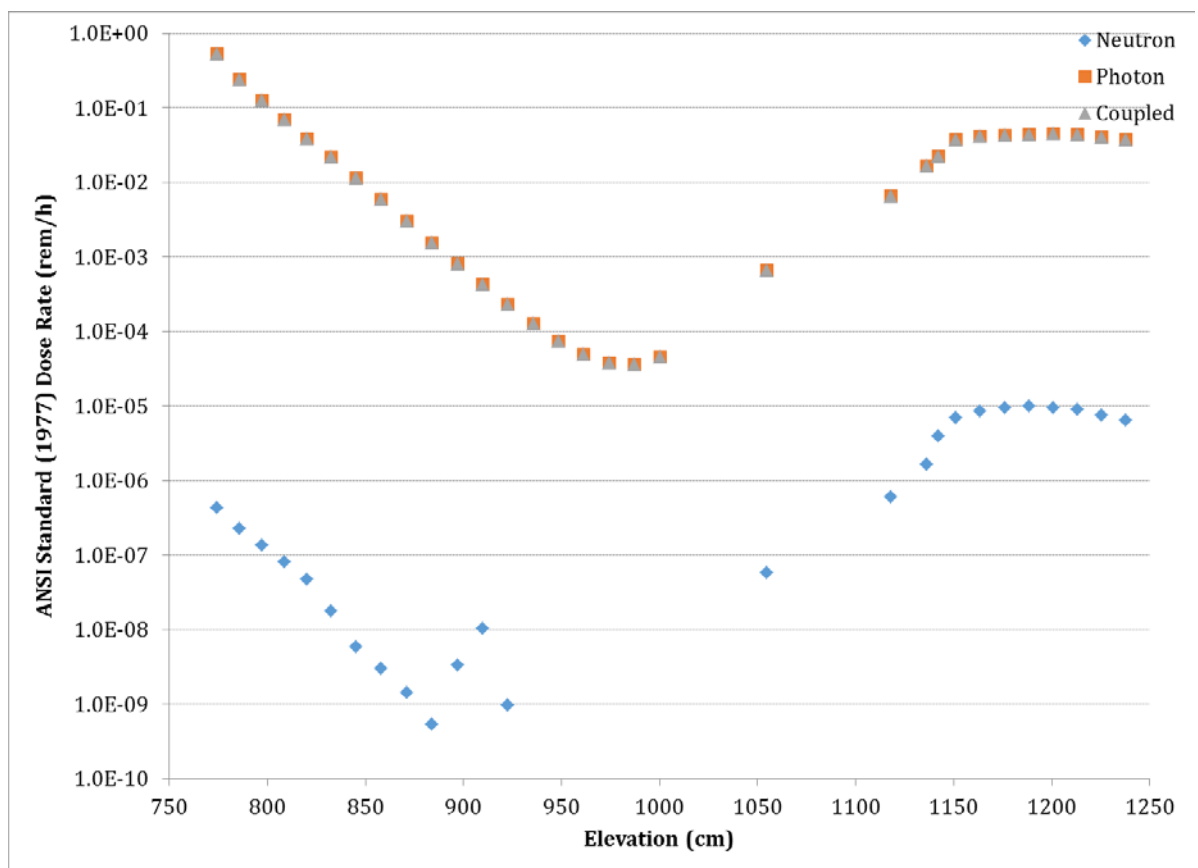


圖 47 爐心上盤區（Upper plenum）與垂直管（Standpipe）區域軸向劑量率分佈。

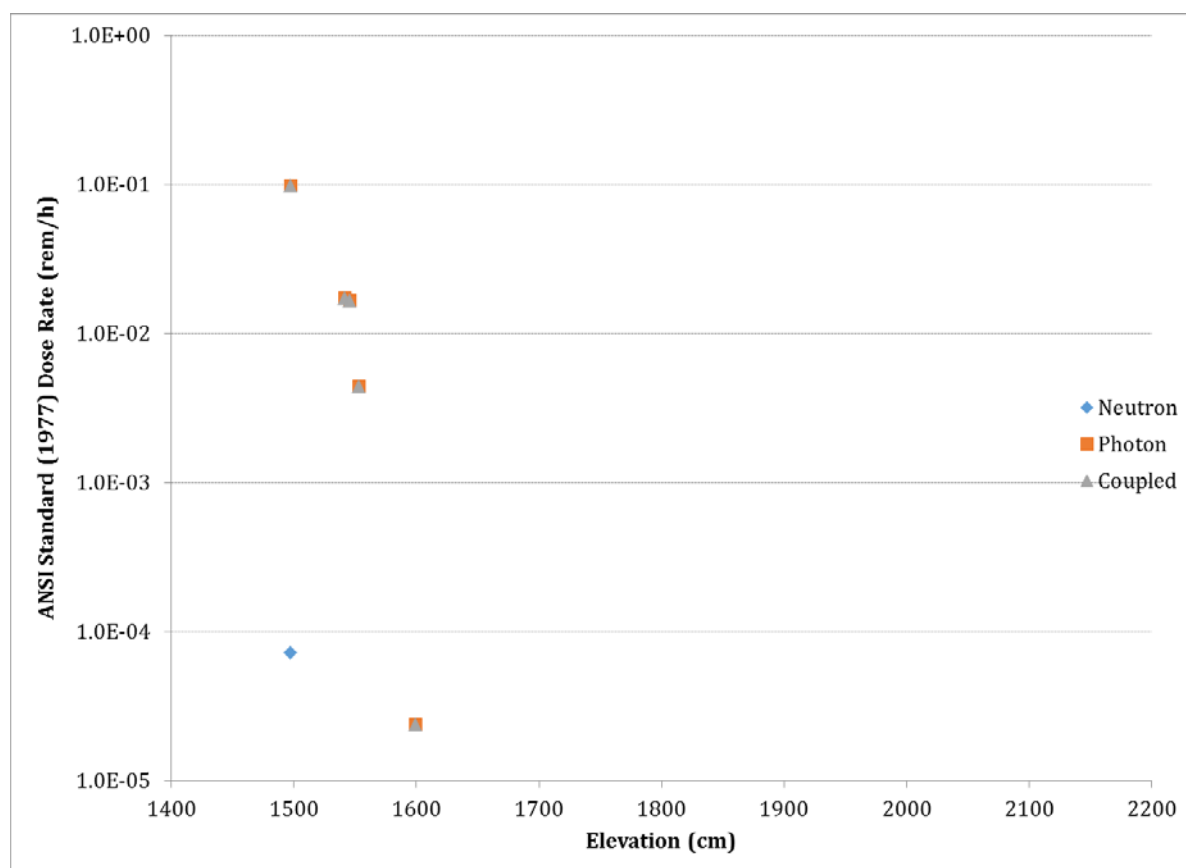


圖 48 爐穴 (Cavity) 區域軸向劑量率分佈。

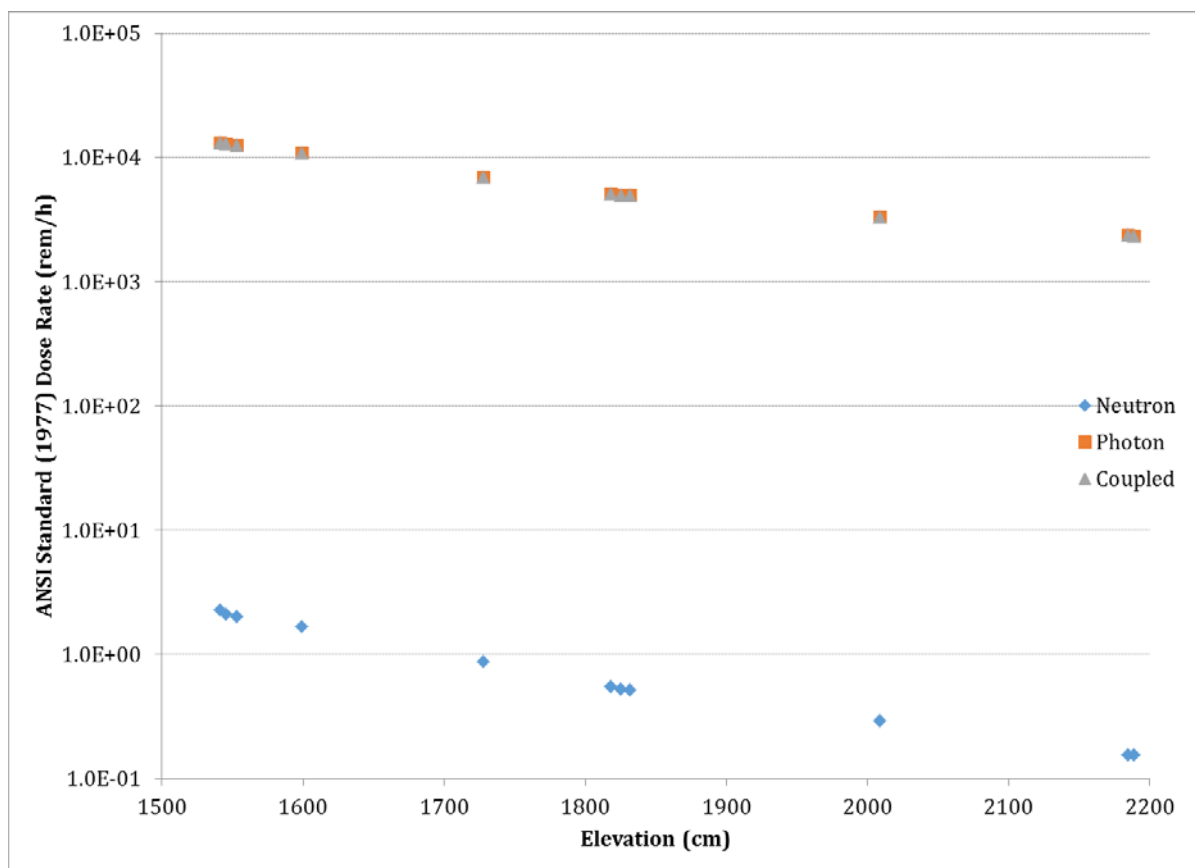


圖 49 壓力槽與用過燃料池間的閘道（Gate）區域軸向劑量率分佈。

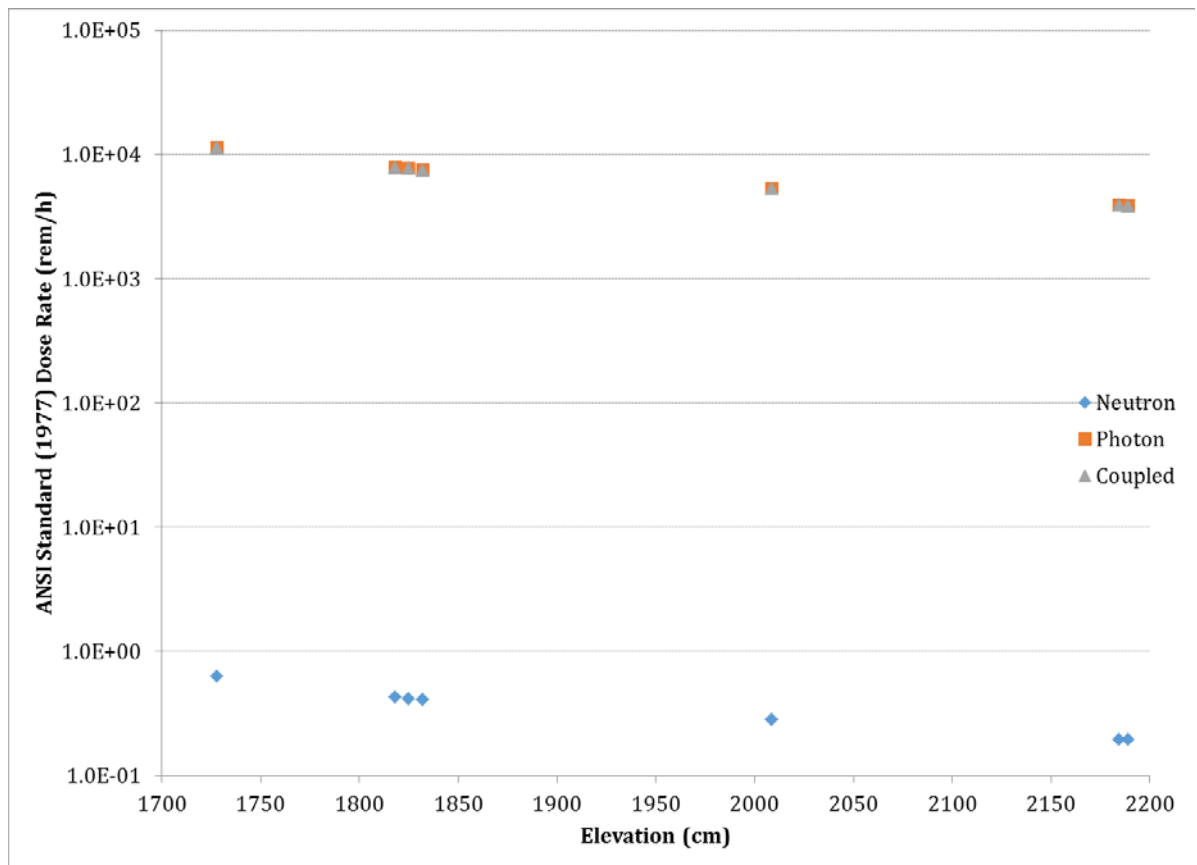


圖 50 用過燃料池（Spent fuel pool）區域軸向劑量率分佈。

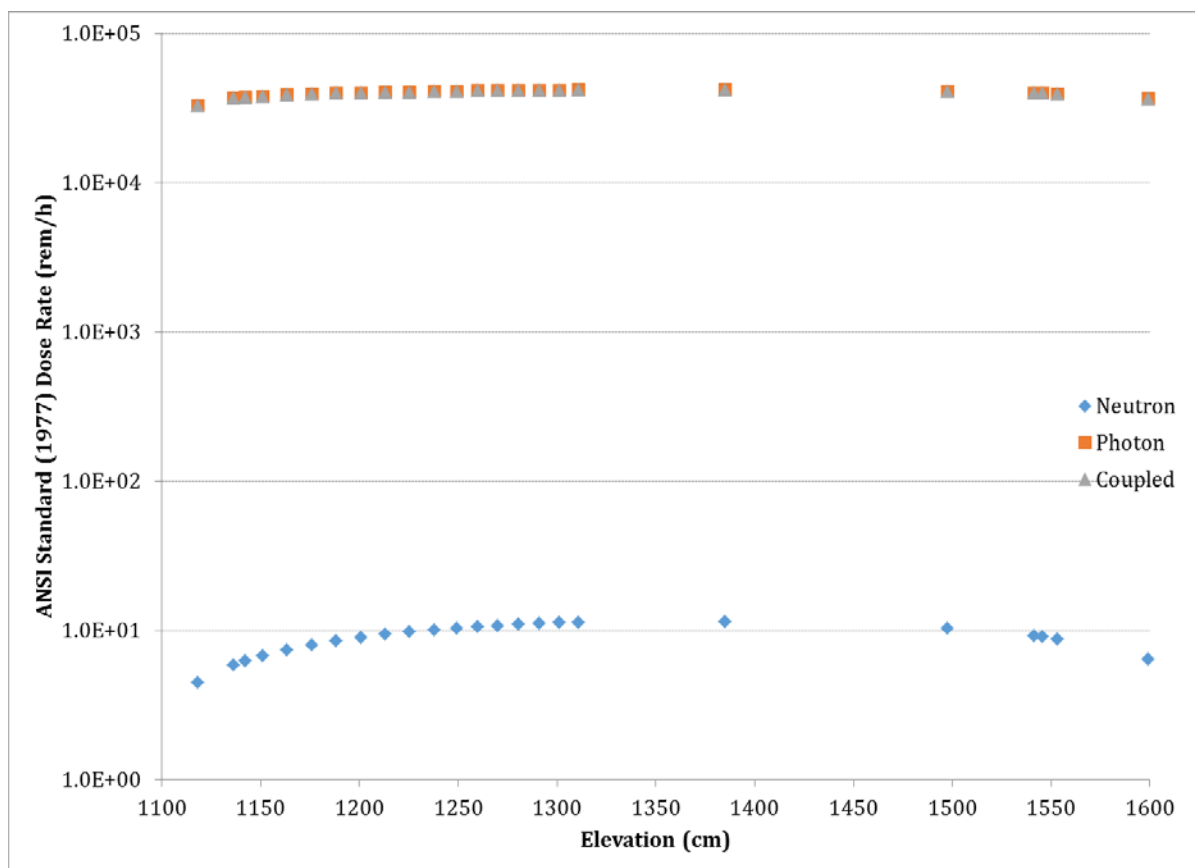


圖 51 用過燃料池格架 (Rack) 區域軸向劑量率分佈。

三、水化學及裂紋成長分析結果

計算的案例則是以保守考慮自然對流冷卻的情形，冷卻水流向自將熱流分析所獲之流動資訊(圖 39)再進一步簡化，以移除相對單純且非關鍵邊界之爐穴等區域後，可進一步再簡化為圖 52 所示之關鍵參數示意圖。分析中進一步考慮空氣溶入冷卻水中造成的溶氧，並僅考慮爐心與用過燃料池中燃料等組件下，經由自然對流冷卻之水循環條件下所分析出的爐水氧化還原劑濃度結果如圖 53 至圖 56 所示。依分析的結果顯示，溶氧除了在用過燃料池及鄰近區域(區域 5 & 6)較低外，其他區域約在 4 ppm 左右，與空氣中的氧氣溶入水中造成的溶氧量相比，因輻射分解產生的氧化劑濃度很少。過氧化氫濃度在用過燃料池及鄰近區域(區域 5 & 6)則因為本年度案例之池水溫度略低於 107 年所探討之案例(圖 55)，而使其過氧化氫增加至 11 ppm，但其餘區間濃度都在 3.5 ppm 以下；主要因為過氧化氫在 40-50°C 左右的 G 值比 288°C 高所致(見表 7 與表 8)。加上溫度較低時的過氧化氫分解速率較低，在用過燃料池及鄰近區域的數值較高也可能因為流速緩慢使得爐水停留時間較長而造成輻射分解效應明顯，過氧化氫濃度明顯與 107 年的分析案例有差。

整體而言，與 107 年的分析結果比較，溶氧的數值差異不大，因為受到開蓋後空氣中的溶氧影響。當機組處於假想性靜滯水條件下，但因為流速減緩，在用過燃料池及鄰近區域造成輻射分解效應比再結合效應明顯，造成過氧化氫的濃度上升。爐水中溶氧濃度相比於氧化劑(氧與過氧化氫)濃度少了兩個數量級，顯示爐

水呈現氧化性環境。從水化學的評估來看，靜滯水狀態時的爐水氧化性可能會與有強制對流的狀態有明顯差異，最主要是因為過氧化氫的濃度，建議應針對組件材料進行一般腐蝕(General Corrosion)的評估。

而基於以上對於除役過渡階段下靜滯水案例之水化學研析結果，本研究導入美國電力研究所 (EPRI) 之裂紋成長速率，並以 2.2×10^{-5} in/hr 為組件縱深 CGR 的上限值 (Bounding Value, RBV)，針對 304 SS 組件進行探討。則其結果可以發現若無因氧化劑造成的腐蝕現象，模式所估算而得 CGR(at 288°C) 仍不為零，而是非常小的潛變裂縫成長速率 (通常小於 10^{-10} cm/s)。這意味著目前核一廠因除役過渡階段而處在溫度較低的狀態，且假設機組因為液面溶氧與靜滯水之輸送能力而使組件出現氧化劑造成的腐蝕現象，透過模式計算出的 CGR(包含兩種機制) 結果過小，約在 10^{-22} cm/s 範圍，其值接近潛變裂縫成長速率的範圍；因此此時應該考慮的裂縫成長速率應為潛變所造成的裂縫成長速率，而非因氧化劑造成的腐蝕行為。

而基於上述之結果，管制單位針對除役過渡階段之靜滯水件仍應以機組受潛變所致之裂紋機制以及處於氧化狀態的均勻腐蝕為主，暫無需因機組處於開蓋狀態而處於氧化態所致的氧化劑腐蝕環境提出額外的管制措施，且考量現有運轉條件已由高輻射源、低流之條件加以涵蓋下仍遠比運轉期間寬鬆之故，依據運轉時期之檢測規劃應可滿足除役階段所需。

Natural convection

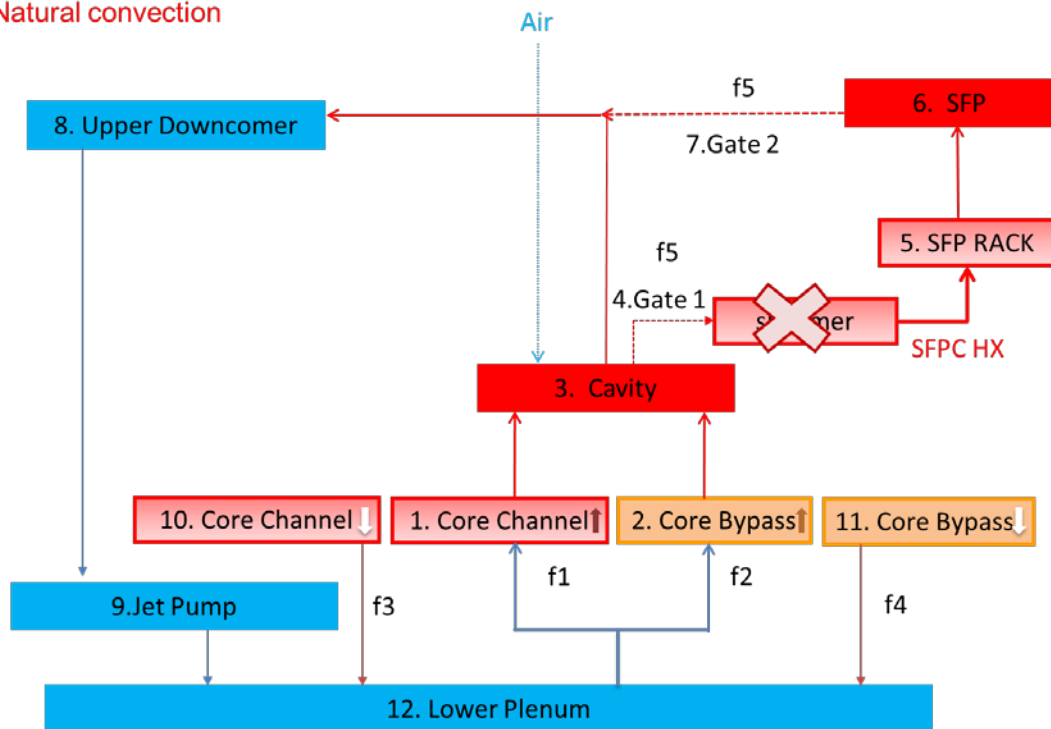
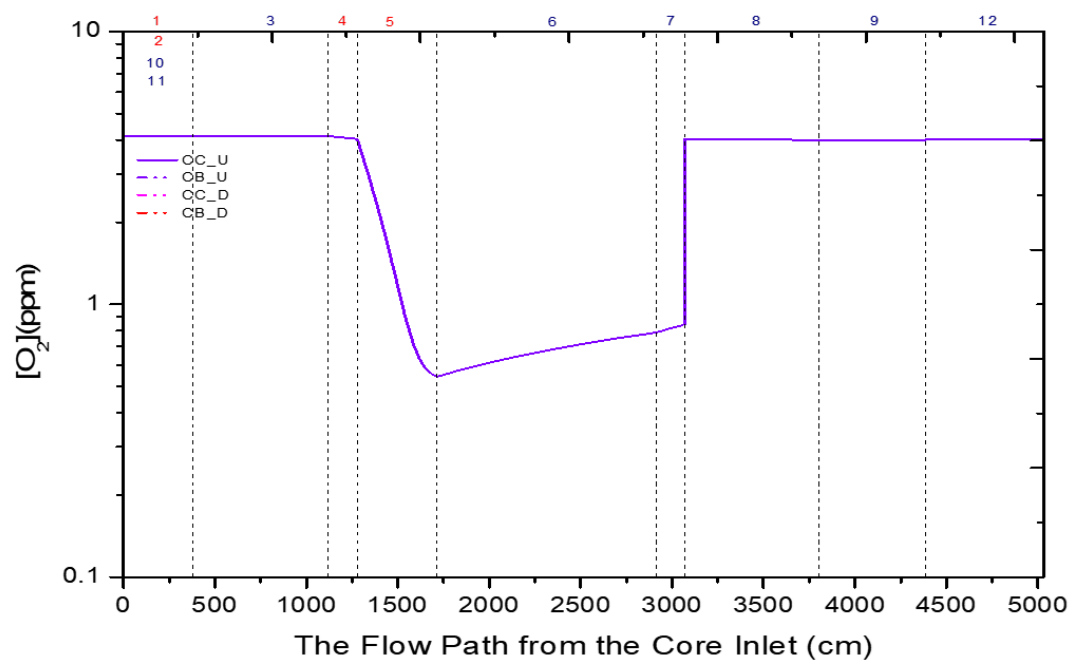
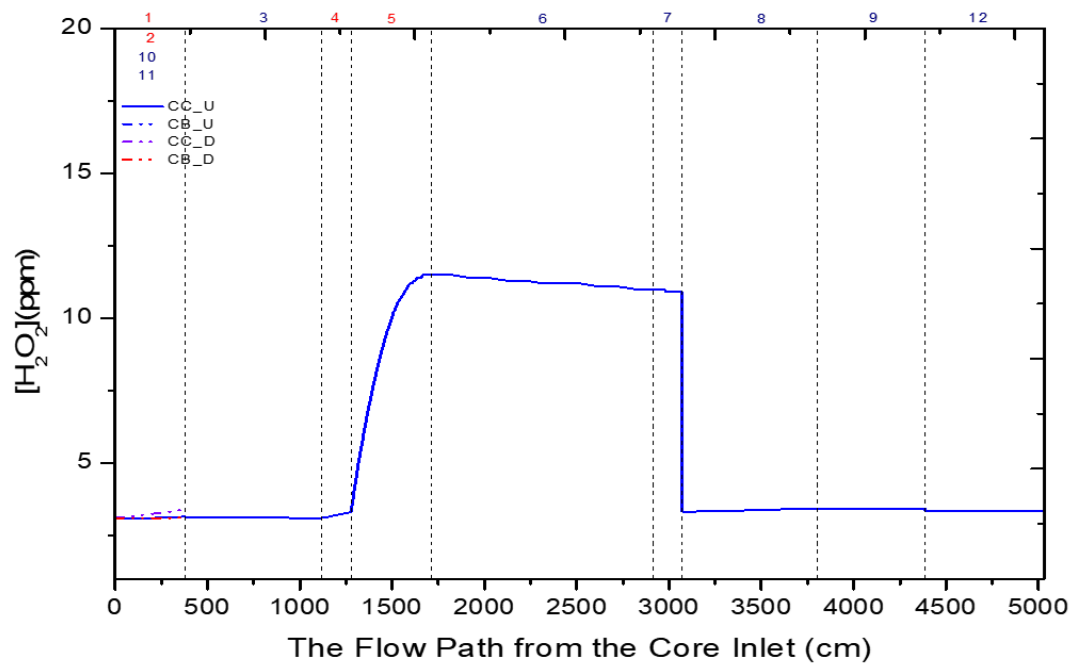


圖 52 燃料池與爐心空間於自然對流下之水循環路徑與關鍵參數示意圖



- | | |
|--------------------|-----------------------|
| 1. Core Channel_UP | 7. GATE 2 |
| 2. Core Bypass_UP | 8. Upper Downcomer |
| 3. Cavity | 9. Jet Pump |
| 4. GATE 1 | 10. Core Channel_DOWN |
| 5. SFP RACK | 11. Core Bypass_DOWN |
| 6. SFP | 12. Lower Plenum |

圖 53 核一廠除役過渡期，爐水中的溶氧隨流徑的分佈情形



- | | |
|--------------------|-----------------------|
| 1. Core Channel_UP | 7. GATE 2 |
| 2. Core Bypass_UP | 8. Upper Downcomer |
| 3. Cavity | 9. Jet Pump |
| 4. GATE 1 | 10. Core Channel_DOWN |
| 5. SFP RACK | 11. Core Bypass_DOWN |
| 6. SFP | 12. Lower Plenum |

圖 54 核一廠除役過渡期，爐水中的過氧化氫濃度隨流徑的分佈情形

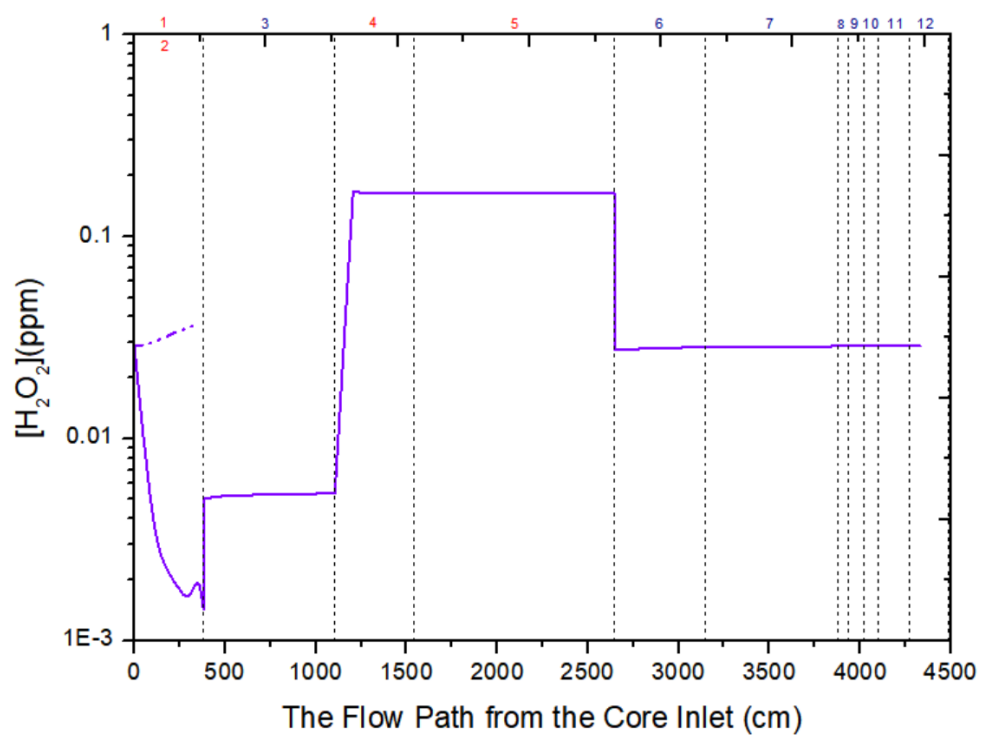
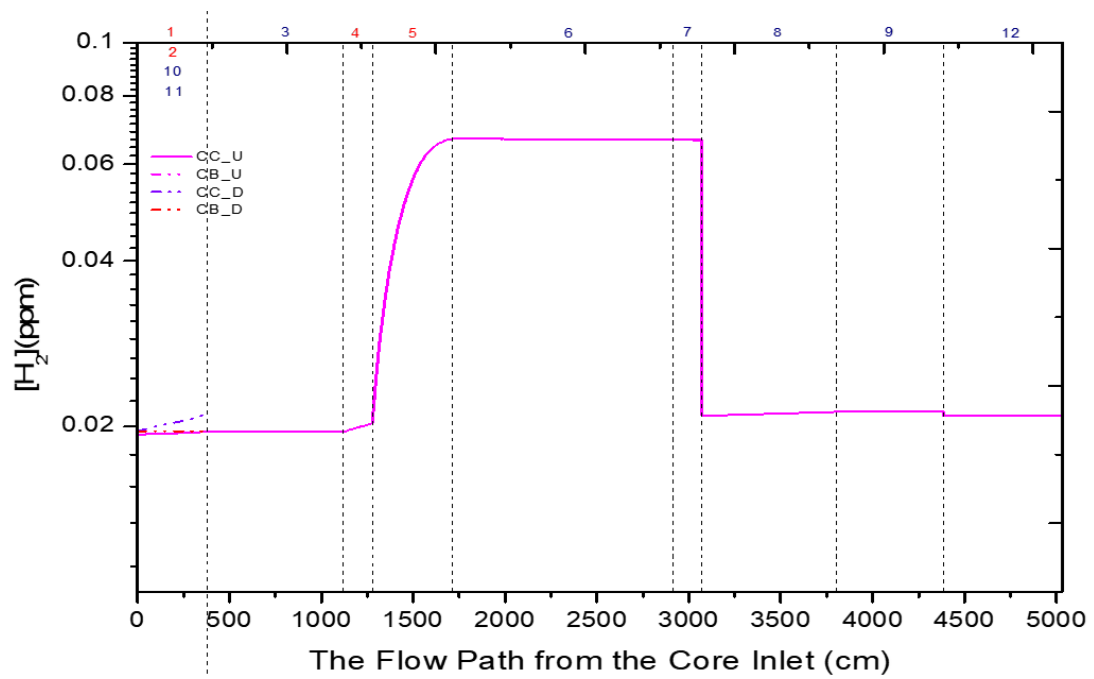


圖 55 107 年爐水中的過氧化氫濃度隨流徑的分佈情形。



- | | |
|--------------------|-----------------------|
| 1. Core Channel_UP | 7. GATE 2 |
| 2. Core Bypass_UP | 8. Upper Downcomer |
| 3. Cavity | 9. Jet Pump |
| 4. GATE 1 | 10. Core Channel_DOWN |
| 5. SFP RACK | 11. Core Bypass_DOWN |
| 6. SFP | 12. Lower Plenum |

圖 56 核一廠除役過渡期，爐水中的溶氫隨流徑的分佈情形

表 7 G Values of the Radiolytic Species in 40 °C Pure Water

	e^-	H	H^+	OH	H_2O_2	H_2	HO_2
Neutron	1.00	0.41	1.00	1.24	0.83	0.78	0.03
g Photon	2.82	0.63	2.82	2.97	0.69	0.45	-

表 8 G Values of the Radiolytic Species in 288 °C Pure Water

	e^-	H	H^+	OH	H_2O_2	H_2	HO_2
Neutron	1.27	0.49	1.27	2.79	0.42	0.98	0.03
g Photon	3.47	1.45	3.47	5.58	0.29	0.62	-

肆、結論與建議

本計畫於兩年內針對除役過渡階段的熱水流、輻射場以及水化學機進行了整合性的探討，除了證實無論採用何種冷卻機制進行移熱，皆可有效的將燃料池與爐心內燃料所產生的熱量加以移除之外，亦進一步透過分析結果證實，在考量較低的衰變熱並直接以爐穴擴散器進行冷卻的假想方案時，將使爐心與燃料池各處獲得最趨於靜滯流場之情境。而進一步透過本研究自燃料射源項著手而完成的整體機組輻射場分析，研究順利獲取了上述機組狀況下的輻射場分佈，證實燃料中子射源在低初始濃縮度、高燃耗度與短冷卻時間有比較大的射源強度。燃料光子射源在高初始濃縮度、高燃耗度與短冷卻時間有比較大的射源強度。結構光子射源與燃料中子射源相同在低初始濃縮度、高燃耗度與短冷卻時間有比較大的射源強度，進而提供水化學分析必之參數。

而對靜滯水情境下所進行的水化學分析，整體而言與 107 年分析所獲由開蓋後所造成的溶氧值差異不大，但機組處於假想性靜滯水條件下所造成的流速減緩，使得輻射分解效應比再結合效應明顯，造成過氧化氫的濃度上升，而令爐水呈現氧化性環境。從水化學的評估來看，靜滯水狀態時的爐水氧化性可能會與有強制對流的狀態有明顯差異，最主要是因為過氧化氫的濃度，而考量此條件下之組件裂紋長速率趨於潛變縫成長速率，故建議應針對組件材料進行一般腐蝕(General Corrosion)的評估與監測。

最後，本研究透過兩年的研究發現，當流場因狹長且缺乏對流的氧化劑傳輸機制時，將使質傳之機制相對重要，故建議於未

來研究中對此項機制之影響深入探討。

伍、參考文獻

1. 台灣電力公司，“核一乾貯系統安全分析報告，”民國 97 年 11 月。
- 2 ANSYS, “FLUENT 2019 v3 User’s Guide,” ANSYS Inc., 2019.
- 3 ANSYS, “FLUENT 2019 v3 Theoretical Manual,” ANSYS Inc., 2019.
4. Y.F. Chen, R.J. Sheu, S.H. Jiang, J.N. Wang, and U.T. Lin, “Surface dose rate calculations of a spent fuel storage cask by using MAVRIC and its comparison with SAS4 and MCNP”, Nuclear Technology, 175, 343-350, July 2011.
5. Y.F. Chen, Y.F. Chiou, S.J. Chang, S.H. Jiang, and R.J. Sheu, “Effects of source and geometry modeling on the shielding calculations for a spent nuclear fuel dry storage cask”, Nuclear Technology, 182, 224-234, May 2013.
6. B.T. Rearden, M.A. Jessee et. al. “SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluations,” ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.1, Oak Ridge National Laboratory, 2016.
7. S.W. Mosher, S.R. Johnson, A.M. Bevill, A.M. Ibrahim, C.R. Daily, T.M. Evans, J.C. Wagner, J.O. Johnson and R.E. Grove, “ADVANTG- an automated variance reduction parameter generator”, ORNL/TM 2013/416 Rev. 1, Oak Ridge National Laboratory, 2015.
8. X-5 Monte Carlo Team, “MCNP - Version 5, Vol. I: Overview and Theory,” LA-UR-03-1987, Los Alamos National Laboratory report , 2003.
9. J. Elliot, Rate Constants and G-Values for the Simulation of the Radiolysis of Light Water over the Range 0-300 oC, Atomic Energy of

- Canada Limited, AECL-11073, October, 1994.
10. Digby D MacDonald, Mirna Urquidi-MacDonald, "A coupled environment model for stress corrosion cracking in sensitized type 304 stainless steel in LWR environments," Corrosion Science 32 (1), 51-81(1991).
 11. A. J. Elliot, The Reaction Set, Rate Constants and g-Values for the Simulation of the Radiolysis of Light Water over the Range 20o to 350°C Based on Information Available in 2008, Atomic Energy of Canada Limited, AECL- 153-127160-450-001, August, 2008.
 12. D. D. Macdonald, M. Urquidi-Macdonald and P. C. Lu, "The Coupled Environment Fracture Model – A deterministic Method for Calculating Crack Growth Rates," CORROSION/94, NACE, Baltimore, MD, Feb. 28 March 4, 1994, Paper No. 246.
 13. D. D. Macdonald, P. C. Lu, M. Urquidi-Macdonald, and T. K. Yeh, "Theoretical Estimation of Crack Growth Rates in Type 304 Stainless Steel in BWR Coolant Environments," Corrosion, Vol. 52. p. 768 (1996)

行政院原子能委員會

委託研究計畫研究報告

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

**Establishment of Nuclear Safety Regulation and Probabilistic Risk
Assessment Capabilities- Code Applications and Maintenance
Research (CAMP): Development and Verification of Advanced
TRACE Analysis Model for Nuclear Power Plants**

計畫編號： 108B003

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：yungsintseng@gmail.com

協同主持人：許文勝、陳詩奎、楊融華

研究期程：中華民國 108 年 5 月至 108 年 12 月

研究經費：新臺幣 415 萬元

核研所聯絡人員：黃智麟

目 錄

中文摘要	1
ABSTRACT	2
壹、計畫緣起與目的	4
貳、研究方法與過程	6
參、主要發現與結論	8
一、核一廠除役階段-反應器開蓋後熱水流分析模式建立	8
(一) 研究方法與初始假設條件	8
(二) 評估結果與討論	48
二、CAMP 國際會議資料蒐集與研析	65
(一) 美國核管會程式發展動態	65
(二) 熱水流分析程式 TRACE 發展動態	67
(三) 圖形介面 SNAP 發展動態	73
(四) 西班牙發展動態與程式應用	75
(五) 捷克發展動態與程式應用	77
(六) 南韓發展動態與程式應用	86
(七) CAMP 總結	92
三、結論與建議	93
肆、參考文獻	94

圖目錄

圖 1 研究方法流程圖	7
圖 2 開蓋模式示意圖[2]	10
圖 3 耦合流體力學與結構熱傳	16
圖 4 熱水流分析模式圖	28
圖 5 爐心與爐穴 VESSEL 組件設定介面	29
圖 6 爐心與爐穴軸向幾何尺寸設定介面	30
圖 7 爐心與爐穴水體積單元與流面設定介面	30
圖 8 噴射泵與爐心降流區連接	31
圖 9 VESSEL 組件與其餘部件之連接狀況	31
圖 10 用過燃料池 VESSEL 組件設定介面	32
圖 11 用過燃料池軸向流面積比值	33
圖 12 閘門幾何尺寸	33
圖 13 閘門連接爐穴、用過燃料池組件模擬	34
圖 14 爐心熱結構組件邊界條件設定介面	34
圖 15 CHAN 幾何尺寸設定	35
圖 16 燃料配置	36
圖 17 燃料棒材料設定	36
圖 18 爐心用過燃料衰變熱功率設定	37
圖 19 爐心用過燃料衰變熱功率分布	38
圖 20 用過燃料池內衰變熱功率設定	39
圖 21 承載用過燃料池衰變熱之熱組件	40
圖 22 爐心內部熱組件列表	41
圖 23 BREAK 組件設定介面	42
圖 24 FILL 組件設定介面	43
圖 25 爐心水位訊號	44
圖 26 閘門空泡分率訊號	44
圖 27 模式選項設定介面	45
圖 28 計算時間節點設定介面	46

圖 29 爐心水溫	51
圖 30 用過燃料池水溫	51
圖 31 閘門區域水溫	52
圖 32 用過燃料束最高溫度	52
圖 33 CFD 模擬溫度場結果 [2].....	53
圖 34 爐心水位	56
圖 35 用過燃料池水位	57
圖 36 爐心水溫	57
圖 37 用過燃料池水溫	58
圖 38 閘門區域水溫	58
圖 39 閘門區域空泡分率	59
圖 40 用過燃料束最高溫度	59
圖 41 爐穴與爐心水位	61
圖 42 用過燃料池水位	62
圖 43 爐心水溫	62
圖 44 用過燃料池水溫	63
圖 45 閘門區域水溫	63
圖 46 閘門區域空泡分率	64
圖 47 用過燃料束最高溫度	64
圖 48 目前 NRC 所使用之分析程式	66
圖 49 Quench position 與 Time 之關係圖	72
圖 50 Vessel cell 中新增之 Display mode.....	74
圖 51 SNAP 在設定靈敏度係數介面之更新	74
圖 52 核子設施位置	82
圖 53 LVR-15 nodalization	82
圖 54 PERSEO RELAP 5 nodalization.....	83
圖 55 Results: Water level in the heat exchanger.....	83
圖 56 Nodalization of NPP Dukovany Reactor Coolant System and ECCS (for PTS analysis)	84
圖 57 Model for preparation of macroscopic cross sections for VVER-1000	

reactor reflector (SCALE)	84
圖 58 Comparison of axial course of normal neutron flux density for SERPENT and PARCS: G 1 (fast); G 2 (thermal).....	85
圖 59 PGSFR 簡圖	90
圖 60 MIDAS 模式圖	91
圖 61 數據結果比較	91

表目錄

表 1 模擬案例列表	11
表 2 An、an 係數.....	19
表 3 燃料棒衰變熱功率軸向分布(1 為頂端，25 為底端)，[1].....	46
表 4 參考重要溫度參數[2]	54
表 5 捷克參與 CAMP 的組織.....	78
表 6 使用到 CAMP 相關程式的核子設施.....	79
表 7 CVR and SURO Activities	79
表 8 UJV Activities	80
表 9 TES Activities.....	80
表 10 Skoda JS Activities	81
表 11 CVUT FIJI Activities.....	81
表 12 韓國電廠列表	88
表 13 韓國參與 CAMP 的組織.....	89

中文摘要

TRACE (TRAC/RELAP Advanced Computational Engine) 為一套先進熱水流分析程式，特色之一為具備使用三維幾何模式模擬核反應器壓力槽之能力，對於核電廠安全分析會具有更強的能力與更細部的模擬結果，經過美國核管會數年的研發，美國核管會不久前已經開始應用 TRACE 作為審查工具，預期未來會完全取代 RELAP5 等其他熱水流安全分析程式。台灣與美國簽訂 CAMP 協定相互交流核電廠熱水流安全分析程式研究與應用，為了盡我方在 CAMP 會員國的職責，必須實際運用 TRACE 進行模式建立與校驗工作。核一廠於 2018 年開始進入除役階段，由於核一廠兩部機組用過燃料池幾乎全滿的狀況下，使得目前核一廠爐心用過核子燃料需暫存於反應器壓力槽內，因此核一廠除役階段用過核子燃料暫存於反應器壓力槽內之安全性成為關注之議題。本計畫利用美國核管會發展之 TRACE 安全分析程式，建立核一廠除役階段安全分析模式。藉由穩態驗證與穩態案例分析，探討反應器停機過渡階段新增用過燃料池冷卻系統運作下，系統內用過燃料池與爐心區等關鍵區域之冷卻水溫度；於暫態案例中，假設核一廠停機 7 天時喪失冷卻，由分析結果顯示，爐心用過燃料束將於 61 小時後失效。

關鍵字：熱流安全分析、TRACE、CAMP。

Abstract

The U.S. NRC (United States Nuclear Regulatory Commission) is developing an advanced thermal hydraulic code named TRACE (TRAC/RELAP Advanced Computational Engine) for nuclear power plant safety analysis. NRC has determined that in the future, TRACE will be the main code used in thermal hydraulic safety analysis. One of the features of TRACE is its capacity to model the reactor vessel with 3-D geometry. It can support a more accurate and detailed safety analysis of nuclear power plants. Taiwan and the United States have signed an agreement on CAMP (Code Applications and Maintenance Program) which includes the development and maintenance of TRACE code. Taiwan Power Company began the decommissioning operation of the Chinshan Nuclear Power Plant at 2018. Some used nuclear fuel was permanently placed in the reactor pressure vessel because the capacity of the spent fuel pool was nearly full. Therefore, safety of the core fuels and components during the decommissioning transition phase become a concerned issue. TRACE code has been utilized to evaluate the thermal hydraulic phenomenon of the spent fuel pool and core during decommissioning transition phase. It shows the coolant temperature of spent fuel pool and core region under spent fuel pool additional cooling

system operation in steady state cases analysis. It also shows that the fuel cladding will fail in 61 hours when the cooling systems are failed in transient case.

Keywords: Thermal-Hydraulic safety analysis, TRACE, CAMP.

壹、計畫緣起與目的

依據我國能源政策，核一廠 1 號機已於 107 年底運轉執照屆期並進入除役階段，而 2 號機也於 108 年進入除役。核電廠在除役期間，會將反應器爐心之用過核子燃料吊運至用過燃料池暫存，待乾貯設施啟用後，送往乾式貯存場貯存。由於核一廠兩部機組用過燃料池幾乎全滿，使得目前核一廠爐心用過核子燃料需暫存於反應器壓力槽內，因此管制機關有必要針對核一廠爐心用過核子燃料暫存於反應器壓力槽之階段進行相關安全管制作業。本計畫將利用 TRACE 熱水流安全分析程式，建立核一廠除役階段反應器開蓋後熱水流分析模式，以協助管制機關於核一廠除役階段期間進行管制作業及第三方平行驗證之工作。

管制機關在進行核安管制工作任務時，需透過安全分析程式來進行審查與驗證工作，且利用程式來評估潛在技術議題之安全重要性，因此美國核管會致力於最佳估算程式發展與精進，並且透過 CAMP（Code Applications and Maintenance Program）國際合作協議，彙整各會員國的程式使用經驗與透過回饋技術報告來精進核能管控制程式，強化核安審查能力。台灣與美國於 2004 年起簽訂 CAMP 國際合作協議，協定雙方相互交流核電廠熱水流安全分析程式研究與應用，我方負責的職責為應用 TRACE 程式，提供使用者經驗與程式評估報告，並且透過建立自主安全分析能力，強

化我國管制機關審查分析技術與能力。要達成此目標，必須實際發展 TRACE 程式進行分析模式建立與校驗工作，如此才能獲得經驗，瞭解程式發展階段之可能問題與錯誤，同時藉由校驗工作來驗證程式計算之準確度，最後透過 TRACE 分析模式進行核電廠安全分析，並執行審查與驗證作業。而每年舉辦之 CAMP 國際會議中，各會員國會發表其國內程式發展動態以及審查技術，透過蒐集 CAMP 各會員國之資料與簡報，並進行摘要與彙整，提供給管制機關參考。並且透過計畫執行，完成撰寫 NUREG/IA 技術報告並提交給美國核管會，來完成我國參與台美 CAMP 合作案之職責。

貳、研究方法與過程

目前核一廠進入除役階段且反應器壓力槽內還存放有用過核子燃料，為了協助管制機關進行管制作業，有必要針對核一廠除役階段進行 TRACE 安全分析模式之建立與驗證工作。而每年舉辦之 CAMP 國際會議中，各會員國會發表其國內程式發展動態以及審查技術，透過蒐集 CAMP 各會員國之資料與簡報，並進行摘要與彙整，提供給管制機關參考，以了解目前國際間核能安全管制動態。其研究方法流程圖如圖 1 所示。

下列幾項為本分項之工作項目：

- 一、 蒐集與研究 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。
- 二、 根據美國核管會釋出之 TRACE 程式新版本，更新國內核電廠熱水流分析模式，並完成核一廠除役階段熱水流分析模式建立。
- 三、 完成電廠運轉或除役相關暫態之分析。
- 四、 將相關研究結果，撰寫成美國核管會的 NUREG-IA 技術報告，提供給美國核管會參考，來完成我國參與國際合作 CAMP 計畫中之責任與義務。
- 五、 整理相關的研究成果與產生，完成結案報告。

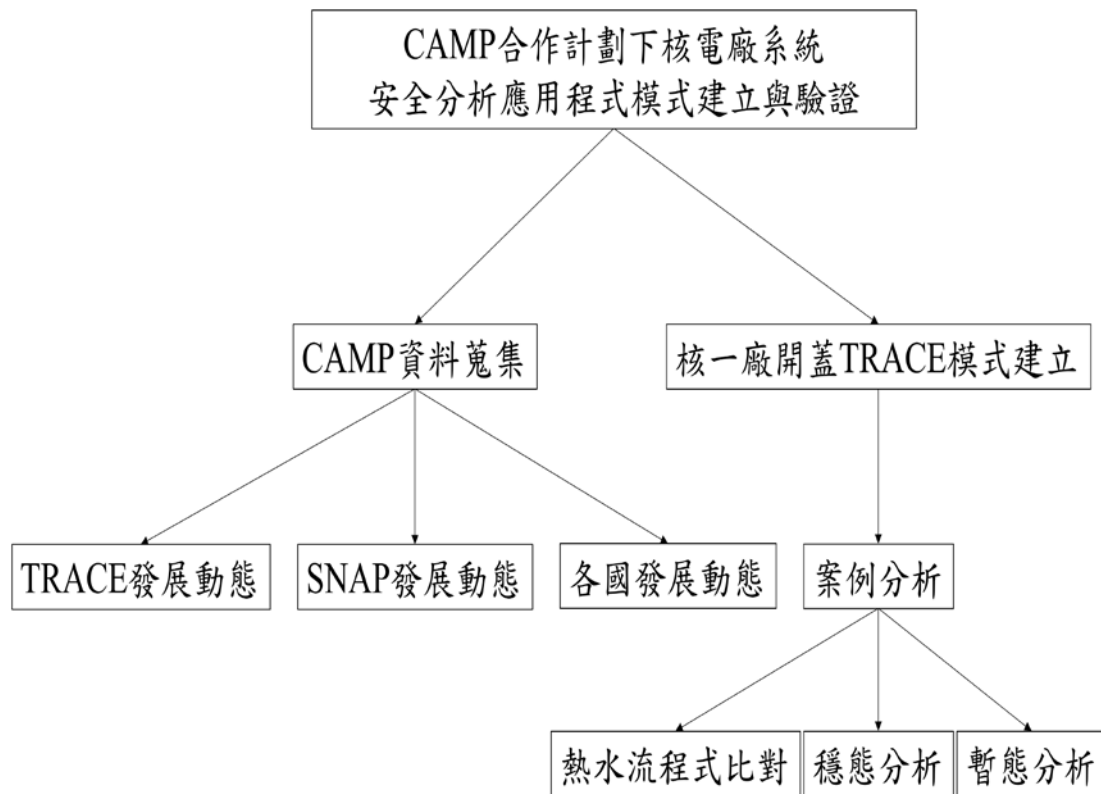


圖 1 研究方法流程圖

參、主要發現與結論

一、核一廠除役階段-反應器開蓋後熱水流分析模式建立

由於核一廠停機過渡階段前期，因乾式貯存設施尚未啟用，用過燃料池與反應器爐心內部皆存放部分用過燃料束，為提升安全餘裕，將反應器壓力容器上方蓋子開啟，並將反應爐爐穴與用過燃料池間之密封閘門開啟，也就是說，將用過燃料池、反應爐爐心與爐穴連通，以利於進行安全管制與維護作業。為了確保並強化核一廠用過燃料池與爐心在除役過渡階段之安全性，因此本研究計畫之目的即為使用美國核管會所認可之審查工具熱水流分析程式 (TRACE)，建立核一廠除役過渡階段之反應器開蓋熱水流分析模式，藉以評估核一廠除役安全分析與強化管制機關審查技術。

(一)研究方法與初始假設條件

本研究團隊使用最佳估算熱水流程式 TRACE 耦合圖形化介面程式 SNAP 來建立核一廠停機過渡前期的系統狀態[1]，用以探討用過燃料池與反應爐內之熱水流特性。其主要組件包含反應器壓力槽、用過燃料池、爐穴、反應爐爐穴與用過燃料池間密封閘門等幾何部分，其中反應器壓力槽包含降流區、爐心區、噴射泵等；用過燃料池內則包含用過燃料與格架，其系統模式示意圖如圖 2 所示。本研究團隊亦在此模式中給予合理的邊界條件，如非密封的壓力容器、新增用過燃料池冷卻系統之移熱能力等，以發展核一廠開蓋熱

流分析模式並進行後續穩態驗證比對、穩態與暫態熱流現象之評估，穩態比對驗證與 107 年核能安全管制及安全度評估技術能力建立-分項 C「核電廠於除役過渡前期的材料劣化評估研究」[2]之穩態案例進行比較，以確認本分析模式之可信度，隨後探討新增用過燃料池冷卻系統運作之穩態結果，暫態案例則是探討假設冷卻設施失效，且無救援補水措施之系統之熱流現象，案例之間的差異如表 1 所示。在此章節中主要細分為三項，依序為熱水流評估程式概略、衰變熱計算與分析模式建立。

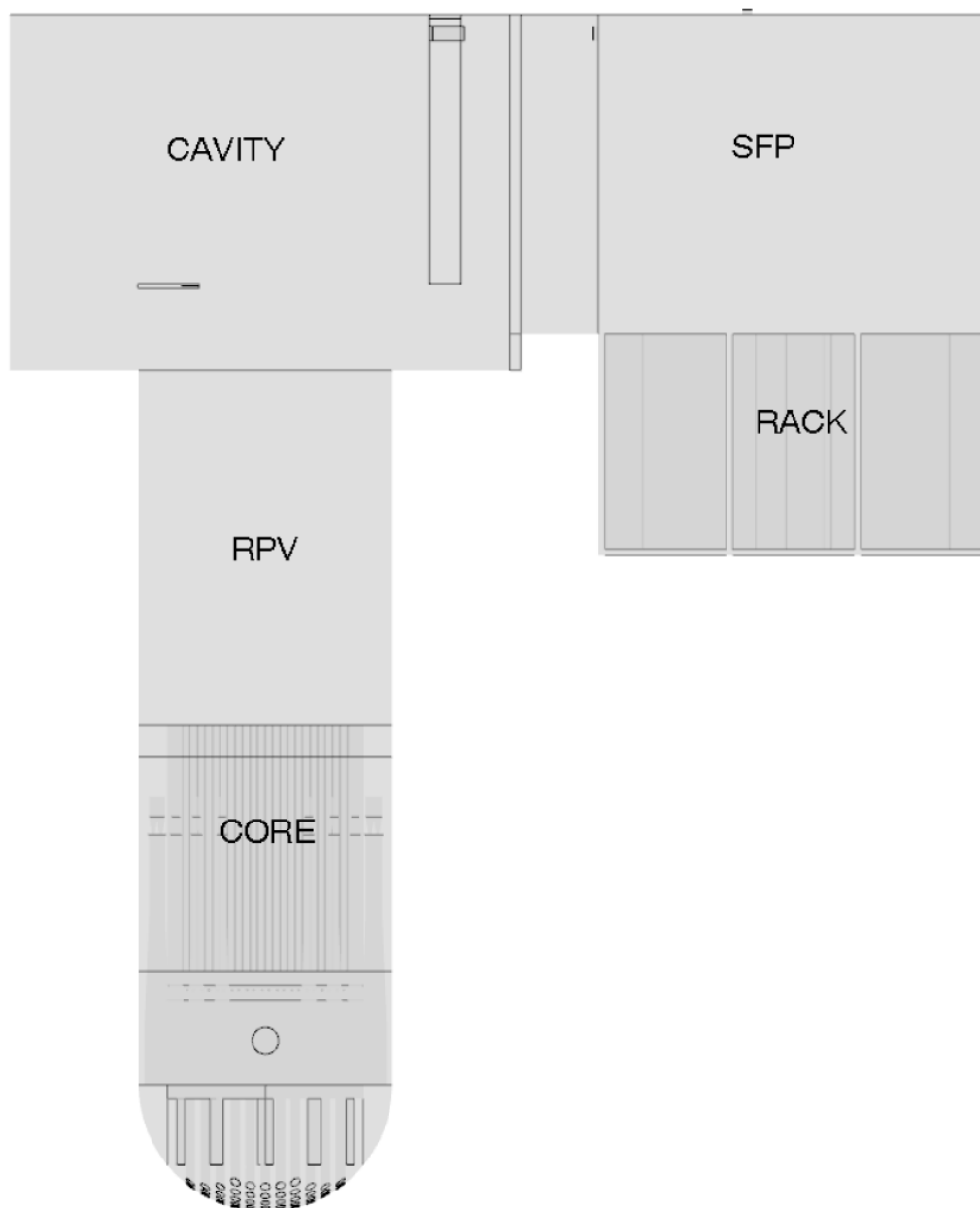


圖 2 開蓋模式示意圖[2]

表 1 模擬案例列表

案例	爐心衰變熱	用過燃料池衰變熱	冷卻系統	注水位置
程式比對驗證	1.739MW	1.105MW	新增用過燃料池冷卻系統	用過燃料池
穩態案例	1.7238MW	1.0314MW	新增用過燃料池冷卻系統	用過燃料池
暫態案例	5.5881MW	1.0695MW	無	無

1. 熱水流評估程式概略

本計畫所採用之熱水流分析 TRACE 程式 (TRAC/RELAP Advanced Computational Engine) 為美國核管會 (U.S. Nuclear Regulatory Commission) 所認可的最佳熱水流分析程式，其可分析多維度的雙相流、熱力學狀態、熱傳現象、水位追蹤與中子動力學等。TRACE 採用有限體積數值方法 (finite volume numerical methods) 描述雙相流與熱傳遞的偏微分方程式，在求解有限差分方程的過程中，耦合的非線性方程組採用 Newton-Raphson method 迭代求解。在建立 TRACE 模式時，是以實際功能為基礎，將其分別對應不同的組件，且在每一個組件內部仍可細分更小的網格，或稱為單元 (cell)，用以探討各個組件中更詳細的熱水流性質，可以呈現流體、熱傳等性質在單元內部的平均值。除此之外，由於 TRACE 本身並不限制組件或是單元的數量，其可能的瓶頸僅可能發生在電腦的記憶體是否足夠。TRACE 內部組件包含 PIPEs、PLENUMs、PRIZERS (調壓槽)、CHANs (沸水式電廠的燃料束)、PUMPs、JETPs (噴射泵)、SEPDs (汽水分離器)、TEEs、TURBs (汽機)、HEATRs (飼水加熱器)、CONTANs (圍阻體)、VALVEs、VESSELs (壓力槽與內部組件) 等水力組件，可依照使用者需求建立各種尺寸、形狀、壓力、流阻等水流路徑；可計算二維熱傳導與表面對流的 HTSTR (熱結構)，REPEAT-HTSTR 等熱傳組件，並可依照使用者給予之熱量多寡，模

擬用過燃料池內或核電廠內部之各種熱源；提供熱源的 POWERS 功率組件，可依照使用者需求輸入，模擬隨時間變化之熱源，並可根據不同的幾何組件、網格輸入其功率因子，用以模擬不同的功率分布；提供流體與壓力邊界條件的 FILLS、BREAKs 組件，可依照使用者及案例需求，搭配控制邏輯之建立，用以模擬隨時間變化之邊界條件，如發生破口、注水設備之設置。

由上述的多樣化組件以及可控的多項細項參數，使本研究團隊建立的核一廠開蓋 TRACE 分析模式能夠盡可能地符合真實狀況。除此之外，TRACE 內更含括了各項質量、動量、能量等方程式，以模擬詳細的熱水流狀況，以下為本研究採用之重要熱水流分析相關方程式說明：

(1) 流場方程式

時間平均質量方程式(Time Averaged Mass Equations)：

$$\frac{\partial[(1-\alpha)\bar{\rho}_l]}{\partial t} + \nabla \left[(1-\alpha)\bar{\rho}_l \vec{V}_l \right] = -\bar{\Gamma}$$

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

時間平均能量方程式(Time Averaged Energy Equations)：

$$\begin{aligned} & \frac{\partial[(1-\alpha)\bar{\rho}_l(e_l + V_l^2/2)]}{\partial t} + \nabla \left[(1-\alpha)\bar{\rho}_l(e_l + V_l^2/2)\vec{V}_l \right] \\ &= -\nabla \left[(1-\alpha)\bar{q}'_l \right] + \nabla \left[(1-\alpha)(\bar{T}_l \cdot \vec{V}_l) \right] + (1-\alpha)\bar{\rho}_l \vec{g} \cdot \vec{V}_l - \bar{E}_i + \bar{q}_{ad} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} & \frac{\partial [\alpha \overline{\rho_g (e_g + V_g^2/2)}]}{\partial t} + \nabla \left[(1 - \alpha) \overline{\rho_g (e_g + V_g^2/2) \vec{V}_g} \right] \\ & = -\nabla \left[\alpha \overline{q'_g} \right] + \nabla \left[\alpha \left(\overline{T_g \cdot \vec{V}_g} \right) \right] + \alpha \overline{\rho_g \vec{g} \cdot \vec{V}_g} - \overline{E_i} + \overline{q_{dg}} \end{aligned}$$

時間平均動量方程式(Time Averaged Momentum Equations)：

$$\frac{\partial [(1-\alpha) \overline{\rho_l \vec{V}_l}]}{\partial t} + \nabla \left[(1 - \alpha) \overline{\rho_l \vec{V}_l \vec{V}_l} \right] = \nabla [(1 - \alpha) \overline{T_l}] + (1 - \alpha) \overline{\rho_l \vec{g}} + \overline{\vec{M}_l}$$

$$\frac{\partial [\alpha \overline{\rho_g \vec{V}_g}]}{\partial t} + \nabla \left[\alpha \overline{\rho_g \vec{V}_g \vec{V}_g} \right] = \nabla [\alpha \overline{T_g}] + \alpha \overline{\rho_g \vec{g}} + \overline{\vec{M}_g}$$

其中 α = 空泡分率； $\overline{\Gamma}$ = 平均介面質量轉換率(正值為由液體至氣體)； ρ = 密度； e = 內能； $\overline{E_i}$ = 單位體積相變界面能量轉移率； $\vec{g}$ = 重力向量； $\overline{\vec{M}_i}$ = 單位體積內動量轉換率； $\overline{q}$ = 單位體積熱傳率； $\overline{q_d}$ = 產生的能量直接傳遞至液體或氣體； $\overline{T}$ = 壓力張量； $\vec{V}$ = 速度向量

(2) 熱傳方程式

時間平均質量方程式(Time Averaged Mass Equations)

$$\rho c_p \frac{DT}{Dt} + \nabla \vec{q} = q'''$$

$$\rho c_p \frac{\partial T}{\partial t} = \nabla(k \nabla T) + q'''$$

其中 c_p = 比熱； k = 熱傳係數； $\vec{q}$ = 熱通量向量； q''' = 單位體積產生的熱； ρ = 密度

(3) 流場與熱傳耦合

在每一個新的時間計算時間節點(time step)開始時，會用前一個時間節點的表面溫度、流體情況來給定新的熱傳係數，再由新的熱傳係數計算這個節點的流場與熱傳現象，如表面溫度、飽和溫度、由熱結構表面到流體單元的能通量等，其計算之流程圖如圖 3 所示。其公式如下所示：

$$q_{total}^{n+1} = h_l^m(T_w^{n+1} - T_l^{n+1}) + h_g^m(T_w^{n+1} - T_g^{n+1}) + h_{sat}^m(T_w^{n+1} - T_{sat}^{n+1})$$

其中， $h_{sat}^m(T_w^{n+1} - T_{sat}^{n+1})$ 代表傳到液體的熱通量直接導致沸騰；

$h_l^m(T_w^{n+1} - T_l^{n+1})$ 代表傳到液體熱通量加熱液體，在任一時間節點中，熱結構與流體單元共用熱通量項，因此可以由能量守恆來耦合熱傳與熱流現象。

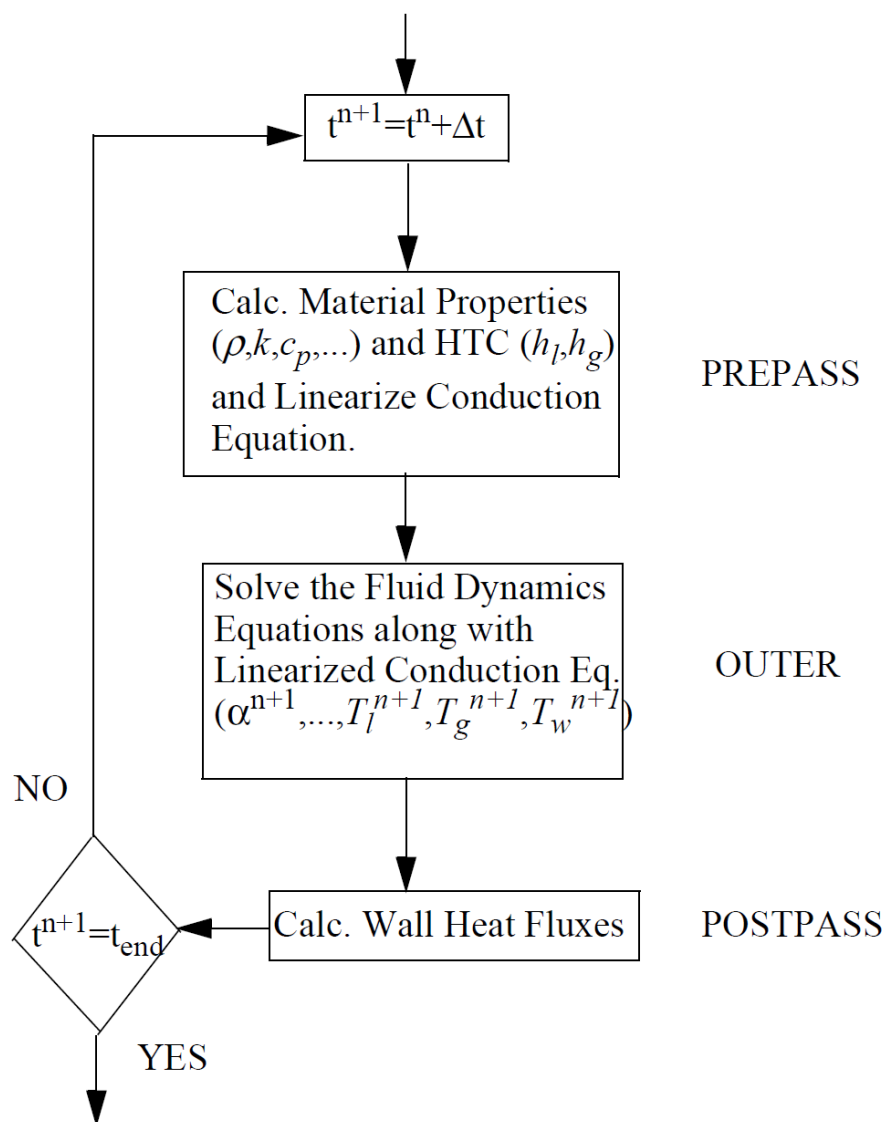


圖 3 耦合流體力學與結構熱傳

2. 衰變熱計算

於除役過渡階段時，用過燃料束仍帶有一定量之衰變熱，且衰變熱之多寡將直接地影響研究結果，遭遇意外事故後的餘裕時間、救援措施之準備設置時間皆與其息息相關。本報告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[3]，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。其衰變熱公式以及參數解釋如下所示：

(1) 分裂產物衰變熱

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

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

其中，P 為衰變熱之熱功率；P₀ 為反應爐初始功率；t₀ 為運轉開始到停機歷經的時間，亦稱為臨界時間，單位為秒；t_s 為停機到計算時間點歷經的時間，亦稱為冷卻時間，單位為秒；K 為不準度因子 (Uncertainty factor)，若 0 ≤ t_s < 103，則 K 假設為 0.2；若 103 ≤ t_s ≤ 107，則 K 假設為 0.1；A_n 和 a_n 為實驗的近似係數，其對應之係數值如表 2 所示。

(2) 重元素衰變熱

$$\frac{P(U-239)}{P_0} = 2.28 \times 10^{-3} C \frac{\sigma_{25}}{\sigma_{f25}} \times [1 - e^{-4.91 \times 10^{-4} t_0}] \times e^{-4.91 \times 10^{-4} t_s}$$

$$\frac{P(N_p-239)}{P_0} = 2.17 \times 10^{-3} C \frac{\sigma_{25}}{\sigma_{f25}} \left\{ \begin{array}{l} 1.007 [1 - e^{-3.41 \times 10^{-6} t_0}] \times e^{-3.41 \times 10^{-6} t_s} \\ -0.007 [1 - e^{-4.91 \times 10^{-4} t_0}] \times e^{-4.91 \times 10^{-4} t_s} \end{array} \right\}$$

其中， $P(U-239)$ 和 $P(Np-239)$ 分別代表 U-239 和 Np-239 之衰變熱之熱功率； P_0 為反應爐心之初始功率； t_0 為運轉開始到停機歷經的時間，亦稱為臨界時間，單位為秒； t_s 為停機到計算時間點歷經的時間，亦稱為冷卻時間，單位為秒； C 為轉化比(Conversion ratio)，代表當消耗一個 U-235 原子時，平均產生的 Np-239 原子數； σ_{25} 為 U-235 之有效中子吸收截面(Effective neutron absorption cross section)； σ_{f25} 為 U-235 之有效中子分裂截面(Effective neutron fission cross section)；根據 ASB 9-2 衰變熱功率計算式， $C \frac{\sigma_{25}}{\sigma_{f25}}$ 項保守假設為 0.7。

表 2 A_n 、 a_n 係數

n	A_n	$a_n(1/sec)$
1	0.5980	1.772×10^0
2	1.6500	5.774×10^{-1}
3	3.1000	6.743×10^{-2}
4	3.8700	6.214×10^{-3}
5	2.3300	4.739×10^{-4}
6	1.2900	4.810×10^{-5}
7	0.4620	5.344×10^{-6}
8	0.3280	5.716×10^{-7}
9	0.1700	1.036×10^{-7}
10	0.0865	2.959×10^{-8}
11	0.1140	7.585×10^{-10}

3. 開蓋分析模式建立

同先前章節所介紹，利用 TRACE 內部之水力組件、控制系統、熱結構組件、功率組件、模式選項等，再透過 SNAP (Symbolic Nuclear Analysis Package) 介面呈現並編輯後，盡可能地依照現實狀況去建立核一廠過渡階段用過燃料池模式，最後連結至 TRACE 執行檔進行運算，其模式圖如圖 4 所示。本研究團隊成功建立核一開蓋後之用過燃料池與爐心連結之除役過渡階段模式。其主要分為用過燃料池與爐心與爐穴部分，本章節將依序詳細介紹其設定與建立方式。

(1) 反應爐爐心與爐穴

於本報告之模擬中，本團隊主要使用 VESSEL 水力組件來建立反應器以及用過燃料池之本體，VESSEL 組件具備三維模擬能力，可以依照使用者需求建立直角或是圓柱等三維形狀，並可切割成多個節點以探討細部區域之熱水流現象，以提供更詳細之熱水流分析結果。除此之外，在模擬反應器壓力槽時，內部可分別設定降流區、爐心區等不同功能的區域，並可詳細設定內部任一單元任一座標軸方向的流面積、水力直徑與衰減係數等，以符合真實之流道狀況。此外，VESSEL 組件之重要功能還含括其可在 VESSEL 內部或是外部，連接各項熱結構組件(包含材料性質與承載功率元件)、其餘管件(調整流場)等，以耦合流場與熱傳現象。其 VESSEL 組件之詳細

幾何尺寸由圖 5 與圖 6 所示，由圖 7 左側為 VESSEL 之三維簡圖。在考量到若以兩個 VESSEL 組件各別模擬反應器與壓力槽與爐穴時，必須利用一維的 Pipe 組件連接兩者，導致在連接處變更為一維模擬，會使得模擬結果無考量徑向流場。因此，在最終建模時將以單一 Vessel 組件同時模擬兩者，以期盡可能地完整模擬真實情況。

在建模中，將 VESSEL 組件之軸向分為 17 個單元，其中單元 1 至 10 為反應器壓力槽，11 至 16 為爐穴，除此之外，考量到 TRACE 計算過程所需，額外設置了第 17 單元，作為連接邊界條件之緩衝單元，以便設置其餘連接至不同壓力等條件之組件，如溢流孔、圍阻體等。做為緩衝單元，其內部並沒有液態水，在此將其初始空泡分率值設置為 1；而 VESSEL 之徑向方向，由於 VESSEL 需同時模擬爐心以及爐穴兩區域，在軸向部分亦依照不同區域設置邊界條件。在爐穴區域共細分為 6 個單元，並依照爐穴之幾何尺寸設置。然而，由於 TRACE 之程式限制，位於同一 VESSEL 組件之爐心區域，其徑向長度設定需與爐穴相同，為求符合實際尺寸，本研究團隊經考量後，將爐心區域之單元 1 至 4 設置為爐心，其設置皆依照爐心之幾何尺寸設定，至於爐心區域徑向單元 5、6 內的體積、流面積與水力直徑則設置為零，以符合實際幾何結構，其詳細之體積、流面積與水力直徑等幾何條件之設定值如圖 7 所示。除此之外，反應器壓力槽內部更詳細設置了降流區、爐心和 JetPump 等結構，其詳細座

落之單元區域由下所示。於軸向單元 5 至 1、徑向單元 4 之區域設置為降流區；軸向單元 2 至 3、徑向單元 1 至 3 之區域設置為爐心，JetPump 組件則設置在降流區內部之軸向單元 3 至 2、徑向單元 4 的位置。其連接狀況與簡圖如圖 8 圖 9 所示。

(2) 用過燃料池

同上所述，用過燃料池之模擬亦用 VESSEL 組件模擬，設定為直角坐標，Z 軸向分為 7 個單元。其中，單元 1 至 6 為用過燃料池，內部皆為液態水，空泡分率設定為 0，除此之外，考量到 TRACE 計算過程所需，額外設置了第 7 單元，作為連接邊界條件之緩衝單元，以便設置其餘連接至不同壓力等條件之組件，如溢流孔、圍阻體等。而做為緩衝單元，其內部並沒有液態水，在此將其初始空泡分率值設置為 1。而用過燃料束則放置於軸向單元 2 與 3。然而由於用過燃料束亦佔有一定之體積，因此為了模擬用過燃料束所占去的體積與軸向流面積，根據台電公司所發布之核一廠除役計畫之假設[1]，將用過燃料束所佔之體積比例設置為 0.4265，代表每 1 單位之控制體積內實際上僅有 0.5735 之體積為液態水。至於用過燃料池內之幾何尺寸，皆參考除役計畫內之假設做設定。其詳細設定介面以及用過燃料池幾何尺寸設置如圖 10 圖 11 所示。

(3) 閘門

此報告中將以 Pipe 水力組件模擬反應爐爐穴與用過燃料池之間的密封閘門開啟後的空間，其設定值將與實際幾何之長度、水力直徑、體積相同，如圖 12 所示，其水力組件內需要設定之關鍵參數將列於下方。其組件之兩端分別連接至用過燃料池之軸向第 6 單元與爐穴第 16 單元，其連接狀況簡圖如圖 13 所示。Pipe 組件除了連接爐穴與用過燃料池，以利於程式模擬兩組件間之各項參數交換以及計算暫態之外，也藉由設定的連接位置，在程式內建立了兩者的相對高度關係。

$$D_H = \frac{4A}{P}$$

D_H = 水力直徑

A = 截面積

P = 濕周長

(4) 功率組件、熱結構組件與用過燃料束

於用過燃料池之模擬中，用過燃料束之模式尤為重要。然而 TRACE 模擬程式中，有 HTSTR 熱結構組件以及 CHAN 組件兩種方式可掛載熱源，便足以模擬用過燃料束。其中 HTSTR 組件主要用

於計算熱傳現象，包括不同之幾何形狀，如板狀、圓柱狀、球狀等；各項材料性質，如不鏽鋼、鋁合金等；亦可以個別設定其邊界條件，如溫度、熱通量、水力組件單元等，其中尤為特殊之參數值為熱通量，HTSTR 可以依照各種使用者之需求，在不同連接處以及方向，給予一定之熱通量，依照不同案例給予定值亦或是隨時間變動之值，甚至在某一面設定絕熱，即為熱通量為零。除此之外，還可以設定不同之臨界熱通量的模式，如 AECL_IPPE、AECL_IPPE w/CISE-GE Correlation 等，其模式之詳細介紹將列於本章節後方；而 CHAN 組件是 TRACE 內專門用於模擬沸水式反應器的燃料組件，可以視為一整合的管路與熱結構組件，因此可以在 CHAN 組件內部同時設定更詳細之水力參數、熱傳參數與材料性質，除此之外，CHAN 組件更可依照真實狀況之用過燃料束的實際設計以及幾何尺寸去定義全長燃料棒、半長燃料棒、水棒、繫棒的配置。於此報告中，其幾何尺寸與配置皆使用核一廠最新燃料組件 ATRIUM-10 之設計，其幾何條件之設定如圖 14 至圖 17 所示。

然而，如先前所述，CHAN 組件內部可同時設定更詳細之用過燃料束狀況，以符合真實狀況。因此，於此報告中為了更精準地模擬用過燃料束，於模擬中皆使用 CHAN 組件以模擬用過燃料束之詳細機械性質以及熱流狀況。

針對熱源之模擬，則使用 POWER 組件作為設定輸出的熱功率

型式。此組件內含各種不同方式去模擬熱源之變化，如利用點中子型式去計算反應度，進而決定每一時間單位之功率變化值，亦或是依照使用者自行計算之熱功率值，給定一隨時間變化之功率表等。除此之外，由於用過燃料束每一節點之功率並不全然相同，其 POWER 更可以依照不同組計之幾何模式，於不同節點設置不同熱功率，如此便可依照實際狀況去設定不同的軸向功率分布。

然而，由於 TRACE 程式本身之限制，在用過燃料池之分析模式當中不同之 CHAN 組件無法掛載不同 Power 組件。又 CHAN 組件可設置較 HTSTR 組件更多的細節，因此本研究團隊經考量後，決定以 HTSTR 組件模擬衰變熱較低的用過燃料池內部的用過燃料束，以 CHAN 組件模擬位在爐心的 ATRIUM-10 燃料模式，包含燃料棒、水棒、材料等，以求更精確地分析相對重要之爐心區內的熱流現象，並將位於爐心之 408 束燃料分為 6 個 CHAN 組件，配置於爐心區徑向單元 1 至 3。

同上所述，本分析模式最終使用 2 個 Power 組件分別模擬用過燃料池與爐心當中的衰變熱功率及其功率分布，其中衰變熱數值則採用台電核一廠除役計畫[1]中，附錄 7.A 退出 90 天之衰變熱進行穩態分析，其中位於爐心用過燃料的 Power 組件則採用台電核一廠除役計畫中，如表 3 所列之燃料棒衰變熱功率軸向分布，掛載於用過燃料池內部用過燃料的 Power 組件則假設為功率均勻分布，其詳細

設定如圖 20 與圖 21 所示。

AECL_IPPE 模式

$$q''_{CHF} = K_1 \cdot K_2 \cdot K_8 \cdot K_9 fn\{P, G, x\}$$

P =壓力

G =質量通率

x =乾度

K_1 =管徑的修正因子

K_2 =燃料束幾何尺寸的修正因子

K_8 =低流量情況下的修正因子

K_9 =高空泡分率時的修正因子

$fn\{P, G, x\}$ =查表值

AECL_IPPE w/CISE-GE Correlation 模式

考慮沸騰長度(boiling length)，為流體的焓達到飽和、乾燥點的長度。

$$x_{crit} = \frac{A \cdot L_B}{B \cdot L_B}$$

x_{crit} =臨界乾度

L_B =臨界長度

$$A = \text{fn}\{P, G\}$$

$$B = \text{fn}\{P, G, D\}$$

(5) 邊界條件

於本分析模式中，為了定義系統外部之邊界條件而使用了 BREAK 組件，其可依照案例需求自定義參數，如溫度、壓力與流體狀態等，亦可以模擬流失冷卻水事件中的破口，如自定義破口大小、流量等。同樣用於定義系統之邊界條件之 FILL 組件則是控制流入系統內部的邊界條件，如冷卻水流量、溫度與壓力等。除此之外更可利用 TRACE 模擬程式內之控制邏輯，根據不同案例需求，調整各種參數，如注水時間點流量、注水壓力等。在建立爐心開蓋分析模式時，共採用 4 組 BREAK，其中兩個組件連接於用燃料池與爐穴頂部，分別模擬用過燃料池上方與爐穴上方的環境，另外兩個組件則是連接在用燃料池軸向第 7 單元與爐穴第 17 單元的水平方向，以模擬溢流孔讓冷卻水流出系統、控制水位高度，因此可以不必耗費大量時間建立新增用過燃料池冷卻系統複雜的一、二次側冷卻、集水迴路、與熱交換器等。其 BREAK 與 FILL 之詳細設定值與介面將分別由圖 23 與圖 24 所示。

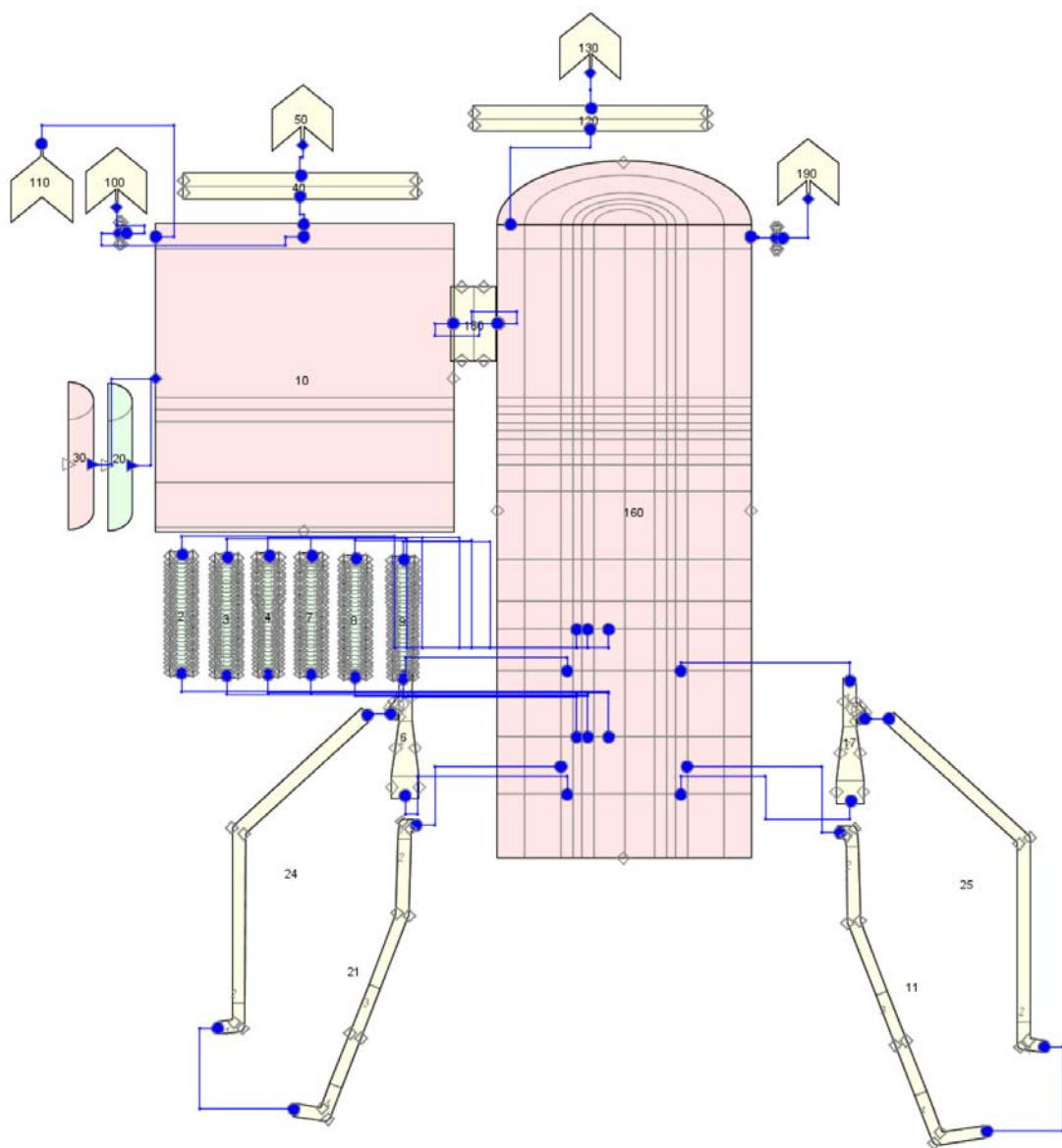


圖 4 熱水流分析模式圖

Vessel 160 (CORE) - Properties View

Vessel 160 (CORE)

- Hydro Connections
- Heatstructure Connections
- Signal Input Connections

▼ General Show Disabled

Component Name	CORE	
Component Number	160	
Description		
Geometry and Connections	Axial[17] : Radial[6] : Azim.[2]	
Volumetric and Edge Data	Axial[17] : Radial[6] : Azim.[2]	
Wall Roughness	0.0 (m)	
Vessel Type	[0] RPV	
Vessel Elevation	0.0 (m)	
Use Reflood	☐ True ☒ False	
Vent Valves	[0] Vent Valves	
Enable Mixed Numerics	☐ True ☒ False	

▼ Boundary Interfaces

Includes Downcomer	☒ True ☐ False	
Downcomer Upper Interface	5	
Downcomer Lower Interface	1	
Downcomer Inner Radius	3	
Includes Core	☒ True ☐ False	
Core Upper Interface	4	
Core Lower Interface	2	
Core Outer Radius	3	
Lower Support Plate	2	
Upper Support Plate	4	
Upper-head Support Plate	5	

► Trace Species

Close

圖 5 爐心與爐穴 VESSEL 組件設定介面

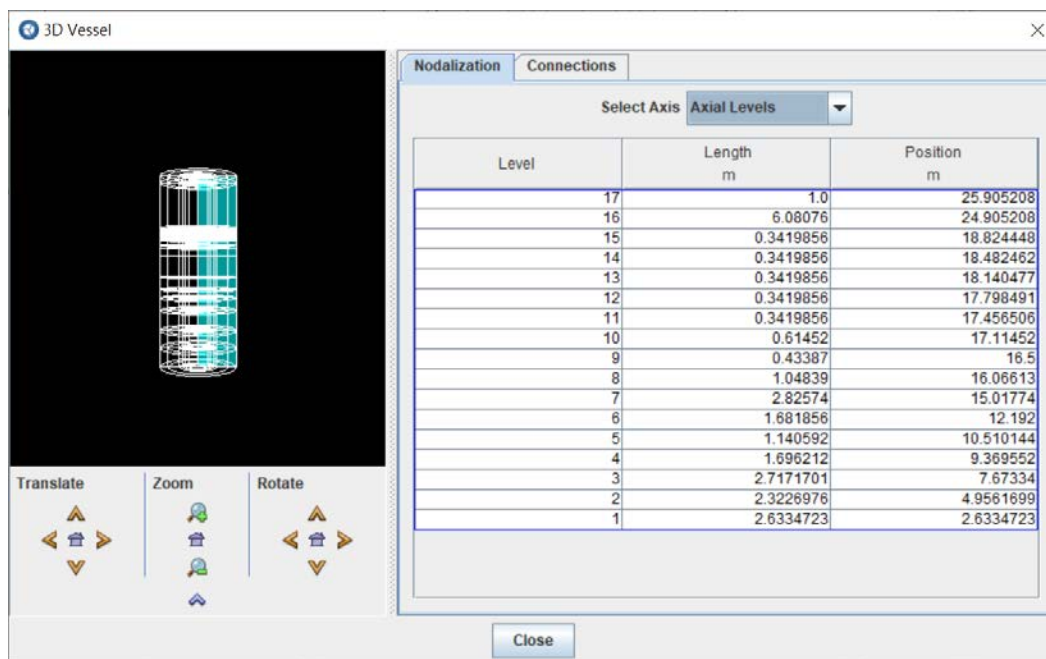


圖 6 爐心與爐穴軸向幾何尺寸設定介面

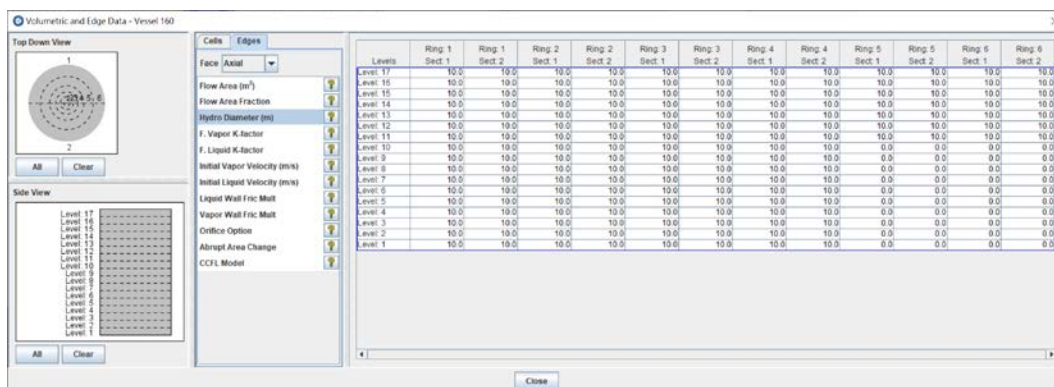


圖 7 爐心與爐穴水體積單元與流面設定介面

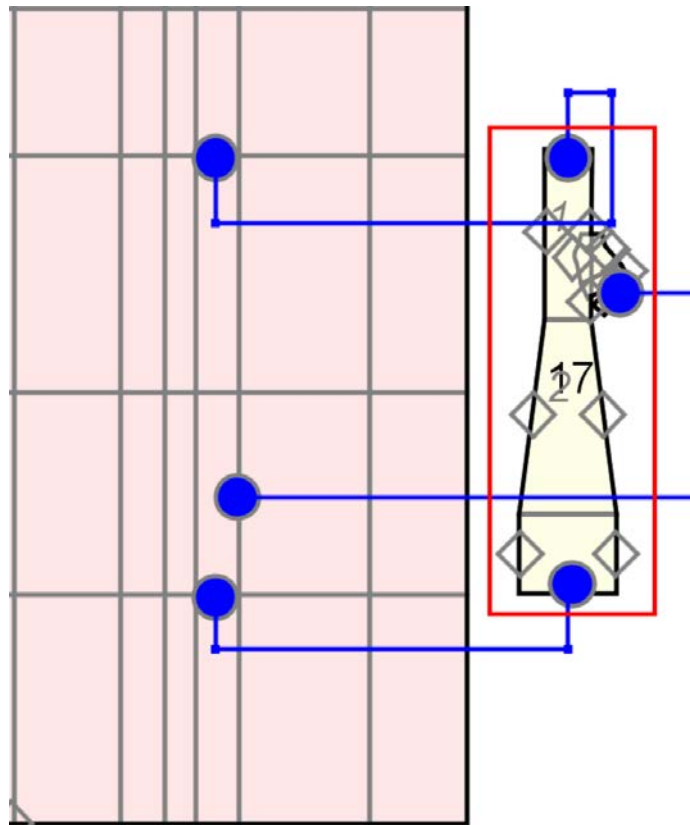


圖 8 噴射泵與爐心降流區連接

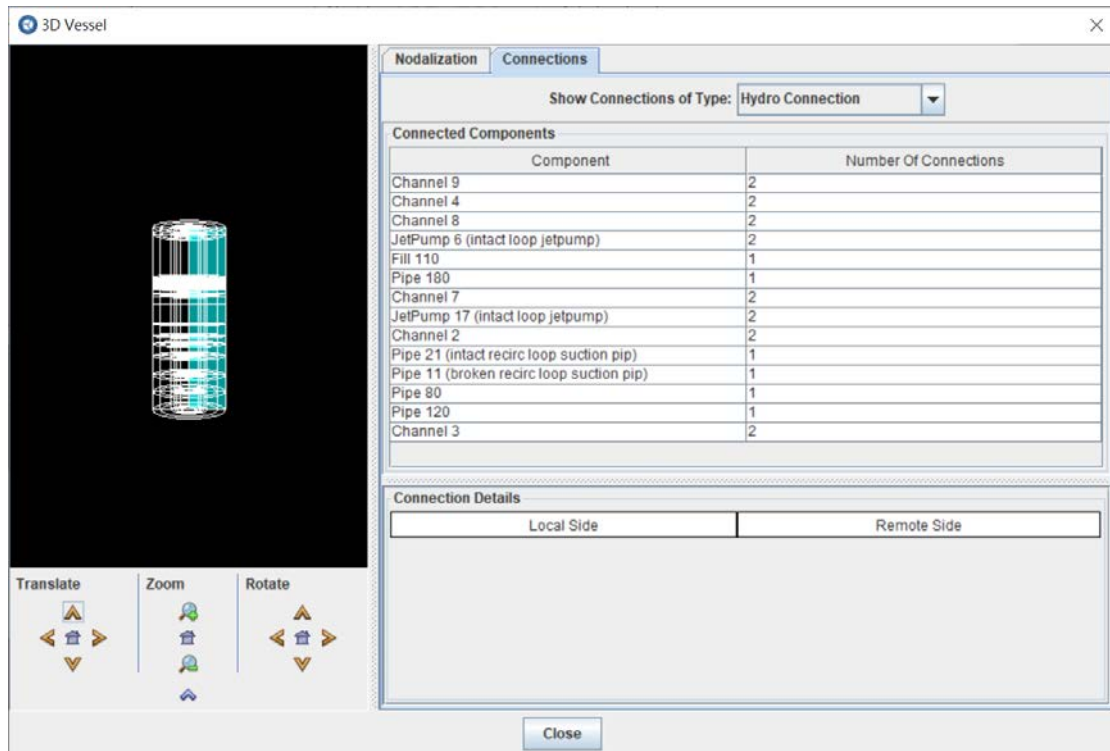


圖 9 VESSEL 組件與其餘部件之連接狀況

Vessel 10 (SFP) - Properties View

- Vessel 10 (SFP)
 - Heatstructure Connections
 - Hydro Connections
 - Signal Input Connections

▼ General Show Disabled

Component Name	SFP		
Component Number		10	
Description			
Geometry and Connections	Axial[7] : Radial[1] : Azim.[1]		
Volumetric and Edge Data	Axial[7] : Radial[1] : Azim.[1]		
Wall Roughness		0.0 (m)	
Vessel Type	[0] RPV		
Vessel Elevation		0.0 (m)	
Use Reflood	☐ ☐ True ☒ False		
Vent Valves	[0] Vent Valves		
Enable Mixed Numerics	☐ True ☒ False		

► Boundary Interfaces

► Trace Species

Close

圖 10 用過燃料池 VESSEL 組件設定介面

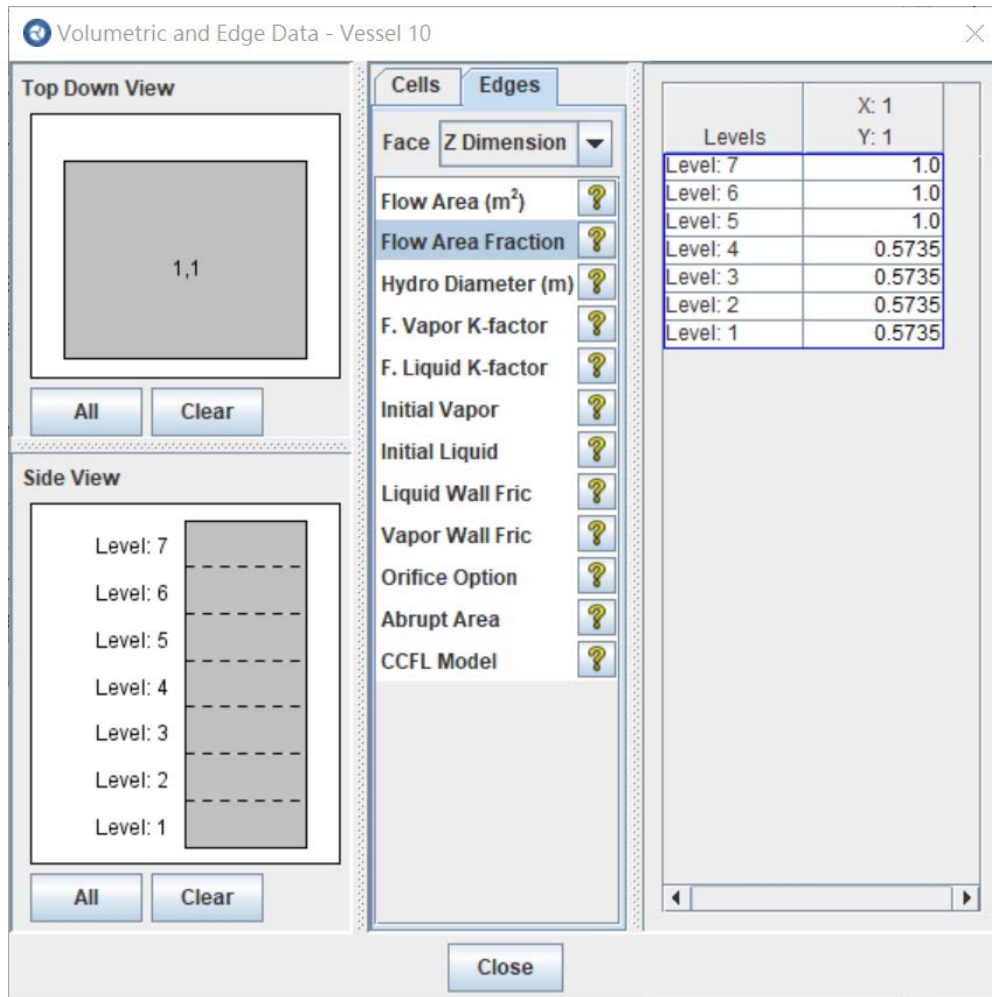


圖 11 用過燃料池軸向流面積比值

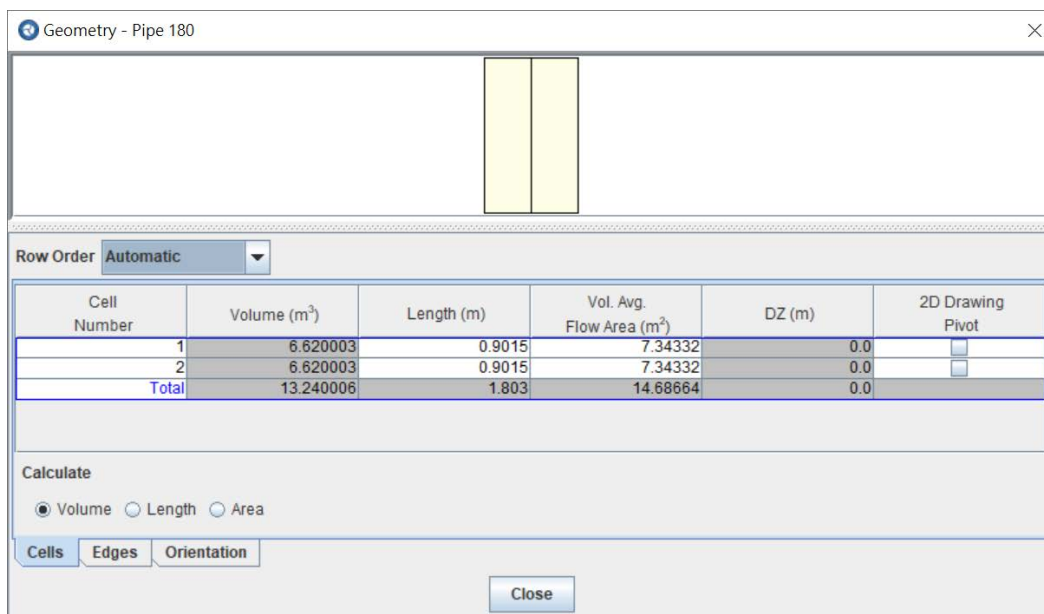


圖 12 閘門幾何尺寸

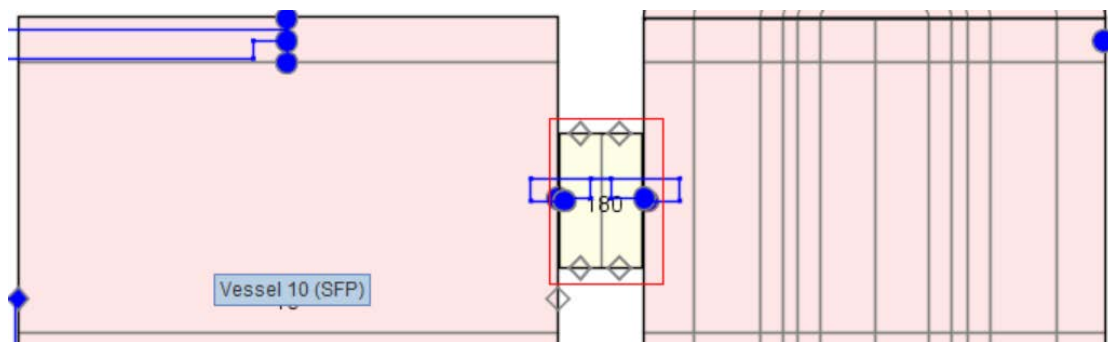


圖 13 閘門連接爐穴、用過燃料池組件模擬

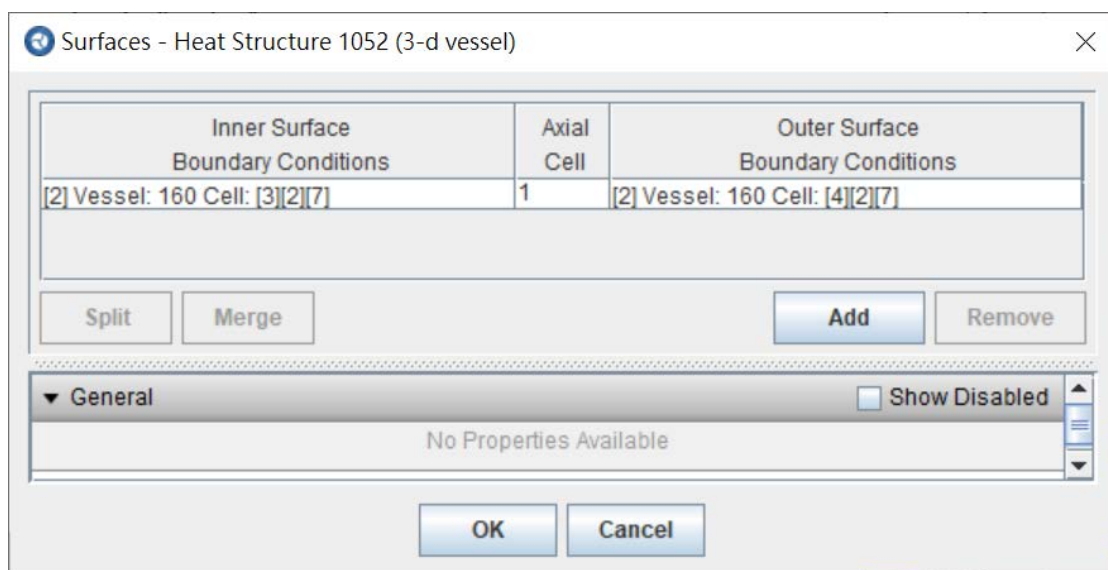


圖 14 爐心熱結構組件邊界條件設定介面

Geometry - Channel 2 (chan) ×

Row Order Automatic ▼

Cell Number	Volume (m ³)	Length (m)	Vol. Avg. Flow Area (m ²)	DZ (m)	2D Drawing Pivot
27	3.269971E-3	0.324612	0.010073477	0.324612	☐
26	1.535198E-3	0.1524	0.010073477	0.1524	☐
25	1.535198E-3	0.1524	0.010073477	0.1524	☐
24	1.535198E-3	0.1524	0.010073477	0.1524	☐
23	1.535198E-3	0.1524	0.010073477	0.1524	☐
22	1.535198E-3	0.1524	0.010073477	0.1524	☐
21	1.535198E-3	0.1524	0.010073477	0.1524	☐
20	1.535198E-3	0.1524	0.010073477	0.1524	☐
19	1.535198E-3	0.1524	0.010073477	0.1524	☐
18	1.535198E-3	0.1524	0.010073477	0.1524	☐
17	1.438496E-3	0.1524	9.438949E-3	0.1524	☐
16	1.438496E-3	0.1524	9.438949E-3	0.1524	☐
15	1.438496E-3	0.1524	9.438949E-3	0.1524	☐
14	1.438496E-3	0.1524	9.438949E-3	0.1524	☐

Calculate

☒ Volume ☐ Length ☐ Area

Cells Edges Orientation

Close

圖 15 CHAN 幾何尺寸設定

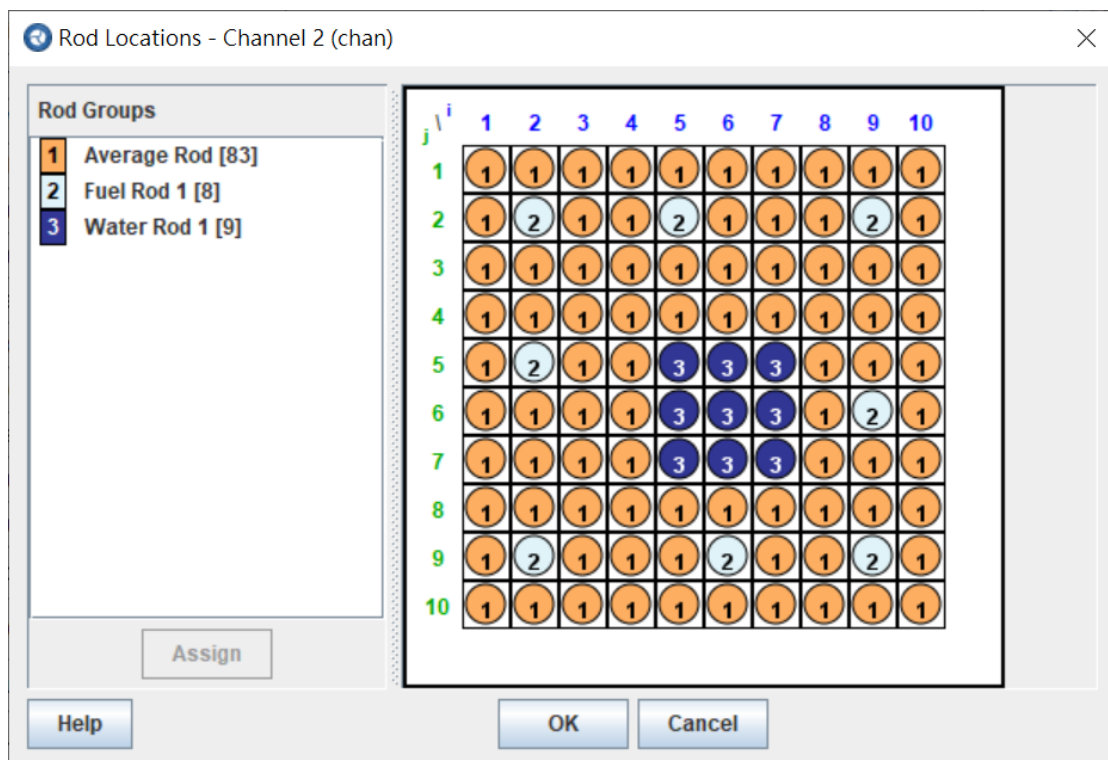


圖 16 燃料配置

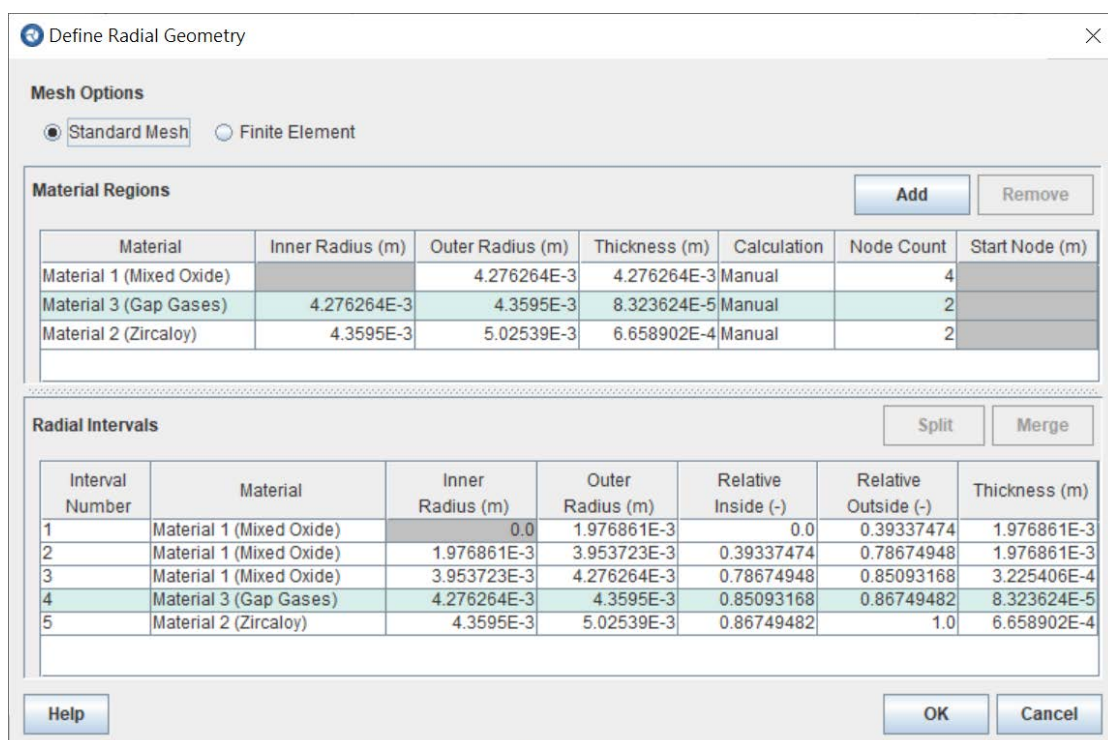


圖 17 燃料棒材料設定

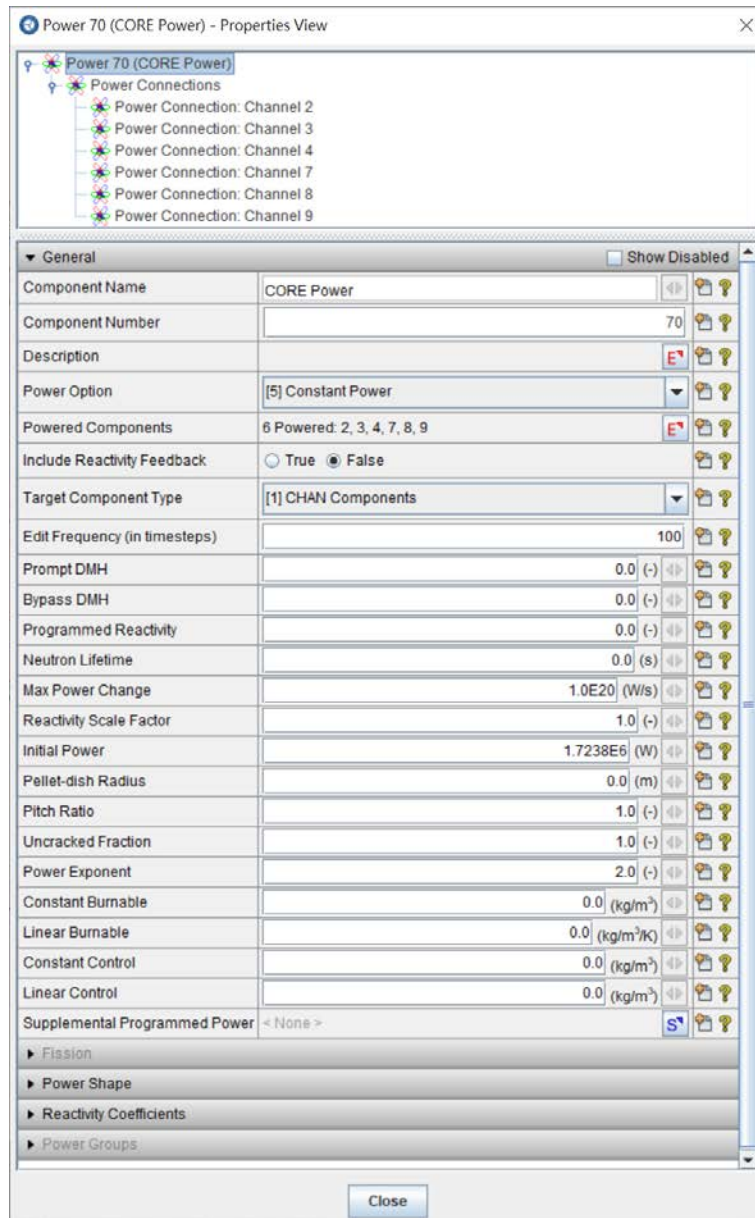


圖 18 爐心用過燃料衰變熱功率設定

Edit Axial Power Shape

Power Shape Data

Abscissa: Problem Time 1

Trip: <none>

Form: IZPWSV Parameter

*** Shapes are applied to all connected heastructures ***

Power Shape Add/Remove/Select

Displayed Power Shape: 1 (1 existing shape)

Add Shape Remove Shape

Power Shape #1

Abscissa-Coordinate Value: 1.0

Axial	Location (m)	1
1	0.0762	0.177
2	0.2286	0.664
3	0.381	0.816
4	0.5334	0.869
5	0.6858	0.894
6	0.8382	0.925
7	0.9906	0.964
8	1.143	1.006
9	1.2954	1.053
10	1.4478	1.103
11	1.6002	1.161
12	1.7526	1.227
13	1.905	1.294
14	2.0574	1.351
15	2.2098	1.39
16	2.3622	1.411
17	2.5146	1.347
18	2.667	1.332
19	2.8194	1.294
20	2.9718	1.234
21	3.1242	1.144
22	3.2766	1.018
23	3.429	0.826
24	3.5814	0.34
25	3.7338	0.158

OK Cancel

圖 19 爐心用過燃料衰變熱功率分布

Power 60 (SFP Power) - Properties View

Power 60 (SFP Power)
Power Connections

▼ General Show Disabled

Component Name	SFP Power		
Component Number		60	
Description			
Power Option	[5] Constant Power		
Powered Components	1 Powered: 20		
Include Reactivity Feedback	☐ True ☒ False		
Target Component Type	[0] Heat Structures		
Edit Frequency (in timesteps)		100	
Prompt DMH		0.0 (-)	
Bypass DMH		0.0 (-)	
Programmed Reactivity		0.0 (-)	
Neutron Lifetime		0.0 (s)	
Max Power Change		1.0E20 (W/s)	
Reactivity Scale Factor		1.0 (-)	
Initial Power		1.0314E6 (W)	
Pellet-dish Radius		0.0 (m)	
Pitch Ratio		1.0 (-)	
Uncracked Fraction		1.0 (-)	
Power Exponent		2.0 (-)	
Constant Burnable		0.0 (kg/m ³)	

Close

圖 20 用過燃料池內衰變熱功率設定

Heat Structure 20 (SFP Power Load) - Properties View

Heat Structure 20 (SFP Power Load)

- Supplemental Rods [0]
- Heatstructure Connections
- Power Connections
 - Power Connection: Power 60

▼ General Show Disabled

Component Name	SFP Power Load		
Component Number		20	
Description			
Axial Nodes / Surface BCs	7 Axial Cells		
Axial Properties	[7] Nodes, [0] Rods		
Critical Heat Flux	[1] AECL_IPPE		
Fuel Rod Option	[1] Not Fuel Rod		
Axial Plane	[3] Z-Direction		
Geometry	[1] Cylindrical		
Radial Geometry	3 Radial Nodes.		
Initial Temperature	Temperature [7][3]		
Liquid Level Tracking	☐ True ☒ False		
Axial Conduction	☐ True ☒ False		
Pitch-to-Diameter Ratio	☐	1.33 (-)	
Metal Water Reaction	[0] Off		
Fuel-clad Interaction	[0] dynamic gas-gap model is off		
Max. FCI Calculations		1	
Fine Mesh Reflood	☐ True ☒ False		
Maximum Axial Nodes		109	
Minimum Node Distance		1.0E-3 (m)	
Gas Gap HTC		6300.0 (W/m ² /K)	
Stand Alone Supplemental Rods	☐ True ☒ False		
Supplemental Rods	[0] Rods		
Surface Multiplier		1.0E7 (-)	

► Fuel Properties

Close

圖 21 承載用過燃料池衰變熱之熱組件

	Heat Structure 1001 (3-d vessel)
	Heat Structure 1002 (3-d vessel)
	Heat Structure 1003 (3-d vessel)
	Heat Structure 1004 (3-d vessel)
	Heat Structure 1007 (3-d vessel)
	Heat Structure 1008 (3-d vessel)
	Heat Structure 1009 (3-d vessel)
	Heat Structure 1010 (3-d vessel)
	Heat Structure 1011 (3-d vessel)
	Heat Structure 1012 (3-d vessel)
	Heat Structure 1015 (3-d vessel)
	Heat Structure 1016 (3-d vessel)
	Heat Structure 1017 (3-d vessel)
	Heat Structure 1018 (3-d vessel)
	Heat Structure 1019 (3-d vessel)
	Heat Structure 1020 (3-d vessel)
	Heat Structure 1021 (3-d vessel)
	Heat Structure 1022 (3-d vessel)
	Heat Structure 1025 (3-d vessel)
	Heat Structure 1026 (3-d vessel)
	Heat Structure 1027 (3-d vessel)
	Heat Structure 1028 (3-d vessel)
	Heat Structure 1029 (3-d vessel)
	Heat Structure 1030 (3-d vessel)
	Heat Structure 1031 (3-d vessel)
	Heat Structure 1032 (3-d vessel)
	Heat Structure 1035 (3-d vessel)
	Heat Structure 1036 (3-d vessel)
	Heat Structure 1039 (3-d vessel)
	Heat Structure 1040 (3-d vessel)
	Heat Structure 1041 (3-d vessel)
	Heat Structure 1042 (3-d vessel)
	Heat Structure 1043 (3-d vessel)
	Heat Structure 1044 (3-d vessel)
	Heat Structure 1045 (3-d vessel)
	Heat Structure 1047 (3-d vessel)
	Heat Structure 1049 (3-d vessel)
	Heat Structure 1050 (3-d vessel)
	Heat Structure 1051 (3-d vessel)
	Heat Structure 1052 (3-d vessel)

圖 22 爐心內部熱組件列表

Break 130 (BREAK) - Properties View

Break 130 (BREAK)
Hydro Connections

▼ General Show Disabled

Component Name	BREAK		
Component Number		130	
Description			
Inlet	Pipe 120 Cell 2 outlet		
Break Type	[0] No Tables		
Temperature Table Option	[0] Enter liquid/gas temp		
Fluid State Option	[2] Input Pressure, Maintain State		
Length		0.1 (m)	
Volume		9.57779 (m ³)	
Initial Gas Volume Fraction		1.0 (-)	
Initial Mixture Temperature		298.15 (K)	
Initial Pressure		1.013E5 (Pa)	
Initial Noncondensable PP		0.0 (Pa)	
Adjacent Pressure Flag	☐ True ☒ False		
Max Pressure Change Rate		1.0E20 (Pa/s)	
▶ Contan Coupling			
▶ Scale Factors			
▶ State Controllers			
▶ Trace Species			

Close

圖 23 BREAK 組件設定介面

Fill 110 - Properties View
 ✕

Hydro Connections

▼ General Show Disabled

Component Name	unnamed		
Component Number	110		
Description			
Inlet	Vessel 10 Cell 1,1,7 Negative X		
Fill Type	[2] Constant Mass Flow		
Length	1.0 (m)		
Volume	0.5132 (m ³)		
Initial Gas Volume Fraction	0.0 (-)		
Initial Liquid Temperature	311.15 (K)		
Initial Vapor Temperature	311.15 (K)		
Initial Pressure	1.013E5 (Pa)		
Initial Noncondensable PP	0.0 (Pa)		
Initial Coolant Mass Flow	365.2 (kg/s)		
Max Flowrate Change	1.0E20 (kg/s ²)		
Rate Factor Table	Rows: 0 []		
▶ Contan Coupling			
▶ Scale Factors			
▶ State Controllers			
▶ Trace Species			

Close

圖 24 FILL 組件設定介面

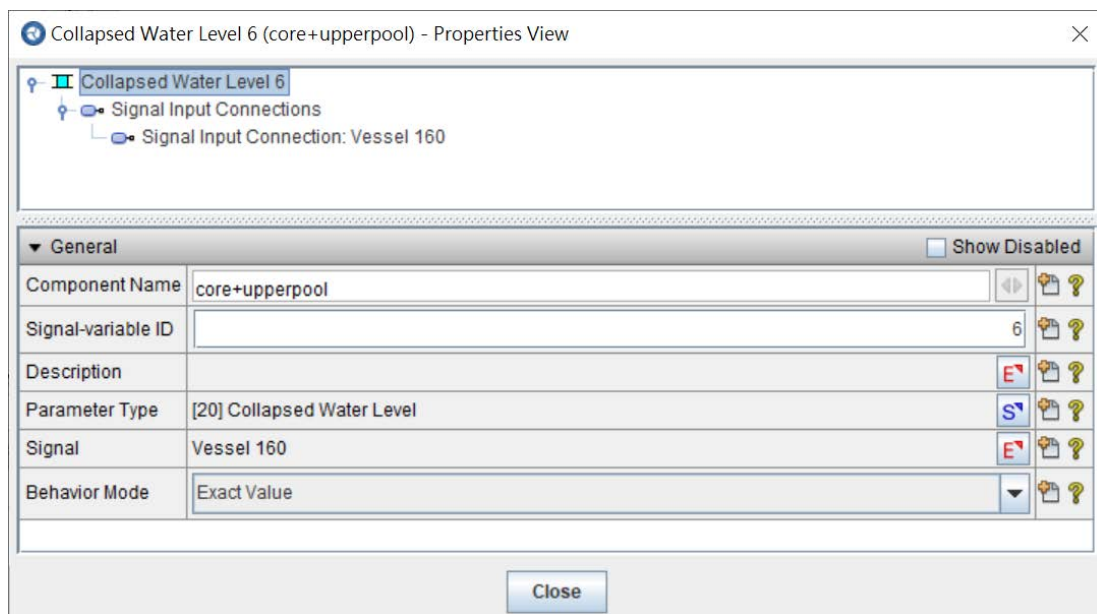


圖 25 爐心水位訊號

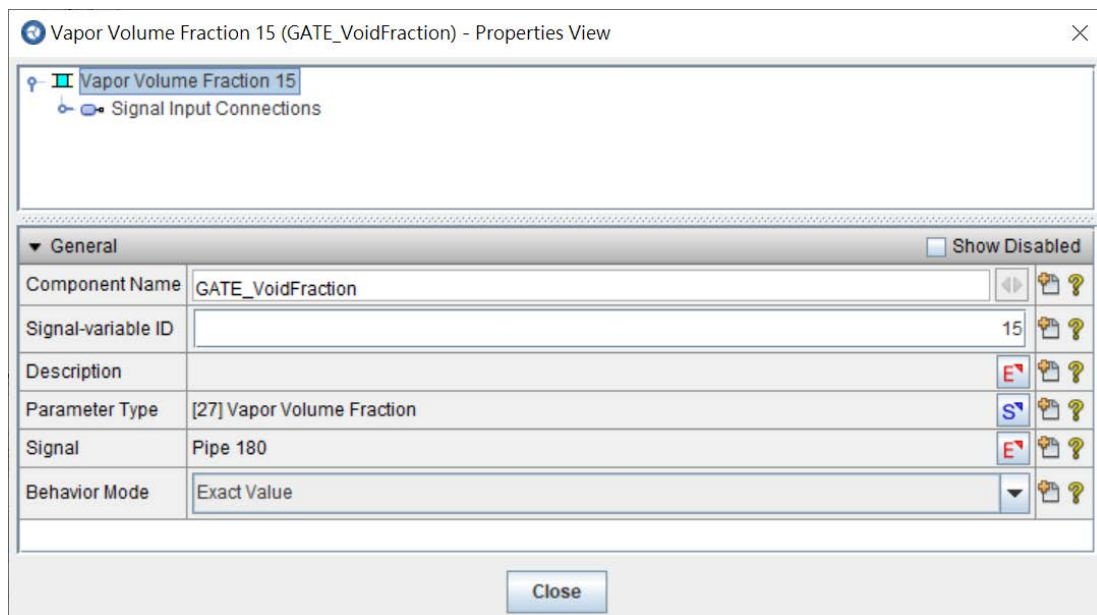


圖 26 閘門空泡分率訊號

Model Options		
▼ General		☐ Show Disabled
Model Name		
Title Cards		
Description		
Version	V 5.0 Patch 5	
Namelist Option	[1] INOPT Data After Title Cards	
Fluids	None	
Restart Number	☐ Auto	
Start Time	☐ Auto (s)	
Transient Calculation	[1] Transient	
Flow Parameter	[0] Liquid and Vapor Mass Flows	
Pressure Input Option	[0] Specify Pressures	
Water Packing	On	
Pressure Convergence	1.0E-4 (-)	
Steady-State Convergence	1.0E-4 (-)	
Dispersed Fields	[0] Droplet Fields, [0] Bubble Fields	
Pressure Iterations	10	
Steady-State Iterations	10	
Solute Tracking	[0] Off	
Namelist Variables	Valid values	
User Defined Units	< none >	
Timestep Data	[2] Timesteps	
Trip Initiated Timestep Data	[0] Timesteps	
Mixed Numerics	0 of 19 Enabled	
System Gas/Liquids	None	
Noncond. Gas Option	☐ [1] Air	
Model Validation	[11] Active Tests: Loop Check, Noncondensable P...	
Initial Condition Sets	[0] Initial Conditions Sets	
Sensitivity Coefficients	[41] coefficients available	

圖 27 模式選項設定介面

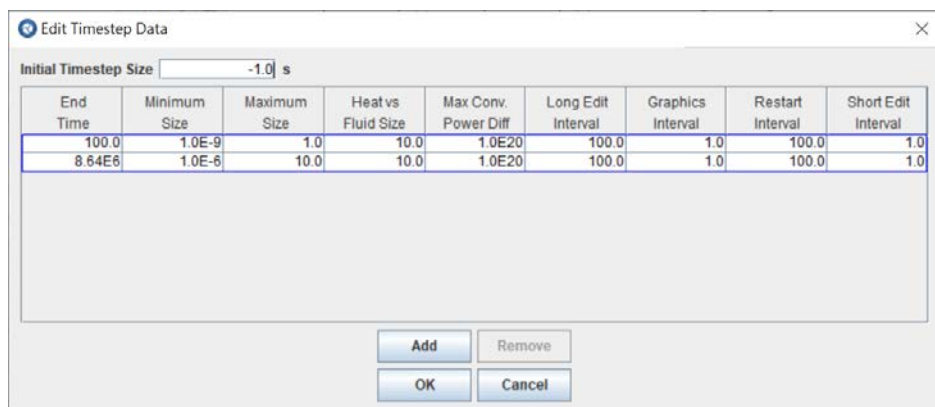


圖 28 計算時間節點設定介面

表 3 燃料棒衰變熱功率軸向分布(1 為頂端，25 為底端)，[1]

N	Axial Power
1	0.158
2	0.340
3	0.826
4	1.018
5	1.144
6	1.234
7	1.294
8	1.332
9	1.347
10	1.411
11	1.390
12	1.351

13	1.294
14	1.227
15	1.161
16	1.103
17	1.053
18	1.006
19	0.964
20	0.925
21	0.894
22	0.869
23	0.816
24	0.664
25	0.177

(二) 評估結果與討論

完成核一廠除役階段反應器開蓋後熱水流 TRACE 分析模式幾何結構建立後，本研究團隊須依據不同的案例需求，建構不同的邊界條件。首先，本研究團隊為確立核一廠除役階段反應器開蓋後熱水流分析 TRACE 分析模式之可信度，依據 107 年核能安全管制及安全度評估技術能力建立-分項 C「核電廠於除役過渡前期的材料劣化評估研究」之內容[2]，進行熱流程式穩態比對。在確認 TRACE 分析模式之可信度後，進行後續核一廠穩態與暫態案例分析。在穩態分析中，本研究團隊根據核一廠除役計畫書內所假設之初始條件定義系統邊界條件[1]，其中包含用過核子燃料池新增之冷卻系統(SFPACS)，其運作原理為當冷卻水持續注入至用過燃料池，以至於水位高於滿水位，並從溢流孔溢出後，經過再循環泵並流入 SFPACS 熱交換器，再透過冷卻水塔移除用過燃料產生之衰變熱，最後冷卻過後的冷卻水回到用過燃料池；完成穩態分析後，本研究團隊即著手進行暫態分析。在此暫態分析中，主要假設為新增的用過燃料池冷卻系統失效，且無其他移熱系統或是相關安全設備介入，因此將 TRACE 分析模式的邊界條件設為大氣。

1. 熱流程式穩態比對

此章節為評估本研究團隊建立之反應器開蓋 TRACE 分析模式所具備的可信度，依據 107 年核能安全管制及安全度評估技術能力建立-分項 C「核電廠於除役過渡前期的材料劣化評估研究」，其結果包含多組衰變熱搭配不同冷卻設備之穩態溫度場。在此分析中，本研究團隊並無更動 TRACE 分析模式中已建立之幾何條件，僅參考衰變熱、冷卻系統等條件，進行穩態分析，透過比對模擬結果與 107 年核能安全管制及安全度評估技術能力建立-分項 C「核電廠於除役過渡前期的材料劣化評估研究」報告之差異，驗證反應器開蓋 TRACE 分析模式之可信度。

依照 107 年核能安全管制及安全度評估技術能力建立-分項 C「核電廠於除役過渡前期的材料劣化評估研究」之假設條件，在停機 90 天時爐心熱負載約為 1.739MW，而用過燃料池熱負載約為 1.105MW。圖 29 至圖 31 為 TRACE 計算之冷卻水溫，由結果顯示，在穩態下爐心用過燃料束之最高溫為 54°C，爐心與爐穴之最高水溫為 52°C，閘門最高水溫為 43°C，用過燃料池最高水溫為 42°C，由以上數值可以看出爐心區域用過燃料束本身以及周圍之溫度略高；由表 4 參考重要溫度參數、圖 33 參考溫度場可知 107 年核能安全管制及安全度評估技術能力建立-分項 C「核電廠於除役過渡前期的材料劣化評估研究」之穩態結果，爐心最高溫度為 50°C，而用過燃料

池與爐穴最高溫度為 46°C ，且用過燃料池區域水溫小於爐穴與爐心區域水溫，其冷卻水溫度分布、系統內最高溫處皆與 TEACE 計算之趨勢相符。本研究團隊認為數值之差異主要來自 TRACE 程式本身之特性，TRACE 為一系統化熱水流程式，也因此模式系統內部設定、邊界條件定義的自由度、模式精度等較 CFD 低。另一方面，在 TRACE 程式所採用的公式當中，並不強調流體間密度差距而產生的浮力，對於 TRACE 分析模式而言，由於系統網格只畫分 7 個單元(用過燃料池)與 17 個單元(爐心與爐穴區)，其溫度場變化差異並不會太大，主要還是根據系統網格數精細度有關。但藉由兩種熱流分析程式比對，兩者最高溫皆出現在爐心用過燃料，系統內各區域水溫差距極小，熱水流狀態與整體趨勢類似。

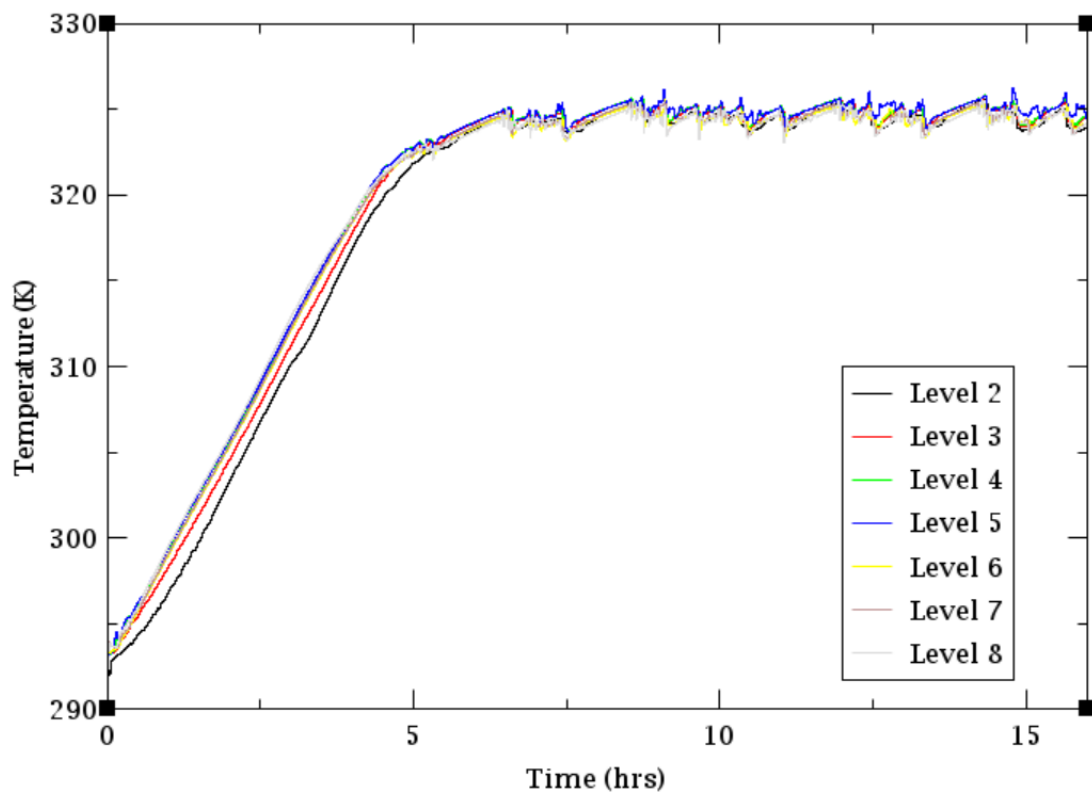


圖 29 爐心水溫

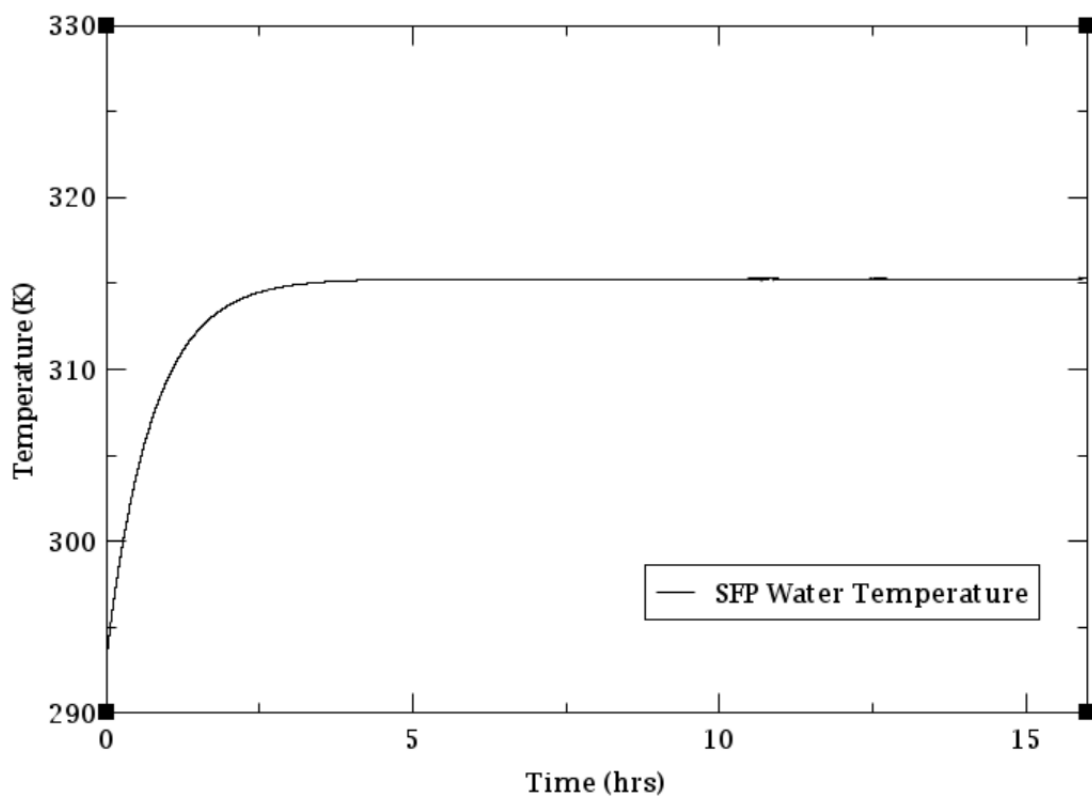


圖 30 用過燃料池水溫

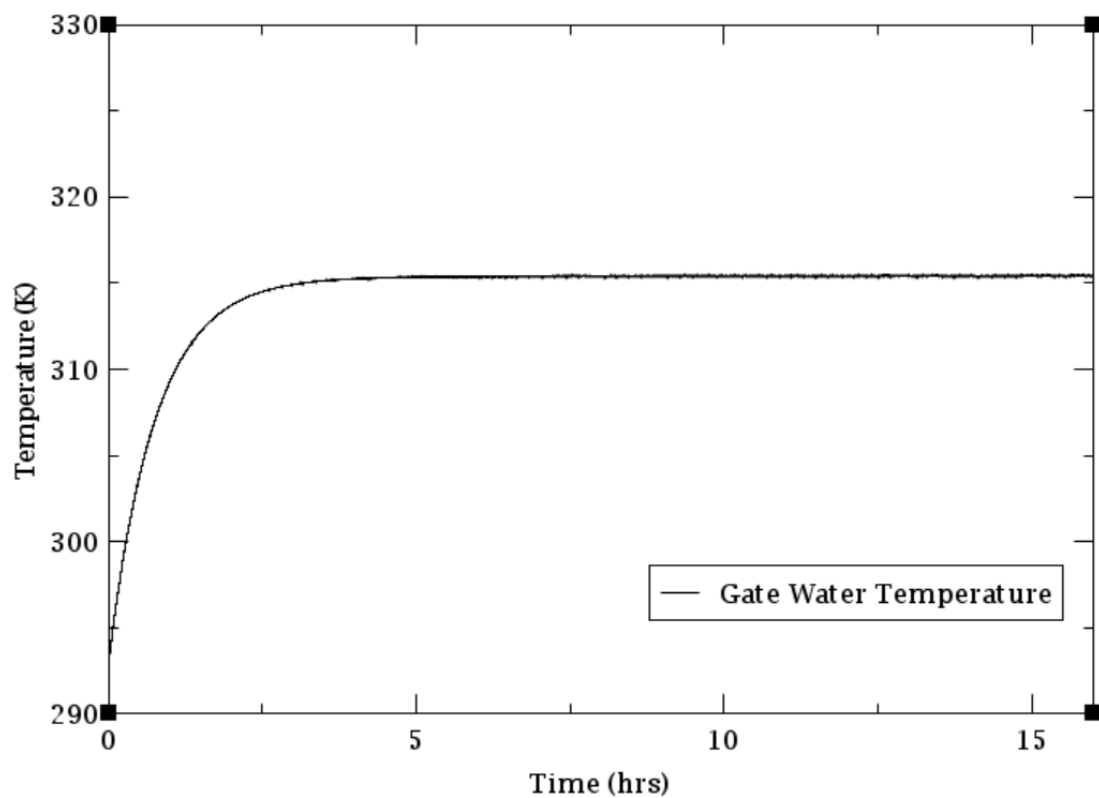


圖 31 閘門區域水溫

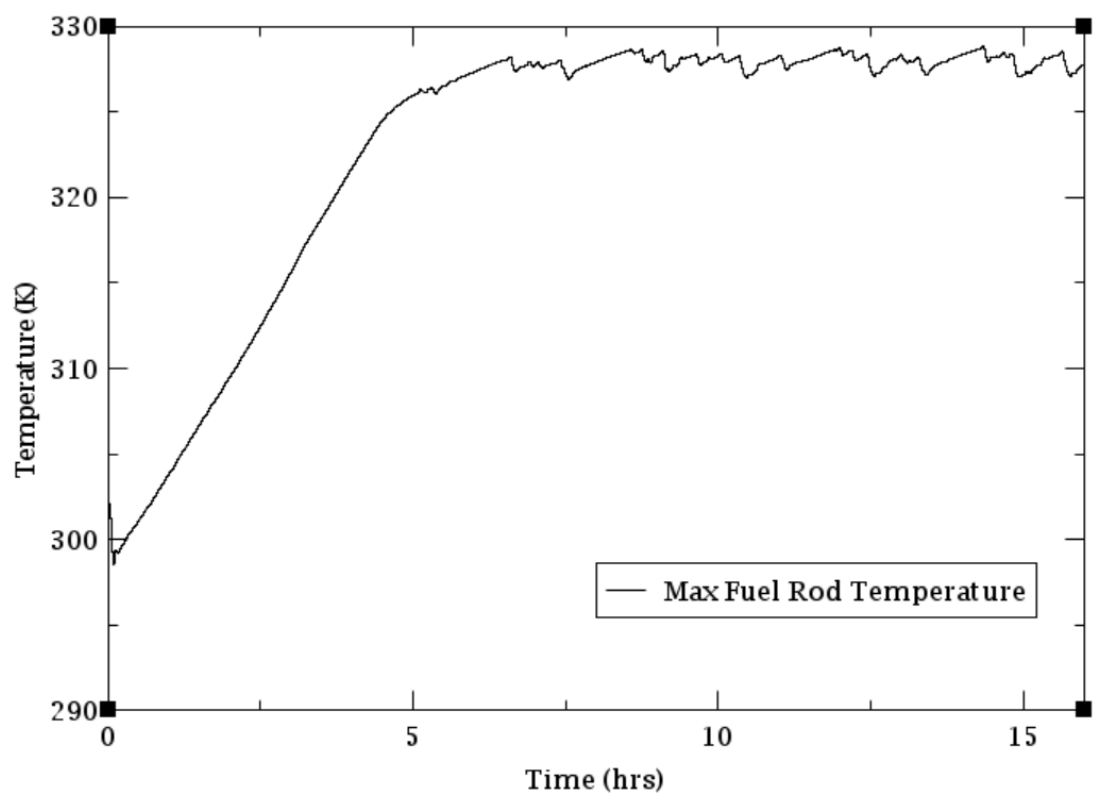


圖 32 用過燃料束最高溫度

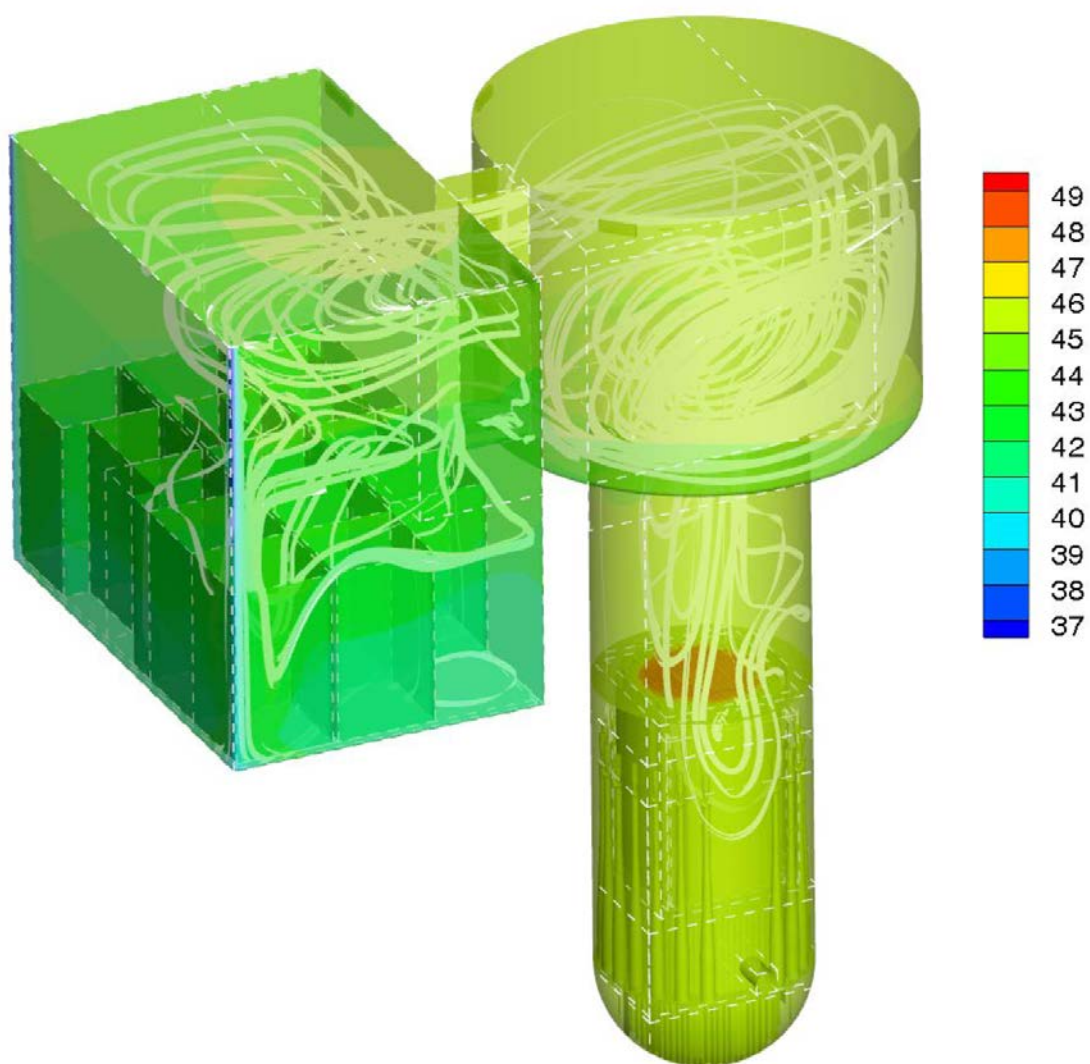


圖 33 CFD 模擬溫度場結果 [2]

表 4 參考重要溫度參數[2]

冷卻時間(天)	爐心最高溫度	燃料池與爐穴最高溫度
30	57	52
60	54	48
90	50	46
180	48	44
270	46	43

2. 核一廠穩態分析

承接上一節之程式比對，利用本研究團隊建立之核一廠除役階段反應器開蓋後熱水流分析模式進行穩態分析，在本章節中，其最主要之差異即為用過燃料之衰變熱設定，此穩態分析案例是依據台電核一除役計畫中[1]，由附錄 7.A 表 A-2 所列，退出 90 天後，用過燃料池存放用過燃料 2675 束，其衰變熱為 1.0314MW；爐心存放用過燃料衰變熱為 1.7238MW；而新增用過核子燃料池冷卻系統之冷卻水路徑為，冷卻水從系統上方之溢流孔離開系統，而冷卻過後的冷卻水從用過燃料池上方進入系統，最終達到熱平衡狀態，本章節並不探討由初始狀態至最後平衡狀態之間的暫態過程，僅考慮穩態狀態下各區域局部溫度以及系統內部最高溫出現的位置。

同先前所述，此章節中冷卻過後之冷卻水將由用過燃料池上方直接注入水池，而剛進入用過燃料池之最低溫冷卻水會先接觸位於用過燃料池內部的用過燃料束，之後部分冷卻水會由閘門流入爐穴。由於停機 90 天時爐心衰變熱依然大於用過燃料池、爐心用過燃料排列較密集以及位於移熱系統運作之下游，推測爐心區水溫會較用過燃料池來的高，但最終移熱系統仍可以與用過燃料衰變熱達成熱平衡、各區域達穩定溫度不再變化。圖 34 與圖 35 分別代表爐心涵蓋爐穴的水位以及用過燃料池的水位，由冷卻系統注入之冷卻水會由系統頂部溢流孔離開，因此水位一直保持於固定高度，且由圖

39 可知，於閘門區域之空泡分率為 0，說明閘門區域內部充滿液態水，因閘門區域連通的爐心、用過燃料池水位變動會讓系統水面不平衡，導致閘門區域的空泡分率變動，其結果值與穩定的爐心水位、用過燃料池水位相符；由圖 36 可知，爐心用過燃料周圍的液態水可高至 51°C ，由圖 40 得知用過燃料束的最高溫為 53°C ，由圖 37 與圖 38 顯示用過燃料池水溫與閘門區域水溫為約 42°C 。根據模擬結果顯示，位於冷卻系統上游、衰變熱較低之用過燃料池區域水溫較低，而位於冷卻系統下游、衰變熱較高之爐心區域水溫最高，且用過燃料池、爐心區域內部的溫差都無較巨大的段差，所以結果依然符合前述對於用過燃料池注水冷卻方案之推論。

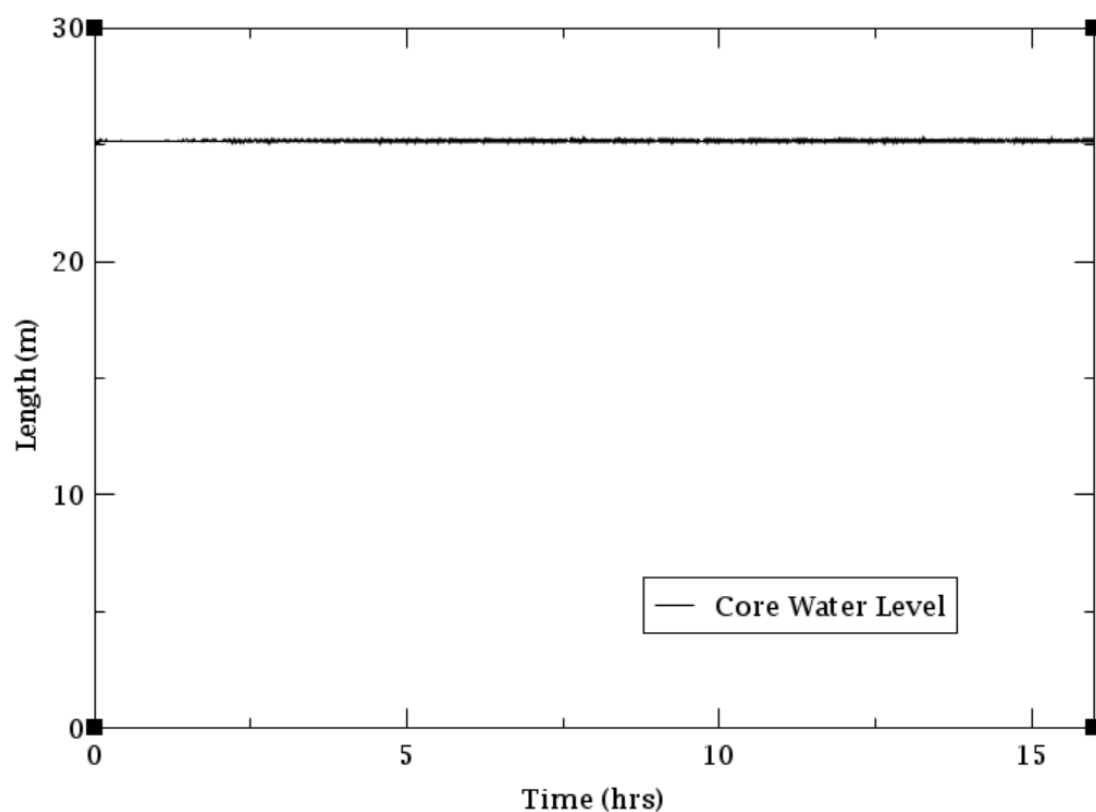


圖 34 爐心水位

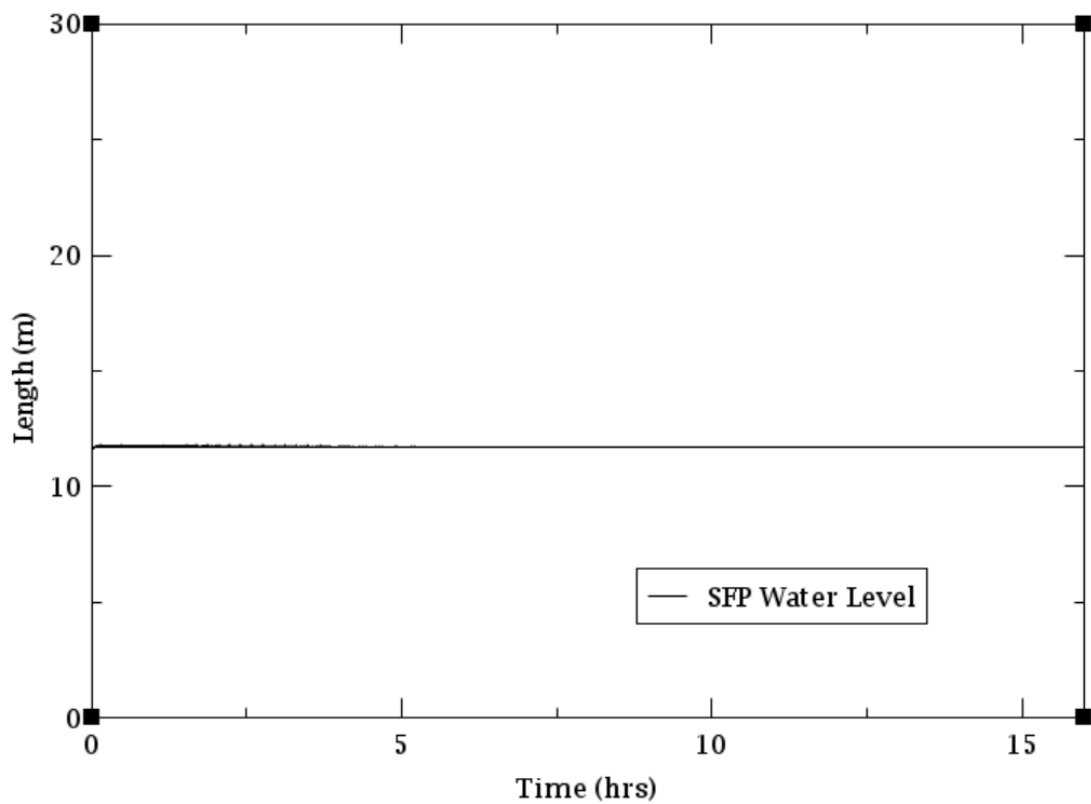


圖 35 用過燃料池水位

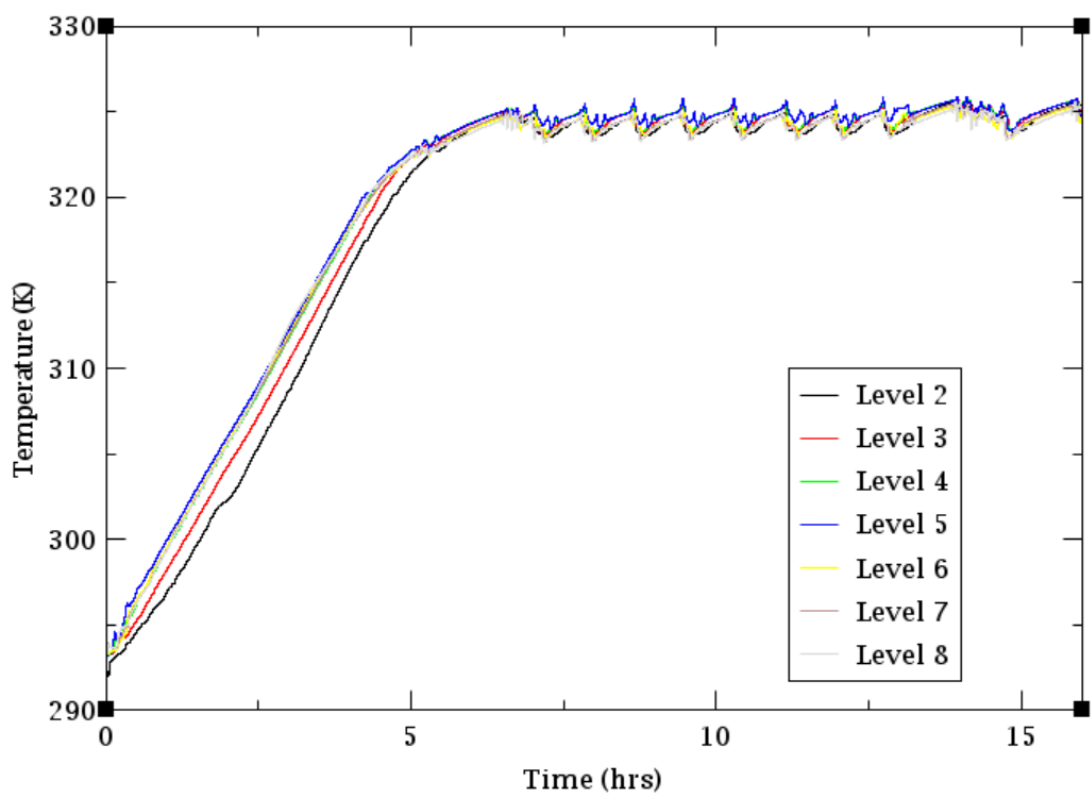


圖 36 爐心水溫

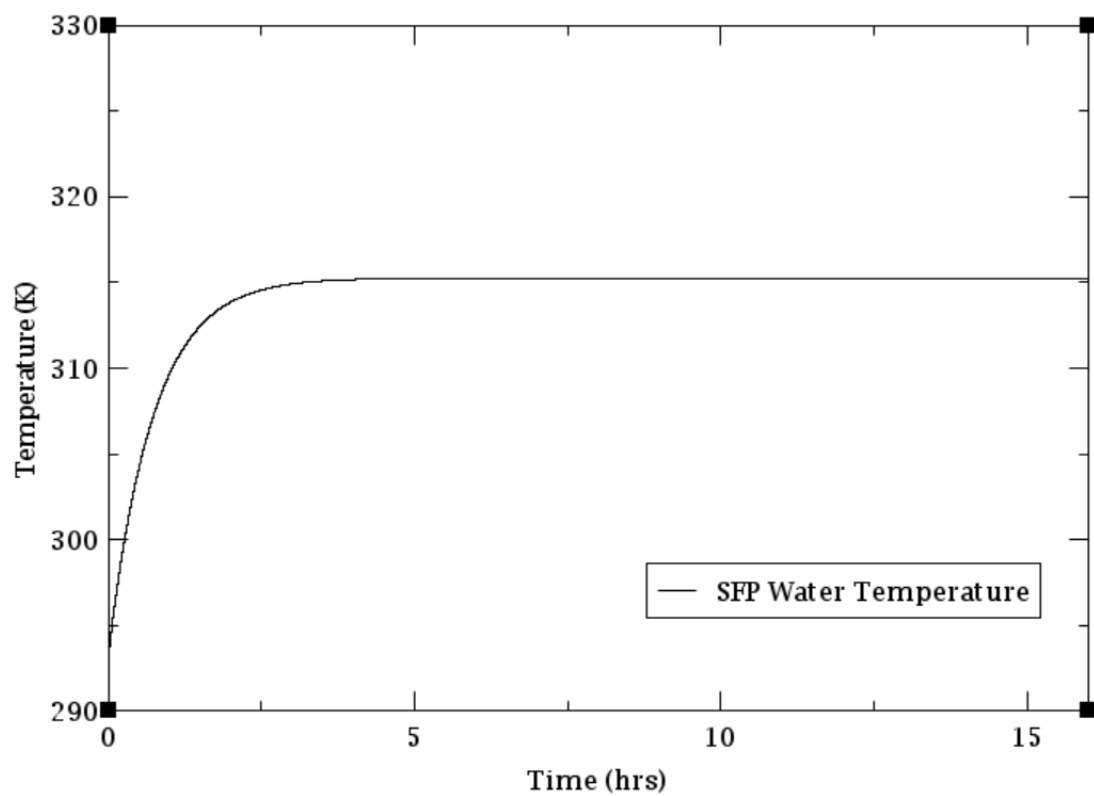


圖 37 用過燃料池水溫

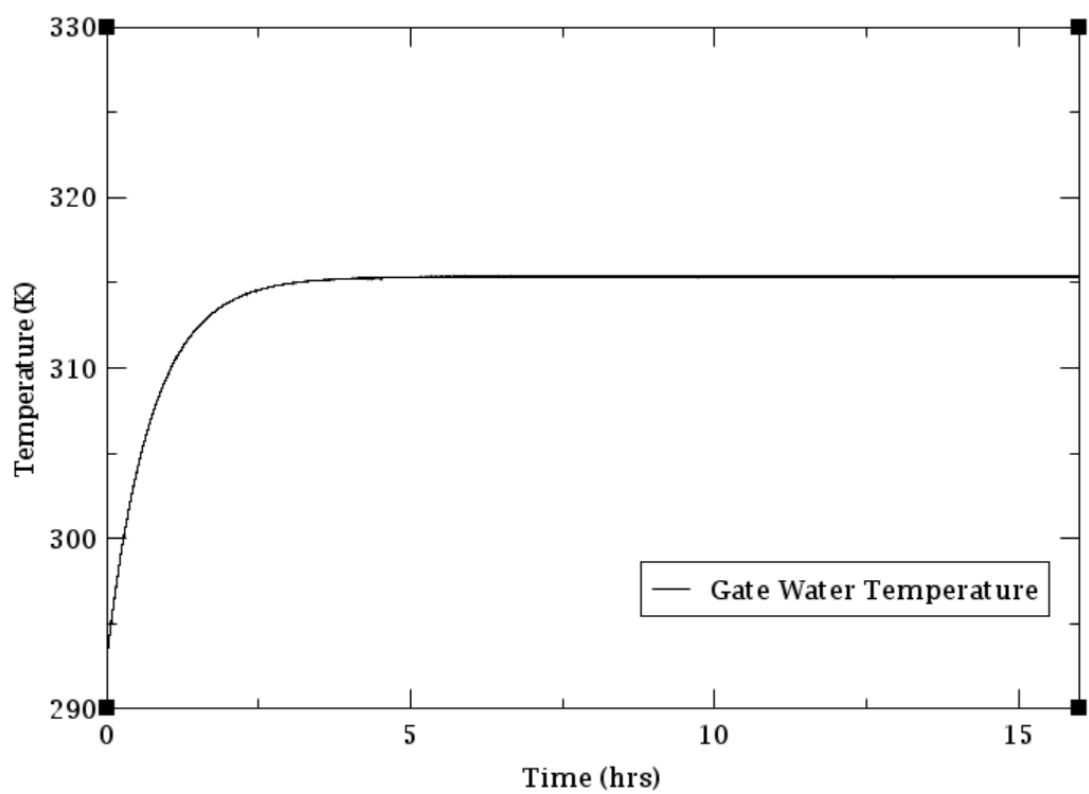


圖 38 閘門區域水溫

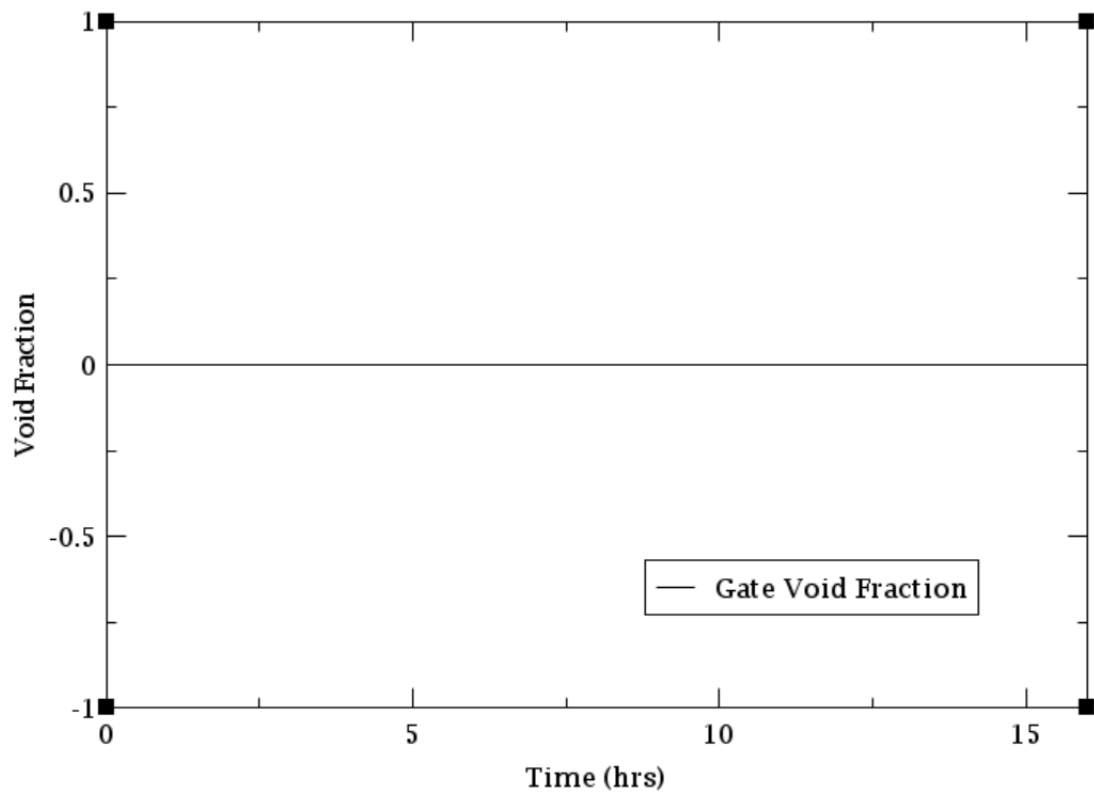


圖 39 閘門區域空泡分率

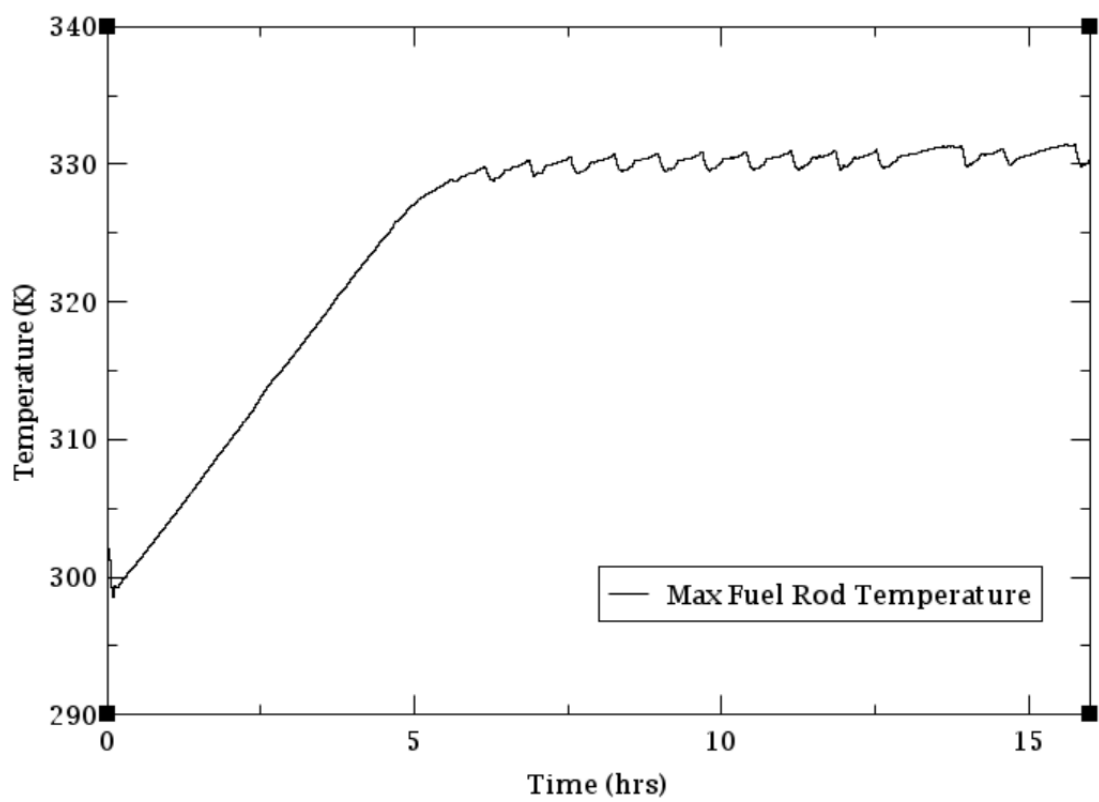


圖 40 用過燃料束最高溫度

3. 暫態分析

在本章節之暫態案例分析中，延續上一章節之穩態分析，並假設新增之用過核子燃料池冷卻系統失效，且其餘備用之冷卻設施或是安全注水系統皆假設失效或是無法啟動。用過燃料衰變熱設定為台電核一除役計畫中，附錄 7.A 表 A-2 所列，退出 7 天後，用過燃料池存放用過燃料 2675 束，其衰變熱約為 1.0695MW，而爐心存放用過燃料 408 束，其衰變熱則為 5.5881MW，系統邊界條件設定為一大氣壓、25°C，系統之初始水溫設為 41°C。

在喪失冷卻系統後，因用過燃料衰變熱無法及時移除，系統內部水溫會逐漸上升至飽和溫度，之後蒸氣由系統頂部離開，帶走衰變熱，此過程會持續進行直到液面低於燃料頂部，燃料束裸露後，其溫度會持續上升至燃料護套熔毀，當燃料束出現熔毀，即代表暫態案例結束。

由圖 43 可知，爐心區域之水溫僅在兩個小時內便達到飽和溫度，隨後用過燃料衰變熱僅能透過液態水汽化來移除，圖 41 與圖 42 可發現爐穴水位與用過燃料池水位持續降低，在模擬開始至 20 小時之間，可以看到爐心水位有密集的震盪，其原因為為了保持爐心水位與用過燃料池水位相同，連通爐穴與用過燃料池的閘門區域會有水體流動，但模擬閘門區域的 PIPE 組件為一維組件，程式透過空泡分率來推估水位值會因為數值計算的關係而導致震盪現象，在

爐心水位低於閘門後，用過燃料池與爐心水位便不再連通，爐心水位下降之趨勢就明顯許多，且在本案例當中，因爐心區域之用過燃料衰變熱較高，導致其水位於約 56 小時後，先降至燃料束頂端以下 (TAF)，但在水位剛低於用過燃料束後不久，由於用過燃料束底部形成的水氣、液滴夾帶現象仍可冷卻用過燃料束，但隨著裸露出水面的用過燃料束逐漸增多，又無其餘冷卻或安全系統介入，最終在約 61 小時後，爐心用過燃料束開始升溫，最終導致護套失效，暫態計算結束。

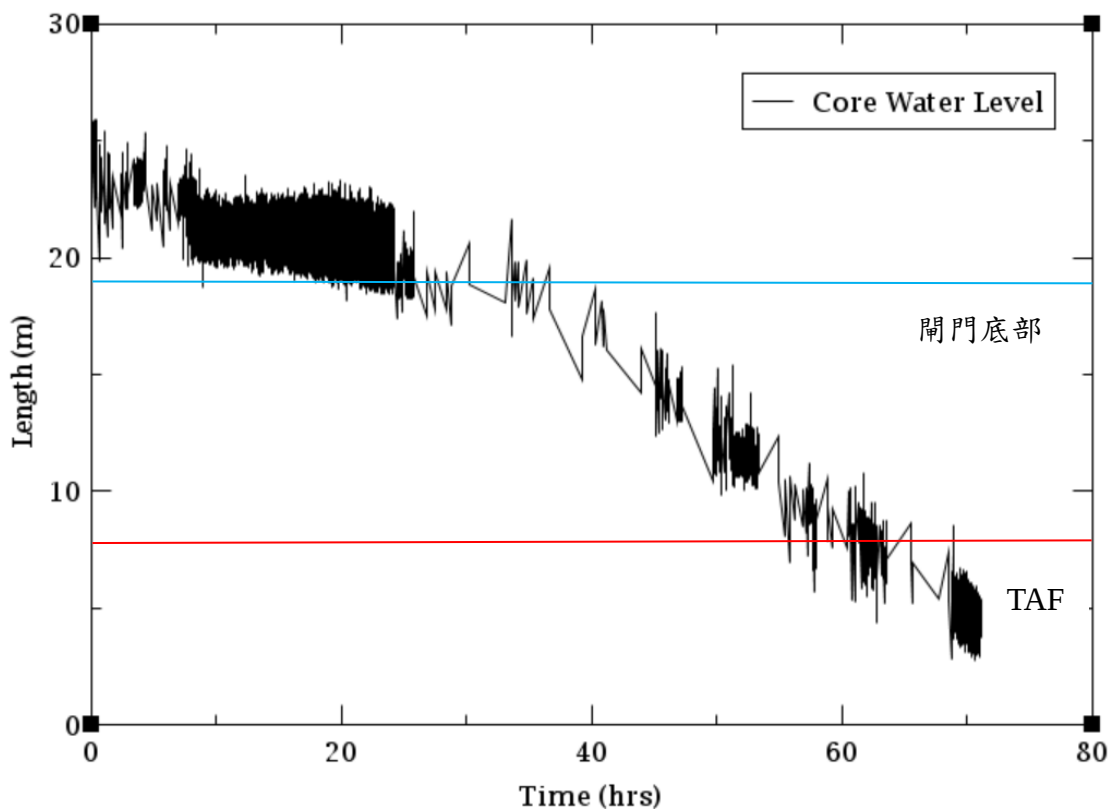


圖 41 爐穴與爐心水位

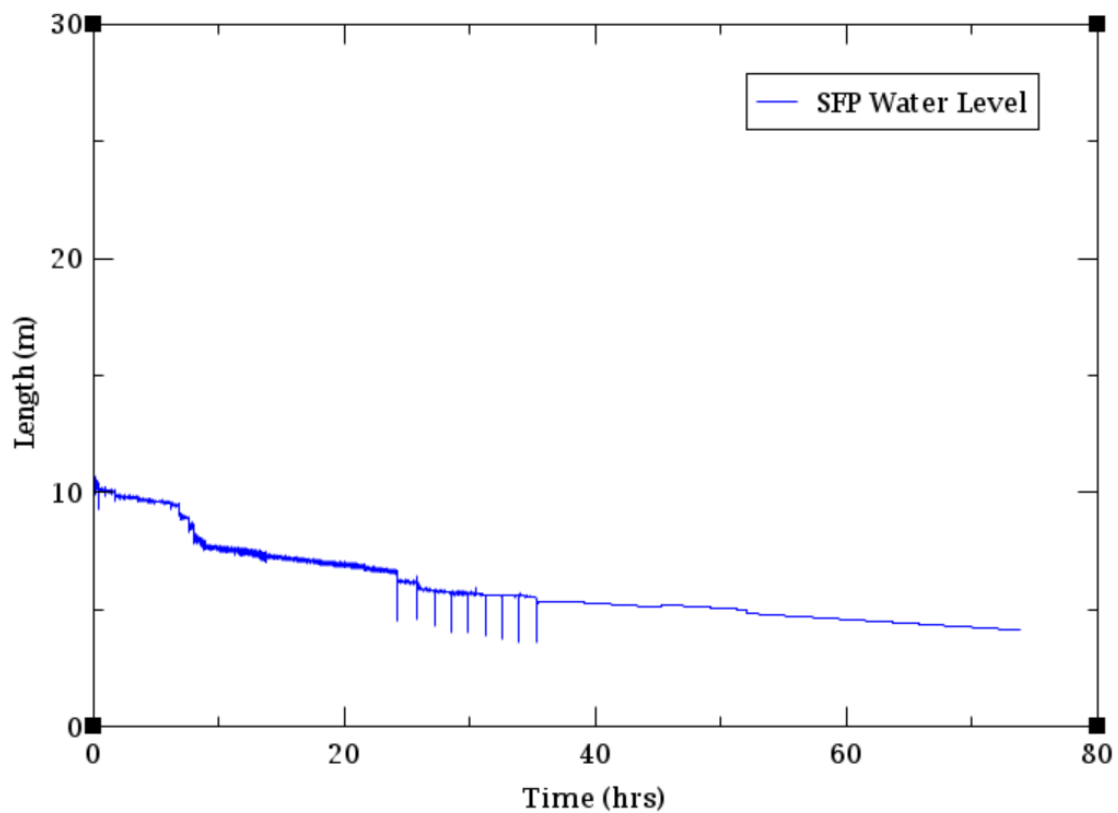


圖 42 用過燃料池水位

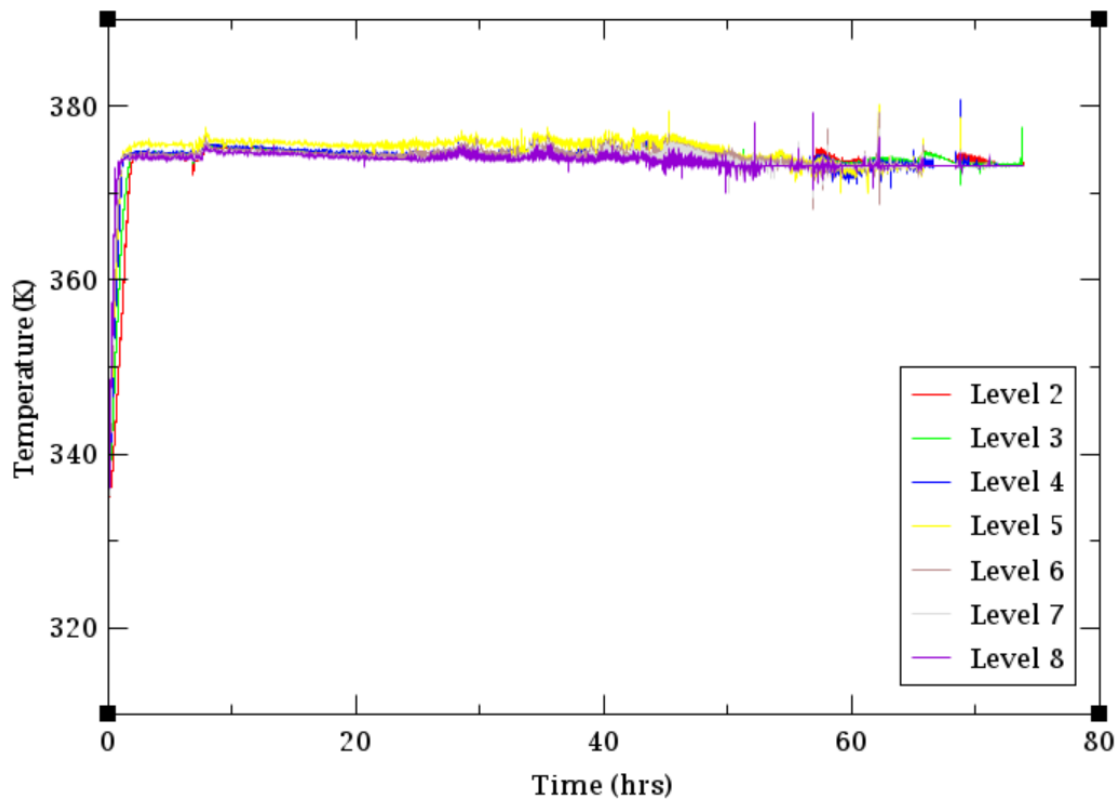


圖 43 爐心水溫

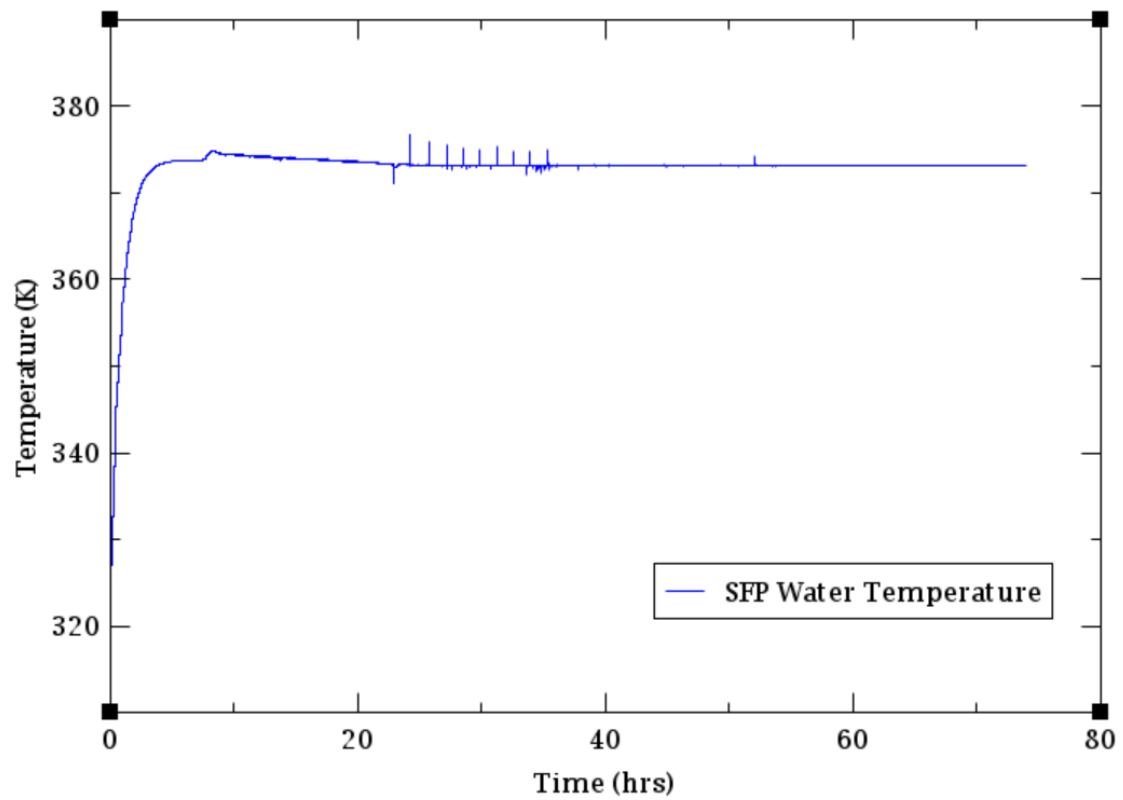


圖 44 用過燃料池水溫

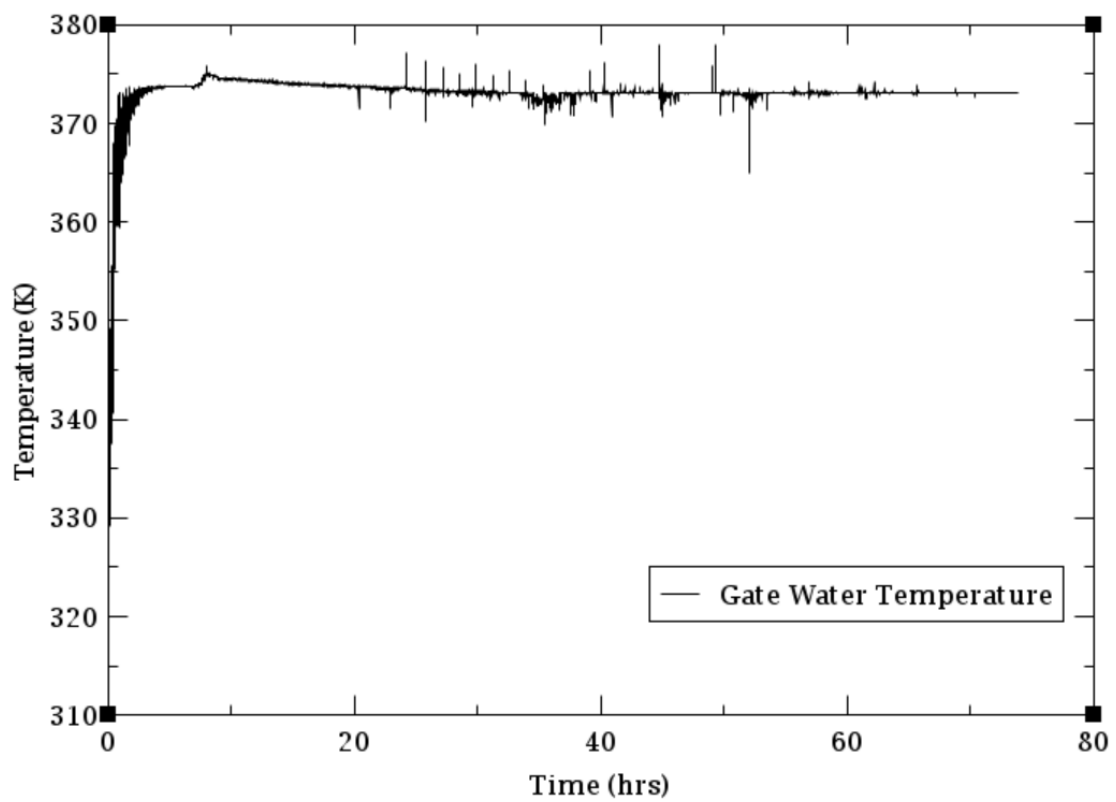


圖 45 閘門區域水溫

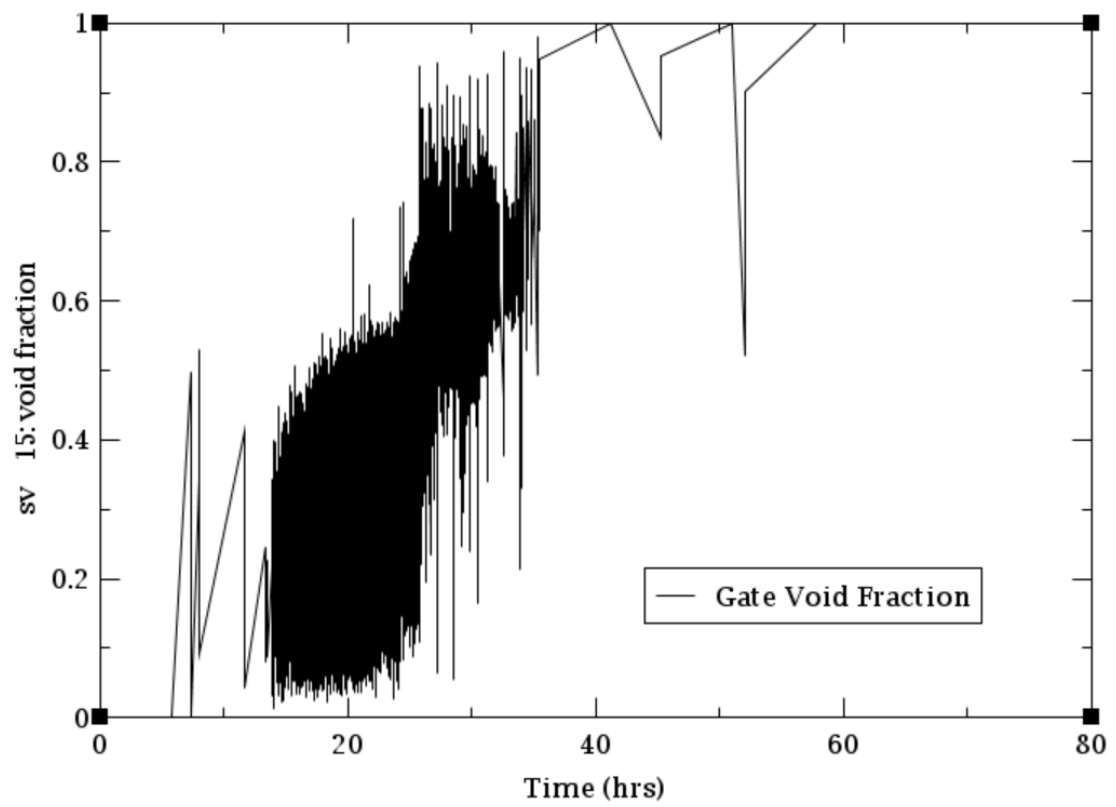


圖 46 閘門區域空泡分率

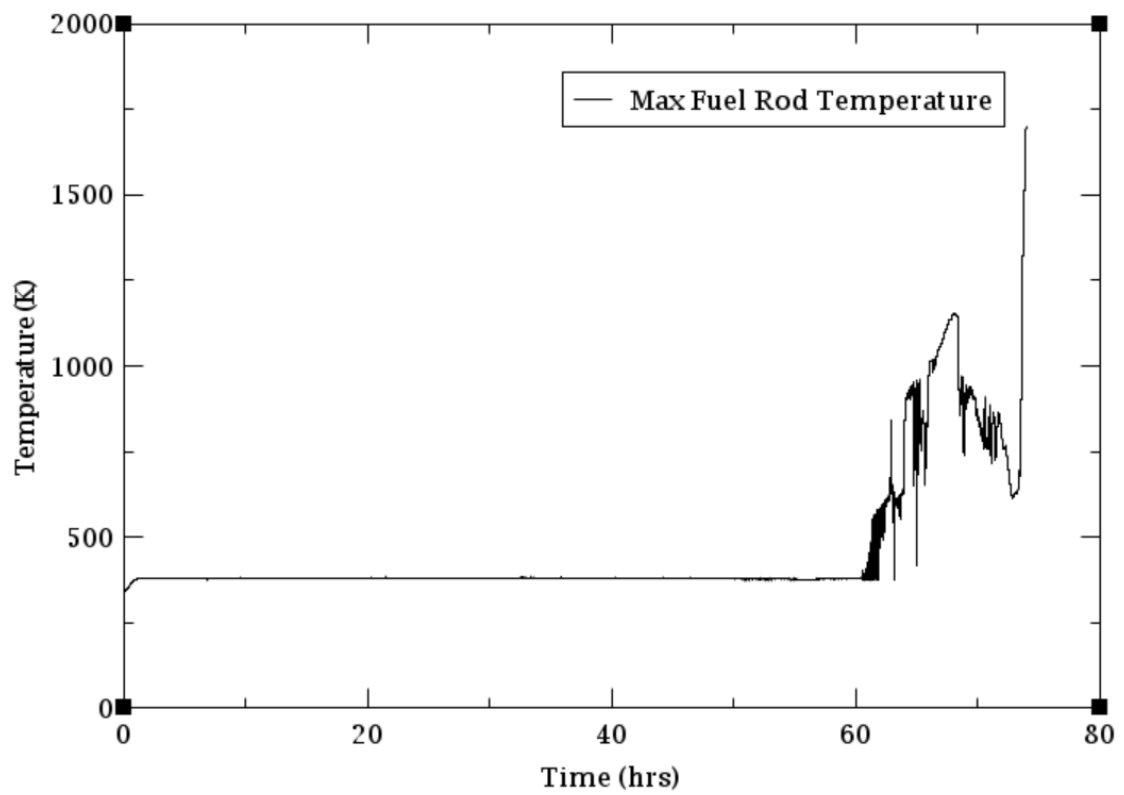


圖 47 用過燃料束最高溫度

二、CAMP 國際會議資料蒐集與研析

(一) 美國核管會程式發展動態

根據 CAMP 會議報告，目前 NRC 所使用的分析程式，如圖 48 所示。並且略述了各個程式目前新開發的項目，以 TRACE 來說，此次開發包含了 New Correlations for Research and Test Reactors、Spacer Grid Heat Transfer Enhancement Models 以及 Exterior Communications Interface (ECI) Enhancements 等新內容。

然而報告特別提到 TRACE 將會是 NRC 未來進行安全系統分析時的主要程式，因此也呼籲各個 CAMP 的會員們集中努力地對 TRACE 進行評估，NRC 也列出一系列重點項目，建議會員們優先對這些項目進行評估，分別是：

1. Modeling using the Exterior Communications Interface
2. Droplet Field Void Fraction Predictions
3. Spacer Grid Models
4. Testing of new features (e.g., higher order numerics, fully conservative energy equation)
5. Additional Integral Tests
6. Research and Test Reactor Applications

Reactor Core and System Analysis Code Suite

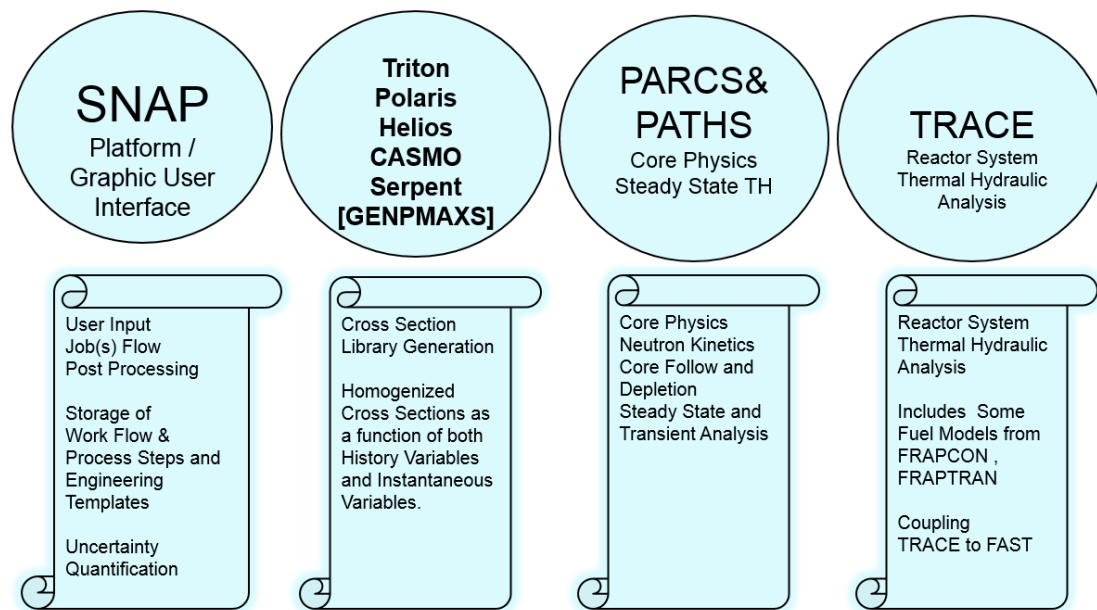


圖 48 目前 NRC 所使用之分析程式

(二) 熱水流分析程式 TRACE 發展動態

CAMP 報告詳細的介紹了 TRACE 目前的開發階段以及項目。自上一期會議後，NRC 已處理大量使用者們所回報之錯誤報告，總共有 871 篇錯誤報告，NRC 已處理並結案了 767 篇；60 篇錯誤報告被認為已處理，但仍未結案；其中 44 篇則是尚未決定。除此之外，NRC 也致力於開發 TRACE 的新版本，在此春季會議時已釋出 TRACE 新版本 Version 5.1260，並預告未來將釋出 Version 5.0 Patch 6。

在報告最後則列出許多 NRC 目前所規劃之短期目標，分別如下所示：

1. Laminar Flow Shape Factors
2. Flat Plate Heat Transfer Model
3. Improvements to supercritical modeling
4. PETSC and Other Numerical Solvers(research tool only; not for generalized use)
5. Improve Robustness of Implicit Numerics (ongoing)
6. Improve Robustness of Droplet Field (ongoing)
7. Swing and Tilting Disk Check Valve Models(Improvements from Wojtek Baltyn & Forsmark)
8. Couple TRACE with Lua/Python

9. Improve ECI for coupling to MOOSE, FAST, other codes

由於此次會議釋出了 V5.1260 此新版本，因此在會議上亦詳細探討了 V5.1260 與上一版本 V5.1221 之間的不同，以及更新了那些功能等。以上內容將節錄些許和研究團隊較為相關之部分做說明，如下所示：

1. V5.1221 – Instabilities

在使用 TRACE 進行 ATWS(Anticipated transient without scram)的模擬時，會出現一個因為燃料燃毀而導致程式運行失敗，但是為甚麼在那個時間點會造成融毀，卻沒有一個合理的物理現象可以解釋。NRC 認為是在網格與網格之間，其變化值的估計是使用線性插值的方式，才導致這項錯誤。因此，NRC 在此版本中對線性插值邏輯做了一些修正，例如，若使用插值邏輯估算空泡分率時，將新增些許約束，無法再用外插的方式去估算。

除此之外，因燃料融毀牽扯到 PCT(peak cladding temperature) 此版本亦更新了兩個相關變數，分別是 ZPCT(axial position of the point of PCT) 和 NUMPCT(HTSTR component ID where PCT occurs)，藉由這兩個變數，在讀取 TRACE 的模擬結果時，可以更快速的辨別 PCT 發生的位置落於哪個熱組件的哪個節點，可以對後續嚴重事故之研究有所幫助。

2. V5.1230 – FIRobust7

此項目更新了過冷蒸氣的冷凝速率，將更符合真實。

3. V5.1231 – EditsMB

此項目改正了質量流率以及在計算質量誤差時幾個錯誤，其錯誤包含在 BREAK 組件中，若 BREAK 組件連接到，有排除模組(offtake model)的 SJC 組件時，因為沒有考慮到空泡分率的存在，導致計算質量流率時將發生錯誤。

除此之外，也更新了三項 graphic variables，包含 hliqflow、hmixflow、以及 hvapflow，分別代表著液相、混和、氣相的流體的熱焓值(flow enthalpy(J/kg))；且為了能更容易地確定是否存在質量誤差，NRC 亦增加了一項，對每一個組件計算其質量誤差的總和結果到 TRACE 的輸出檔中，方便使用者檢閱。

4. V5.1240 – SmoothQuench

有使用者發現，在進行淬火時，其淬火發生位置與時間的關係圖中，其結果看起來像是階梯狀而不是平滑狀，此現象被認為是較不真實的，在此 NRC 的回應是，此現象造成的原因是在估算 TCHF 時，的網格是較粗的(coarse axial conduction mesh)，若在估算 TCHF

時使用較細的網格時，其結果將得到顯著的改善，如圖 49 所示。

5. V5.1250 – UQREFCB2

此項目重新構造了計算 Uncertainty Quantification 以及 Sensitivity 的功能，並添加了以下的新功能，分別是：能夠支持每一種靈敏度係數可以擁有多個值；增加了新的模式去支持使用控制邏輯的輸出作為 SV 的參數。

6. V5.1251 – TminHydDFix

此項目修改了，關於 time step 的設定，有使用者發現，有時 TRACE 可以使用比 DTMIN 還要小的 Time Step 去運行，因此在此版本中做了修改。注意，這項更新可能會導致先前的研究模式無法運行。

7. V5.1260 – RectDuct

此項目為了新增 narrow rectangular 此種幾何條件的建模，添加了些許 correlations 和模式。在用戶見面中，亦增添了許多建模的選項、CHF 的選項、以及可設定的幾何參數，分別是：在 pipe 組件中多了 pipetype=13、Vessel 組件則是在新增了 Vesseltype=3 的選項；在 CHF 中，增加了兩個可用選項，Gambill-Weatherhead 和 Sudo-Kaminaga。；還增加了四個可設定的參數，分別是：

(1)NARRECT : flag indicating which axial levels will be treated as a rectangular duct

(2)AOVERB : geometry ratio specifying the narrow dimension over the long dimension

(3)BSPAN : Long dimension (span) for the rectangle

(4)RATIOAFH : ratio of the flow area divided by the heated surface area

除此之外，對於此種新的幾何條件下，所新增的熱傳相關公式如下所示：

(1)Interfacial drag model for bubbly-slug flow Model for drift flux parameter, C0

$$C_0 = 1.35 - 0.35 \sqrt{\frac{\rho_g}{\rho_l}} \quad (\text{for rectangles}).$$

For superficial velocity, Griffith recommends:

$$v_{gj} = \left(0.23 + 0.13 \cdot \frac{b}{s} \right) \cdot \sqrt{\frac{(\rho_f - \rho_g) \cdot g \cdot s}{\rho_f}}$$

(2) Wall Heat Transfer :

Natural circulation (Elenbaas, 1948)

$$Nu_{NC,R} = \left(\frac{R_h \cdot Ra_L}{24 \cdot L} \right) \cdot \left[1 - e^{\left(- \left(24 \cdot \left(\frac{L}{2 \cdot R_h \cdot Ra_L} \right)^{3/4} \right) \right)} \right]$$

Turbulent convection (Petuklov & Kirillov, 1958)

$$C_f = \frac{1}{(3.64 \cdot \log_{10}(Re_D) - 3.28)^2}$$

$$Nu_{turb} = \frac{0.5 \cdot Re_D \cdot Pr \cdot C_f}{12.7 \cdot \sqrt{\frac{C_f}{2}} \cdot (Pr^{2/3} - 1) + 1.07}$$

Mixed convection (Swanson & Catton, 1987)

$$Nu_{mix} = Nu_{turb} \cdot \left[1 + 0.9 \cdot \left(\ln \left(\frac{Gr_D}{Re_D^2} + 1 \right) \right)^{1.39} \right]$$

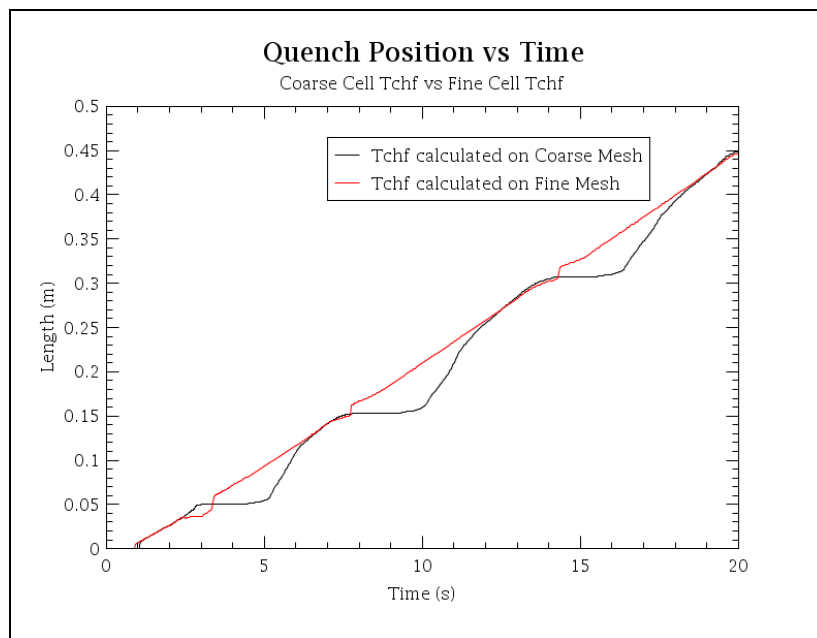


圖 49 Quench position 與 Time 之關係圖

(三) 圖形介面 SNAP 發展動態

CAMP 報告中簡述了 SNAP 此圖形化介面程式目前之開發情況。此次更新中，對些許使用者介面以及使用狀況稍作調整，讓使用者更容易操作。此次的 SNAP 最新釋出版本為 4.0.2，並且可支援 TRACE 版本到最新版本 V5.1260。

報告最後提到，SNAP 正在進行的開發工作，其分別如下所示：

1. MELCOR Updates

未來將能夠支援完整的 2.2 版，包含 Cavity, Condenser, Control Volumes, Decay Heat, Model Options, Fan Cooler, Flow Path,以及 Material Properties 等。

2. Job Stream Improvements

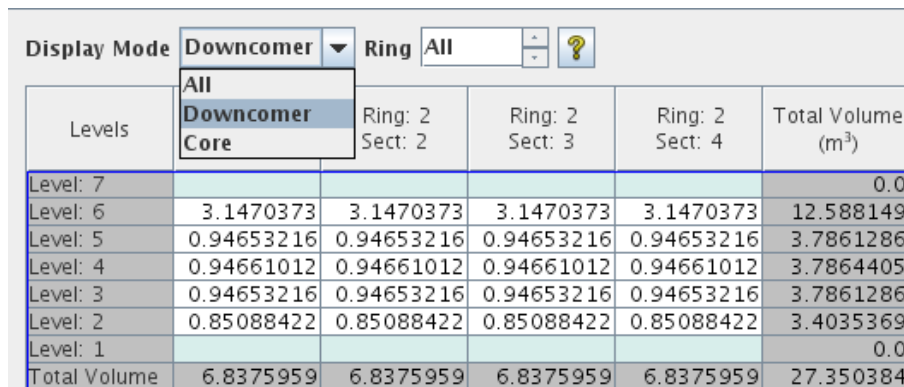
在 Job Stream 上也即將做更新，未來將可能可以在虛擬的雲端系統執行 Job Stream。也可以選擇性地將已經完成的工作，重新啟動。在 任務失敗的界面和處理上也會更優化。

3. Vessel Cell / Edge Filtering

此項目更新了 VESSEL 組件之相關設定，在 Display mode 中新增了 ALL、Downcomer 和 Core 區域的選項可以使用，並增加了總體積的格子讓使用者隨時檢查設定的數值是否正確。如圖 50 所示。

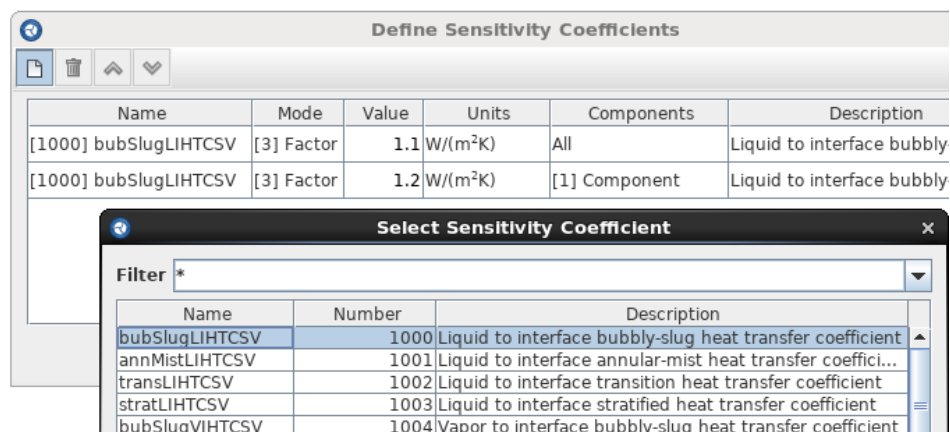
4. TRACE Plug-in: Sensitivity Coefficients Update

新版本的 TRACE 在靈敏度分析相關功能做了更新，因此 SNAP 在設定靈敏度係數的部分也配合 TRACE 的更新而有些許調整，單一個靈敏度參數可以輸入多個不同的 component 裡，如圖 51 所示。



Levels	Ring: 2 Sect: 2	Ring: 2 Sect: 3	Ring: 2 Sect: 4	Total Volume (m³)
Level: 7				0.0
Level: 6	3.1470373	3.1470373	3.1470373	12.588149
Level: 5	0.94653216	0.94653216	0.94653216	3.7861286
Level: 4	0.94661012	0.94661012	0.94661012	3.7864405
Level: 3	0.94653216	0.94653216	0.94653216	3.7861286
Level: 2	0.85088422	0.85088422	0.85088422	3.4035369
Level: 1				0.0
Total Volume	6.8375959	6.8375959	6.8375959	27.350384

圖 50 Vessel cell 中新增之 Display mode



Name	Mode	Value	Units	Components	Description
[1000] bubSlugLIHTCSV	[3] Factor	1.1	W/(m²K)	All	Liquid to interface bubbly
[1000] bubSlugLIHTCSV	[3] Factor	1.2	W/(m²K)	[1] Component	Liquid to interface bubbly

Name	Number	Description
bubSlugLIHTCSV	1000	Liquid to interface bubbly-slug heat transfer coefficient
annMistLIHTCSV	1001	Liquid to interface annular-mist heat transfer coefficient
transLIHTCSV	1002	Liquid to interface transition heat transfer coefficient
stratLIHTCSV	1003	Liquid to interface stratified heat transfer coefficient
bubSluoVIHTCSV	1004	Vapor to interface bubbly-slug heat transfer coefficient

圖 51 SNAP 在設定靈敏度係數介面之更新

(四) 西班牙發展動態與程式應用

西班牙於 CAMP 計畫中不難看出其積極發展研究團隊與國際合作之動態，透過組織其國內學術單位、研究單位、產業單位，建立一個整合型的研究計畫案，以下簡略說明目前西班牙 9 項發展動態：

1. 持續積極參與 USNRC 之熱水流模擬程式 V&V 計畫。
2. CAMP-España 目前 12 個研究團隊，包含：
 - (1) 7 university groups of UPC, UPM, UPV and UJIC
 - (2) TECNATOM, IDOM, EAI, NFQ
 - (3) Spanish NPP utilities
 - (4) CSN
3. CAMP in-kind contribution based on the national activities in NEA TH experimental programs
 - (1) Pre & Post-test (PKL and ATLAS currently).
 - (2) Provisions for including plant application (actual plant transients, transposing and/or scaling experiment conditions to NPP).
 - (3) Other TH simulation topics of general interest to CAMP-España organization.
4. 發表 NUREG/IA 技術報告
 - (1) 16 recently published contributions.
 - (2) 3 to be submitted very soon.

(3) A proposal of new 17 to be presented at the TPC meeting.

5. 目前與多所大學合作簽訂 2020-2023 之 CAMP-España 計畫。

6. 安全影響分析與評估研究

(1) 輔助西班牙核能發電廠進行安全評估、模擬運轉中電廠可能遭遇
的事故以及熱水流現象的影響。

(2) 提供獨立且額外的研究支援

7. 熱流模擬程式驗證與精進

(1) 擴充實驗數據資料庫

(2) 透過分析研究，增加程式的預測性及重現性

(3) 與多方熱水流程式使用者合作

8. 使用熱水流模擬程式

(1) 改進熱水流模擬程式之模式和使用能力。

(2) 吸收實驗結果並強化理解關鍵現象。

(3) 模式與真實電廠幾何縮放模式的改進和應用。

(4) 整合（和擴展）熱水流程式碼的基礎。

(5) 培訓新使用者。

9. 國際合作

(1) 與 CSNI 合作

(2) 與國際熱流專家合作

(五) 捷克發展動態與程式應用

捷克參與 CAMP 的單位如表 5 所列、使用到 CAMP 相關程式的核子設施如表 6 所列，其中 CVR 與 SURO，主要探討研究用反應器 LVR-15 相關的暫態、熱水力現象，也包括與第四代反應器相關的研究，如 TRACE 的適用性與衰變熱計算等，詳細項目如表 7 所列，並展示了 LVR-15 的 SNAP 介面圖(圖 53)。另外 UJV、TEA、Skosa JS 三個單位主要探討運轉中的電廠 Dukovany(VVER 440), Temelin(VVER 1000)的暫態事故、熱水力現象、功率計算與程式耦合等，如表 8 至表 10，並展示部分電廠模擬的界面圖與結果(圖 54 至圖 56)。最後 CVUT FIJI 主要研究與訓練用反應器 VR-1 相關的熱水力、中子擴散、反射體相關(表 11)，展示反射體的模式(圖 57)與中 SERPENT, PARCS 的中子通量結果比較圖(圖 58)。

表 5 捷克參與 CAMP 的組織

1	State office for Nuclear Safety (SUJB)
2	Nuclear Research Institute Rez (UJV)
3	Research Centre Rez (CVR)
4	TES Engineering Company
5	Skoda JS
6	Research Institute for Nuclear Power Plants
7	CHEMCOMEX Company
8	Institute for Applied Mechanics Brno (UAM)
9	Technical University Brno (VUT), Faculty of Electrical Engineering and Communication
10	Czech Technical University, Faculty of Mechanical Engineering
11	Czech Technical University, Faculty of Nuclear Science and Physical Engineering
12	State Institut for Radiation Protection

表 6 使用到 CAMP 相關程式的核子設施

NPPs	Dukovany(VVER 440), Temelin(VVER 1000)
experimental reactors	LVR-15, LR-0
training reactor	VR-1
repositories	Dukovany, Temelin, Jáchymov, Řež, Richard, Hostim

表 7 CVR and SURO Activities

內容	使用程式
LVR-15 暫態、事故分析	TRACE, RELAP5
LVR-15 爐心配置與熱水力現象	
西屋燃料用於 VVER-1000 分析	
LVR-15 燃料組件檢測(benchmark)	TRACE, FLUENT
TRACE 於第四代反應器適用性	
小型熔鹽式反應器衰變熱計算	SERPENT, MCNP, SCALE/Triton
Analyses of Dukovany new fuel campaign	PARCS

表 8 UJV Activities

內容	使用程式
Temelin NPP 暫態、事故分析	
BDBA (DEC-A) events of NPP Temelin 分析	
Dukovany NPP 壓力槽熱水力分析 (Pressurized Thermal Shock evaluation)	*RELAP3 Mod3.3, CFD FLUENT *簡報原文
RELAP5 與 PERSEO experiment 驗證 (in-Pool Energy Removal System for Emergency Operation)	RELAP5
Best Estimate analysis of 3/6 main coolant pumps trip for Dukovany NPP	

表 9 TES Activities

內容	使用程式
RPV failure caused by PTS for Dukovany	RELAP5
利用二次側移除餘熱 Temelin NPP	RELAP5
LOCA D200 in case of extreme outside temperature for Dukovany NPP	RELAP5
蒸汽產生器飼水管斷裂 Dukovany NPP	RELAP5
在不同的程式間交換數據資料	RELAP5
建立 PMK-2 模式	TRACE
Kozloduy NPP model RELAP/PARCS valid	PARCS

表 10 Skoda JS Activities

內容	使用程式
benchmark calculations for WWER 440 Full-Core	PARCS
power distribution in the core for WWER 1000	PARCS
TRACE PARCS 模式轉換	PARCS
Temelin NPP main coolant pump trip was performed	TRACE
Coupling with PARCS	TRACE

表 11 CVUT FIJI Activities

內容	使用程式
VR-1 模式建立	RELAP
VR-1 安全分析	RELAP
SMR 爐心狀態	PARCS
PARCS version 3.3.1 資料輸入方式比較	PARCS
準備建立 WWER 1000 反射體	PARCS/SCALE
比較 PARCS/SERPENT 結果	PARCS/SERPENT



圖 52 核子設施位置

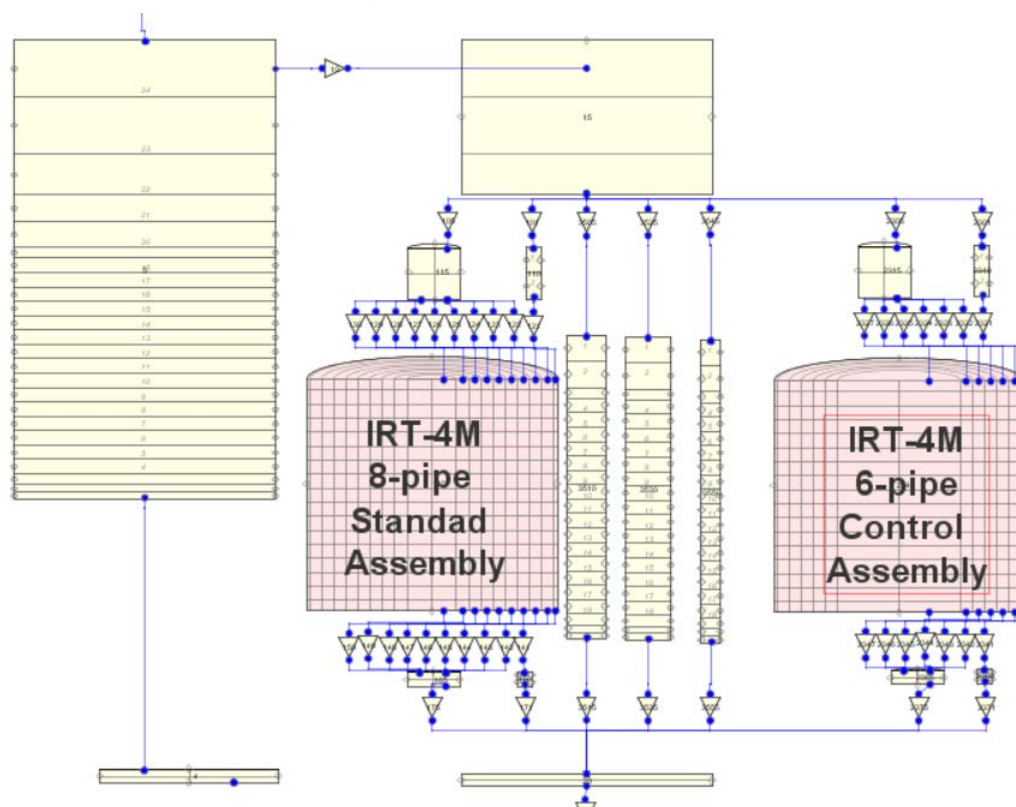


圖 53 LVR-15 nodalization

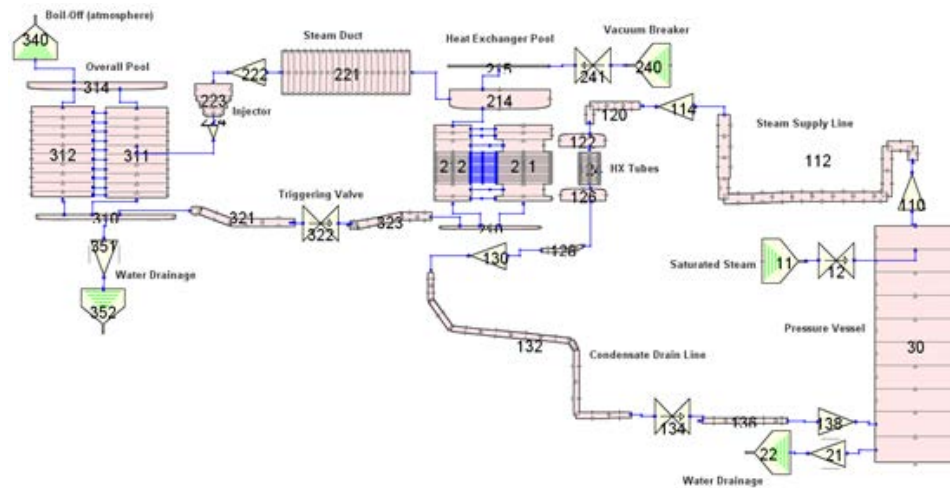


圖 54 PERSEO RELAP 5 nodalization

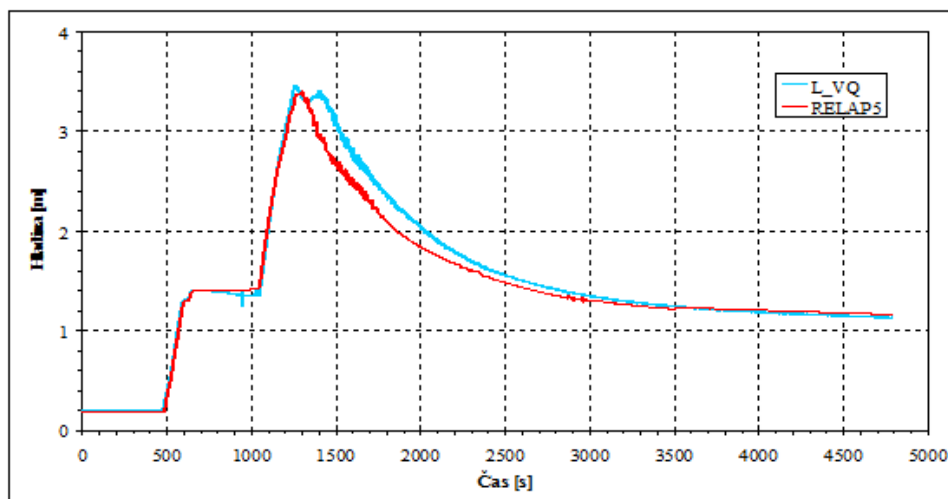


圖 55 Results: Water level in the heat exchanger

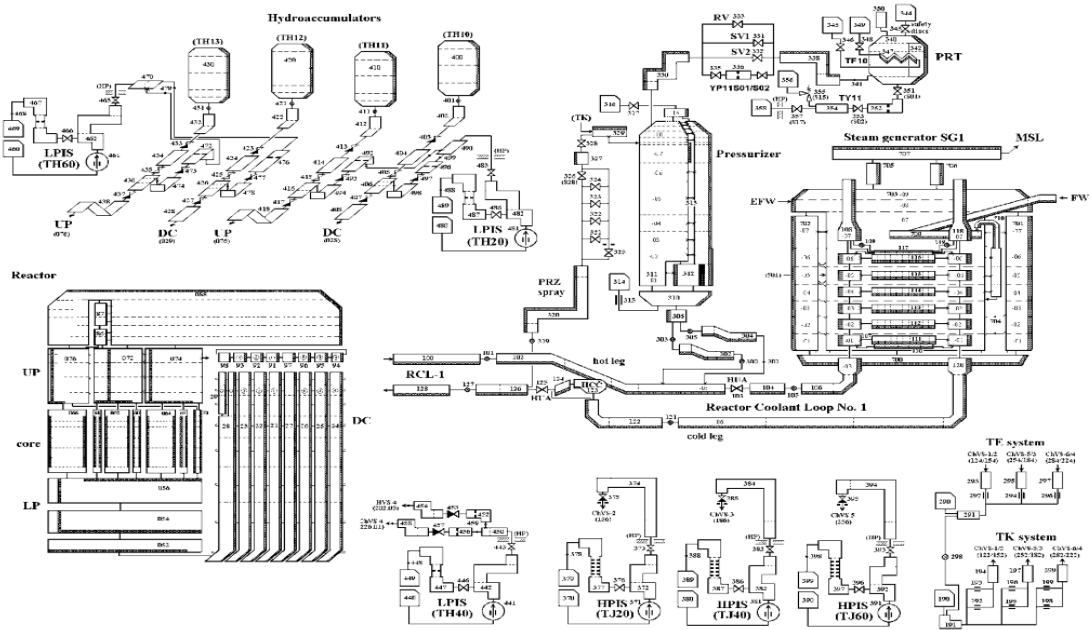


圖 56 Nodalization of NPP Dukovany Reactor Coolant System and ECCS (for PTS analysis)

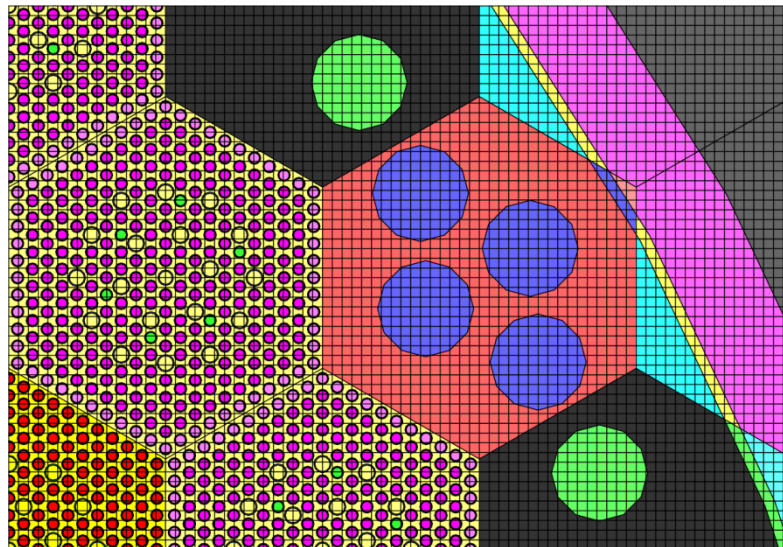


圖 57 Model for preparation of macroscopic cross sections for VVER-1000 reactor reflector (SCALE)

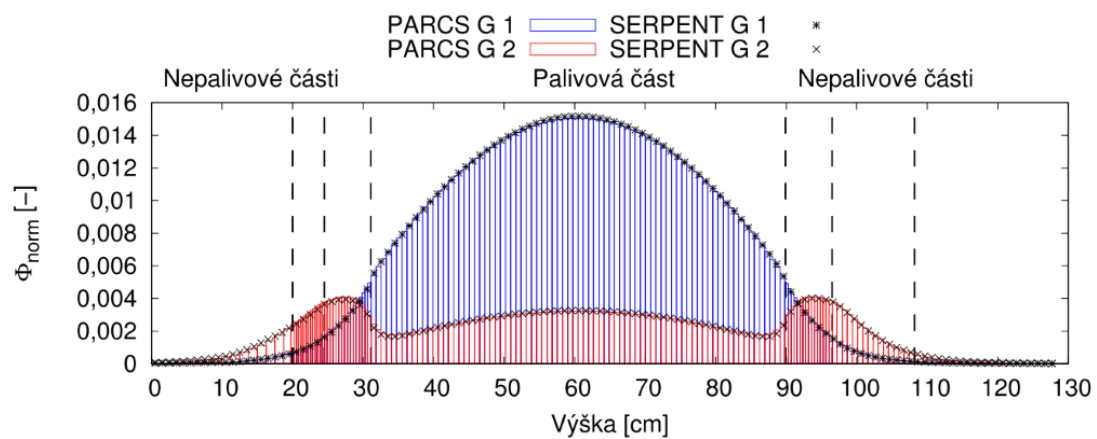


圖 58 Comparison of axial course of normal neutron flux density for SERPENT and PARCS: G 1 (fast); G 2 (thermal)

(六) 南韓發展動態與程式應用

目前韓國總共有 25 座機組，其中有 1 個機組已永久停機，4 座機組正在維修當中，並有兩座研究型反應器(資料更新至 2019 年 3 月)。而韓國方面有三種反應器如表 12，分別為 PWE、WH-PWR、PHWR。韓國目前正在研發第四代反應器，分別為 SMART (System Integrated Modular Advanced Reactor)和 Sodium Cooled Fast Reactor。

韓國目前有 33 個單位執行 CAMP 計畫，分別有 3 個國家單位；4 個大型企業；12 個中小型公司和 14 個學術單位共同參與。而目前韓國研發一個核能安全程式 MARS-KS，將由上述 33 個研究單位組成小組進行研究。

1. Assessment of RELAP5 and TRACE against MIDAS Experiments

目前韓國有一電廠實驗設備(MIDAS)可使實驗數據與程式進行驗證。MIDAS5J 內部 CL1~3 可模擬 Steady state steam injection，ECC2 and/or ECC4 可模擬 ECC Injection，並可實驗降沉區之情況。將 TRACE 模式爐心區域劃分為 6 區並設定 Cross flow K factor 進行模擬，最終 RELAP5 與 TRACE 結果與實驗趨勢相同。

Cross flow K factor:

$$K = (n - 1) \left(0.25 f_T \pi \frac{r}{d} + 0.5 K_1 \right) + K_1$$

2. 金屬氣水反應模式

韓國方面研發出新的熱水流程式 MARS-KS，並著重於燃料護套現象之模擬，其探討 RELAP5, MARS-KS, TRACE, FRAPTRAN 之模擬之結果。以來回饋其 MARS-K 之模擬結果，以改進其計算模式。

RELAP5, MARS-KS, TRACE, FRAPTRAN 中皆用 Cathcart-Pawel (CP) model 其源自 ORNL/NUREG-17，重點為氧化層厚度 $<17\%$ ，其中 TRACE 使用最為保守之公式。

表 12 韓國電廠列表

No.	Site-Unit	Reactor Type	Net Capacity (MWe)	Commercial Operation	Remarks
1	Kori-1	WH-PWR	587	1978.4	Permanent shutdonw 2017.6
2	Kori-2	WH-PWR	650	1983.7	
3	Kori-3	WH-PWR	950	1985.9	
4	Kori-4	WH-PWR	950	1986.4	
5	Shin-Kori-1	PWR	1000	2011.11	
6	Shin-Kori-2	PWR	1000	2012.7	
7	Shin-Kori-3	PWR	1400	2016.12	
8	<u>Shin-Kori-4</u>	<u>PWR</u>	<u>1400</u>	<u>2019.2</u>	—
9	Wolsong-1	PHWR	678.7	1983.4	
10	Wolsong-2	PHWR	700	1997.6	
11	Wolsong-3	PHWR	700	1998.7	
12	Wolsong-4	PHWR	700	1999.10	
13	Shin-Wolsong-1	PWR	1000	2012.7	
14	Shin-Wolsong-2	PWR	1000	2015.7	
15	Hanbit-1	WH-PWR	950	1986.8	
16	Hanbit-2	WH-PWR	950	1987.6	
17	Hanbit-3	PWR	1000	1995.3	
18	Hanbit-4	PWR	1000	1996.1	
19	Hanbit-5	PWR	1000	2002.5	
20	Hanbit-6	PWR	1000	2002.12	

21	hanul-1	WH-PWR	950	1988.9	
22	hanul-2	WH-PWR	950	1989.9	
23	hanul-3	PWR	1000	1998.8	
24	hanul-4	PWR	1000	1999.12	
25	hanul-5	PWR	1000	2004.7	
26	hanul-6	PWR	1000	2005.4	

表 13 韓國參與 CAMP 的組織

National institutes (3)	KINS, KAERI, Nat'l Fusion Research Inst.(NFRI)
Large companies (4)	KHNP CRI, KEPCO E&C, KEPCO-NF, DOOSAN Heavy Indus.
Medium & Small Companies (12)	Hyundai Eng., ACT, FNC, M&D, NSE, <u>SenTech</u> , en2t, NESS, <u>PJH</u> , RET, EDT, BEES
Universities (14)	KHU, PNU, SNU, SJU, UNIST, CAU, JJU, POSTECH, KAIST, <u>KMU</u> , HYU, KINGS, INU, CSU
Total : 33 Organizations	

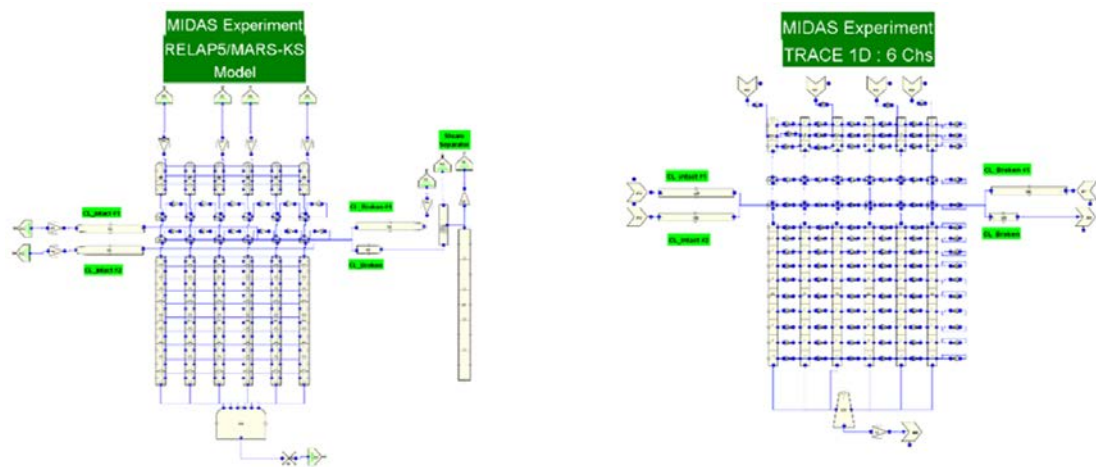


圖 60 MIDAS 模式圖

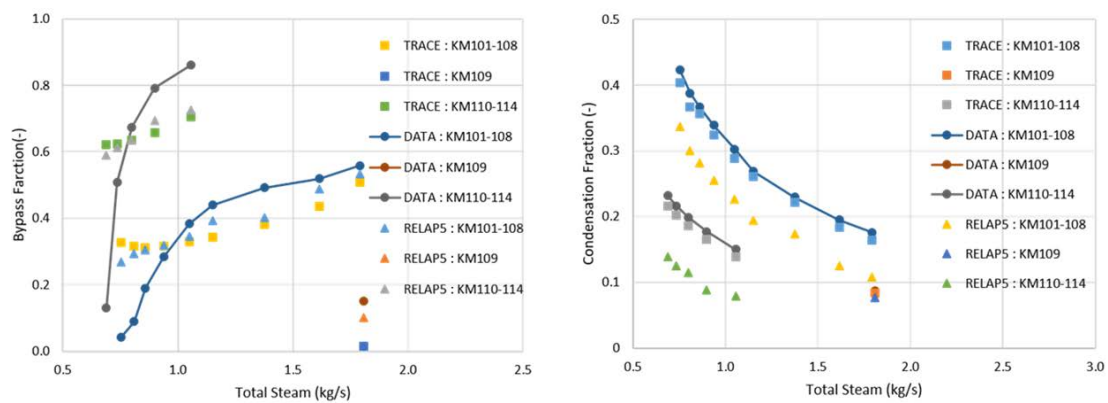


圖 61 數據結果比較

(七) CAMP 總結

由各國之 CAMP 執行結果可以看出，各國除了將使用的熱流程式重心轉往 TRACE 之外，也同時進行 TRACE 程式的驗證，如與電廠或是研究用反應器實驗數據進行比對，此外，如韓國正在測試 TRACE 建模的精細度對於結果的靈敏度分析，以評估 TRACE 程式運算、還原真實情況的極限，便可以對應建模時所需投入的時間與人力成本。另一方面，程式之間的耦合也是各國執行 CAMP 計畫的趨勢，如韓國將 TRACE 與 FRAPTRAN 耦合，利用 TRACE 產生的熱水流結果補充 FRAPTRAN 計算銈水反應時所需的熱水力資料，結合兩個程式的優點以得到最合理的銈水反應結果；又如捷克以 PARCS 搭配 SCALE 以建立反應器的反射體，PARCS 通常用於計算爐心中子擴散，以得到爐心功率分布，而 SCALE 內部具有多種模組，可以評估粒子遷移或是吸收劑量等多種功能，因此結合這兩者也可以增加模擬反射體的精細度。

三、結論與建議

本研究團隊已完成核一廠除役階段-反應器開蓋後之熱水流分析模式建立、驗證與案例分析。透過採用與 CFD 分析模式相同之衰變熱與邊界條件，驗證本 TRACE 分析模式之可信度，並探討新增用過燃料池冷卻系統運作下，系統內用過燃料池與爐心區等關鍵區域之詳細溫度，結果顯示其能有效的將水溫控制在 60°C 以下，符合運轉規範與實際情況；暫態案例分析顯示，在喪失移熱系統之情況下，由於水位低於用過燃料頂端的時間取決於用過燃料池與爐心區域之衰變熱，且當水位低於閘門區域後，爐心區與用過燃料池便不再連通。然而，實際衰變熱與用過燃料束之配置，未來可能有所更動，因此用過燃料露出水面的順序並不一定與本次分析之結果相同。

綜合各國於 CAMP 計畫中的主要目標皆為應用熱水流程式進行核電廠相關安全評估，並組織產、學、研各單位進行發展與強化分析技術，透過不斷比對實驗結果與模擬結果，精進程式內經驗公式與熱流機制，提升程式模擬與計算能力；透過程式介面的整合，耦合 CFD 或 FRAPTRAN 等其他分析程式，有助於提升分析領域與技術，並可支援管制機關審查協助，以及增加實務上的經驗回饋至 CAMP，提升台美雙方之合作與友誼。

肆、參考文獻

1. 台電公司, “核一廠除役計畫,” 2019
2. 曾永信, “107 年核能安全管理及安全度評估技術能力建立-分項 C 「核電廠於除役過渡前期的材料劣化評估研究」,” 2018
3. Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition-Auxiliary Systems Branch, NUREG-0800, Chapter 9.
4. “TRACE V5.0 USER’S MANUAL, U. S. Nuclear Regulatory Commission”